

GRS - 51 (Oktober 1982)

Risikoorientierte Analyse zum SNR-300

**Gesellschaft für
Reaktorsicherheit (GRS) mbH**



A u t o r e n

Gesellschaft für Reaktorsicherheit:

B. Baltes, S. Beliczey, A. Birkhofer (Gesamtleitung), P. Bogorinski, G. Bönigke, H. Brenig, W. Frey, H. Friederichs, M. Glahn, G. Haider, F.-W. Heuser, E. Hofer, D. Hoffmann, V. Javeri, W. Klassmann, K. Köberlein (Projektleitung), B. Krzykacz, H. Liemersdorf, E. Lindauer, H. Löffler, K.-H. Martens, R. Martens, W. Müller, U. Quast, G. Reichart, H. Schäfer, A. Scharfe, H. Schulz, J. Schweigert, M. Simon, H. Spindler, L. Sütterlin, W. Ullrich, W. Werner, W. Wurtinger

Brenk-Systemplanung:

H. Bastek, G. Schwarz

Kernforschungszentrum Karlsruhe:

A. Bayer, J. Ehrhardt, U. Fischer, R. Fröhlich, G. Heusener, W. Maschek, P. Royl, D. Struwe, S. Vogt

König & Heunisch, Beratende Ingenieure:

D. Hosser, G. König, K. Wörner

Rheinisch-Westfälischer TÜV:

H.-J. Schröter

Science Applications Inc.:

E. Rumble, M. Schikorr

Universität Köln:

L. Ahorner

Zerna, Schultz und Partner:

M. Duran, H.-J. Schaub, H.G. Schultz

Die an der internationalen Expertenbefragung Beteiligten sind namentlich im Anhang II zu Kapitel 7 aufgeführt.

Redaktion:

H.-P. Butz, K. Köberlein, G. Mansfeld, H. May, R. Nowak, M. Straßenmeyer

ISBN 3-923875-00-2

Herausgeber: Gesellschaft für Reaktorsicherheit, Köln und Garching

Copyright: Gesellschaft für Reaktorsicherheit, Köln, 1982

Druck: Netttesheim Druck GmbH, Köln

Vorwort

Der Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) beauftragte am 11.8.1981 die Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH mit einer "Risikoorientierten Analyse zum SNR-300". Der Auftrag geht auf die Empfehlung der Enquete-Kommission "Zukünftige Kernenergie-Politik" des 8. Deutschen Bundestages zurück, eine Studie durchführen zu lassen, die einen pragmatischen Sicherheitsvergleich zwischen dem SNR-300 und einem Leichtwasserreaktor moderner Bauart ermöglicht. Die entsprechenden Auszüge aus dem Bericht der Enquete-Kommission vom Juni 1980 sind im Kapitel 1 (Anhang 1) wiedergegeben.

Am 11.2.1981 beschloß der Kabinettsausschuß für die friedliche Nutzung der Kernenergie, die von der Enquete-Kommission empfohlene Studie durchführen zu lassen. Der Bundesminister für Forschung und Technologie bat mit Schreiben vom 9.3.1981 Prof. Dr. A. Birkhofer, GRS, die Studie zu übernehmen. Es folgte die Aufstellung eines an der Empfehlung der Enquete-Kommission orientierten Arbeitsprogramms und schließlich am 11.8.1981 die Beauftragung (zur Organisation der Arbeitsabwicklung siehe Abschnitt 1.2).

An der Studie waren im Unterauftrag bzw. in Zusammenarbeit mit der GRS mehrere Institutionen und Sachverständige beteiligt. Allen, die an der Studie mitgewirkt oder sie unterstützt haben, sei an dieser Stelle gedankt. Vor allem auch den Experten in verschiedenen Ländern gilt Anerkennung für die sehr kurzzeitige Beantwortung eines umfangreichen Fragebogens.

Ferner möchten wir allen Dank sagen, die durch ihren außerordentlichen Einsatz eine fristgerechte Abgabe der Studie ermöglichten. Dies gilt nicht nur für die wissenschaftlichen Mitarbeiter, sondern auch für alle, die sich um die technische Ab-

wicklung gekümmert haben, angefangen von den Schreibarbeiten über die Fertigung der Zeichnungen und das Korrekturlesen bis zum Kopieren der Entwürfe und zur Erstellung des fertigen Berichts.

Köln und Garching, im Oktober 1982

Der Herausgeber

I N H A L T

	Seite
1. Zielsetzung, Organisation und Gliederung der Studie	1
1.1 Zielsetzung der Studie	1
1.2 Organisation der Studie	4
1.3 Gliederung des Berichts	7
Anhang 1	10
2. Anlagentechnik	17
2.1 Das Kernkraftwerk SNR-300	17
2.1.1 Prinzip des Brutreaktors	17
2.1.2 Standort, grundsätzlicher Aufbau und Sicherheitskonzept des SNR-300	18
2.1.3 Beschreibung der Systeme und Komponenten	25
2.1.3.1 Reaktorkern	25
2.1.3.2 Hauptwärmeübertragungssystem	30
2.1.3.3 Strangspezifische Nachwärmeabfuhrsysteme	38
2.1.3.4 Tauchkühlsystem	38
2.1.3.5 Handhabungsstationen	39
2.1.3.6 Hilfsanlagen	40
2.1.3.7 Reaktorschutzsystem	42
2.1.3.8 Elektrische Energieversorgung	50
2.1.3.9 Sicherheitseinschluß	51
2.2 Vergleich charakteristischer Sicherheitseigenschaften: SNR-300 und DWR	56
2.2.1 Kern	57
2.2.1.1 Prinzipieller Aufbau	57
2.2.1.2 Regelbarkeit	57
2.2.1.3 Abschaltung	58
2.2.1.4 Leistungsdichte	59
2.2.1.5 Aktivitätsinventar	60
2.2.2 Hauptwärmeübertragungssysteme	60
2.2.3 Nachwärmeabfuhrsysteme	61

2.2.4	Spezielle Kühlmittleigenschaften	62
2.2.5	Sicherheitseinschluß	64
2.2.6	Störfallverhalten	64
2.2.7	Bewertung	69
2.3	Baulinien natriumgekühlter Brutreakto- ren	69
2.3.1	Einführung	69
2.3.2	Pool-Systeme	71
2.3.3	Loop-Systeme	73
2.4	Internationaler Entwicklungsstand und Betriebserfahrungen	74
2.4.1	Einführung	74
2.4.2	Bundesrepublik Deutschland/Belgien/ Niederlande (DeBeNe)	75
2.4.3	Frankreich	76
2.4.4	USA	77
2.4.5	Sowjetunion	78
2.4.6	Japan	79
2.4.7	Großbritannien	80
	Anhang 2-I	81
	Anhang 2-II	85
3.	Gegenstand und Methoden der Studie	98
3.1	Risikoanalyse und Genehmigungsverfah- ren	98
3.2	Sicherheitsanalyse	99
3.3	Aufgabe der Risikoanalyse	101
3.4	Schritte der Risikoanalyse	102
3.5	Spezielle Probleme	105
4.	Störfallanalyse (interne Ursachen)	112
4.1	Störfallauslösende Ereignisse und Stör- fallabläufe	112
4.2	Ereignisablaufanalyse (interne Ursa- chen)	118
4.2.1	Unzureichender Kühlmitteldurchsatz durch den Kern bei Versagen der Reak- torschnellabschaltung (Gruppe 1)	118
4.2.2	Unzureichende Wärmeabfuhr bei Versa- gen der Reaktorabschaltung (Gruppe 2)	120

4.2.3	Unkontrollierte Reaktivitätszufuhr (Gruppe 3)	125
4.2.4	Propagation einer lokalen Kühlungsstörung (Gruppe 4)	134
4.2.4.1	Lokale Kühlungsstörung innerhalb eines Brennelements	135
4.2.4.2	Schadenspropagation in einem Brennelement	139
4.2.4.3	Schadenspropagation von Brennelement zu Brennelement	144
4.2.5	Versagen der Nachwärmeabfuhrsysteme bei abgeschaltetem Reaktor (Gruppe 5) . .	147
4.2.6	Kühlmittelverlust und Ausfall der Nachwärmeabfuhr bei abgeschaltetem Reaktor (Gruppe 6)	152
4.3	Zusammenfassung	160
5.	Zuverlässigkeitsanalysen	163
5.1	Allgemeine Vorgehensweise	163
5.1.1	Methode der Zuverlässigkeitsanalyse . . .	163
5.1.2	Zuverlässigkeitsdaten	167
5.1.3	Bewertung von menschlichem Fehlverhalten	171
5.1.4	Bewertung von Instandhaltungsmaßnahmen . .	172
5.1.5	Common-Mode-Ausfälle	173
5.1.5.1	Arten von Common-Mode-Ausfällen	173
5.1.5.2	Maßnahmen gegen Common-Mode-Ausfälle . . .	175
5.1.5.3	Bewertung von Common-Mode-Ausfällen . . .	178
5.1.6	Beschreibung der Unsicherheit der Ergebnisse	180
5.2	Zuverlässigkeitsuntersuchungen von Einzelsystemen	182
5.2.1	Reaktorschnellabschaltung	182
5.2.1.1	Mechanischer Teil der Schnellabschalt-systeme	182
5.2.1.2	Reaktorschutzsysteme zur Schnellabschaltung	195
5.2.2	Aktive Nachwärmeabfuhr	200
5.2.2.1	Allgemeiner NWA-Fall	202
5.2.2.2	Dampferzeugerstörfall	203
5.2.2.3	Notstromfall	204
5.2.2.4	Gesamtergebnis für die aktive Nachwärmeabfuhr	205

5.2.3	Passive Nachwärmeabfuhr	206
5.2.4	System zur Detektion verzögerter Neutronen	208
5.2.5	Natrium-Füllstandsmessung im Reaktortank	210
5.2.6	Containmentabschluß	212
5.2.6.1	Reaktorschutzsignale für den Containmentabschluß	213
5.2.6.2	Containmentabschluß der Lüftungsanlagen	214
5.2.6.3	Containmentabschluß des Reventing- und Exventing-Systems	215
5.2.6.4	Containmentabschluß der Entwässerungssysteme	216
5.2.6.5	Gesamtergebnis für den Containmentabschluß	217
5.2.7	Bodenkühleinrichtung	218
5.2.8	Natriumgekühltes Abklinglager	221
5.2.9	Gasgekühltes Abklinglager	224
5.3	Zusammenfassende systemübergreifende Bewertung	226
6.	Einwirkungen von außen / Anlageninterne Brände	233
6.1	Einwirkungen von außen	233
6.1.1	Auslegungsstand SNR-300	233
6.1.2	Auslösende Ereignisse, statistische Bewertung und Auswahl	235
6.1.3	Einzeluntersuchungen	246
6.1.3.1	Bewertung von Auslegungsmaßnahmen gegen Erschütterungen infolge von Sicherheitserdbeben bzw. Flugzeugabsturz	246
6.1.3.2	Erdbeben	248
6.1.3.3	Flugzeugabsturz	260
6.2	Einwirkungen Dritter	268
6.2.1	Begriff des Risikos	268
6.2.2	Auslösende Ereignisse	269
6.2.3	Sicherungsmaßnahmen	271
6.2.3.1	Einwirkungen von außerhalb der Anlage	272
6.2.3.2	Einwirkungen durch Täter im Innern der Anlage	273
6.2.4	Bisherige Erfahrungen	277
6.2.5	Zusammenfassung	278
6.3	Einwirkungen aus Brand	279

6.3.1	Natriumbrände	280
6.3.2	Konventionelle Brände	284
6.4	Zusammenfassung	286
7.	Unfallanalyse	288
7.1	Ereignisablauf im Reaktorkern und me- chanische Energiefreisetzung	290
7.1.1	Unkontrollierter Kerndurchsatzstörfall . .	290
7.1.1.1	Einleitung	290
7.1.1.2	Einleitungsphase	295
7.1.1.3	Übergangsphase	300
7.1.1.4	Rekritikalitäten	306
7.1.1.5	Freisetzung mechanischer Energie	313
7.1.2	Sonstige Einleitungsereignisse (UWVA, URZ, PPS, ANWA, UNVT)	316
7.2	Ereignisablauf im Reaktortank	325
7.2.1	Unkontrollierter Kerndurchsatzstörfall . .	325
7.2.1.1	Auswirkungen der mechanischen Energie- freisetzung	325
7.2.1.2	Verhalten der geschmolzenen Kernmate- rialien	337
7.2.2	Sonstige Einleitungsereignisse (UWVA, ANWA)	353
7.2.3	Zusammenfassung	357
7.3	Ereignisablauf im Containment	359
7.3.1	Ereignisablaufdiagramme	359
7.3.1.1	Sicherheitssysteme	359
7.3.1.2	Erstellung von Ereignisablaufdiagrammen .	366
7.3.2	Zusammenfassung der Ereignisabläufe . . .	374
7.3.3	Auswirkungen im Containment	379
7.3.3.1	Rechenmethoden	379
7.3.3.2	Ergebnisse	383
7.4	Störungen in den Brennelementlagern . . .	396
7.4.1	Natriumgekühltes Abklinglager (Natrium- lager)	400
7.4.2	Gasgekühltes Abklinglager (Gaslager) . . .	402
7.5	Häufigkeiten der Unfallabläufe	403
7.6	Zusammenfassung	416
Anhang 7-I	420
Anhang 7-II	453

8.	Radionuklidverhalten	496
8.1	Einleitung	496
8.2	Nuklidinventare	499
8.2.1	Nuklidinventar im Reaktorkern	499
8.2.2	Nuklidinventare in den Brennelementlagern	502
8.3	Freisetzung radioaktiver Stoffe	505
8.3.1	Ereignisabläufe	505
8.3.2	Freisetzung radioaktiver Stoffe aus dem Reaktortank: Spontane Freisetzung bei der Exkursion	510
8.3.3	Freisetzung aus der Bodenkühleinrichtung	518
8.3.3.1	Freisetzung bei intakter Bodenkühleinrichtung (Rechenfälle 1 und 2)	518
8.3.3.2	Freisetzung bei Ausfall aller aktiven Systeme (Rechenfälle 3 bis 7)	519
8.4	Spaltproduktverhalten im Containment . .	523
8.4.1	Spaltprodukttransportmodell des CORRAL-Codes, angewandt auf den SNR-300	524
8.4.2	Aerosolmodelle und Rechnungen	532
8.4.3	Rechnungen zur Spaltproduktfreisetzung .	558
8.5	Freisetzung radioaktiver Stoffe aus den Brennelementlagern	579
8.5.1	Freisetzung aus dem Natriumlager bei Ausfall der Kühlung	580
8.5.2	Freisetzung aus dem Gaslager bei Ausfall der Kühlung	586
8.6	Zusammenfassung und Freisetzungskategorien	588
9.	Anlagentechnische Analyse - Zusammenfassung der Ergebnisse	597
9.1	Störfallauslösende Ereignisse und Störfallabläufe	598
9.2	Unfallanalyse	608
9.3	Radionuklidfreisetzung	614
9.4	Brennelementlager	619
9.5	Einwirkungen von außen	620
9.6	Häufigkeiten der Unfallabläufe	621
10.	Unfallfolgen	624
10.1	Unfallfolgenmodell	624
10.1.1	Einleitung	624

10.1.2	Modell der atmosphärischen Ausbreitung und Ablagerung	627
10.1.2.1	Wetterdaten	627
10.1.2.2	Windrichtungshäufigkeiten	628
10.1.2.3	Windrichtungsänderungen	628
10.1.2.4	Ablagerung	628
10.1.2.5	Resuspensionsmodell	631
10.1.3	Dosismodell	632
10.1.3.1	Dosisfaktoren	632
10.1.3.2	Inkorporationsdaten	633
10.1.4	Modell der Schutz- und Gegenmaßnahmen . .	635
10.1.5	Modell zur Ermittlung der Gesundheitsschäden	636
10.1.6	Bevölkerungsmodell	637
10.2	Freisetzungsdaten	638
10.3	Ergebnisse der Unfallfolgenrechnungen . .	644
10.3.1	Darstellungsformen	645
10.3.2	Kollektivschäden und ihre komplementären Häufigkeitsverteilungen (CCFD) . .	646
10.3.3	Von Schutz- und Gegenmaßnahmen betroffene Flächen und Personen	654
10.3.4	Entfernungsabhängige Individualrisiken .	669
10.3.5	Kollektivrisiken und Erwartungswerte der von den Schutz- und Gegenmaßnahmen betroffenen Flächen und Personen . .	673
10.4	Aussagesicherheit der Ergebnisse	675
10.4.1	Einfluß der Dosis/Wirkungs-Beziehung für die Lunge	675
10.4.2	Einfluß der Aerosol-Charakteristika . . .	676
10.4.3	Einfluß der Exposition durch kurzlebige Radionuklide und durch radioaktives Natrium	677
10.4.4	Einfluß synergistischer Effekte	678
10.4.5	Einfluß der Spätschäden bei Berücksichtigung aller folgenden Generationen (FG)	679
10.5	Zusammenfassung	679
11.	Risikovergleich DWR - SNR-300	682
11.1	Anlageninterne Ereignisse, die zur Kernzerstörung führen	683
11.2	Vorgänge bei der Kernzerstörung	684

11.3	Vorgänge im Containment und Freisetzung aus dem Containment	686
11.4	Auswirkungen in der Umgebung	690
Schrifttum		695

BILDER

	Seite	
2-1:	Standort und Luftaufnahme des Kernkraftwerks Kalkar mit Schnellem Natriumgekühlten Reaktor (SNR-300)	20
2-2:	Lageplan des SNR-300	21
2-3:	Schematischer Aufbau des SNR-300	22
2-4:	Querschnitt durch den Reaktorkern	26
2-5:	Aufbau und Abmessungen eines Brennelementes	27
2-6:	1. und 2. Abschalteneinrichtung	29
2-7:	Reaktorkern mit Einbauten	31
2-8:	Primär- und Sekundär-Wärmeübertragungssystem	34
2-9:	Geodätische Anordnung: Zellen- und Wannenkonzept	35
2-10:	Reaktornotkühlssystem (Übersicht)	39
2-11:	Zustandsgrößen und Schutzaktionen beider Schutzsysteme	45
2-12:	Grundsätzlicher Aufbau des 1. Reaktorschutzsystems	50
2-13:	Elektrischer Übersichtsplan	52
2-14:	Reaktortank, Doppeltank und Bodenkühleinrichtung	53
2-15:	SNR-Containmentsystem	54
2-16:	Vergleich der Primärsysteme von Pool- und Loop-Bauweisen	70
3-1:	Schritte der anlagentechnischen Untersuchungen der Risikostudie	102
4-1:	Einleitungsereignisse für Kernzerstörung (Gruppe 1-6)	113
4-2:	Ereignisablaufdiagramme für anlageninterne störfallauslösende Ereignisse	116
4-3:	Ereignisablaufdiagramm zur Schadensausweitung in einem Brennelement	140
4-4:	Verlauf der mittleren Temperatur in den Na-Kreisläufen	148
4-5:	Verlauf der maximalen Kerntemperatur	149

5-1:	Arten von Ausfällen mehrerer Komponenten . . .	174
5-2:	Darstellung der Systemzustände zur Berechnung der Nichtverfügbarkeit über ein vereinfachtes Markov-Modell	191
5-3:	Nichtverfügbarkeiten diversitärer Schnellabschaltsysteme von Schnellen Brütern (Ergebnisse internationaler Studien)	195
6-1:	Standortspezifische Erdbebenlastannahme für eine Intensität I = VII (MSK-Skala) . .	249
6-2:	Überschreitenshäufigkeiten für Erdbebenintensitäten am Standort Kalkar	250
6-3:	Bedingte Versagenswahrscheinlichkeit der Tragkonstruktion der Primärnatriumpumpen bei Erdbeben	254
6-4:	Ereignisablaufdiagramm "Erdbeben" hinsichtlich der Wirkung auf den Reaktor . . .	258
6-5:	Lageplan mit Treffhäufigkeiten für Flugzeugabsturz h^{Fl} bzw. Wrackteile h^{Wr}	261
6-6:	Ereignisablaufdiagramm "Flugzeugabsturz" hinsichtlich der Wirkung auf den Reaktor . .	266
7-1:	Phasen eines Kernzerstörungsfalls	291
7-2:	Mögliche Störfallentwicklung während der Übergangsphase	305
7-3:	Ablauf einer Kernzerstörung bei unkontrollierter Reaktivitätszufuhr	318
7-4:	Wesentliche Bereiche des Reaktortanks . . .	327
7-5:	Ereignisablaufdiagramm: Auswirkungen der mechanischen Energiefreisetzung	335
7-6:	Rückhaltestrukturen im Reaktortank	338
7-7:	Ereignisablaufdiagramm: Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktortank	344
7-8:	Ereignisablauf im Containment nach einer Kernzerstörung mit Tankversagen (MDV2, MDV1, MTV2, NWV)	368
7-9:	Ereignisablauf im Containment nach einer Kernzerstörung mit Tankversagen (STV, MTV1)	370
7-10:	Ereignisablauf im Containment nach einer Kernzerstörung mit Tankversagen (UTV) . . .	372
7-11:	Ereignisablauf im Containment nach einer Kernzerstörung mit Tankversagen (MDV1, MTV2, NWV)	374
7-12:	Mittlere Gastemperatur im inneren Containment, Rechenfall 1	384

7-13:	Temperaturen im äußeren Containment, Rechenfall 1	384
7-14:	Drücke im inneren und äußeren Containment, Rechenfall 1	385
7-15:	Temperatur im Natriumpool in der Reaktor- zelle, Rechenfall 1	385
7-16:	Mittlere Gastemperatur im inneren Con- tainment, Rechenfall 2	386
7-17:	Druck im inneren Containment, Rechen- fall 2	386
7-18:	Temperatur im Natriumpool in der Reak- torzelle, Rechenfall 2	387
7-19:	Mittlere Gastemperatur im inneren Con- tainment, Rechenfall 5	389
7-20:	Temperaturen im äußeren Containment, Re- chenfall 5	389
7-21:	Drücke im inneren und äußeren Contain- ment, Rechenfall 5	390
7-22:	Temperatur im Natriumpool in der Reak- torzelle, Rechenfall 5	390
7-23:	Mittlere Gastemperatur im inneren Con- tainment, Rechenfall 6	392
7-24:	Druck im inneren Containment, Rechen- fall 6	392
7-25:	Temperatur im Natriumpool in der Reak- torzelle, Rechenfall 6	393
7-26:	Temperaturen im inneren und äußeren Con- tainment, Rechenfall 7	394
7-27:	Drücke im inneren und äußeren Contain- ment, Rechenfall 7	394
7-28:	Temperaturen des Natrium- bzw. Wasser- pools, Rechenfall 7	395
7-29 (1):	Temperaturen im inneren und äußeren Con- tainment (Minutenbereich), Rechenfall 8	397
7-29 (2):	Temperaturen im inneren und äußeren Con- tainment (Stundenbereich), Rechenfall 8	397
7-30 (1):	Drücke im inneren und äußeren Contain- ment (Minutenbereich), Rechenfall 8	398
7-30 (2):	Drücke im inneren und äußeren Contain- ment (Stundenbereich), Rechenfall 8	398
7-31 (1):	Pooltemperaturen (Minutenbereich), Re- chenfall 8	399
7-31 (2):	Pooltemperaturen (Stundenbereich), Re- chenfall 8	399
7-32:	Beispiel einer stückweisen Gleichvertei- lung und ihres Komplementes	426

7-33:	Dichtefunktionen der Histogrammverteilungen zweier Antworten zu Frage 24	430
7-34:	Dichtefunktion der gewichteten Zusammenfassung der Histogrammverteilungen von Bild 7-33	430
7-35:	Dichtefunktion der gewichteten Zusammenfassung der Histogrammverteilungen aller 15 Antworten zu Frage 24	431
7-36:	Komplementäre subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilung des mechanischen Arbeitspotentials aus der Einleitungsphase	439
7-37:	Komplementäre Wahrscheinlichkeitsverteilung (subjektive Schätzung) der bei einem UKDS freigesetzten mechanischen Energie	449
7-38:	Komplementäre subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilung des Beitrags aus der Einleitungsphase zu den Vertrauensintervallen in Bild 7-37	450
7-39:	Komplementäre Wahrscheinlichkeitsverteilung (subjektive Schätzung) des Beitrags aus Rekritikalitätsablauf 1 (Rekompaktion) zum Ergebnis in Bild 7-37	451
7-40:	Komplementäre Wahrscheinlichkeitsverteilung (subjektive Schätzung) des Beitrags aus Rekritikalitätsablauf 32 (reaktivitätserhöhende Fluidbewegungen) zum Ergebnis in Bild 7-37	451
7-41:	Komplementäre Wahrscheinlichkeitsverteilung (subjektive Schätzung) des Beitrags aus Rekritikalitätsablauf 33 (Brennstoffrückkehr) zum Ergebnis in Bild 7-37	452
7-42:	Störfallablauf in seinen verschiedenen Phasen	455
7-43:	Diskretisierung des abgebrannten Kerns für die SAS3D-Unfallsimulation	457
7-44:	Brennelement	458
7-45:	Reaktortank mit Einbauten	459
7-46:	Daten des abgebrannten Kerns (EOL) des SNR-300	460
7-47:	Ablaufschema	480
7-48:	Kern mit dispergierten Einzelpools	483
7-49:	Siedender Pool	483
8-1:	Schematischer Querschnitt des SNR-300-Containments	525

8-2:	Vermaschung der verschiedenen thermodynamischen und aerosoldynamischen Rechenprogramme bei der Berechnung des Spaltproduktverhaltens im Containment des SNR-300 bis zur Freisetzung in die Umgebung	529
8-3:	Natriumnachlieferung aus der Bodenkühl-einrichtung	537
8-4:	Aerosolkonzentration im inneren Containment, Rechenfall 1	540
8-5:	Plateout-Rate im inneren Containment, Rechenfall 1	540
8-6:	Aerosolkonzentration im äußeren Containment, Rechenfall 1	542
8-7:	Plateout-Rate im äußeren Containment, Rechenfall 1	542
8-8:	Aerosolkonzentration im inneren Containment, Rechenfall 2	544
8-9:	Plateout-Rate im inneren Containment, Rechenfall 2	544
8-10:	Aerosolkonzentration im äußeren Containment, Rechenfall 2 (Umluft)	546
8-11:	Plateout-Rate im äußeren Containment, Rechenfall 2 (Umluft)	546
8-12:	Aerosolkonzentration im äußeren Containment, Rechenfall 2 (Abluft)	547
8-13:	Aerosolnachlieferung aus der Bodenkühl-einrichtung (unter Berücksichtigung der Natrium/Wasser-Reaktion nach 25 h), Rechenfall 5	548
8-14:	Aerosolkonzentration im inneren Containment, Rechenfall 5	550
8-15:	Plateout-Rate im inneren Containment, Rechenfall 5	550
8-16:	Aerosolkonzentration im äußeren Containment, Rechenfall 5	551
8-17:	Plateout-Rate im äußeren Containment, Rechenfall 5	551
8-18:	Aerosolkonzentration im inneren Containment, Rechenfall 7	553
8-19:	Plateout-Rate im inneren Containment, Rechenfall 7	553
8-20:	Aerosolkonzentration im äußeren Containment, Rechenfall 7	555
8-21:	Plateout-Rate im äußeren Containment, Rechenfall 7	555

8-22:	Aerosolkonzentration im äußeren Containment und in der warmen Werkstatt, Rechenfall 8	559
8-23:	Plateout-Rate im äußeren Containment und in der warmen Werkstatt, Rechenfall 8	559
8-24:	Anteil des Kerninventars in verschiedenen Containmentbereichen: Kr, Xe, Rechenfall 1	569
8-25:	Anteil des Kerninventars in verschiedenen Containmentbereichen: Org. J, Rechenfall 1	569
8-26:	Anteil des Kerninventars in verschiedenen Containmentbereichen: NaJ, Rechenfall 1	570
8-27:	Anteil des Kerninventars in verschiedenen Containmentbereichen: Cs, Rb, Rechenfall 1	570
8-28:	Anteil des Kerninventars in verschiedenen Containmentbereichen: Te, Sb, Rechenfall 1	571
8-29:	Anteil des Kerninventars in verschiedenen Containmentbereichen: Ba, Sr, Rechenfall 1	571
8-30:	Anteil des Kerninventars in verschiedenen Containmentbereichen: La, Rechenfall 1	572
8-31:	Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Kerninventars: Rechenfall 1	573
8-32:	Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Kerninventars: Rechenfall 2 (Umluft)	574
8-33:	Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Kerninventars: Rechenfall 2 (Abluft)	574
8-34:	Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Kerninventars: Rechenfall 5	576
8-35:	Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Kerninventars: Rechenfall 3	577
8-36:	Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Kerninventars: Rechenfall 7	577
8-37:	Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Kerninventars: Rechenfall 8	578
8-38:	Aerosolkonzentration im äußeren Containment nach Ausfall der Kühlung im natriumgekühlten Abklinglager	584
8-39:	Plateout-Rate im äußeren Containment nach Ausfall der Kühlung im natriumgekühlten Abklinglager	584
8-40:	Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Aktivitätsinventars nach Ausfall der Kühlung im natriumgekühlten Abklinglager	586

9-1:	Einleitungsereignisse für Kernzerstörung (Gruppe 1 bis 6)	599
9-2:	Ereignisablaufdiagramme für anlageninterne störfallauslösende Ereignisse	603
10-1:	Dosis/Wirkungs-Beziehung $s(D)$ für akuten Tod durch die Lungendosis	637
10-2 (1):	Komplementäre kumulative Häufigkeitsverteilung der Kollektivschäden (Spätschäden) für die Freisetzungskategorien 1-4 und deren Summe	647
10-2 (2):	Komplementäre kumulative Häufigkeitsverteilung der Kollektivschäden (Spätschäden) für die Freisetzungskategorie A	647
10-3 (1):	Komplementäre kumulative Häufigkeitsverteilung der genetisch signifikanten Kollektivdosis für die Freisetzungskategorien 1-5 und deren Summe	656
10-3 (2):	Komplementäre kumulative Häufigkeitsverteilung der genetisch signifikanten Kollektivdosis für die Freisetzungskategorien A und B	656
10-4 (1):	Komplementäre kumulative Häufigkeitsverteilung der von der Gegenmaßnahme "Evakuierung" (Gebiet A) betroffenen Personen für die Freisetzungskategorien 1-5 und deren Summe	659
10-4 (2):	Komplementäre kumulative Häufigkeitsverteilung der von der Gegenmaßnahme "Evakuierung" (Gebiet A) betroffenen Personen für die Freisetzungskategorien A und B	659
10-5:	Komplementäre kumulative Häufigkeitsverteilung der von der Gegenmaßnahme "Schnelle Umsiedlung" (Gebiet B ₁) betroffenen Personen	660
10-6:	Komplementäre kumulative Häufigkeitsverteilung der von der Gegenmaßnahme "Umsiedlung" (Gebiet C) betroffenen Flächen	661
10-7:	Komplementäre kumulative Häufigkeitsverteilung der von der Gegenmaßnahme "Umsiedlung" (Gebiet C) betroffenen Personen	661
10-8:	Mittlere entfernungsabhängige Wahrscheinlichkeit p für die Schutz- und Gegenmaßnahme "Dekontamination" nach erfolgter Freisetzung	664
10-9 (1):	Mittlere entfernungsabhängige Wahrscheinlichkeit p für "Einschränkungen beim Verzehr von Milch im 1. Jahr" nach Freisetzung	667

10-9 (2):	Mittlere entfernungsabhängige Wahrscheinlichkeit p für "Einschränkungen beim Verzehr von Milch in den Folgejahren" nach Freisetzung	667
10-9 (3):	Mittlere entfernungsabhängige Wahrscheinlichkeit p für "Einschränkungen beim Verzehr anderer landwirtschaftlicher Produkte im 1. Jahr" nach Freisetzung	668
10-9 (4):	Mittlere entfernungsabhängige Wahrscheinlichkeit p für "Einschränkungen beim Verzehr anderer landwirtschaftlicher Produkte in den Folgejahren" nach Freisetzung	668
10-10 (1):	Entfernungsabhängigkeit Individualrisiko für Spätschäden bei den lebenden Generationen (LG) für die Freisetzungskategorien 1-5	671
10-10 (2):	Entfernungsabhängiges Individualrisiko für Spätschäden bei den lebenden Generationen (LG) für die Freisetzungskategorien A und B	671
10-11 (1):	Entfernungsabhängiges Individualrisiko für Spätschäden bei den folgenden Generationen (FG) für die Freisetzungskategorien 1-5	672
10-11 (2):	Entfernungsabhängiges Individualrisiko für Spätschäden bei den folgenden Generationen (FG) für die Freisetzungskategorien A und B	672
11-1:	Komplementäre Häufigkeitsverteilung für somatische Spätschäden bei DWR und SNR-300	692

TABELLEN

	Seite
2-1: Aufgaben des 1. und 2. Reaktorschutzsystems	43
2-2: Zuordnung Störfall - Anregesignal	46
2-3: Zuordnung Anregesignal - Schutzaktion	48
2-4: Schnelle natriumgekühlte Brutreaktoren	71
4-1: Empfindlichkeit der Leckerkennungssysteme	156
4-2: Einleitungsereignisse für eine Kernzerstörung	161
5-1: Faktoren zur Berechnung der Medianwerte aus Erwartungswerten	181
5-2: Ergebnisse der Zuverlässigkeitsanalyse zur aktiven NWA	206
5-3: Versagen der Kühlkreisläufe bei Lecks	224
5-4: Basishäufigkeiten für die Freisetzungskategorien	227
6-1: Globale Absturzhäufigkeiten für den SNR-300 und für das Kernkraftwerk Biblis, Block B	241
6-2: Häufigkeiten pro Jahr für Ereignisse infolge Erdbebens, die zur Kernzerstörung führen	260
6-3: Häufigkeiten von Systemausfällen infolge Erdbebens	287
7-1: Wahrscheinlichkeiten für den Einfluß der wichtigsten Vorgänge auf den Störfallablauf in der Einleitungsphase, ermittelt aus der Expertenbefragung	298
7-2: Subjektive Aussagesicherheit über die Höhe des Brennstoff-Arbeitspotentials am Ende der Einleitungsphase	299
7-3: Subjektive Aussagesicherheit für den Eintritt in die Übergangsphase	302
7-4: Verteilung der Reaktivitätsrampen für Rekritikalitäten bei noch intakten Brennelementkästen	308

7-5:	Verteilung der Reaktivitätsrampen für Re- kritikalitäten durch Brennstoffrückkehr in eine siedende Schmelze	310
7-6:	Verteilung der Reaktivitätsrampen für Re- kritikalitäten durch Fluidbewegungen einer siedenden Schmelze	311
7-7:	Wahrscheinlichkeiten für das isentrope Brennstoff-Arbeitspotential von Rekritika- litäten bei Expansion auf 70 m ³ für einen UKDS, der in die Übergangsphase mündet . . .	312
7-8:	Subjektive Aussagesicherheiten für das Verhältnis von effektiv wirksamer mecha- nischer Energiefreisetzung zum isentropen Brennstoff-Arbeitspotential	315
7-9:	Beste Schätzung der Wahrscheinlichkeiten für die effektive mechanische Energiefrei- setzung	316
7-10:	Wahrscheinlichkeiten für die verschiede- nen Arten der Kernzerstörung nach ANWA . . .	323
7-11:	Reaktortank und Primärleitungen: maxima- le Beanspruchung bei 370 MJ freigesetzter mechanischer Energie und festgelegte Gren- zen für die Tragfähigkeit	328
7-12:	Reaktortank und Primärleitungen: bedingte Versagenswahrscheinlichkeiten	329
7-13:	Verteilung der Kernmaterialien zu Beginn der Nachwärmeabfuhrphase	340
7-14:	Versagensarten des Reaktortanks durch Ein- wirkung geschmolzener Kernmaterialien in der Nachwärmeabfuhrphase	342
7-15:	Wahrscheinlichkeitsverteilung für die an der thermischen BNR beteiligte Brennstoff- menge	350
7-16:	Wahrscheinlichkeiten für die spezifische mechanische Energiefreisetzung bei einer BNR	351
7-17:	Wahrscheinlichkeiten für mechanische Ener- giefreisetzungen durch BNR	352
7-18:	Versagenswahrscheinlichkeiten des Reaktor- tanks [10 ⁻⁶ /a]	356
7-19:	Zusammenstellung der Containmentrechen- fälle	376
7-20:	Häufigkeiten für Kernzerstörung mit Tank- versagen	405
7-21:	Bedingte Wahrscheinlichkeiten für Tankver- sagen	406
7-22:	Bedingte Wahrscheinlichkeiten für das Ver- sagen des Containmentabschlusses	406

7-23:	Häufigkeiten für Kernzerstörung infolge Erdbebens	407
7-24:	Zusammenstellung der Häufigkeit von Unfallabläufen	408
7-25:	Häufigkeiten pro Jahr für die Containment-rechenfälle 1 bis 8	409
7-26:	Zuordnung zwischen Rechenfällen und Freisetzungskategorien	410
7-27:	Fraktilen aus ermittelten subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilungen (x_1-x_6) bzw. Expertenschätzungen von Fraktilen (x_7-x_{18})	414
7-28:	Verteilungstypen, die bei der probabilistischen Modellierung der Schätzunsicherheiten in den Parametern x_i Verwendung fanden	415
7-29:	Fraktilen und Punktwerte subjektiver Wahrscheinlichkeitsverteilungen der zu erwartenden Freisetzungshäufigkeiten der Kategorien 1 bis 5	415
7-30:	Anzahl der Bogen, in denen die in der Studie verarbeiteten Fragen beantwortet sind	422
7-31:	Gewichtet zusammengefaßte Antworten zu den in der Studie bearbeiteten Fragen	431
7-32:	Zuordnung der Wertekombinationen der Merkmale in Fragen 4, 5 und 6 zu drei Merkmalswerten der Brennstoffdispersion X in gevoideten Brennelementen	433
7-33:	Zuordnung der Wertekombinationen der Merkmale in Fragen 7 und 12 zu drei Merkmalswerten der Brennstoffkompaktion Y in nicht gevoideten Brennelementen	434
7-34:	Zuordnung der Wertekombinationen der Merkmale in Frage 2 sowie der Wirkungen X und Y zu Wertebereichen des mechanischen Arbeitspotentials	434
7-35:	Gewichte bei der für jeden Fragebogen einzeln vorgenommenen Zusammenfassung der verschiedenen vorliegenden Wahrscheinlichkeitsdichten des Arbeitspotentials aus der Einleitungsphase	436
7-36:	Subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilungen, für jeden Fragebogen einzeln, des mechanischen Arbeitspotentials (angegeben in MJ) aus der Einleitungsphase	437
7-37:	Intervallwahrscheinlichkeiten aus der subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilung des mechanischen Arbeitspotentials (angegeben in MJ) der Einleitungsphase	438

7-38:	Möglicher Informationsumfang in einem Fragebogen bezüglich der Reaktivitätsrampenverteilung von Ablauf 1	440
7-39:	Fraktilen der Arbeitspotentialverteilungen zu einigen Reaktivitätsrampenwerten bei den Abläufen 1, 32 und 33	442
7-40:	Gewichte bei der für jeden Fragebogen einzeln vorgenommenen Zusammenfassung der verschiedenen vorliegenden Wahrscheinlichkeitsdichten des Arbeitspotentials aus Rekritikalität	443
8-1:	Basisdaten für ORIGEN/KORIGEN-Inventarrechnungen für den Mark-Ia-Kern des SNR-300	500
8-2:	Gesamtaktivität in allen Spaltzonen	502
8-3:	Inventar im Natriumlager, Beitrag der Spaltzonen, Abklingzeit 30 Tage (Ci)	504
8-4:	Inventar im Gaslager, Beitrag der Spaltzonen, Abklingzeit 240 Tage (Ci)	504
8-5:	Eingabedaten für HAARM-3-Rechnung	557
8-6:	CORRAL-Eingabedaten; Containmentgeometrie der 3-Compartmentaufteilung für die Fälle 1 bis 7	560
8-7:	CORRAL-Eingabe für Fälle 1, 2a und 2b: Freisetzungssanteile von Spaltprodukten und Brennstoff aus dem Kern ins Containment für die betrachteten Ereignisabläufe (Angaben in Anteilen des Kerninventars)	561
8-8:	CORRAL-Eingabe für Fälle 3, 5 und 6: Freisetzungssanteile von Spaltprodukten und Brennstoff aus dem Kern ins Containment für die betrachteten Ereignisabläufe (Angaben in Anteilen des Kerninventars)	561
8-9:	CORRAL-Eingabe für Fälle 4 und 7: Freisetzungssanteile von Spaltprodukten und Brennstoff aus dem Kern ins Containment für die betrachteten Ereignisabläufe (Angaben in Anteilen des Kerninventars)	562
8-10:	COMRADEX-Eingabe für Fall 8: Freisetzungssanteile von Spaltprodukten und Brennstoff aus dem Kern ins Containment für die betrachteten Ereignisabläufe (Angaben in Anteilen des Kerninventars)	562
8-11:	Freisetzungsmatrix von Spaltprodukten und von Brennstoff	581
8-12:	CORRAL-Eingabe für Fall Natriumlager: Freisetzungssanteile von Spaltprodukten und Brennstoff aus dem Kern ins Containment für die betrachteten Ereignisabläufe (Angaben in Anteilen des Kerninventars)	585

8-13:	Freisetzungsfaktoren in die Gaslageratmosphäre aus defekten Brennstäben bei Versagen der Gaslagerkühlung	588
8-14:	Zuordnung der Rechenfälle zu den Freisetzungskategorien	592
8-15:	Freisetzungskategorien	595
9-1:	Einleitungsereignisse für eine Kernzerstörung	606
9-2:	Häufigkeit von Einleitungsereignissen	607
9-3:	Überschreitenswahrscheinlichkeit für mechanische Energiefreisetzung (auf Grundlage der Expertenbefragung)	609
9-4:	Wahrscheinlichkeit für Tankversagen bei den Einleitungsereignissen UKDS, UWVA und ANWA	611
9-5:	Zusammenstellung der Containmentrechenfälle	613
9-6:	Zuordnung von Containmentrechenfällen und Freisetzungskategorien	615
9-7:	Freisetzungskategorien	616
9-8:	Häufigkeit von Systemversagen durch Erdbeebeneinwirkung	621
9-9:	Bandbreiten der Eintrittshäufigkeit von Freisetzungskategorien (anlageninterne Ursachen)	622
10-1:	Bevölkerungsdaten	629
10-2:	Washout-Koeffizienten für elementares Jod und Aerosole	631
10-3:	Normierte integrale Konzentrationsfaktoren für den Expositionspfad "Ingestion"	634
10-4 (1):	Nukliddaten und Aktivitätsinventar SNR-300	639
10-4 (2):	Freigesetzter Anteil des Kerninventars bei den Freisetzungskategorien 1-5	640
10-4 (3):	Freisetzungsdaten der Freisetzungskategorien 1-5	641
10-5 (1):	Nukliddaten und Aktivitätsinventar Natriumlager	642
10-5 (2):	Freigesetzter Anteil des Kerninventars bei der Freisetzungskategorie A	642
10-5 (3):	Freisetzungsdaten der Freisetzungskategorie A	643
10-6 (1):	Nukliddaten und Aktivitätsinventar Gaslager	643

10-6 (2):	Freigesetzter Anteil des Kerninventars bei der Freisetzungskategorie B	644
10-6 (3):	Freisetzungsdaten der Freisetzungskategorie B	644
10-7:	Charakteristische Größen der Kollektivschäden (Spätschäden) nach Freisetzung	648
10-8 (1):	Relative Aufteilung der Spätschäden (Freisetzungskategorie 1)	649
10-8 (2):	Relative Aufteilung der Spätschäden (Freisetzungskategorie 2)	650
10-8 (3):	Relative Aufteilung der Spätschäden (Freisetzungskategorie 3)	651
10-8 (4):	Relative Aufteilung der Spätschäden (Freisetzungskategorie 4)	652
10-8 (5):	Relative Aufteilung der Spätschäden (Freisetzungskategorie A)	653
10-9:	Anteil der mittleren Kollektivschäden bzw. des Kollektivrisikos jenseits von 540 km nach Freisetzung	655
10-10:	Anteil der Spätschäden unter- bzw. oberhalb der Grenzwerte D_{GR} der StrlSchV (§ 28) nach Freisetzung	655
10-11:	Charakteristische Größen der genetisch signifikanten Dosen nach Freisetzung	657
10-12:	Charakteristische Größen der von der Gegenmaßnahme "Umsiedlung" (Gebiet C) betroffenen Flächen F nach Freisetzung	662
10-13:	Charakteristische Größen der von der Gegenmaßnahme "Umsiedlung" (Gebiet C) betroffenen Personenzahlen P nach Freisetzung	663
10-14:	Mittlere Flächen der von den Schutz- und Gegenmaßnahmen "Dekontamination" sowie "Einschränkungen beim Verzehr landwirtschaftlicher Produkte" betroffenen Gebiete (Dosiskriterien nach DRS, Fachband 8) nach Freisetzung	665
10-15:	Dosiskriterien für den Verzehr landwirtschaftlicher Produkte	666
10-16:	Mittlere Flächen der von der Schutz- und Gegenmaßnahme "Einschränkungen beim Verzehr landwirtschaftlicher Produkte" betroffenen Gebiete (Dosiskriterien nach § 28 StrlSchV) nach Freisetzung	670
10-17:	Kollektivrisiken der gesundheitlichen Schäden und Erwartungswerte der Kollektivdosen	673

10-18:	Erwartungswerte der von den Schutz- und Gegenmaßnahmen betroffenen Flächen und Personen	674
10-19:	Einfluß der physikalischen und chemischen Form des Aerosols auf den Schadensumfang . .	677
11-1:	Freisetzungskategorien DWR	687
11-2:	Freisetzungskategorien SNR-300	688
11-3:	Kollektivrisiko somatischer Spätschäden beim DWR	693
11-4:	Kollektivrisiko somatischer Spätschäden beim SNR-300	693
11-5:	Charakteristische Größen der von der Gegenmaßnahme "Umsiedlung" betroffenen Flächen F nach der Freisetzung (beim DWR) . . .	694
11-6:	Charakteristische Größen der von der Gegenmaßnahme "Umsiedlung" betroffenen Flächen F nach der Freisetzung (beim SNR-300) .	694

ABKÜRZUNGEN

- AEB = Auslegungserdbeben
ANWA = Ausfall der Nachwärmeabfuhrsysteme
AP = Arbeitspotential
ATWS = Anticipated Transients Without Scram
- BE = Brennelement
BKE = Bodenkühleinrichtung
BMFT = Der Bundesminister für Forschung und Technologie
BMI = Der Bundesminister des Innern
BNR = Brennstoff-Natrium-Reaktion
- CCFD = Complementary Cumulative Frequency Distribution
CMA = Common-Mode-Ausfall
- DE = Dampferzeuger
DND = Delayed-Neutrons-Detection
DRS = Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke
DWR = Druckwasserreaktor
- EM = Elektromagnetisch
- FK = Freisetzungskategorie
FZA = Flugzeugabsturz
- ICRP = International Commission on Radiological Protection
- KNK = Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage
KFA = Kernforschungsanlage Jülich
KTA = Kerntechnischer Ausschuß
- LMFBR = Liquid Metal Fast Breeder Reactor
LOCA = Loss of Coolant Accident
LOF = Loss of Flow Accident
LOKUS = Lokales Kernüberwachungssystem
LWR = Leichtwasserreaktor

- MSK = Medvedev Sponheuer Karnik
- NRPB = National Radiological Protection Board
NWA = Nachwärmeabfuhr
- ORNL = Oak Ridge National Laboratory
- PPS = Propagationsstörfall
PSB = Projekt Schneller Brüter
- RESA = Reaktorschnellabschaltung
RSK = Reaktor-Sicherheitskommission
- SAI = Science Applications Inc.
SEB = Sicherheitserdbeben
SNEAK = Schnelle Null-Energieanordnung Karlsruhe
SNR = Schneller Natriumgekühlter Reaktor
- UEA = Unenergetische Auswirkung
UKDS = Unkontrollierter Kerndurchsatzstörfall
UNVT = Unterschreiten des Notspiegels und Versagen des
Tauchkühlsystems
- URZ = Unkontrollierte Reaktivitätszufuhr
USB = Unterer Sammelbehälter
USDOE = United States Department of Energy
UWVA = Unzureichende Wärmeabfuhr bei Versagen der Reaktor-
schnellabschaltung
- ZWT = Zwischenwärmetauscher

1. ZIELSETZUNG, ORGANISATION UND GLIEDERUNG DER STUDIE

1.1 Zielsetzung der Studie

Die Zielsetzung der Studie bestand dem Auftrag entsprechend darin, vergleichende Sicherheitsbetrachtungen zwischen SNR-300 und Leichtwasserreaktor (LWR) unter Einbeziehung probabilistischer Aspekte durchzuführen, d.h. Häufigkeiten nicht beherrschter Störfälle zu ermitteln, die bei Weiterverfolgung der Unfallabläufe unter Berücksichtigung der konstruktiven Gestaltung der Anlage zu Spaltproduktfreisetzungen führen können. Hieraus werden Häufigkeitsspektren für Spaltproduktfreisetzungen nach außen entwickelt, die dann unter Berücksichtigung der näheren Umstände der Freisetzung und der dabei relevanten Zeiträume zu einer vergleichenden Sicherheitsbetrachtung mit Leichtwasserreaktoren herangezogen werden. Diese Zielsetzung entspricht der Empfehlung der Enquete-Kommission.

Wesentliche Randbedingungen für die vorliegende Analyse ergaben sich aus der Festlegung, das Risiko des Druckwasserreaktors vom Typ Biblis B, wie es in der "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke" (GE 79) abgeschätzt wurde, als Vergleichsmaßstab heranzuziehen. Daher resultieren die folgenden thematischen Begrenzungen der Studie:

- Die Untersuchungen befassen sich mit dem durch schwere Störfälle verursachten Risiko. Risiken, die sich aus dem bestimmungsgemäßen Betrieb oder aus weniger gravierenden Störfällen ergeben könnten, werden nicht untersucht. Auch Risiken durch unerwünschte soziale und politische Auswirkungen oder Risiken durch Brennstoffkreislauf und Abfallbehandlung liegen außerhalb der Aufgabenstellung dieser Studie und werden daher nicht behandelt.
- Ein möglicher Risikobeitrag durch Kriegseinwirkung wird nicht untersucht, Risikobeiträge durch Sabotage werden nur qualitativ diskutiert.
- Andere Einwirkungen von außen sind daraufhin überprüft worden, ob sie einen signifikanten Risikobeitrag liefern. De-

tailliert untersucht wurden Einwirkungen durch Flugzeugabsturz und vor allem durch Erdbeben.

- Risikobeiträge durch anlageninterne Brände konnten - entsprechend dem Planungsstand der Anlage - nur qualitativ behandelt werden.
- Die Studie stützt sich in vielen Stellen auf Untersuchungen, die im Rahmen des atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens vom Gutachter durchgeführt bzw. bestätigt wurden. Solche Untersuchungen werden nur dann nachvollzogen bzw. überprüft, wenn für die Risikostudie von anderen Randbedingungen als im Genehmigungsverfahren ausgegangen wird.

Methodische Begrenzungen, die weitgehend in gleicher Weise auch für die "Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke" gelten, werden in Abschnitt 3.4 diskutiert.

Wegen der Aufgabenstellung der vorliegenden Studie und aufgrund der konkreten Situation des SNR-300 ergaben sich eine Reihe besonderer Aspekte, die zwar die Vergleichbarkeit der Ergebnisse nicht entscheidend beeinträchtigen, bei der Bewertung aber berücksichtigt werden müssen:

- Die Referenzanlage der "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke" ist das Kernkraftwerk Biblis B, ein Druckwasserreaktor mit 1300 MW elektrischer Leistung. Bei Durchführung der Studie war die Anlage in Betrieb; mit Druckwasserreaktoren liegen weltweit umfangreiche Betriebserfahrungen vor. Biblis B wurde "stellvertretend" für eine größere Anzahl von Kernkraftwerken untersucht, um eine Abschätzung des Unfallrisikos für alle Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland zu ermöglichen.

In der hier vorliegenden Studie bestand die Aufgabe darin, eine konkrete Anlage zu untersuchen. Dabei handelt es sich im Gegensatz zur Referenzanlage der "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke" um eine Prototypanlage, die zur Zeit errichtet wird. Das Genehmigungsverfahren ist noch nicht abgeschlossen, wesentliche Anlagenteile sind noch nicht ge-

nehmigt und wichtige betriebliche Unterlagen (z.B. Betriebs- handbuch, Wiederholungsprüfplan) liegen noch nicht vor. Wo die durchgeführten Untersuchungen von konstruktiven Details abhängen, wird - wenn nicht ausdrücklich erwähnt - der aktuelle Planungsstand zugrunde gelegt. Sofern noch nicht festgelegte betriebliche Vorschriften von Bedeutung sind (z.B. geplante Handmaßnahmen zur Beherrschung von Störfällen, Intervalle für Wiederholungsprüfungen), wird von Annahmen ausgegangen, die aufgrund der Erfahrungen mit anderen Kernkraftwerken als realistisch zu betrachten sind. Wenn solche Annahmen das abgeschätzte Risiko wesentlich beeinflussen, wird ausdrücklich darauf hingewiesen.

- In der "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke" wird unterstellt, daß bereits ein Teilausfall oder ein verspäteter Einsatz von Sicherheitssystemen, die zu unzureichender Kernkühlung führen, ein vollständiges Schmelzen des Reaktorkerns zur Folge hat. Dieses Vorgehen wirkt sich in Richtung einer Überschätzung der Kernschmelzhäufigkeit aus.

Beim SNR-300 ist hier eine differenziertere Vorgehensweise angebracht, da die Anlage zur Beherrschung von Kernzerstörungsunfällen ausgelegt ist und der Wissensstand über solche Ereignisse besser ist als beim Druckwasserreaktor. Vorgänge, die bei der Einleitung und beim Ablauf von Kernzerstörungsunfällen eine Rolle spielen, werden hier im Rahmen des Genehmigungsverfahrens eingehend untersucht, während beim Druckwasserreaktor für das Genehmigungsverfahren Untersuchungen über die näheren Umstände eines Kernschmelzunfalls nicht durchgeführt werden.

- In der "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke" ist für die Freisetzungskategorie 1 (höchste Aktivitätsfreisetzungen) eine Häufigkeit von $2 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr abgeschätzt worden. Die vorliegende Studie befaßt sich detailliert auch mit Ereignisabläufen mit wesentlich geringerer Häufigkeit. Die Auswirkungen von Ereignisabläufen mit abgeschätzten Eintrittshäufigkeiten von weniger als 10^{-9} pro Jahr sind nicht mehr quantitativ untersucht worden. Die Untersuchungen lassen

aber darauf schließen, daß sich selbst bei Ereignisabläufen mit noch geringerer Eintrittshäufigkeit keine drastische Erhöhung der Auswirkungen ergeben würde.

1.2 Organisation der Studie

Die Enquete-Kommission "Zukünftige Kernenergie-Politik" hat empfohlen, an der Studie Wissenschaftler mit unterschiedlichen Meinungen zum Schnellen Brüter zu beteiligen. Der Bundesminister für Forschung und Technologie hat in seinem Auftragschreiben vom 9.3.1981 u.a. darum gebeten, für die Frage der Kritikereinbeziehung geeignete Formen vorzuschlagen.

In Absprache mit dem früheren Vorsitzenden der Enquete-Kommission "Zukünftige Kernenergie-Politik" des 8. Deutschen Bundestages, R. Ueberhorst, ist dem BMFT folgende Vorgehensweise vorgeschlagen und von diesem akzeptiert worden:

Die Leitung des Gesamtvorhabens liegt bei Prof. A. Birkhofer, GRS. Die GRS übernimmt die Federführung für eine in sich abgeschlossene Studie. Die empfohlene Beteiligung von Wissenschaftlern mit unterschiedlichen Meinungen zum Schnellen Brüter wird dadurch erreicht, daß unter einer eigenen fachlichen und organisatorischen Leitung Zusatzuntersuchungen zu ausgewählten Fragestellungen durchgeführt werden. Auf Vorschlag des ehemaligen Kommissionsvorsitzenden R. Ueberhorst ist - formal im Unterauftrag der GRS - Prof. J. Benecke, Max-Planck-Institut für Physik und Astrophysik, mit der Durchführung dieser Untersuchungen beauftragt worden.

Entgegen der üblichen Praxis bei der Vergabe von Unteraufträgen hat die GRS keine Verantwortlichkeit für die Koordination und die effiziente Durchführung der Arbeiten innerhalb dieser "parallelen Gruppe" übernommen.

Der BMFT äußerte mit Schreiben vom 3.8.1981 sein Interesse, "daß durch geeignete Mechanismen der Zusammenarbeit aller Gruppen versucht wird, alle Beiträge in das Gesamtergebnis der

Arbeit einfließen zu lassen und in geschlossener Form darzustellen." Im Sinne dieses Wunsches fanden zwischen Juli 1981 und April 1982 insgesamt acht gemeinsame Arbeitssitzungen von Mitarbeitern an der "GRS-Studie" und der Arbeitsgruppe von Prof. Benecke statt, auf denen spezielle Fragestellungen diskutiert wurden. Über den Fortgang der Arbeiten der GRS wurde die Arbeitsgruppe von Prof. Benecke auch durch den Zwischenbericht der GRS bei der Enquete-Kommission vom 28.1.1982 und durch eine Reihe anderer Unterlagen informiert. Prof. Benecke legte am 28.1.1982 ebenfalls einen Zwischenbericht vor. Innerhalb des festgelegten Termins konnte aber nicht mehr der Versuch unternommen werden, einen gemeinsamen Bericht zu erstellen. Der vorliegende Bericht gibt daher die Ergebnisse der von der GRS durchgeführten Untersuchungen wieder. Der Bericht von Prof. Benecke wurde Anfang Mai 1982 getrennt vorgelegt.

Der Vertrag zwischen BMFT und GRS sah als Arbeitsbeginn den 1.3.1981 vor. Bis zum 30.6.1981 wurden jedoch fast ausschließlich vorbereitende organisatorische Arbeiten durchgeführt. Die eigentlichen fachlichen Arbeiten konnten erst im Juli 1981 aufgenommen werden, da die meisten der hierfür benötigten GRS-Fachabteilungen bis dahin mit Arbeiten zum SNR-Genehmigungsverfahren ausgelastet waren. Diesen Arbeiten wurde Vorrang eingeräumt, da nach den Empfehlungen der Enquete-Kommission "Zukünftige Kernenergie-Politik" die Arbeiten zur "Risiko-orientierten Analyse zum SNR-300" das laufende Genehmigungsverfahren nicht behindern sollten.

Im Arbeitsprogramm der GRS war eine Berechnung der Unfallfolgen nicht vorgesehen. Der angestrebte Vergleich sollte vor allem anhand der Freisetzungskategorien durchgeführt werden. Die ermittelten Freisetzungskategorien ließen es aber als angebracht erscheinen, Unfallfolgenrechnungen durchzuführen, um die Interpretation der Ergebnisse der anlagentechnischen Untersuchungen zu erleichtern.

Im Unterauftrag der GRS bzw. in Zusammenarbeit mit der GRS waren folgende Institutionen an der Durchführung der Studie beteiligt:

- Kernforschungszentrum Karlsruhe:
Untersuchung von Kernzerstörungsunfällen
Modifizierung des Unfallfolgenmodells
Unfallfolgenrechnungen
- Ingenieurbüro König & Heunisch, Beratende Ingenieure,
Frankfurt/Main:
Beurteilung von Bauwerkstrukturen zu Einwirkungen durch
Erdbeben und Flugzeugabsturz
- Prof. Dr. Ahorner, Erdbebenwarte der Universität Köln,
Bensberg:
Ermittlung von Erdbebenhäufigkeiten und Erdbebenlastannah-
men
- Science Applications, Inc., Palo Alto, Cal., USA:
Containment- und Radionuklidverhalten nach Kernzerstörung
mit extrem hoher mechanischer Energiefreisetzung
Beratung zu Unfallabläufen nach Kernzerstörung
- Rheinisch-Westfälischer Technischer Überwachungs-Verein,
Essen:
Untersuchung von Versagensgrenzen des Containments
- Zerna, Schultz und Partner, Ingenieurgesellschaft für Pla-
nung und Berechnung, Bochum:
Untersuchung von Versagensgrenzen des Containments
- Ingenieurbüro Brenk, Systemplanung, Aachen:
Ingestionsmodell für Unfallfolgenrechnungen

Im Zusammenhang mit der Analyse kernzerstörender Unfälle wur-
den 18 Fachleute aus in- und ausländischen Institutionen gebe-
ten, anhand eines Fragebogens Expertenschätzungen zu Schlüs-
selphänomenen des Unfallablaufs abzugeben. Namen und Institu-
tionen sind in Kapitel 7, Anhang 7-II genannt.

Von F.X. Gavigan, US Department of Energy (USDOE), wurde ein
Beitrag zur amerikanischen Sicherheitskonzeption bei Schnellen
Brütern (Kapitel 2, Anhang 2-I), von P. Tanguy, Commissariat à
l'Energie Atomique (CEA), wurde ein Beitrag über die französi-
sche Sicherheitsphilosophie (Kapitel 2, Anhang 2-II) zur Ver-
fügung gestellt.

Bei der organisatorischen Vorbereitung der vorliegenden Studie wurde festgestellt, daß sich erhebliche Teile des durchzuführenden Arbeitsprogramms mit dem Arbeitsprogramm einer Studie decken, die das Kernforschungszentrum Karlsruhe, Projekt Schneller Brüter, gemeinsam mit der Firma Interatom und der Firma Science Application, Inc., Palo Alto, USA, im Jahr 1980 begonnen hatte ("SAI-Studie").

Die GRS sah nach Abstimmung mit diesen Institutionen in ihrem Arbeitsprogramm vor, die Ergebnisse der "SAI-Studie", die im September 1981 vorliegen sollten, kritisch zu bewerten und - eine positive Bewertung vorausgesetzt - für das vorliegende Vorhaben zu übernehmen. Die Arbeiten an der "SAI-Studie" verzögerten sich allerdings so, daß die Ergebnisse erst im Februar 1982 verfügbar waren.

Die GRS stellte daher für die entsprechenden Teile eigene Untersuchungen an. Trotz der verspäteten Fertigstellung waren jedoch die Berichte der "SAI-Studie" sowie Diskussionen mit den Bearbeitern der Studie von großem Nutzen für die Durchführung der GRS-Analysen.

1.3 Gliederung des Berichts

Der vorliegende Bericht ist in folgende Abschnitte unterteilt:

1. Zielsetzung, Organisation und Gliederung der Studie

Dieses Kapitel beschreibt

- die Zielsetzung und die wesentlichen thematischen Begrenzungen der Studie,
- die organisatorische Durchführung und
- die Gliederung des Berichts.

2. Anlagentechnik

Dieses Kapitel

- beschreibt die Anlage SNR-300 unter besonderer Berücksichtigung der sicherheitstechnischen Auslegung,

- vergleicht (qualitativ) charakteristische Sicherheitseigenschaften des SNR-300 und des Druckwasserreaktors, Typ Biblis B,
- stellt die unterschiedlichen Baulinien schneller natriumgekühlter Brutreaktoren dar (vor allem Loop/Pool-Konzept) und
- schildert den internationalen Entwicklungsstand und die Betriebserfahrungen auf dem Gebiet Schneller Brüter.

3. Gegenstand und Methoden

Dieses Kapitel stellt die generelle Problemstellung der Studie dar und geht auf die Methoden der Untersuchung ein.

4. Störfallabläufe

Dieses Kapitel beschreibt die durchgeführten Untersuchungen zur Auslösung und zum Ablauf von Störfällen, die zur Kernzerstörung führen können.

5. Zuverlässigkeitsanalysen

In diesem Kapitel werden Vorgehensweise und Ergebnisse der Zuverlässigkeitsanalyse beschrieben, mit der die Häufigkeit von Störfallabläufen ermittelt wurde.

6. Einwirkungen von außen/Anlageninterne Brände

Dieses Kapitel untersucht mögliche Risikobeiträge durch Einwirkungen von außen, wie Erdbeben, Flugzeugabsturz, Einwirkungen Dritter, und durch anlageninterne Brände.

7. Unfallanalyse

In diesem Kapitel werden die Vorgänge im Reaktortank und im Containment nach einer Kernzerstörung sowie Kühlungsstörungen in den Brennelementlagern untersucht.

8. Radionuklidverhalten

Dieses Kapitel untersucht das Verhalten der Radionuklide im Containment sowie deren Freisetzung an die Umgebung

nach Kernzerstörung und bei Ausfall der Kühlung in den Brennelementlagern.

9. Anlagentechnische Analyse - Zusammenfassung der Ergebnisse
Dieses Kapitel faßt die Ergebnisse der anlagentechnischen Untersuchungen zusammen.
10. Unfallfolgen
Dieses Kapitel schildert Vorgehensweise und Ergebnisse der Unfallfolgenrechnungen.
11. Risikovergleich DWR - SNR
In diesem Kapitel werden wesentliche Ergebnisse der vorliegenden Studie den Risikountersuchungen für den Druckwasserreaktor gegenübergestellt.

ANHANG 1

Auszug aus:

"Zukünftige Kernenergie-Politik
Kriterien - Möglichkeiten - Empfehlungen,
Bericht der Enquete-Kommission des Deutschen Bundestages"
in "Zur Sache, Themen parlamentarischer Beratung", 2/80

Seite 311/312:

>> Am 14. Dezember 1978 beschloß der Deutsche Bundestag:

"Hinsichtlich der Entwicklung der Schnellen-Brüter-Technologie sollen der Bau des Prototyps SNR 300 und die begleitenden Forschungsarbeiten, einschließlich der sich daraus eventuell ergebenden Modifikationen, fortgesetzt werden, um eine endgültige Entscheidung über die Einführung oder Nichteinführung dieses Reaktortyps auf einer besseren Wissensbasis und anhand präziser Kriterien treffen zu können. Angesichts der noch bestehenden Bedenken erwartet der Deutsche Bundestag, daß vor einer möglichen Inbetriebnahme des SNR 300 erneut eine Entscheidung des Deutschen Bundestages aufgrund einer grundsätzlichen politischen Debatte herbeigeführt wird. Dies gilt auch für den Fall, daß der Prototyp mehr spaltbares Material erbrüten soll, als er verbraucht. Eine Entscheidung über einen weiteren möglichen Schnellbrutreaktor (SNR-2) sollte erst nach ausreichenden Betriebserfahrungen mit der Prototypanlage erfolgen. Entsprechendes gilt auch für den Hochtemperaturreaktor.

Zur Vorbereitung dieser Entscheidungen wird der Deutsche Bundestag eine Enquete-Kommission einsetzen, die diese Technologien und möglicherweise abgeänderte und modifizierte Konzeptionen eingehend untersucht." (Drucksache 8/2370) <<

>> Die Enquete-Kommission "Zukünftige Kernenergie-Politik" wurde am 29. März 1979 vom Deutschen Bundestag eingesetzt. Dabei erhielt die Kommission u.a. den Auftrag:

"... für die zukünftigen Entscheidungen des Deutschen Bundestages über die Brutreakorttechnologie, insbesondere für die mögliche Inbetriebnahme des SNR 300, Empfehlungen zu geben." (Drucksache 8/2628) <<

Seite 325-331:

>> 3.4 Risikoorientierte Analyse

Die Genehmigungsbehörde hält sich an das Atomgesetz, das eine Prüfung der Sicherheit nach bewährtem ingenieurstechnischen Vorgehen nach dem Stand von Wissenschaft und Technik vorsieht. Die Kommission geht davon aus, daß im Rahmen des Genehmigungsverfahrens besonders auch störfallbezogene Zuverlässigkeitsanalysen zur Beurteilung der Verfügbarkeit der bei relevanten Störfallsituationen erforderlichen sicherheitstechnisch wichtigen Systeme durchgeführt werden. Dabei soll auch überprüft werden, inwieweit die sicherheitstechnisch orientierten Analysen, die der Auslegung des SNR 300 zu-

grunde liegen, vollständig in dem Sinne sind, daß sowohl kleine Schäden, die bei häufigem Auftreten einen wesentlichen Beitrag zum Risiko liefern könnten, berücksichtigt wurden, als auch alle Unfallsequenzen erfaßt wurden, die zu erheblichen mechanischen Energiefreisetzungen führen könnten, auch wenn ihre Eintrittswahrscheinlichkeit als sehr klein eingestuft wird.

Die Kommission unterstreicht, daß sie als parlamentarische Kommission nicht notwendigerweise an den Bezugsrahmen des Atomgesetzes gebunden ist. Vielmehr kann sie das Atomgesetz unter brütterspezifischen Aspekten überprüfen, kann zusätzliche Aspekte zur Prüfung der politischen Verantwortbarkeit der Inbetriebnahme des SNR 300 heranziehen. Vollständigkeit sicherheitstechnischer Analysen ist nicht beweisbar, Gewißheit über einen absolut sicheren Betrieb eines Kernkraftwerkes prinzipiell nicht erreichbar. Es entsteht also die Frage, bei welchem Ausmaß des Bemühens diese politische Verantwortbarkeit der Inbetriebnahme des SNR 300 gegeben ist. Nach ausführlicher Diskussion der der Kommission vorliegenden Informationen zu einzelnen Sachverhalten aus diesem Problemkreis ist festzustellen, daß noch nicht für alle Kommissionsmitglieder Evidenz für die politische Verantwortbarkeit einer Inbetriebnahme des SNR 300 gegeben ist.

Die Enquete-Kommission ist der übereinstimmenden Meinung, daß vom zeitlichen Projektablauf des Baus des SNR 300 her zu diesem Zeitpunkt eine Stellungnahme zur Verantwortbarkeit der Inbetriebnahme noch nicht nötig ist. Die Kommission ist der Meinung, daß dann eine abschließende Abstimmung zur Verantwortbarkeit auch nicht sinnvoll ist, weil sie zum einen noch nicht erforderlich ist und zum anderen die Zeit genutzt werden kann, die Basis für eine möglichst breit getragene Stellungnahme zu erweitern. Das heißt, die Kommission hält es für sinnvoll, die sicherheitstechnischen Analysen soweit wie möglich zu vertiefen, d.h. durch eine risikoorientierte Analyse zu ergänzen und weithin sichtbare Evidenz zustande kommen zu lassen.

Die Kommission war der Meinung, daß sich solche Evidenz ergeben könnte, wenn das Risiko von Brutreaktoren bewertbar ist. Unter dem Eindruck der vor einiger Zeit vorgelegten deutschen Risikostudie¹⁶⁾, die sich auf Leichtwasserreaktoren bezieht, glaubt die Kommission, daß eine politische Bewertung nicht ohne eine Risikoanalyse erfolgen sollte. Dazu hat man sich freilich vor Augen zu halten, daß man bei der Erstellung der deutschen Risikostudie oder ebenso bei dem US-Rasmussen-Bericht auf praktische Erfahrungen mit dem Betrieb der analysierten Technik, der des Leichtwasserreaktors, zurückgreifen konnte. Zuerst gab es die frühen Leichtwasserreaktoren, dann die entsprechenden Risikoanalysen, aufgrund derer dann spätere Leichtwasserreaktoren verbessert werden konnten. Die Herstellung der Bewertbarkeit von Kernkraftwerken ist also ein sich über eine Zeit erstreckender Prozeß.

Erhebt man diesen Anspruch konsequent für den SNR 300, so stellt das dann ein methodisches Problem dar, weil beim SNR 300 nicht in demselben Maße auf praktische Erfahrung zurückgegriffen werden kann, wie das bei der Erstellung der Risikoanalysen für Leichtwasserreaktoren der Fall war. Vielmehr wird man sich bei der Bewertung des Risikos des SNR 300 an einem Bezugssystem orientieren müssen. Die Kommission stimmt überein, daß dazu der Leichtwasserreaktor dienen soll, dessen Risiko durch die Bemühungen um eine Risikoanalyse weitgehend beschreibbar geworden ist. Die dort gewonnenen Erkenntnisse nachvollziehend, müssen auch Brutreaktoren Schritt für Schritt

¹⁶⁾ Bundesminister für Forschung und Technologie, Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Kommissionsdrucksache 8/24.

im Sinne dieser Überlegungen risikomäßig beschreibbar werden. Ein solcher, vor allem auf einen Risikovergleich von SNR 300 und Leichtwasserreaktor vom Typ Biblis B angelegter Vergleich kann auf vielen Strecken vorteilhaft auch qualitativ erfolgen. Deshalb spricht die Kommission bei der Analyse, die das Risiko des SNR 300 schon soweit wie möglich beschreibbar machen soll, von einer "risikoorientierten" Analyse und nicht von einer Risikoanalyse. Die Kommission war der übereinstimmenden Meinung, daß das Risiko durch den Betrieb eines natriumgekühlten Brutreaktors keinesfalls größer sein dürfe als das durch den Betrieb eines Leichtwasserreaktors moderner Bauart.

Die Kommission empfiehlt deshalb, eine risikoorientierte Analyse zum SNR 300 umgehend in Auftrag zu geben und Sorge dafür zu tragen, daß die hierzu notwendigen Arbeiten so durchgeführt werden können, daß die wesentlichen Ergebnisse der Studie so rechtzeitig zur Verfügung stehen, daß sie für eine abschließende politisch-parlamentarische Beurteilung über die Verantwortbarkeit einer eventuellen Inbetriebnahme des SNR 300 in der zweiten Arbeitsphase der Kommission berücksichtigt werden können, die etwa Ende 1981 zu erwarten ist. Die Arbeiten zu der risikoorientierten Studie sollen das laufende Genehmigungsverfahren zum SNR 300 nicht behindern. Die Kommission geht davon aus, daß in der Studie für den Fall, daß Schwachstellen des SNR-300-Konzeptes sichtbar werden, anlagentechnische Modifikationen, die zu einer Risikominderung führen würden, ausgewiesen sind.

a) Zielsetzung der risikoorientierten Analyse zum SNR 300

Vergleichende Sicherheitsbetrachtungen zwischen SNR 300 und LWR unter Einbeziehung probabilistischer Aspekte, d.h. Ermittlung von Häufigkeiten nicht beherrschter Störfälle¹⁷⁾, die bei Weiterverfolgung der Unfallabläufe unter Berücksichtigung der konstruktiven Gestaltung der Anlage zu Spaltproduktfreisetzungen führen können. Hieraus sollten Häufigkeitsspektren für Spaltproduktfreisetzungen nach außen entwickelt werden, die dann unter Berücksichtigung der näheren Umstände der Freisetzung und der dabei relevanten Zeiträume zu einer vergleichenden Sicherheitsbetrachtung mit Leichtwasserreaktoren heranzuziehen sind.

b) Umfang der risikoorientierten Analyse zum SNR 300

Es sollten die folgenden konkretisierenden Punkte mit ausreichendem Detaillierungsgrad behandelt werden:

1. Vergleichende Darstellung der sicherheitstechnisch relevanten Anlageeigenschaften des SNR 300 und eines Druckwasserreaktors vergleichbarer Leistungsgröße und moderner Bauart. Charakterisierung des Aufbaus und der Funktionsweise der wesentlichen sicherheitstechnischen Komponenten und Überblick über die dem Anlagenaufbau zugrunde liegende Sicherheitsphilosophie.
2. Beschreibung unterschiedlicher nicht beherrschter Störfallabläufe, die bei der risikoorientierten Studie der einzelnen Reaktortypen behandelt

¹⁷⁾ "Ein Störfall ist ein Ereignisablauf, bei dessen Eintreten der Betrieb der Anlage ... aus sicherheitstechnischen Gründen nicht fortgesetzt werden kann und für den die Anlage ausgelegt ist ..." Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke, Bundesminister des Innern, Bundesanzeiger Nr. 206 vom 3. November 1977.

werden. Dabei sollte sowohl hinsichtlich der auslösenden Ereignisse als auch bei den nicht beherrschten Störfallabläufen deren Vollständigkeit im Interesse der Sicherheit und Glaubwürdigkeit nach außen angestrebt werden.

Auslösende Ereignisse, insbesondere aus den folgenden Bereichen, sollten hierbei zugrunde gelegt werden:

- Kühlmittelverluststörfälle,
- Transientenstörfälle,
- Einwirkungen aus Brand,
- Erdbeben,
- Hochwasser,
- Unwetter,
- Flugzeugabsturz,
- Explosionsdruckwellen,
- Einwirkungen auf den nuklearen Kraftwerksbereich bzw. auf sicherheitstechnisch relevante Anlagenteile aufgrund des Versagens von sekundären Komponenten.

An dieser Stelle ist zu betonen, daß die Analyse solcher auslösender Ereignisse nicht neu ist. Ihre Behandlung sollte deshalb auch auf dem Sicherheitsbericht zum SNR 300, den Arbeiten im Rahmen des Genehmigungsverfahrens und den Erkenntnissen der internationalen wissenschaftlichen Fachwelt aufbauen.

3. Anlagetechnische Untersuchungen zu Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalysen relevanter Unfallabläufe. Dabei soll auch geprüft werden, ob das Schadenspotential durch menschliches Versagen oder Sabotageakte unverhältnismäßig größer ist. Ermittlung von Wahrscheinlichkeiten, mit denen nach einem Versagen von Sicherheitssystemen Kernschmelzen eintreten kann. Dabei sollen Wahrscheinlichkeitszuordnungen aufgrund subjektiver Einschätzungen (engineering judgement) oder aufgrund nur begrenzt verwendbarer Daten besonders ausgewiesen sein.
4. Ermittlung von Freisetzungskategorien, die eine vergleichende Diskussion der diesen Kategorien zugeordneten Charakteristiken ermöglichen. Hierbei sind die diesen Kategorien zugeordneten relativen Häufigkeiten, die mit unterschiedlichen Störfallabläufen verbundenen unterschiedlichen Zeiträume der Freisetzung und die jeweilige Größe des freigesetzten Spaltprodukt- bzw. Spaltstoffinventars zu berücksichtigen.
5. Bewertung der Ergebnisse der risikoorientierten Studie zum Vergleich des SNR 300 mit Druckwasserreaktoren moderner Bauart und Diskussion der Charakteristiken der unterschiedlichen Freisetzungskategorien. Explizite Angaben über mögliche Unfallfolgen werden dann für notwendig erachtet, wenn die vergleichende Diskussion der Charakteristiken der unterschiedlichen Freisetzungskategorien keine eindeutige Bewertung der zu erwartenden Folgen im Vergleich zu den Ergebnissen der deutschen Risikostudie zuläßt.

Der Umfang der für die risikoorientierte Studie durchzuführenden Arbeiten sollte daran orientiert werden, daß die Kommission die Ergebnisse der Studie Ende 1981 benötigt.

Im Rahmen eines Vorspanns zur risikoorientierten Studie ist die aktuelle Diskussion um die Definition des Risikobegriffs sowie um die Risikoquantifizierung darzustellen. Dazu gehören:

- die Zusammenhänge, die ein Risiko unter sozialen Aspekten bewertbar machen;
- die Aussagekraft der Studie aufgrund der Güte des Datenmaterials;
- die Relevanz der Frage nach absoluten Schadensobergrenzen.

4. Feststellungen und Empfehlungen

Im Rahmen der Logik von Kernenergie I/Kernenergie II trifft die Mehrheit der Kommission die folgenden Feststellungen und Empfehlungen zum SNR 300:

1. Die Entwicklung der Brutreakorttechnologie wird forschungspolitisch akzeptiert. Das gilt insbesondere für den Bau des SNR 300, über dessen Fortgang der Deutsche Bundestag bereits befunden hat. Die Kommission konzentriert ihre Arbeit auf die Verantwortbarkeit der möglichen Inbetriebnahme des SNR 300. In dieser Legislaturperiode ist eine abschließende Stellungnahme zu dieser Frage nicht nötig und im breiten Konsens auch nicht möglich.
2. Die Kommission würdigt die Anstrengungen der Teams von Wissenschaftlern, Ingenieuren und Facharbeitern, die sich der Entwicklung Schneller Brüter, dem Bau des SNR 300 und seiner wissenschaftlichen Analyse sowie den Entwurfsarbeiten zu einem SNR-2 gewidmet haben. Die Erhaltung dieser Teams gehört wesentlich zu der Möglichkeit der Bundesrepublik Deutschland, sich bei der Lösung der Energieprobleme eventuell auch der Brütertechnologie bedienen zu können. Die Kommission hat dabei auch vor Augen, daß es sich bei dem SNR 300 um ein multinationales Projekt handelt, an dem Belgien und die Niederlande mit je 15 % beteiligt sind, und daß darüber hinaus bei der Entwicklung der Brutreakorttechnologie eine fruchtbare Partnerschaft zu Frankreich und damit zu Italien besteht¹⁸⁾.
3. Um die im Rahmen der Kommissionsarbeit auch angesprochene allgemeine Problematik der Brütererentwicklung angemessen behandeln zu können, ist es wichtig, über die oben genannten Vertragspartner hinaus, einen weltweiten Dialog zu führen. In diesem Sinne unterstreicht die Kommission die Notwendigkeit internationalen Erfahrungsaustausches, insbesondere auch mit Wissenschaftlern, die dem Brüter kritisch gegenüberstehen.
4. Die Kommission unterscheidet Fragen der Inbetriebnahme des SNR 300 und Probleme, die mit dem großtechnischen Einsatz Schneller Brüter auf sozialer, ökologischer und politischer Ebene verbunden sind und wie sie für die Zeit nach 1990 anstehen könnten. Die Kommission empfiehlt, diese Probleme in einer zweiten Arbeitsphase aufzunehmen und dabei die Vor- und Nachteile des Schnellen Brütlers mit denen anderer Kraftwerkskonzepte gleicher Leistungsfähigkeit zu vergleichen.

¹⁸⁾ Die Kommissionsmitglieder Prof. Dr. Dr. G. Altner, Prof. Dr. D. von Ehrenstein, Abg. Prof. Dr. K.H. Laermann, Prof. Dr. K.-M. Meyer-Abich, A. Pfeiffer, Abg. P.W. Reuschenbach, Abg. H.B. Schäfer, Abg. R. Ueberhorst möchten die vielen in den USA gewonnenen wissenschaftlich-technischen Erfahrungen mit der Technologie der Brutreaktoren nicht unerwähnt lassen und sie auch in den von der Kommission empfohlenen Studien berücksichtigt wissen.

5. Die Kommission legt Wert auf die Feststellung, daß die in Zusammenhang mit dem SNR 300 genehmigungsrechtlich relevanten sicherheitstechnischen Fragen von der Genehmigungsbehörde aufgenommen wurden bzw. werden.
6. Die Kommission erkennt an, daß die geleistete wissenschaftliche Arbeit zur Störfallberechnung beim SNR 300 einen eindrucksvollen Indizienbeweis zur Sicherheit des SNR 300 darstellt. Die Kommission ist der Meinung, daß eine abschließende Abstimmung zur Verantwortbarkeit einer möglichen Inbetriebnahme des SNR 300 noch nicht sinnvoll ist, weil sie zum einen vom zeitlichen Projektlauf des Baues des SNR 300 her noch nicht nötig ist und zum anderen die Zeit genutzt werden kann, die Basis für eine möglichst breit getragene Stellungnahme zu erweitern.

Die Kommission empfiehlt, die Arbeiten noch um eine Übersicht über die wissenschaftliche Literatur zu ergänzen, in der eine maximale mechanische Energiefreisetzung bei einer Leistungsexkursion errechnet wird, die über die Auslegungsannahmen hinausgeht. Dieser Übersicht sollen Stellungnahmen von Wissenschaftlern mit unterschiedlicher Haltung und Nutzung der Kernenergie beigelegt sein. In allen Fällen sollen Berechnungsmethoden und wissenschaftliche Reputation der Autoren und der Stellungnehmenden ausgewiesen sein. Die Kommission hält es für sinnvoll, die sicherheitstechnischen Analysen beim SNR 300 soweit wie möglich zu vertiefen, d.h. durch eine risikoorientierte Analyse und eine zusätzliche Untersuchung zu den Obergrenzen der Energiefreisetzung bei einem Bethe-Tait-Störfall zu ergänzen, um in einer zweiten Arbeitspause der Kommission eine möglichst breite Basis für eine gemeinsame Stellungnahme zu erarbeiten.

7. Die Kommission fordert, daß die Sicherheit Schneller Brutreaktoren nicht unter der eines modernen Leichtwasserreaktors liegen dürfe. Für den SNR 300 heißt das, daß die Kommission eine risikoorientierte Analyse in Auftrag zu geben empfiehlt, die eine pragmatische Prüfung dieser Forderung ermöglicht. Diese Studie soll bis 1981 abgeschlossen sein. Sie ist von dem Genehmigungsverfahren entkoppelt. Dieses Vorgehen soll etwa 1982/83 zu einer Empfehlung über die Haltung des Parlaments zu einem Betrieb des SNR 300 führen können.
8. Die Kommission legt Wert darauf, daß bei der Vergabe aller Studien folgende Gesichtspunkte Berücksichtigung finden:
 - a) fachliche Qualifikation der Bearbeiter;
 - b) Beteiligung von Wissenschaftlern mit unterschiedlichen Meinungen zum Schnellen Brüter;
 - c) Einbeziehung von Wissenschaftlern, die den internationalen Wissensfundus einzubringen vermögen;
 - d) die Studien müssen so angelegt sein, daß klar herausgearbeitet wird, welche Aspekte der Studienerkenntnisse einer politischen Bewertung zugeführt werden müssen, da sie nicht nur wissenschaftlich sachlich analysierbar sein müssen, sondern auch politisch zu bewerten sind.
9. Die Kommission gelangte zu der Ansicht, daß die Frage nach einem besonderen Plutoniumproblem für den Betrieb des SNR 300 nicht gesondert geprüft zu werden braucht. Dieses Problem bedarf erst bei der Prüfung der Auswirkungen eines großtechnischen Plutonium Einsatzes weiterer Aufmerksamkeit.

10. Die gesetzliche Festlegung bestimmter Werte für die Reaktivitätskoeffizienten erscheint im einzelnen nicht sinnvoll. Ihre Gestaltung muß Teil der Auslegungs- und Genehmigungsprozesse sein. Im übrigen werden diese Fragen in der von der Kommission empfohlenen risikoorientierten Analyse zum SNR 300 untersucht werden. <<

2. ANLAGENTECHNIK

Dieses Kapitel beschreibt zunächst das sicherheitstechnische Konzept und die technische Auslegung des Kernkraftwerks SNR-300 bei Kalkar (Abschnitt 2.1). Anschließend findet sich im Abschnitt 2.2 eine Gegenüberstellung der charakteristischen Sicherheitseigenschaften des SNR-300 und eines Druckwasserreaktors (DWR) moderner Bauart. Schließlich werden die unterschiedlichen Baulinien schneller natriumgekühlter Brutreaktoren (Pool/Loop) verglichen (Abschnitt 2.3) sowie der internationale Entwicklungsstand und die Betriebserfahrungen auf dem Gebiet von Brutreaktoren dargestellt (Abschnitt 2.4).

Das Kapitel wird ergänzt durch zwei Anhänge, in denen die "Position des USDOE (US Department of Energy, Energieministerium der USA) zur Sicherheit von LMFBR-Anlagen" (Anhang 2-I) und "Die französische Philosophie zur Berücksichtigung von Störfällen in Schnellen Brütern" (Anhang 2-II) in Form von Stellungnahmen dargelegt werden.

2.1 Das Kernkraftwerk SNR-300

2.1.1 Prinzip des Brutreaktors

Uran, wie es in der Natur vorkommt, besteht zu 99,3 % aus dem nicht spaltbaren Isotop Uran-238. Durch Neutronen spaltbar und damit als Kernbrennstoff verwendbar ist nur das zu 0,7 % im Natururan enthaltene Isotop Uran-235. Uran-238 läßt sich jedoch - durch Neutroneneinfang - in das Element Plutonium umwandeln. Das Plutonium-Isotop 239 (daneben auch Plutonium-241) ist - wie Uran-235 - spaltbar und setzt bei der Spaltung wiederum Neutronen frei.

Brutreaktoren nützen diesen physikalischen Vorgang, um damit auf dem "Umweg" über Plutonium auch wesentliche Anteile des Uran-238 zur Energiegewinnung verwendbar zu machen. In Schnellen Brütern wird in einer zentralen Spaltzone durch Kernspal-

tung Energie erzeugt. Gleichzeitig wird in der Spaltzone und in einer umgebenden Brutzone aus Uran-238 durch Neutroneneinfang der Spaltstoff Plutonium "erbrütet". Der Brutprozeß wird um so effektiver ablaufen (die "Brutrate" um so höher sein), je höher die Neutronenausbeute für jede Kernspaltung ist und je geringer die Neutronenverluste (durch Absorption in anderen Materialien) sind. Dies führt für das Konzept eines Brutreaktors zu drei grundlegenden Merkmalen:

- Für einen Brutprozeß ist Voraussetzung, daß das Verhältnis von Anzahl der Spaltneutronen zur Anzahl der absorbierten Neutronen größer als 2 ist. Dieses Verhältnis, die "Spaltneutronenausbeute", ist für schnelle Neutronen größer als für langsame ("thermische"). Brutreaktoren werden deshalb mit schnellen Neutronen betrieben (daher die Bezeichnung "Schneller Brüter"). Da andererseits der Spaltprozeß mit schnellen Neutronen weniger effektiv abläuft als mit thermischen Neutronen (kleinerer Wirkungsquerschnitt), ist in der Spaltzone ein höherer Anteil an spaltbarem Material erforderlich als bei Reaktoren, die mit thermischen Neutronen arbeiten (24 - 34 % beim SNR gegenüber 2 - 3 % beim DWR).
- Die Forderung nach möglichst guter Ausnutzung der Neutronen bedingt einen möglichst kompakten Aufbau des Reaktorkerns und damit eine hohe Leistungsdichte.
- Das Kühlmittel muß günstige neutronenphysikalische Eigenschaften (Abbremsung und Einfang von Neutronen gering) besitzen. Diese Eigenschaften sind z.B. bei Natrium und Helium gegeben. Aufgrund wärmetechnischer Vorteile hat sich heute flüssiges Natrium als Kühlmittel durchgesetzt.

2.1.2 Standort, grundsätzlicher Aufbau und Sicherheitskonzept des SNR-300

Der Standort des SNR-300 befindet sich in Nordrhein-Westfalen am linken Rheinufer bei Stromkilometer 842 in der Nähe der Stadt Kalkar, Landkreis Kleve, etwa 10 km von der Grenze zu den Niederlanden entfernt. Bild 2-1 zeigt den Standort des

Kernkraftwerks und eine Luftaufnahme der im Bau befindlichen Anlage vom September 1980. Bild 2-2 enthält einen Lageplan des Kraftwerksgeländes.

Das Kernkraftwerk SNR-300 ist konzipiert als Drei-Kreis-Anlage mit schnellem Kern und Natrium als Kühlmittel. Die thermische Leistung beträgt 760 MW, die elektrische Brutto-Leistung 327 MW. Die im Reaktorkern erzeugte Wärme wird von drei parallelen, gleichartigen Primärkreisläufen in neun Zwischenwärmetauschern an drei ebenfalls parallele, gleichartige Sekundärkreisläufe übertragen. Jeder dieser Sekundärhauptideisläufe gibt seine Wärme über Dampferzeuger an das Wasser/Dampf-System (Tertiärsystem) weiter, in dem überhitzter Dampf erzeugt wird. Der Dampf wird im Turbosatz zur Stromerzeugung genutzt (siehe Bild 2-3).

Den physikalischen Eigenschaften des Reaktorkerns und den Erfordernissen, die sich durch das Kühlmittel Natrium ergeben, wird durch ein entsprechendes Sicherheitskonzept Rechnung getragen. Die wichtigsten Merkmale dieses Sicherheitskonzeptes sind:

- Das Betriebs- und Störfallverhalten des Reaktorkerns wird bei jedem Reaktor durch eine Reihe teils negativer, teils positiver Reaktivitätseffekte wesentlich beeinflusst. Im Unterschied zu Leichtwasserreaktoren überwiegt beim SNR-300 in weiten Bereichen des Kerns der positive Kühlmitteldichte-Reaktivitätseffekt. Eine Verdrängung von Natrium aus diesen Kernbereichen, z.B. durch Natriumsieden oder durch das Eindringen von Gasblasen, führt daher zu einer Leistungserhöhung. Unter Umständen könnte eine Leistungsexkursion ausgelöst werden, die den Kern zerstört ("Bethe-Tait-Exkursion"). Durch Freisetzung mechanischer Energie könnte dann auch der Kühlmittelleinschluß (Reaktortank, Reaktordeckel, Kreisläufe) gefährdet werden.

Alle denkbaren Mechanismen, die zu einer Leistungsexkursion führen könnten, werden durch entsprechende Sicherheitsvorkehrungen ausgeschlossen:

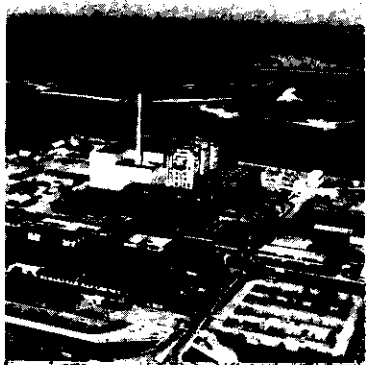
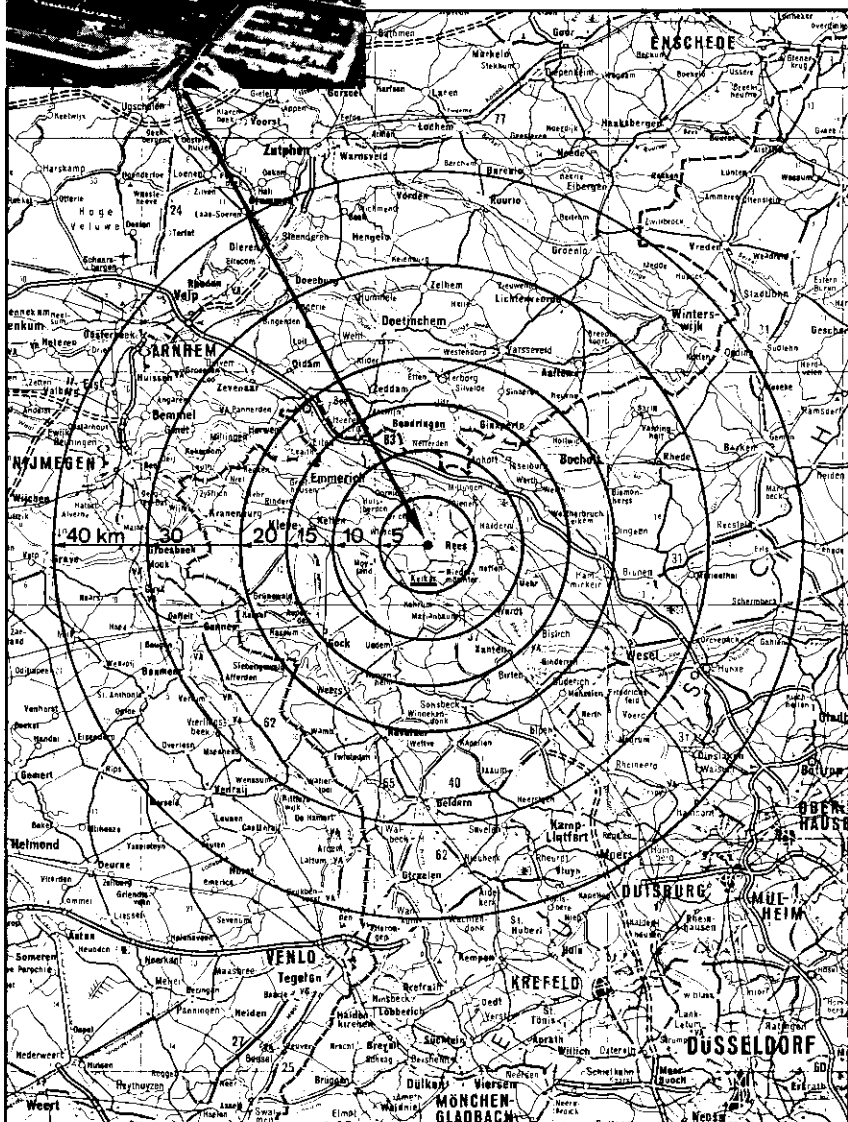


Bild 2-1:

Standort und Luftaufnahme
des Kernkraftwerks Kalkar
mit Schnellem Natriumge-
kühltem Reaktor (SNR-300)



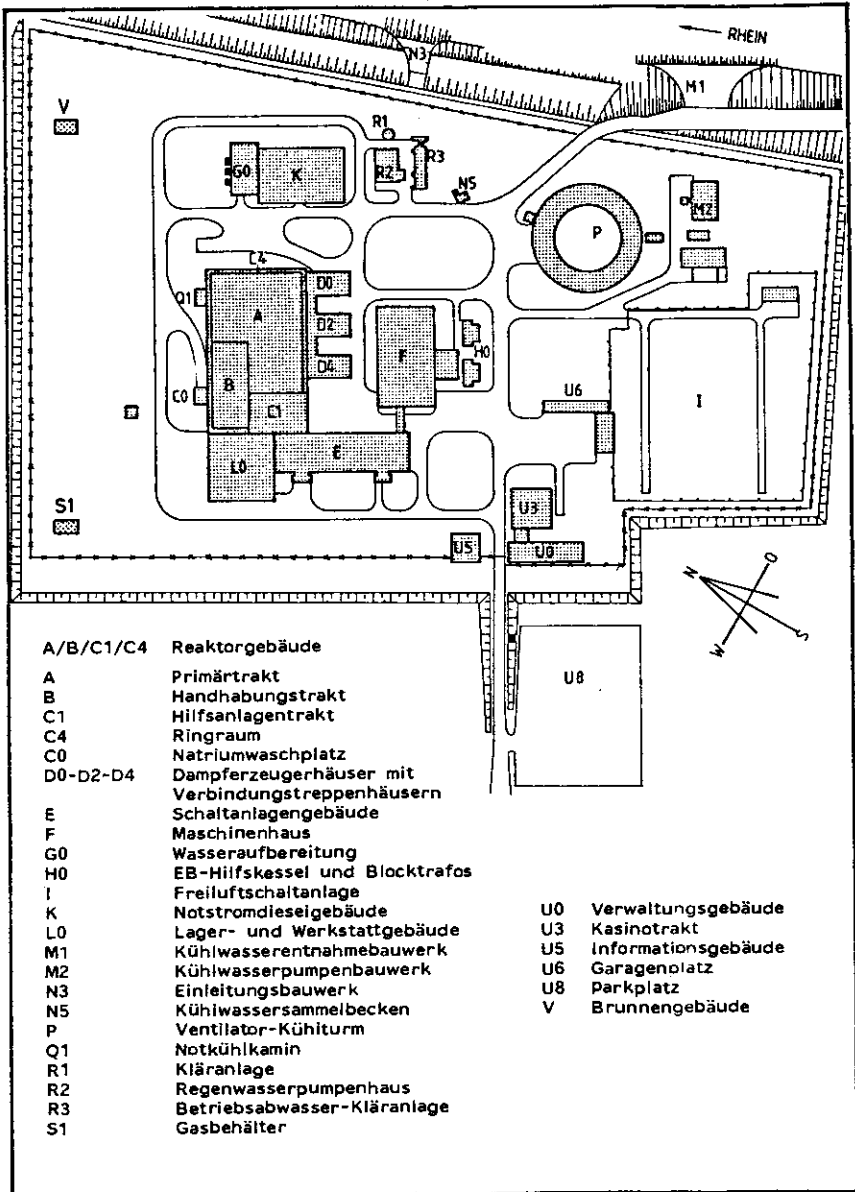


Bild 2-2:

Lageplan des SNR-300

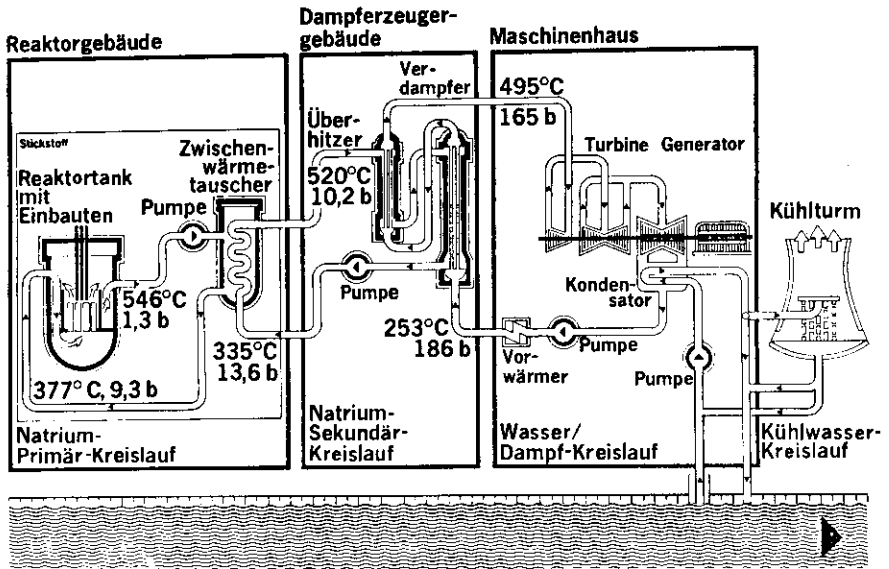


Bild 2-3:

Schematischer Aufbau des SNR-300

- Konstruktive Maßnahmen (z.B. Natriumauffangwannen) verhindern in Verbindung mit den guten thermodynamischen Eigenschaften des Kühlmittels Natrium ein Trockenlegen des Kerns bei Kreislauf- oder Tankleckagen.
- Durch aktive und passive Maßnahmen (z.B. Entspannungsbehälter, Gasblasenabscheider) wird sowohl das Eindringen größerer Gasmassen in die Kreisläufe als auch das Einschleusen von Gasblasen in den Kern ausgeschlossen.
- Detektionssysteme erkennen lokale Kühlungsstörungen, z.B. durch Hüllrohrschäden, schon im Ansatz und verhindern eine - ohnehin sehr unwahrscheinliche - Schadenspropagation.
- Zwei redundante und weitgehend diversitäre Reaktorschutzsysteme überwachen die wesentlichen Prozessgrößen. Vor allem bei Störungen, die die Kühlung des Kerns oder die Wärmeabfuhr aus dem Kern beeinträchtigen, wird eine

Reaktorschnellabschaltung ausgelöst, um Natriumsieden im Kern zu verhindern. Zur Abschaltung sind 2 redundante und unterschiedlich konstruierte Abschalteinrichtungen mit einem hohen Überschuß an Abschaltreaktivität vorhanden.

- Diese Sicherheitseinrichtungen schließen eine Leistungsexkursion nach menschlichem Ermessen aus. Trotzdem wurde beim SNR-300, da es sich um einen Prototyp handelt und die Betriebserfahrungen mit schnellen natriumgekühlten Brutreaktoren bisher begrenzt sind, eine Auslegung gegen die Auswirkungen einer kernzerstörenden Leistungsexkursion gefordert. Auch nach einer Kernzerstörung darf beim SNR-300 die nach der Strahlenschutzverordnung für Auslegungstörfälle zulässige Umgebungsbelastung nicht überschritten werden. Im Genehmigungsverfahren wird als abdeckender Fall unterstellt, daß alle Primärkühlmittelpumpen ausfallen oder abgeschaltet werden, ohne daß eine Reaktorschnellabschaltung erfolgt. Durch Natriumsieden wird dann eine Leistungsexkursion eingeleitet, die erst durch Brennstoffexpansion wieder endet. Bei der Auslegung der Sicherheitseinrichtungen wurde eine mechanisch wirksame Energiefreisetzung von 370 MJ zugrunde gelegt.

Die wichtigsten Maßnahmen zur Beherrschung von Kernzerstörungsunfällen sind:

- Das Tank/Deckel-System und die Kreisläufe sind so ausgelegt, daß sie einer mechanischen Energiefreisetzung bis zu 370 MJ ohne Integritätsverlust standhalten.
- Die Einbauten im Reaktortank sind so gestaltet, daß auch der zerstörte Kern ausreichend gekühlt werden kann, um ein Durchschmelzen des Tanks zu verhindern (tankinterne Rückhaltung). In einer Bodenkühleinrichtung unterhalb des Reaktortanks kann der geschmolzene Brennstoff aufgefangen und langfristig gekühlt werden, falls er den Tank durchdringen sollte. Ein Aufschmelzen von Betonstrukturen wird so vermieden.

- Die Wärme, die nach einem Durchschmelzen des Reaktortanks in das Containment freigesetzt wird, kann durch Kühlsysteme abgeführt werden, um eine Überbelastung des Containments durch hohe Drücke oder Temperaturen zu verhindern.
- Das Containmentsystem ist mehrschalig ausgebildet, so daß durch Unterdruckhaltung in den äußeren Bereichen und durch gezielte Luftführung (Reventing-System) über mehrere Tage eine Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung verhindert werden kann.
- Das als Kühlmittel verwendete Natrium hat eine Reihe sicherheitstechnischer Nachteile:
 - Es brennt bei Anwesenheit von Sauerstoff und Feuchtigkeit, die Entzündungstemperatur kann unter Umständen bereits wenig über der Schmelztemperatur (98 °C) liegen.
 - Es reagiert bei direktem Kontakt mit Wasser chemisch sehr heftig.
 - Es wirkt in Verbindung mit bestimmten Verunreinigungen korrosiv.
- Diesen nachteiligen Eigenschaften wird durch systemtechnische Maßnahmen begegnet:
 - Abdecken aller freien Na-Oberflächen mit Argon,
 - Inertisieren aller Anlagenräume mit primärkühlmittelführenden Systemen durch Stickstoff,
 - Installieren von Auffangwannen in allen Na-führenden Räumen, in denen sich durch Lecks austretendes Natrium sammelt,
 - Trennen des Natrium-Primärsystems vom Wasser/Dampf-Kreislauf durch Zwischenschaltung eines Natrium-Sekundärkreislaufs und
 - Reinigen des Natriums.

- Den - beherrschbaren - Nachteilen des Natriums stehen vor allem folgende sicherheitstechnisch bedeutsame Vorteile gegenüber:
 - Natrium hat eine hohe Siedetemperatur (ca. 880 °C bei Atmosphärendruck), daher ist ein Niederdruck-Wärmeübertragungssystem möglich.
 - Da das Kühlmittel bei Leckagen nicht ausdampft, ist kein schnelles Kühlmittelnachspeisen erforderlich.
 - Bei Leckagen reichen einfache Maßnahmen zum Auffangen des Kühlmittels aus.
 - Es tritt kein nennenswerter Störfalldruck im betroffenen Anlagenraum bzw. im gesamten Containmentsystem auf ("Niederdruckcontainment").
- Natrium besitzt außerdem hervorragende Wärmeübertragungseigenschaften, wodurch sich eine ausgezeichnete Naturumlauf-fähigkeit, geringe erforderliche Wärmetauscherflächen für Notkühlsysteme und geringe Hüllrohrübertemperaturen gegenüber dem Kühlmittel ergeben.
- Auslegungsmaßnahmen gegen Einwirkungen von außen, wie Erdbeben, Gaswolkenexplosion und Flugzeugabsturz, werden im wesentlichen wie bei anderen Kernkraftwerken getroffen und sind in diesem Zusammenhang nicht besonders hervorzuheben.
- Auch die grundsätzlichen Sicherheitsanforderungen, z.B. an die Qualitätssicherungsmaßnahmen oder an Redundanz und Diversität von Sicherheitssystemen, entsprechen prinzipiell denen für Leichtwasserreaktoren und werden hier nicht weiter herausgestellt.

2.1.3 Beschreibung der Systeme und Komponenten

2.1.3.1 Reaktorkern

Der Spaltstoff des SNR-300 besteht aus einer Mischung von Uran- und Plutoniumoxid mit einem Gehalt an spaltbarem Material von

24 bis 34 %. Er befindet sich in 205 Brennelementen mit je 166 Brennstäben in einer sechseckigen Gitteranordnung (Bilder 2-4, 2-5). Der Brutstoff aus abgereichertem Urandioxid (Gehalt an Uran-235 < 0,7 %) ist zum Teil in den Brennstäben oberhalb und unterhalb des Spaltstoffs, zum Teil in reinen Brutelementen enthalten, die den Spaltstoffkern radial umgeben. Von innen nach außen besteht der Erstkern Mark Ia aus dem Spaltstoffbereich mit einer inneren (24 %) und äußeren (34 %) Anreicherungszone, dem radialen Brutmantel und den Reflektorelementen (Stahl).

SNR-MARK Ia - Kern

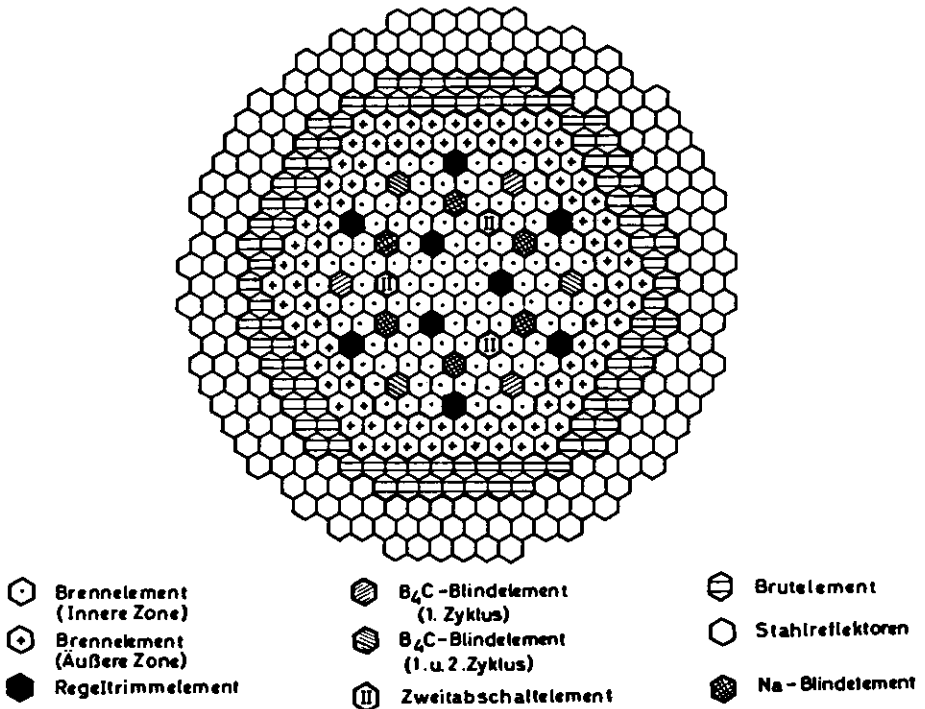


Bild 2-4:

Querschnitt durch den Reaktorkern

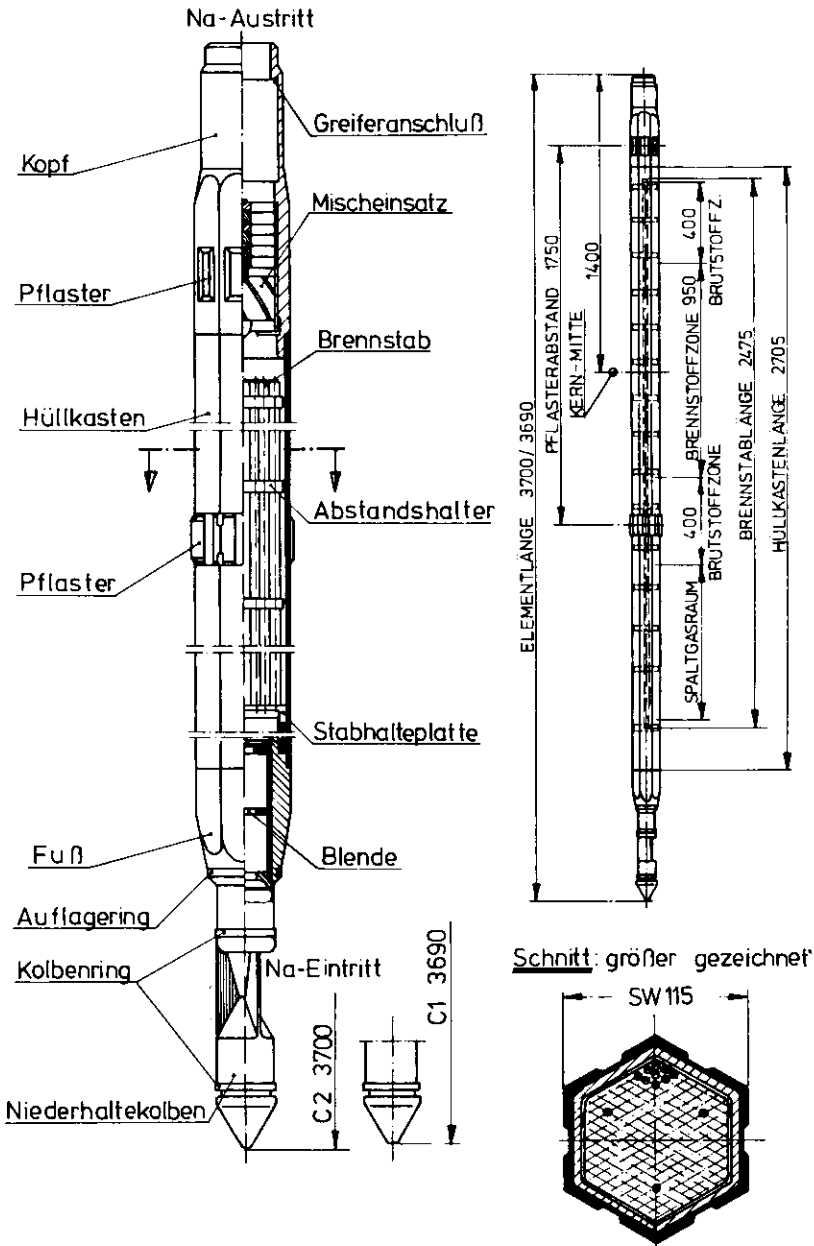


Bild 2-5:

Aufbau und Abmessungen eines Brennelementes

Die Brutrate, das Verhältnis zwischen erbrüteten und verbrauchten spaltbaren Kernen, soll beim Erstkern des SNR-300 0,96 betragen. (Brutraten < 1 werden meist als "Konversionsraten" bezeichnet.) Erst für Folgekerne wird eine Brutrate von 1 oder darüber angestrebt. Die Gründe für diese Vorgehensweise sind in (BU 77) dargestellt.

Im Reaktorkern wird eine thermische Leistung von rund 760 MW erzeugt, davon weniger als 10 % in der Brutzone. Die Wärme wird von flüssigem Natrium als Kühlmittel aufgenommen, das sich bei Vollast von der Eintrittstemperatur 377 °C um 169 K auf 546 °C aufheizt (Durchsatz 3600 kg/s).

Durch neun Regel-Trimmelemente, die von oben in den Reaktorkern einfahren, kann der Reaktor geregelt, der Abbrand kompensiert und der Kern abgeschaltet werden (Bild 2-6). Eines der drei zentralen Elemente wird zur Regelung benutzt. Jedes Element hat 19 Stäbe, die mit Borcarbid (B_4C), einem Neutronenabsorber, gefüllt sind. Die Elemente können durch Motorantriebe über Kugelspindeln im Kern auf- und abbewegt werden. Die neun Regel-Trimmelemente dienen auch als Abschaltetelemente des ersten Reaktorschnellabschaltsystems (Bild 2-6). Sie werden durch Entregeln der Scram-Auslösemagnete ausgeklinkt und fallen dann durch die Schwerkraft in den Kern ein (Fallhöhe bis zu 830 mm).

Der SNR-300 hat ein zweites Reaktorschnellabschaltsystem mit drei Abschaltetelementen. Diese Abschaltetelemente bestehen aus mehrgliedrigen Absorberketten, die sich während des Betriebs vollständig unterhalb der aktiven Kernzone befinden. Bei einer Schnellabschaltung werden die Scram-Magnete entregt und die Abschaltetelemente durch vorgespannte Federn in den Kern gezogen (Weg 1050 mm).

Auf einigen Positionen des inneren Spaltstoffbereichs befinden sich B_4C -Blindelemente. Sie kompensieren die Überschussreaktivität des frischen Kerns. Nach dem 1. und 2. Zyklus werden sie in zwei Schritten entfernt und durch Brennelemente ersetzt.

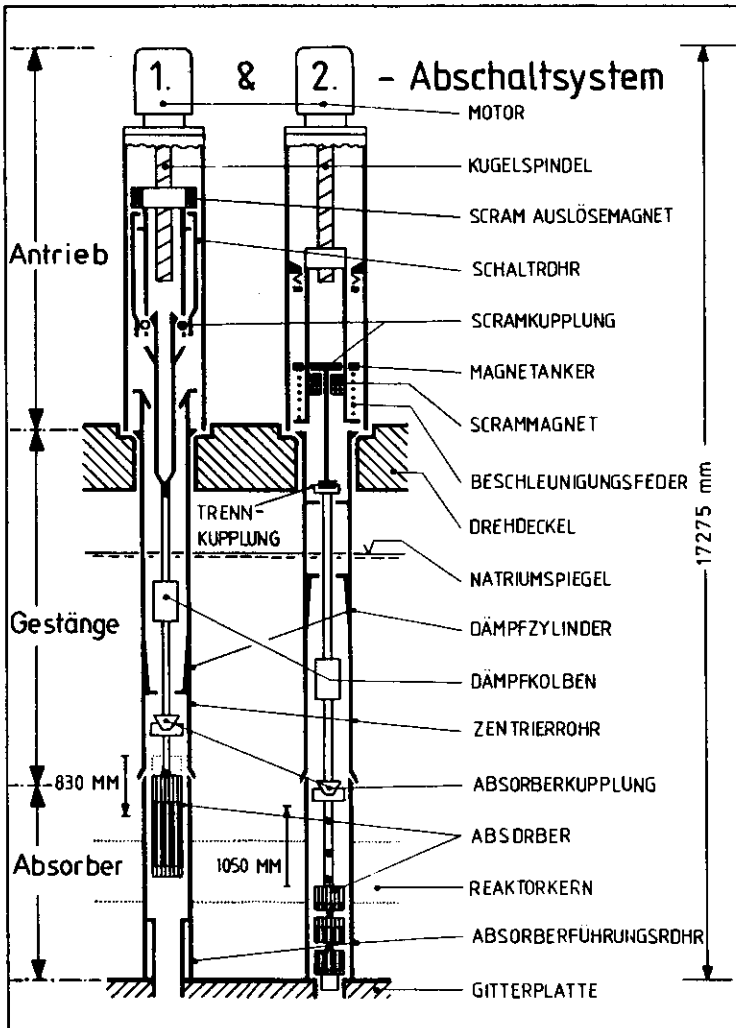


Bild 2-6:

1. und 2. Abschalteinrichtung

Zum Ausgleich von Berechnungsungenauigkeiten der Reaktivitätsbilanz werden außerdem Na-Blindelemente eingesetzt. Ihre genaue Anzahl wird jeweils zu Beginn eines Betriebszyklus anhand von Messungen festgelegt.

In radialer Richtung werden die Kernelemente in drei Ebenen in ihrer Lage fixiert. Die Elementfüße stehen in der Gitterplatte, die sich über die Kerntragstruktur direkt auf den Reaktortankboden abstützt. 20 cm unterhalb des Spaltstoffbereichs und 20 cm oberhalb des oberen Brutmantels wird der gesamte Kernverband über "Pflaster" (Verstärkungen an den Hüllkästen der Elemente) und je einen Stützring im Kernmantel verspannt. Im kalten Zustand besteht zwischen den Elementen radiales Spiel, um die Handhabung der Elemente zu ermöglichen. Beim Aufheizen dehnt sich der Kernmantel aus ferritischem Material weniger aus als die Elementhüllen, die aus austenitischem Material bestehen. Bei Betriebstemperatur ist kein radiales Spiel mehr vorhanden und damit der Kernverband fest verschlossen.

Während des Betriebs werden folgende Zustandsgrößen des Kerns gemessen:

- Neutronenfluß im Anfahr-, Zwischen- und Leistungsbereich. Die Meßkammern befinden sich außerhalb des Reaktortanks im Bereich des Biologischen Schildes;
- Kühlmitteltemperatur an jedem Brennelementaustritt und an einigen Brutelementen;
- Kühlmitteldurchsatz an vier Brennelementen.

Durch einen an das Primärsystem angeschlossenen Meßkreislauf zum Nachweis verzögerter Neutronen und durch Überwachung des Schutzgases auf Spaltedelgase können Hüllrohrschäden festgestellt werden.

2.1.3.2 Hauptwärmeübertragungssystem

● Reaktortank mit Einbauten und Deckel

Der Reaktortank ist ein zylindrischer Behälter mit Kugelboden (Bild 2-7). Er enthält die Kerntragstruktur zur Aufnahme der Kernelemente, die Strukturen zur inneren Strömungsführung mit unterem Sammelbehälter und Schildtank sowie die Einrichtungen

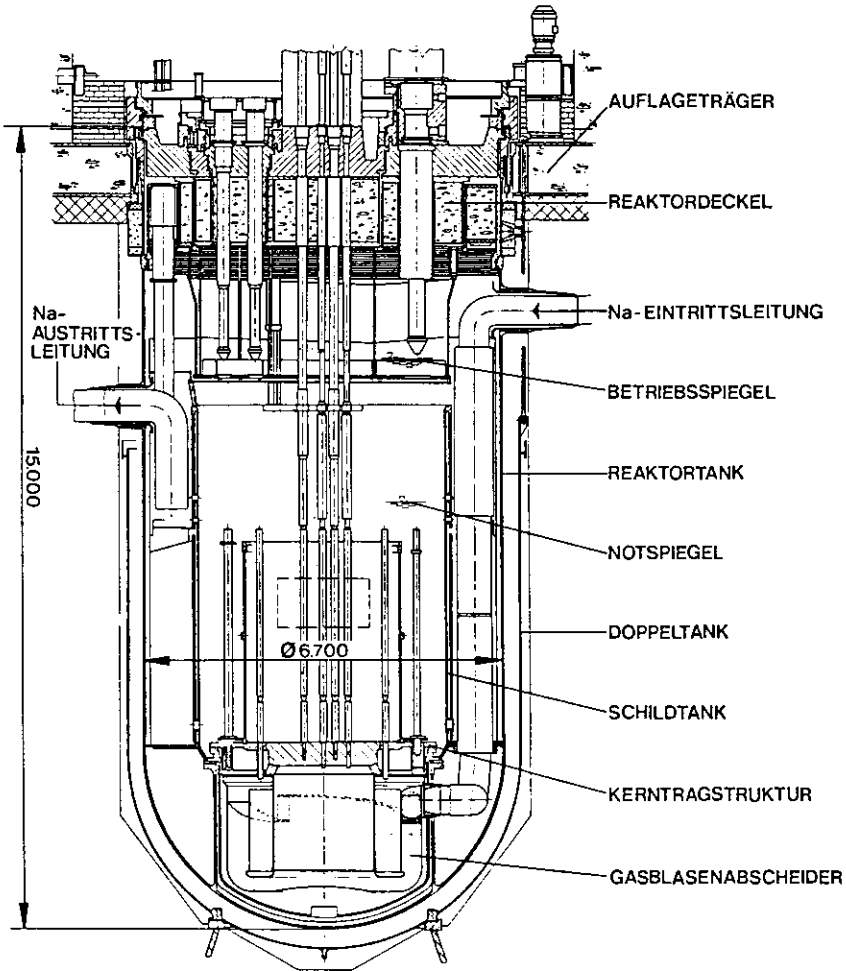


Bild 2-7:
Reaktorkern mit Einbauten

zur tankinternen Notkühlung. Er ist oben aufgehängt und sowohl radial als auch axial für Wärmedehnungen frei beweglich. Die Rohrleitungsanschlüsse sind im oberen Bereich der Tankwand über den Umfang verteilt und oberhalb des Natrium-Mindestspiegels angeordnet, der zum Betrieb der Hauptkreisläufe erforderlich ist. Die drei Natrium-Eintrittsleitungen werden oberhalb

des Natriumbetriebsspiegels durch die Tankwand geführt. Innerhalb des Tanks münden die Leitungen in den unteren Sammelbehälter. Der untere Sammelbehälter ist von der Tankwand getrennt und an der Kerntragstruktur angehängt. Im unteren Sammelbehälter befindet sich der Gasblasenabscheider, der im Kühlmittel eventuell mitgeführte Gasblasen von der Spaltzone fernhält und in die Brutzone leitet.

Die Kernstruktur wird vom Schildtank umgeben, der sich in Höhe der Gitterplatte auf den Stützzyylinder der Kerntragstruktur abstützt und bis ca. 30 cm unterhalb der Tauchplatte des Reaktordeckels reicht. Der Schildtank dient der Strömungsführung und bei einer Leistungsexkursion (Bethe-Tait-Exkursion) der Energieabsorption.

Zwischen Schildtank und Reaktortank befinden sich die Eintrittsleitungen, die Saugstutzen der Austrittsleitungen und die Wärmetauscher des Notkühlsystems (Tauchkühler). Die in einem Panzerrohr angeordneten Tauchkühler sind im Festdeckelring im oberen Tankbereich aufgehängt. Die Rohrleitungen des sekundärseitigen Natriums in den Tauchkühlern durchdringen den Reaktortank im Bereich des Festdeckelringes.

Die zylindrische Wand des Reaktortanks ist bis unterhalb des Natriumspiegels mit einem fest verschweißten Schockblech abgedeckt, um Wärmespannungen in der Tankwand zu verringern.

Etwa bis zur Höhe der Kühlmittelstutzen ist der Reaktortank von einem zweiten Tank, dem Doppeltank, umgeben, der von unten abgestützt wird. Selbst bei einem Leck im Reaktortank würde damit der Natriummindestspiegel nicht unterschritten, der zur Nachwärmeabfuhr über die Hauptkreisläufe erforderlich ist.

Den oberen Abschluß des Reaktortanks bildet der Reaktordeckel. Es handelt sich um ein Drehdeckelsystem, das aus drei Deckeln besteht, von denen die beiden kleineren exzentrisch im jeweils größeren gelagert sind. Der große Deckel ist über einen Haupt-

dichtungstragring durch Dehnbolzen fest mit dem Tankauflage-träger verbunden. Die wesentlichen Funktionen des Deckels sind:

- axiale Abschirmung,
- Wärmedämmung,
- Abdichtung der Reaktoratmosphäre,
- Führung der Handhabungseinrichtungen sowie
- Bildung einer Tragstruktur für verschiedene An- und Einbauten.

Der Aufbau des Deckels in axialer Richtung wird durch die Abschirm- und Wärmedämmfunktion bestimmt.

Direkt unterhalb des Na-Spiegels liegt die Tauchplatte, die während des Betriebs zur Beruhigung des Na-Spiegels dient und bei einer Leistungsexkursion eine Belastung des Drehdeckel-systems durch einen Natrium-Hammer verhindert. Oberhalb des freien Na-Spiegels sind zur Wärmedämmung Strahlungsbleche angebracht, an die sich nach oben eine in Kästen eingebrachte Basaltgranulat-Abschirmung anschließt.

Über dem freien Na-Spiegel im Tank befindet sich eine Argon-schutzgasatmosphäre. Sie ist gegen die Atmosphäre der Deckel-grube (bei Betrieb Stickstoff, während des Elementwechsels Luft) durch zwei hintereinander angebrachte Dichtungen abgedichtet, die sich direkt unterhalb der Deckellagerung befinden. Der Raum zwischen den Dichtungen sowie die Dichtungen selbst werden mit Argon beaufschlagt.

Die Instrumentierungsplatte ist direkt oberhalb der Brennelementköpfe angeordnet. Sie trägt die Instrumentierungseinsätze zur Überwachung der gesamten Spaltzone und des radialen Brut-mantels. Für den Transport der Elemente innerhalb des Reaktor-tanks dient das im kleinen Deckel angebrachte Umsetzrohr. Mit Hilfe eines Tastarms wird vor Beginn einer Drehung der Deckel überprüft, ob keine Verbindung mehr zwischen Reaktordeckel und dem Kernverband besteht.

● Primärsystem

Das Primärsystem setzt sich aus drei parallelen, gleichartigen Natriumkreisläufen zusammen (Bilder 2-8, 2-9). Jeder Kreislauf enthält in Strömungsrichtung neben den verbindenden Rohrleitungen folgende Komponenten:

- eine drehzahlgeregelte Kreislumppe,
- drei stehende Geradrohr-Zwischenwärmetauscher,
- ein Durchflußmeßgerät,
- eine Klappe als Drosselarmatur (für die Nachsramregelung).

Die Hauptrohrleitungen sind auf der Druckseite der Pumpen, also im Bereich Pumpe - Zwischenwärmetauscher - Reaktortank, in NW 550, die Saugleitungen zwischen Reaktortank und Pumpe in NW 600 ausgeführt.

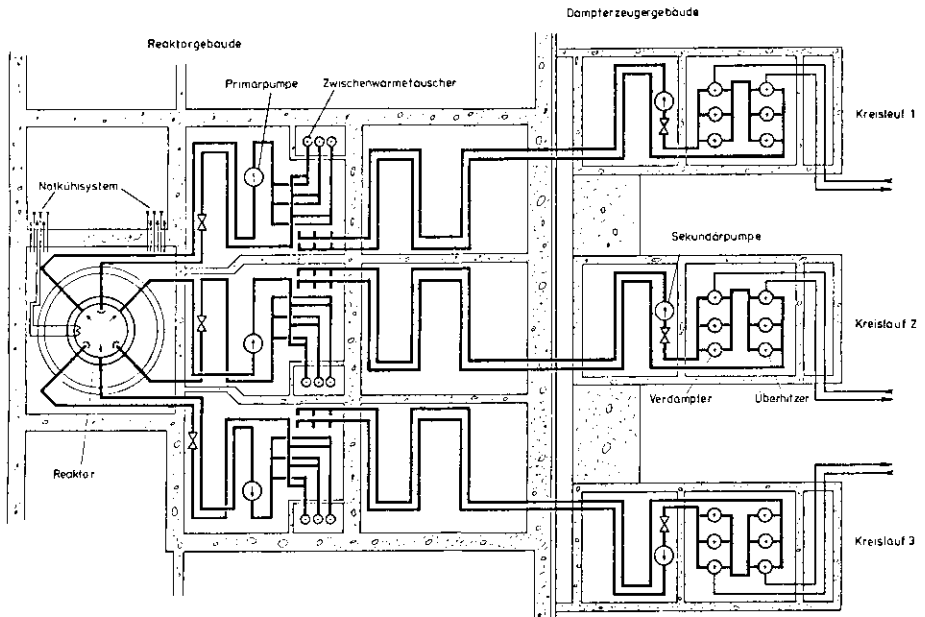


Bild 2-8:
Primär- und Sekundär-Wärmeübertragungssystem

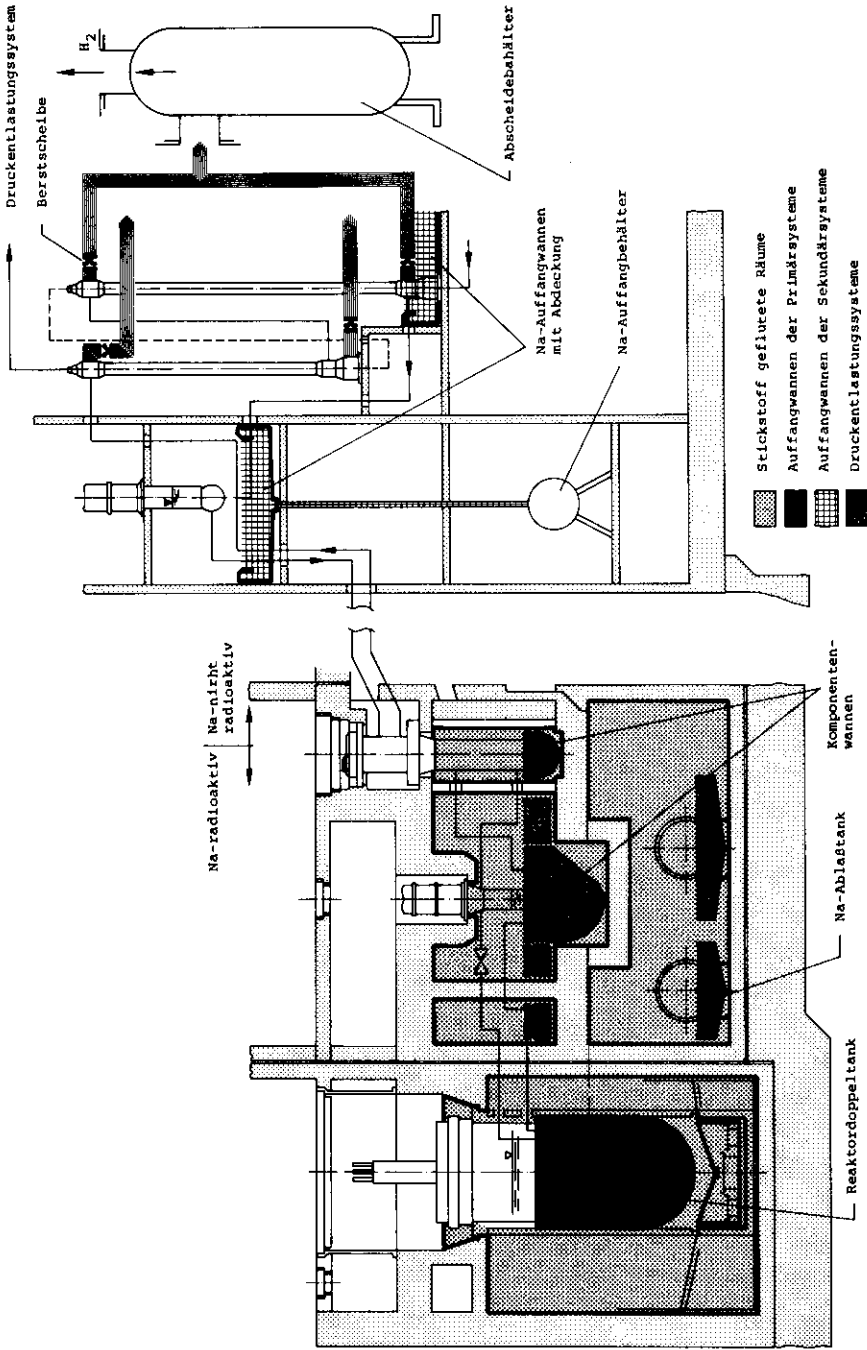


Bild 2-9:
Geodätische Anordnung: Zellen- und Wannenkonzept (stark schematisch)

Die Pumpen sind zur Vermeidung von Kavitation durch Unterdruck bei einem zu langen Ansaugweg im heißen Strang des Systems angeordnet. Der Nachteil einer etwas höheren Pumpenleistung bei der Anordnung im heißen Strang wird zugunsten eines niedrigeren Schutzgasdruckes im Reaktortank in Kauf genommen.

Zwischen der maximalen Natriumtemperatur im Primärsystem und der Siedetemperatur des Natriums (bei Atmosphärendruck) besteht ein Abstand von etwa 300 °C. Das Primärsystem kann deshalb bei einem Druck betrieben werden, der allein durch den geodätischen und den zur Kühlmittelumwälzung erforderlichen Druck bestimmt wird und maximal etwa 13 bar beträgt. Der Betriebsdruck des Tanks beträgt maximal 2,25 bar. Da die Zwischenwärmetauscher höher angeordnet sind als der Reaktorkern, stellt sich in den Primärkreisläufen nach Abschaltung oder Ausfall der Pumpen Naturumlauf ein.

Das Primärsystem wurde, soweit realisierbar, so hoch angebracht, daß auch nach einem Leck in einem Kreislauf ein Na-Spiegel im Kern erhalten bleibt, bei dem die Nachwärme noch über die Hauptkreise abgeführt werden kann. Über das Tauchkühlsystem ist die Nachwärmeabfuhr auch bei einem noch tieferen Na-Spiegel möglich.

Komponenten, die notwendigerweise unterhalb des Mindestspiegels angeordnet werden, sind die Primärpumpen (Laufradanordnung unter Mindestspiegel erforderlich), die unteren Bereiche der Zwischenwärmetauscher (ZWT) (für die ZWT-Anordnung ist maßgebend, daß bei Mindestspiegel im Reaktortank und abgesenktem Tankgasdruck keine Na-Verdampfung an der oberen ZWT-Rohrplatte auftritt) und der Reaktortank. Diese Komponenten und die dazugehörigen tiefliegenden Rohrleitungsabschnitte sind von Stahlwannen umgeben (Cavity-Konzept). Bei Lecks in den tieferliegenden Bereichen würde die Ausströmung des Kühlmittels zum Stillstand kommen, sobald sich zwischen dem Natrium im Reaktortank und dem in der Auffangwanne ein Ausgleichsspiegel einstellt. Die Wannen sind so bemessen, daß der Ausgleichsspiegel nicht unter dem Mindestspiegel liegt. Dem glei-

chen Zweck dienen redundante Armaturen (Doppelarmaturen) in den Leitungen zu den tieferliegenden Nebenanlagen.

Alle Komponenten des Primärhauptsystems sind in inertisierten Anlagenräumen angeordnet, die mit Leckauffangwannen am Boden und Stahlverkleidung an den Wänden und Decken ausgerüstet sind (inneres Containment).

● Sekundärsystem

Das Sekundärsystem besteht analog zum Primärsystem aus drei parallelen, gleichartigen Natriumkreisläufen (Bilder 2-8, 2-9).

In Strömungsrichtung enthält jeder Sekundärkreislauf neben den verbindenden Rohrleitungen (NW 550) folgende Komponenten:

- drei Zwischenwärmetauscher als Verbindung zum Primärsystem,
- drei parallelgeschaltete stehende Überhitzer,
- drei parallelgeschaltete stehende Verdampfer,
- eine Klappe im kalten Strang (Nachsclamregelung, Absperren bei Dampferzeugerstörfall),
- eine drehzahlgeregelte Kreiselpumpe im kalten Strang,
- einen natrium- und gaseitig mit der Pumpe verbundenen Volumenausgleichsbehälter (Stoßtank).

Um bei Leckagen im Zwischenwärmetauscher den Übertritt aktivierten Primärnatriums in das Sekundärsystem zu verhindern, wird das Sekundärsystem mit einem etwas höheren Druck als das Primärsystem betrieben. Da die Dampferzeuger höher als die Zwischenwärmetauscher angeordnet sind, wird sich auch in den Sekundärkreisen Naturumlauf einstellen, wenn die Pumpen nicht in Betrieb sind. Durch ein Druckentlastungssystem (Berstscheiben) wird der Druckanstieg im Sekundärkreis bei einem Dampferzeugerstörfall (Natrium/Wasser-Reaktion nach Heizrohrleck) begrenzt. Die drei Sekundärhauptkreisläufe sind in jeweils getrennten Gebäuden installiert, damit bei einem Defekt an einem Kreis die anderen nicht in Mitleidenschaft gezogen werden.

2.1.3.3 Strangspezifische Nachwärmeabfuhrsysteme

Die Nachwärmeabfuhr kann über die Komponenten des Leistungsbetriebes erfolgen. Dabei wird der erzeugte Dampf unter Umgehung der Turbine in den Hauptkondensator eingeleitet und durch das Hauptkühlwassersystem rückgekühlt. Für eine länger andauernde Nachwärmeabfuhr oder bei Störungen im Tertiärsystem wird die Nachwärme über strangspezifisch aufgebaute Nachwärmeabfuhr-einrichtungen abgeführt, die als geschlossene Wasser/Dampf-Kreisläufe aufgebaut sind. Die Rückkühlung erfolgt durch das Nebenkühlwassersystem. Auch wenn Primär- und Sekundärkreis im Naturumlauf betrieben werden, ist einer der drei Kreise ausreichend, die gesamte Nachwärme abzuführen (3 x 100 %-System).

2.1.3.4 Tauchkühlsystem

Das Tauchkühlsystem (Bild 2-10) besteht aus sechs einzelnen, geschlossenen Na-Kreisläufen, von denen je drei einem Luftkühler mit eigenem Gebläse zugeordnet sind. Steuerung, Regelung und Energieversorgung sind entsprechend einer 2 x 100 %-Redundanz aufgebaut. Luftkühler, Gebläse und Klappen sind in einem Kaminsystem an der den Hauptkühlketten entgegengesetzten Seite des Reaktorgebäudes angeordnet. Der Betrieb des Tauchkühlsystems ist von der Funktionsbereitschaft der Hauptkreise unabhängig. Die 6 Kreisläufe des Tauchkühlsystems bestehen jeweils aus

- einem Tauchkühler im Reaktortank (die Nachwärme wird durch Naturumlauf im Tank vom Reaktorkern an die Tauchkühler transportiert),
- einem Luftkühlersegment mit Doppelummantelung, dessen Zwischenraum mit inaktivem Natrium gefüllt ist,
- einer elektromagnetischen Pumpe (EM-Pumpe), einem Absperrventil, einem Stoßtank am Kreislaufhochpunkt und
- den verbindenden Rohrleitungen (NW 80).

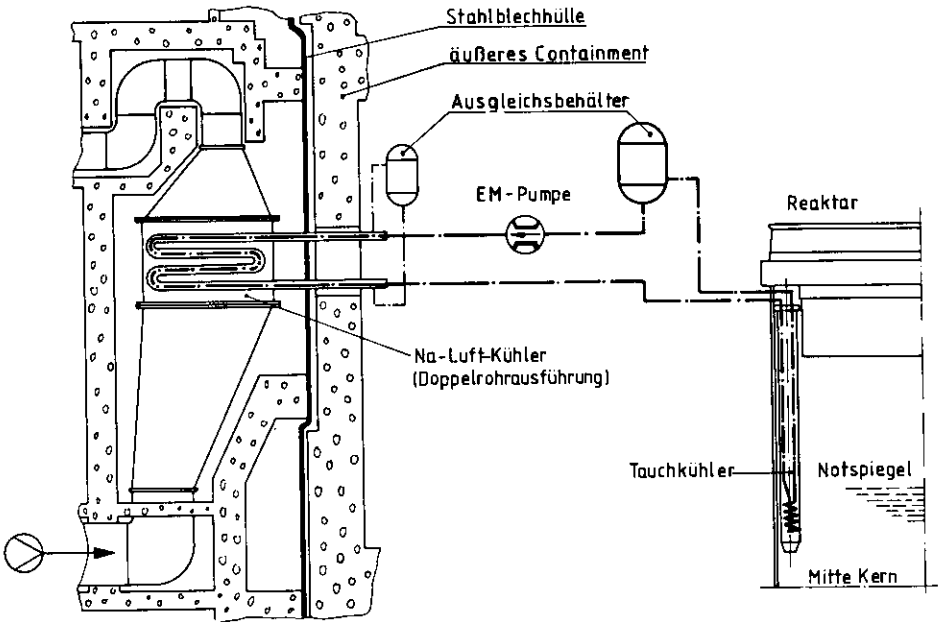


Bild 2-10:
Reaktornotkühlsystem (Übersicht)

In den Kreisläufen kann sich aufgrund ihrer Höhenanordnung Naturumlauf einstellen. Auch die Luftkühler, die bestimmungsgemäß durch Gebläse gekühlt werden, können im Naturzug betrieben werden.

2.1.3.5 Handhabungsstationen

Zur Handhabung und Lagerung frischer und abgebrannter Brennelemente sind eine Reihe von Handhabungsstationen innerhalb des Reaktorgebäudes vorgesehen. Die wichtigsten Positionen sind:

- V o r r a t s l a g e r -

zur Lagerung frischer Brennelemente vor Einsatz ins Na-gekühlte Abklinglager.

- **N a - g e k ü h l t e s A b k l i n g l a g e r**
zur Lagerung neuer Brennelemente unmittelbar vor Einsatz im Reaktortank und zur Lagerung abgebrannter Brennelemente. Die Kapazität ist so bemessen, daß bis zum Umfang einer kompletten Kernladung Brennelemente aufgenommen werden können (210 Positionen; Kühlleistung maximal 1,15 MW, typisch < 0,75 MW).
- **G a s g e k ü h l t e s A b k l i n g l a g e r**
zur Lagerung bereits weitgehend abgeklungener Brennelemente bis zum Abtransport (202 Positionen; maximal zulässige Gesamtwärmeleistung 150 kW, maximal zulässige Wärmeleistung je Element 2 kW).
- **B e o b a c h t u n g s z e l l e**
zur Vermessung und Besichtigung bestrahlter Brennelemente sowie zum Einbüchsen vor Abtransport.
- **W a s c h z e l l e n**
zum Entfernen des Natriums bzw. von Korrosions- und Spaltprodukten von den Kernelementen vor Inspektion bzw. Transport.

Dem Transport zwischen diesen einzelnen Stationen dient die Wechselmaschine mit Wechselflasche und Wechselvorrichtung. Daneben sind noch eine Reihe von Stationen bzw. Einrichtungen zum Wechsel, zum Transport und zur Lagerung aktivierter Komponenten vorgesehen.

2.1.3.6 Hilfsanlagen

- **Inertisierungssysteme**

Alle Räume, in denen sich primärnatriumführende Komponenten befinden, sind mit Stickstoff inertisiert, um bei Natriumleckagen Folgeschäden bzw. erhöhte Aktivitätsfreisetzung

durch Natriumbrände auszuschließen. Aus dem gleichen Grunde werden einzelne Komponenten nicht mit Wasser, sondern mit Stickstoff gekühlt. Die in diesen Räumen anfallende Verlustwärme wird über Kühler in den Inertisierungs- bzw. Stickstoffkreisläufen an nachgeschaltete Kühlsysteme abgeführt.

- Gas-Heizsystem

Mit dem Gas-Heizsystem werden der Reaktortank, das natriumgekühlte Abklinglager, die Zwischenwärmetauscher und die Primärpumpen einschließlich der Rohrleitungen innerhalb der Cavities vor dem Füllen mit Natrium auf eine Temperatur von ca. 200 °C aufgeheizt.

- Komponentenköhlkreislauf

Der Komponentenköhlkreislauf hat die Aufgabe, die in den Inertisierungssystemen, in Kreisläufen des Handhabungstraktes, in der Na-Waschanlage, im radioaktiven Abwassersystem, in der Handhabungssteuerstelle, im Dampfdruckentlastungssystem und bei der Steuerlufterzeugung anfallenden Wärmemengen über Zwischenwärmetauscher an das Nebenkühlwasser abzuführen.

- Lufttechnische Anlagen

Durch die Lüftungssysteme des Kontrollbereiches (belüfteter Bereich des äußeren Containments und Hilfsanlagentrakt) werden

- die belüfteten und begehbaren Räume klimatisiert,
- die Verlustwärme aus den Räumen abgeführt und
- bei Normalbetrieb die Aktivitätskonzentration in den begehbaren Räumen durch entsprechend häufigen Luftwechsel unterhalb der zulässigen Werte gehalten.

Außerdem verhindert das Lüftungssystem bei Störfällen eine unzulässig hohe oder unkontrollierte Aktivitätsabgabe aus dem Kontrollbereich an die Umgebung.

- Entwässerungssystem im Kontrollbereich und Aufbereitungsanlage für Abwässer aus dem Kontrollbereich

Die Anlage dient der Sammlung von radioaktiven Wasch-, Dusch-, Dekontaminations- und Sumpfabwässern, organischen Abwässern sowie der Aufbereitung vor Abtransport oder Abgabe in den Rhein.

- Dampfdruckentlastungssystem

Bei Störfällen im inneren Containment, die zu einer Temperaturbelastung der begrenzenden Betonwände führen, wird durch dieses System das eventuell als Wasserdampf freigesetzte Betonwasser abgeleitet und kondensiert bzw. das Kondensat den Abwassersammelbehältern zugeführt.

- Systeme zur Versorgung der Anlage mit Argon, Stickstoff, Deionat, Steuerluft etc.
- Dekontaminations- und Waschanlagen zur Dekontamination von Primärkreis Komponenten und zur Reinigung von Dampferzeugern.

2.1.3.7 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, Meßgrößen und Signale zu verarbeiten und notwendig werdende Schutzaktionen auszulösen. Zur Auslösung von Schutzaktionen werden Reaktorschutzsignale gebildet, die die benötigten Sicherheitssysteme automatisch steuern.

Der SNR-300 verfügt über zwei Reaktorschutzsysteme, die funktionell und räumlich unabhängig voneinander aufgebaut sind. Ihre Gerätetechnik ist nahezu vollständig diversitär. Aktionen, die dem Schutz der Kernintegrität dienen, werden durch beide Systeme ausgelöst. Maßnahmen zur Sicherstellung der Energieversorgung (bei Ausfall der Eigenbedarfsversorgung)

bzw. zum Aktivitätseinschluß im Containment werden dagegen jeweils nur von einem Schutzsystem ausgelöst. Die Aufgaben beider Schutzsysteme sind in Tabelle 2-1 dargestellt.

Tab. 2-1:

Aufgaben des 1. und 2. Reaktorschutzsystems

1. Reaktorschutzsystem	2. Reaktorschutzsystem
AUFGABEN UND AUSLEGUNGSRANDBEDINGUNGEN	
<ul style="list-style-type: none"> ● Erfassung aller anlagenintern verursachten Störungen am Ort ihrer Entstehung ● Ungeschützt gegen Einwirkungen von außen, Unterbringung im Schaltanlagegebäude 	<ul style="list-style-type: none"> ● Erfassung aller anlagenintern verursachten Störungen, sobald diese sich im Bereich des Primärsystems ausgewirkt haben ● Geschützt gegen Einwirkungen von außen, Unterbringung im Nebenanlagegebäude (Notsteuerstelle) ● Erfassung aller durch Einwirkungen von außen verursachten Störungen einschließlich durch Zerstörung des Schaltanlagegebäudes induzierter Fehlsteuerungen
SCHUTZAKTIONEN	
<ul style="list-style-type: none"> ● Reaktorschnellabschaltung über das Erstabschaltsystem ● Nachwärmeabfuhr über die Hauptsysteme und strangspezifischen Einrichtungen im Wasser/Dampf-System ● Aktivitätseinschluß im Containment 	<ul style="list-style-type: none"> ● Reaktorschnellabschaltung über das Zweitabschaltsystem ● Nachwärmeabfuhr über das Tauchkühlsystem; Aktivierung der Notkühlssysteme der Brennelementlager ● Aktivitätseinschluß in den Systemen ● Sicherstellung der Energieversorgung ● Sicherstellung der Kühlung des Reaktorgebäudes

Zur Auslösung der genannten Schutzaktionen werden die Zustandsgrößen entsprechend Bild 2-11 herangezogen.

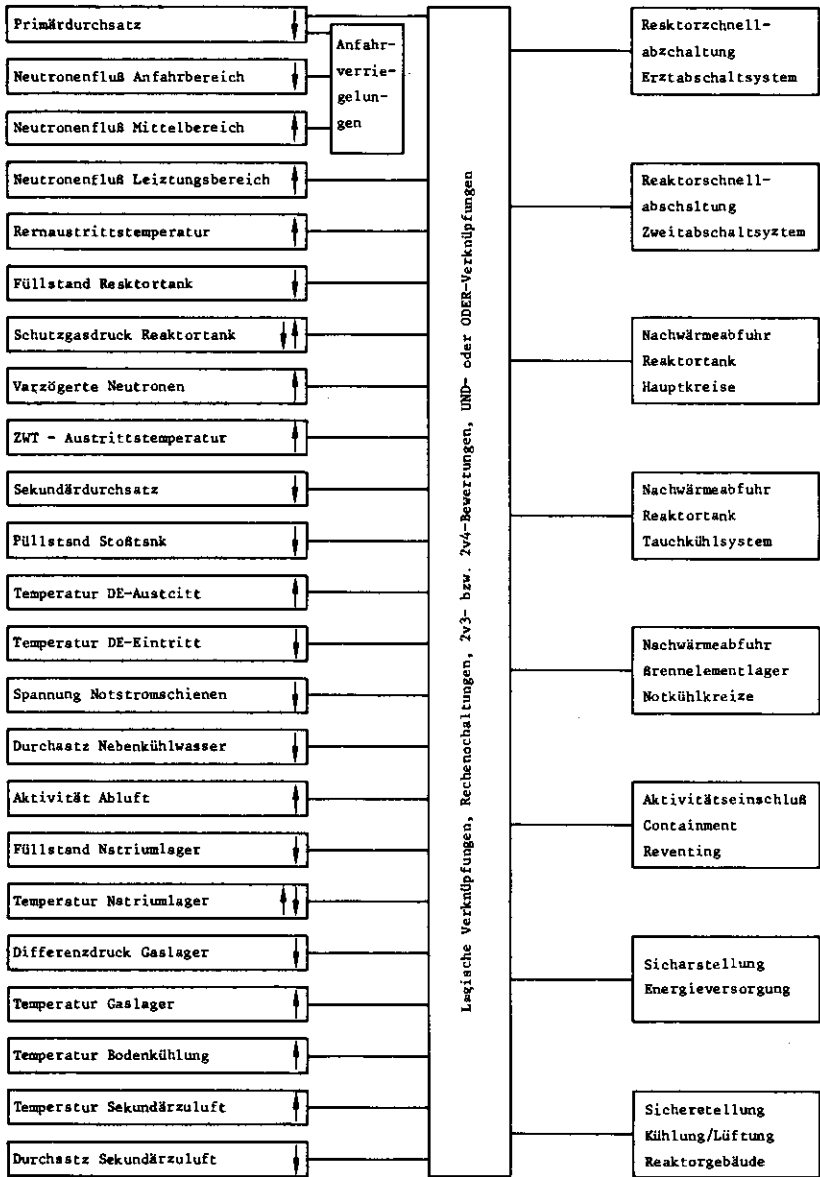
Tabelle 2-2 zeigt für ein großes Spektrum von Störungen und Störfällen die wesentlichen Anregesignale, Tabelle 2-3 die durch die Anregesignale ausgelösten Schutzaktionen.

Jedes Reaktorschutzsystem besteht aus den Teilsystemen zur analogen Meßwerterfassung und Grenzsignalbildung (Anregeebe-
ne), zur logischen Wertung und Verknüpfung (Logikebene) und zur Auslösesignalbildung (Steuerebene). Bild 2-12 zeigt den grundsätzlichen Aufbau des 1. Reaktorschutzsystems.

Die Anregeebe-
ne umfaßt die Meßkanalgruppen für die verschiedenen Prozeßvariablen (z.B. Neutronenfluß, Kernaustrittstemperatur, Kühlmitteldurchsatz), die in der Regel dreifach, in einigen Fällen vierfach gemessen werden. Durch Vergleiche werden die einzelnen Meßgrößen innerhalb einer Gruppe auf Abweichungen überwacht. In Grenzsignalgebern werden die Prozeßvariablen mit den festgelegten Grenzwerten verglichen. Bei einem Über- oder Unterschreiten dieser Werte wird ein Grenzsignal gegeben.

In der Logikebene werden die Grenzsignale logisch miteinander verknüpft. Stehen 2 von 3 bzw. 4 möglichen Grenzsignalen einer Meßkanalgruppe an, so führt dies zur Auslösung einer Schutzaktion. 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 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-Kontaktsysteme zur Auslösung der Reaktorschnellabschaltung oder die Betätigungsebene ansteuern.



↑↓ = Ansprechen bei Grenzwertüber- bzw. -unterschreitung
d.h. MAX- bzw. MIN-Grenzwert

Bild 2-11:

Zustandsgrößen und Schutzaktionen beider Schutzsysteme

Tab. 2-2 (1):

Zuordnung Störfall - Anregesignal

Reaktorschutzsystem	STÖRFALL																				
	ANREGESIGNAL	Grenzwert	Ausföhren des Regelbetriebes ab Mengeleistung	Ausföhren aller Regel-Triem- Sicherungsmaßnahmen ab Reaktorleistung	Ausföhren aller Sicherungs- maßnahmen ab Reaktorleistung	Einfall von Absorbieren ohne RESA-Anfrage	Ausfall einer Primärpumpe	Blockieren einer Primärpumpe	Ausfall aller Primärpumpen	Leck einer Eintrittsleitung innerhalb des Reaktortanks	Leck im Primärsystem am Pumpendruckstufen	Leck im Primärsystem am Reaktorandrückstromstufen	Leck im ZPT	Leck im Sekundärsystem	Ausfall einer Sekundärpumpe	Ausfall der tertiären Haupt- wärmesenke	Ausfall der Eigenbedarf- wärmesenke	VERBODEN: Ausfall des Reaktorschutzsystems MEL 4.3 (MVA)	Ausfall aller tertiären Wärme- senken infolge EVA	Ausfall des Nebenkühlwassers aufgrund einer Sprühnebelbildung in einem Reaktorbehälter	
1	Periode Mittelbereich	$\dot{q}_{np} < 10 \text{ s}$																			
1	Neutronenfluss Leistungsbereich	$\dot{q}_L > 112 \text{ X}$	X	X	X																
1	Negativer Gradient Leistungsbereich	$\dot{q}_{LG} < -30 \text{ X}$				X															
1	Kernaustrittstemperatur	$T_{KA} > T_n + 30 \text{ °C}$	X	X			X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X		
2	Kernaustrittstemperatur	$T_{KA} > T_n + 30 \text{ °C}$	X	X			X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X		
2	Kernaustrittstemperatur	$T_{KA} > 650 \text{ °C}$																	X		
1	Gradient Kernaustrittstemperatur	$\dot{T}_{KA} > 40 \text{ °C}$	X	X			X	X	X	X	X	X						X			
2	Gradient Kernaustrittstemperatur	$\dot{T}_{KA} / \dot{T}_{KA} > 40 \text{ °E}$	X	X		X	X	X	X	X	X	X						X			
1	Na-Füllstand Reaktortank	$L_N < 4,3 \text{ m}$								X	X										
2	Na-Füllstand Reaktortank	$L_N < 4,3 \text{ m}$								X	X										
2	Na-Füllstand Reaktortank	$L_N < 3,4 \text{ m}$								X	X							X			
1	Neutronenfluß zu Primärdurchsatz	$\dot{q}/F_p > 1,2$	X	X	X		X	X	X	X								X			
2	Neutronenfluß zu Kerndurchsatz	$\dot{q}/F_K > 1,2$	X	X	X		X	X	X	X	X							X			
1	Verzögerte Neutronen	$\beta_V > \epsilon$																			X
2	Verzögerte Neutronen	$\beta_V > \epsilon$																			X
2	ZWI-Austrittstemperatur	$T_Z > 400 \text{ °C}$												X	X	X			X		
2	ZWI-Austrittstemperatur	$T_Z > 410 \text{ °C}$																	X		
1	Differenz der Sekundärdurchsätze	$\Delta F_S > 10 \text{ } 2 \text{ } F_N$													(X)	X					
1	Differenz der Sek.-Stöckkanfüllstände	$\Delta L_S > 300 \text{ mm}$											X	X							
1	Na-Temperatur DE-Austritt	$T_N > 370 \text{ °C}$															X	(X)			
1	Spitzevassertemperatur DE-Eintritt	$T_{SP} < 180 \text{ °C}$															(X)				
2	Spannung Hochstrommaschinen	$U < 8 \text{ kV}$															X				
2	Durchsatz Nebenkühlwasser Dieeel	$P_{NP} \text{ F } \epsilon$																			X

() Ansprechen abhängig vom Störfallauf
 *) Werte noch nicht endgültig festgelegt

Tab. 2-2 (2):

Zuordnung Störfall - Anreagesignal

Reaktorschutzsystem		Störfall		Anreagesignale								
		AMREGSIGNAL	Störfall	Grenzwert	Aktivitätsmessung im Containment	Überproportionaler Leistungsanstieg	Leck im Natrium-BE-Lager	Ausfall der Kühlung im Natrium-BE-Lager	Durchstrahlung im BE-Gaslager	Ausfall der Rückkühlung im BE-Gaslager	Störung Schutzgasdruckregelung im Reaktortank	Ausfall der sekundären Zuluft-Anlagen
1	Aktivität Abluft Reaktorgebäude	$R_R > *)$	X	X								
1	Aktivität Abluftkamin	$R_R > *)$	X	X								
1	Neutronenfluß Leistungsbereich	$\Phi_L > 150 \text{ 2}$		X								
2	Neutronenfluß Leistungsbereich	$\Phi_L > 150 \text{ 2}$		X								
1	NaK-Temperatur Bodenkühleraustritt	$T_R > *)$		X								
2	Xe-Füllstand BE-Lagertank	$L_{NL} < 13,580 \text{ m}$			X							
2	Na-Füllstand BE-Lagertank	$L_{NL} < 13,315 \text{ m}$			R							
2	Na-Füllstand BE-Lagertank	$L_{NL} < 13,055 \text{ m}$			R							
2	Na-Temperatur BE-Lagertank	$T_{NL} > 342 \text{ °C}$				X						
2	Na-Temperatur BE-Lagertank	$T_{NL} < 300 \text{ °C}$			X							
2	Differenzdruck BE-Gaslager	$\Delta P_{GL} < 5 \text{ mbar}$						X				
2	Temperatur BE-Gaslager	$T_{GL} > 103 \text{ °C}$							X			
2	Schutzgasdruck Reaktortank	$P_R > 1,65 \text{ bar}$									X	
2	Schutzgasdruck Reaktortank	$P_R < 1,75 \text{ bar}$									X	
2	Schutzgasdruck Reaktortank	$P_R > 0,9 \text{ bar}$									X	
2	Schutzgasdruck Reaktortank	$P_R < 0,8 \text{ bar}$									X	
2	Luftdurchsatz Zentralen A.05-/B.01-	$V_L < *)$										E
2	Luftdurchsatz Zentralen A.07-	$V_L < *)$										X
2	Lufttemperatur Zentralen A.05-/B.01-	$T_L > *)$										X

*) Werte noch nicht endgültig festgelegt

Tab. 2-3 (2):

Zuordnung Anregesignal - Schutzaktion

Reaktorschutzsystem		SCHUTZAKTION																									
		ANREGESIGNAL	Grenzwert	Contaminationschluss	Reverting-System Ein	Bodenabblsystem Ein	Na-Lager Leckbeherrschung	Abstreifen Schutzgas Na-Lager	Na-Lager EDKkreis T010 Zu	Na-Lager EDKkreis T020 Zu	Na-Lager EDKkreis T030 Zu	Na-Lagerkühlung Ein	Na-Notumwälztrieb für Na-Lager Kühlung Ein	W-Vorbereitungsystem Aus	Gaslagerkühlung Ein	Druckeicherung Reaktortank	Zuges Reaktortank Zu	Kontrollraum Ein	Zuges Reaktortank Zu	Druckausgleich Reaktortank Zu	Druckausgleich Reaktortank Auf	Reaktorkühlung ein	Abstreifen Fräsmilch-Ebenanlasser	Sicherstellung Stromversorgung	Gehäusen A.05-/B.01- Ein	Rückkühlung Ein/Aluflut A.07- Ein	
1	Aktivität Ablauf Reaktorgebäude	$R_a > *$		X	X																						
1	Aktivität Abluftkanal	$R_a > *$		X	X																						
1	Neutronenfluß Leistungsbereich	$\Phi_n > 150$ X		X	X	X																					
2	Neutronenfluß Leistungsbereich	$\Phi_n > 150$ X																X	X			X	X				
1	NaK-Temperatur Bodenabblausstritt	$T_b > *$				X																					
2	Na-Füllstand BE-Lagertank	$L_{Na} < 13,580$ m				X	X			X																	X
2	Na-Füllstand BE-Lagertank	$L_{Na} < 13,315$ m				X			X																		X
2	Na-Füllstand BE-Lagertank	$L_{Na} < 13,455$ m				X	X																				X
2	Na-Temperatur BE-Lagertank	$T_{Na} > 340$ °C										X	X	X													
2	Na-Temperatur BE-Lagertank	$T_{Na} < 300$ °C						X	X	X																	
2	Differenzdruck BE-Gaslager	$\Delta P_{GL} < 5$ mbar														X											X
2	Temperatur BE-Gaslager	$T_{GL} > 105$ °C													X												X
2	Schutzgasdruck Reaktortank	$P_R > 1,65$ bar														X	X										
2	Schutzgasdruck Reaktortank	$P_R < 1,25$ bar														X	X	X									
2	Schutzgasdruck Reaktortank	$P_R > 0,9$ bar														X				X							
2	Schutzgasdruck Reaktortank	$P_R < 0,8$ bar														X					X						
2	Luftdurchsatz Zentralen A.05-/B.01-	$F_L < *$																									X
2	Luftdurchsatz Zentralen A.07-	$F_L < *$																									X
2	Lufttemperatur Zentralen A.05-/B.01-	$T_L > *$																									X

*) Werte noch nicht endgültig festgelegt

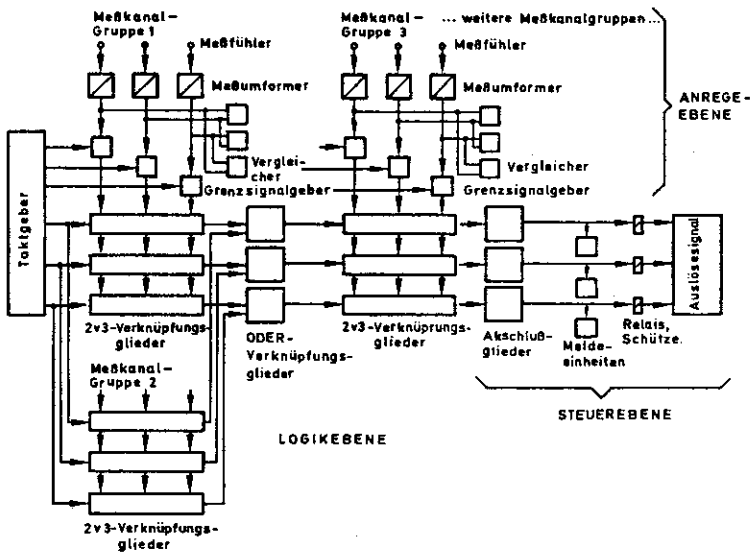


Bild 2-12:

Grundsätzlicher Aufbau des 1. Reaktorschutzsystems

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.

2.1.3.8 Elektrische Energieversorgung

Während des Leistungsbetriebes speist der Generator über die beiden Maschinentransformatoren in das Verbundnetz ein. Über die beiden 21-kV-Abgänge und die beiden Eigenbedarfstransformatoren werden die 10-kV-Schienen der Eigenbedarfsanlage versorgt. Bei Ausfall der Turbine oder des Generators werden die Generatorschalter geöffnet und die Eigenbedarfsanlage wird durch das Verbundnetz versorgt. Bei Netzausfall wird die Anlage vom Netz getrennt und die Turbine auf Eigenbedarfsleistung abgefangen.

Sicherheitstechnisch wichtige Komponenten sind an das Notstromsystem angeschlossen, das normalerweise von der Eigenbedarfsanlage mit Energie versorgt wird. Bei einem Ausfall der Spannung an einer der drei 10-kV-Notstromschienen wird deren Verbindung zur Eigenbedarfsanlage getrennt und der zugehörige Notstromdiesel gestartet. Neben den 10-kV-Schienen sind im Notstromsystem 660-V- und 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 Gleichstromschienen erreicht. Zur unterbrechungslosen Drehstromversorgung sind Schienen vorhanden, die über Umformer aus den 220-V-Gleichstromschienen gespeist werden (Bild 2-13).

2.1.3.9 Sicherheitseinschluß

Der Aufbau des Sicherheitseinschlusses des SNR-300 ist bestimmt durch die Forderung, die Folgen einer Kernzerstörung durch eine Bethe-Tait-Exkursion so zu beherrschen, daß die in der Strahlenschutzverordnung für Auslegungsstörfälle festgelegten Grenzwerte für die Umgebungsbelastung nicht überschritten werden. Die wesentlichen passiven bzw. aktiven Teile dieses Sicherheitseinschlusses sind:

- Reaktortank und Doppeltank

Der Reaktortank und das Tauchkühlsystem halten mechanischen Energiefreisetzung stand, wie sie bei Kernzerstörungsunfällen auftreten können. Damit bestehen gute Voraussetzungen dafür, den geschmolzenen Kern innerhalb des Tanks zurückzuhalten. Die tankinterne Rückhaltung wird durch das (im Vergleich zum Tank- und Kühlmittelvolumen) geringe Brennstoffvolumen und durch die hohe Siedetemperatur des Kühlmittels begünstigt. Im Genehmigungsverfahren ist nachgewiesen worden, daß der Re-

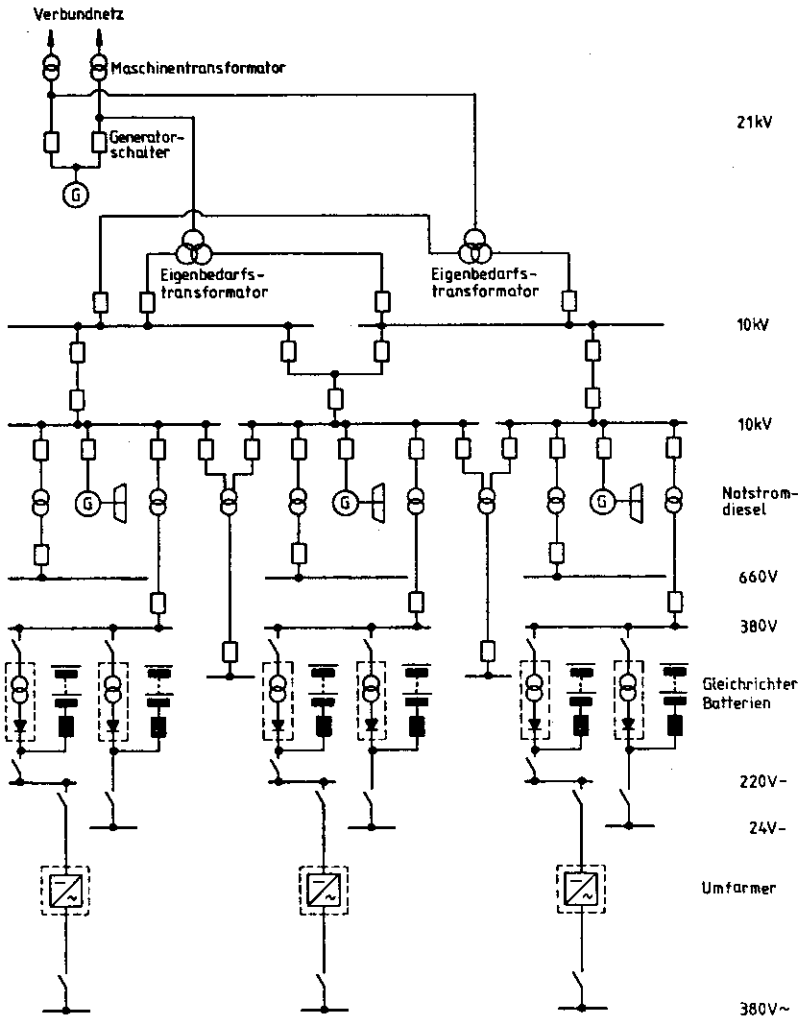


Bild 2-13:
Elektrischer Übersichtsplan (Auszug, stark vereinfacht)

aktortank (bzw. bei Leckage der Doppeltank) auch nach einer Kernzerstörung noch die Funktion eines Aktivitätseinschlusses erfüllt (Bild 2-14).

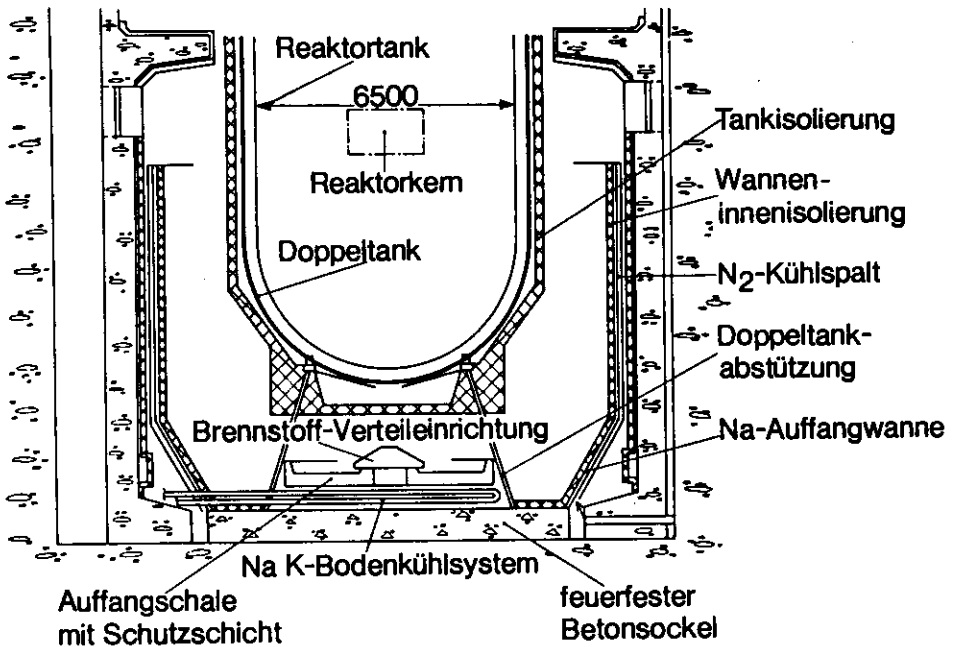


Bild 2-14:

Reaktortank, Doppeltank und Bodenkühleinrichtung

● Inneres Containment mit Bodenkühleinrichtung

Das innere Containment (Bild 2-15) umschließt die miteinander in Verbindung stehenden inertisierten Anlagenräume des Primärsystems. Es besteht aus dicken, mit Stahlblechen ausgekleideten Betonwänden und dient bei einer Kernzerstörung als inertisierter und technisch dichter Teilbereich des Containmentsystems der Aufnahme und weitgehenden Rückhaltung der radioaktiven Stoffe, die z.B. durch Deckelundichtigkeiten oder bei Tankversagen aus dem Primärsystem austreten können.

Unter dem Reaktortank befindet sich im inneren Containment die Bodenkühleinrichtung (Bild 2-14). Sie besteht aus einer großen

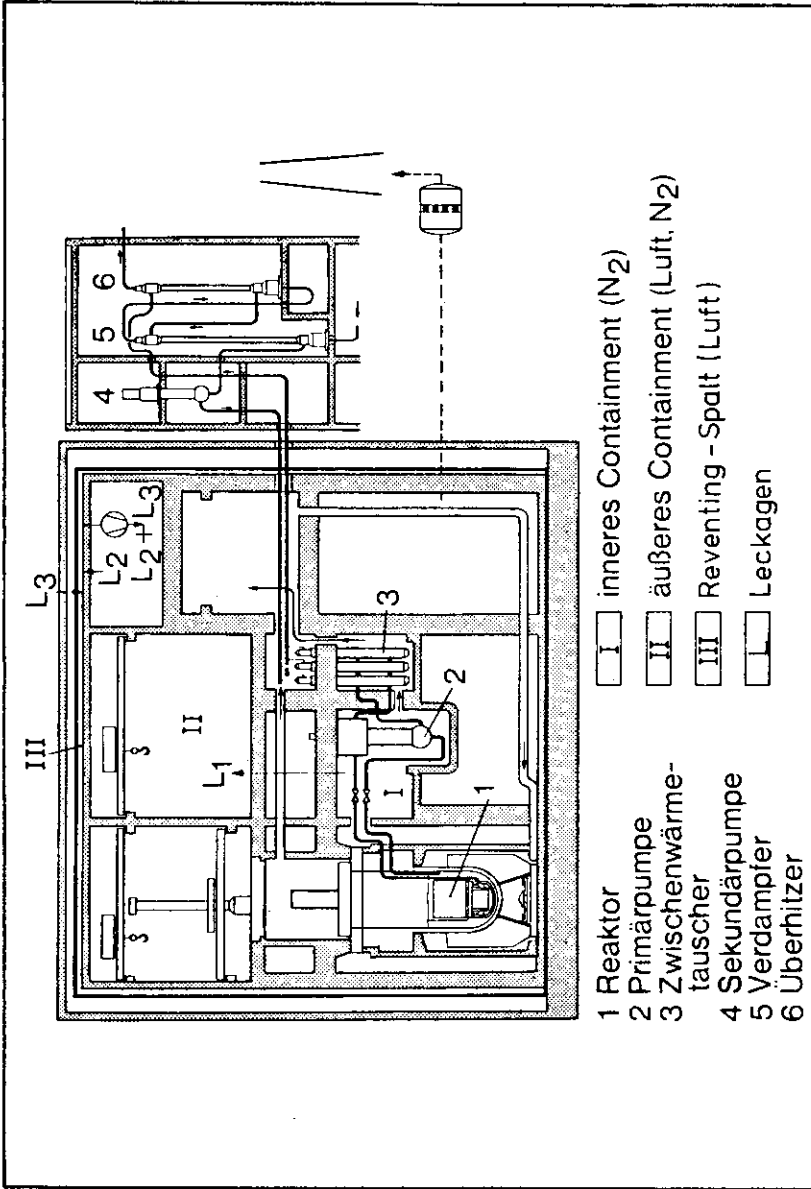


Bild 2-15:

SNR-Containmentsystem

Natriumauffangwanne und der Auffangschale für geschmolzenen Brennstoff. Die Auffangschale wird durch ein NaK-System mit Luftrückkühlung gekühlt. Die Kühlung der Natriumauffangwanne erfolgt durch Naturkonvektion des Stickstoffs im inneren Containment. Dieses System ist nur dann von Bedeutung, wenn der geschmolzene Kern nicht innerhalb des Reaktortanks zurückgehalten werden kann. Sollte die Bodenkühleinrichtung mit Brennstoff und Natrium beaufschlagt werden, wirkt das Raumverbundsystem des inneren Containments über Naturkonvektion der Stickstoffatmosphäre einerseits als zusätzliche Wärmesenke für die Bodenkühleinrichtung und andererseits infolge von Ablagerungsvorgängen als sehr wirksame Senke für die freiwerdenden Aerosole. Die Inertisierung des inneren Containments verhindert auch bei Leckagen einen Na-Brand und reduziert so die thermische Belastung und Aerosolfreisetzung.

● Äußeres Containment

Das äußere Containment (Bild 2-15) umschließt das innere Containment und enthält die Anlagenräume für Hilfs- und Nebenanlagen bzw. für Handhabungseinrichtungen. Es besteht aus einer massiven geschlossenen Betonstruktur, die in rund 60 cm Abstand von einer Stahlblechhülle umgeben ist. In dem Raum zwischen Stahlblechhülle und Beton (Reventing-Spalt) kann durch (redundante) Drehkolbengebläse ein Unterdruck erzeugt werden, um unkontrollierte Leckagen nach außen zu vermeiden. Die bei der Unterdruckhaltung abgesaugte Luft kann in das Containment zurückgepumpt werden (Reventing-System). Nach einem Störfall kann der Reventing-Betrieb für etwa zehn Tage aufrechterhalten werden. In dieser Zeit werden keine radioaktiven Stoffe in die Umgebung freigesetzt. Danach wird der Druck im Containment zu hoch und muß durch Abgabe über eine (redundant aufgebaute) Filterkolonne und den Kamin wieder abgebaut werden (Exventing-System). Betonstrukturen und Stahlblechhülle sind gegen einen inneren Überdruck von 250 mbar ausgelegt. Bestimmend für den Druckaufbau bei einem Störfall sind infolge der großen wärmespeichernden Betonmassen nicht die thermodynamischen

schen Vorgänge innerhalb des Containmentsystems, sondern der durch den Reventing-Betrieb erfolgende Massenzuwachs aus Einwärtsleckagen in den Reventing-Spalt (Leckage L3 in Bild 2-15). Betrieblich offene Verbindungen zwischen dem äußeren Containment und außenliegenden Raumbereichen werden im Anforderungsfall automatisch durch drei hintereinanderliegende Armaturen geschlossen.

2.2 Vergleich charakteristischer Sicherheitseigenschaften: SNR-300 und DWR

In diesem Abschnitt werden charakteristische Sicherheitseigenschaften von SNR-300 und DWR (am Beispiel des Kernkraftwerks Biblis-B, der Referenzanlage der "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke") vergleichend gegenübergestellt. Ein solcher Vergleich kann das Verständnis für bestimmte Auslegungsmaßnahmen und Systemeigenschaften erleichtern. Andererseits kann ein direkter Vergleich von Einzelaspekten zu Fehleinschätzungen des Sicherheitsniveaus insgesamt führen. Die Sicherheitseigenschaften werden wesentlich bestimmt durch das Zusammenwirken von Anlagenkonzept und Systemeigenschaften. Grundsätzlich kann davon ausgegangen werden, daß bei allen Reaktortypen qualitativ etwa gleichwertige Techniken zum Einsatz kommen und unter Berücksichtigung der jeweiligen physikalischen und anlagentechnischen Wechselwirkungen die wesentlichen Sicherheitsanforderungen - Abschaltbarkeit, Nachwärmeabfuhr und Aktivitätseinschluß - mit hoher Zuverlässigkeit erfüllt werden.

Im folgenden wird differenziert zwischen den sicherheitsrelevanten physikalischen Eigenschaften des Kerns, den anlagen- und kühlmittelspezifischen Eigenschaften und den (indirekt) damit verknüpften Maßnahmen zum Aktivitätseinschluß.

2.2.1 Kern

2.2.1.1 Prinzipieller Aufbau

- SNR-300:

Kernspaltung im wesentlichen durch schnelle Neutronen, kompakter Kern mit hoher Plutonium-Anreicherung, Kühlmittel wenig moderierend, in größerem Umfang Umwandlung von ^{238}U in ^{239}Pu ("Brüter").

- DWR:

Kernspaltung durch thermische Neutronen, Anreicherung mit ^{235}U , Wasser als Moderator und Kühlmittel, in geringem Maße Umwandlung von ^{238}U in spaltbares ^{239}Pu (geringe "Konversionsrate").

2.2.1.2 Regelbarkeit

- SNR-300:

Ein Teil der Neutronen, die im Reaktorkern frei werden, entsteht nicht direkt bei der Kernspaltung (als "prompte Spaltneutronen"), sondern verzögert beim Zerfall von Spaltprodukten ("verzögerte Neutronen"). Die Leistungsregelung beruht bei allen Reaktortypen, ob "schnell" oder "thermisch", darauf, daß erst durch diese verzögerten Neutronen die Kettenreaktion aufrechterhalten wird. Die Zeitkonstanten der verzögerten Neutronen unterscheiden sich zwischen schnellen und thermischen Reaktoren nicht nennenswert. Der gesamte Anteil der verzögerten Neutronen ist zwar beim SNR (0,34 %) kleiner als beim DWR (ca. 0,69 %), dies hat jedoch keinen Einfluß auf die Anforderungen an das Regel- und Abschaltssystem. Reaktivitätsschwankungen durch betriebliche Temperatur- und Durchsatzschwankungen sind gering, Reaktivitätsschwankungen durch Moderatoreffekte treten nicht auf. Wegen der geringen Kernabmessungen, der großen mittleren freien Weglänge der Neutronen (Transparenz des Kerns für

schnelle Neutronen) und der geringen, für Leistungsänderungen notwendigen Reaktivitätsänderungen kann die Reaktorleistung mit nur einem Stab geregelt werden.

- DWR:

Die Leistungsregelung basiert ebenfalls auf der Zeitkonstanten der verzögerten Neutronen. Sie erfolgt für langsame Vorgänge (z.B. Abbrandkompensation) durch eine Änderung der Borsäurekonzentration im Kühlmittel und für kurzzeitige Vorgänge durch das Verfahren von Steuerstabbänken.

2.2.1.3 Abschaltung

- SNR-300:

Die Abschaltung (Abfahren) erfolgt durch Einfahren der neun Regel-Trimmelemente, die Schnellabschaltung durch zwei voneinander unabhängige Einrichtungen:

- Erstabschalteinrichtung:

Schwerkraftbeschleunigt fallen die neun Absorber der Regel-Trimmelemente ein.

- Zweitabschalteinrichtung:

Durch vorgespannte Federn werden die drei dreigliedrigen Absorberketten der Zweitabschalteinrichtung von unten nach oben in den Kern gezogen.

Fallweg: 1. Abschalteinrichtung: ≤ 830 mm

Fallzeit: $\leq 0,7$ s

Hub: 2. Abschalteinrichtung: 1050 mm

Einfahrzeit: $\leq 0,5$ s

Zur Abschaltung ist nur eine geringe Reaktivitätsänderung notwendig, meist reicht ein Absorber aus (in seltenen Fällen zwei bis maximal drei). Die Schnellabschaltung wird von zwei getrennten Reaktorschutzsystemen ausgelöst. Gleichzeitig mit einer Reaktorschnellabschaltung werden die Primärpumpen abgefahren, um Temperaturbelastungen der Primärkreis Komponenten zu verringern.

- DWR:

Abschaltung (Abfahren) erfolgt durch Einfahren aller Steuerstäbe und Boreinspeisung, die Schnellabschaltung durch Ausklinken und schwerkraftbeschleunigtes Einfallen aller Steuerstäbe.

Fallweg: ≤ 4 m

Fallzeit: $\sim 2,5$ s

Zur Abschaltung sind 51 Stäbe erforderlich. Zusätzlich ist Boreinspeisung notwendig, wenn die Anlage in den kalt-unterkritischen Zustand gebracht werden soll.

2.2.1.4 Leistungsdichte

Die Leistungsdichte allein stellt kein Maß für die Kühlbarkeit des Kerns dar. Sie ist immer im Zusammenhang mit dem Kühlmittel und der Gesamtleistung eines Kerns zu sehen.

- SNR-300:

Die Leistungsdichte ist mit 300 MW/m^3 etwa dreimal so hoch wie beim DWR. Infolge der guten Wärmeübertragungseigenschaften des Natriums liegen die Hüllrohrtemperaturen trotz der hohen Leistungsdichte weniger als 10 K über der Kühlmitteltemperatur. Die hohe Leistungsdichte hat folgende Auswirkungen:

- geringe Wärmekapazität des Kerns und damit geringe Speicherwärme sowie rasche Erfassung von Zustandsänderungen,
- geringe Kernabmessungen und dadurch kurzer Weg für Abschaltssysteme sowie kurze Abschaltzeiten,
- vergleichsweise hohe adiabate Aufheizgeschwindigkeit. Diese Eigenschaft wird dadurch ausgeglichen, daß die Natriumssysteme sehr hohe Wärmekapazitäten aufweisen und die Nachwärme auch im Naturumlauf abgeführt werden kann.

Bei einem raschen Rückgang des Kühlmitteldurchsatzes (durch Abfahren aller Primärpumpen) und totalem Ausfall der Reaktorschnellabschaltung würde allerdings nach ca. 10 Sekunden das Natrium im Kern zu sieden beginnen. Dies führt zu einer unkontrollierten Leistungsexkursion und zur Kernzerstörung. Aufgrund dieser Tatsache wird beim SNR eine besonders hohe Abschaltzuverlässigkeit gefordert.

- DWR:

Die Leistungsdichte von etwa 95 MW/m^3 wird auch bei der großen Gesamtleistung gut beherrscht, die Temperaturdifferenz zwischen Brennstabhülle und Kühlmittel beträgt $\sim 20 \text{ K}$.

2.2.1.5 Aktivitätsinventar

Das Aktivitätsinventar ist - bezogen auf die thermische Leistung - beim SNR etwa um 25 % geringer als beim DWR. Der Anteil an Aktiniden liegt jedoch beim SNR vergleichsweise höher.

2.2.2 Hauptwärmeübertragungssysteme

- SNR-300:

Die Wärmeabfuhr aus dem Kern geschieht über drei parallele Wärmeübertragungsketten mit je einem

- Primärkreis (aktiviertes Natrium),
- Sekundärkreis (inaktives Natrium) und
- Tertiärkreis (Wasser/Dampf-System mit speziellen strangspezifischen Einrichtungen zur Nachwärmeabfuhr).

Die höhenmäßige Anordnung der Primär- und Sekundärkreisläufe ermöglicht Naturumlauf in beiden Kreisen. In Verbindung mit dem großen Natriuminventar der Kreisläufe und den guten Wärmeübergangseigenschaften des Natriums ergibt sich damit ein Potential für die Nachwärmeabfuhr, das weitgehend ohne aktive Maßnahmen (z.B. Pumpen) wirkt und praktisch nicht

verlierbar ist. Durch die Anordnung der Primärkreisläufe und durch spezielle Maßnahmen (Doppeltank und Cavities) ist in Verbindung mit dem nahezu drucklosen Kühlmittel (keine Phasenumwandlung) ein Trockenlegen des Kerns ausgeschlossen. Eine (rasche) Kühlmittelnachspeisung bei Leckagen ist nicht notwendig.

Kühlmitteldruck:	max. 13 bar
Kernein-/austrittstemperatur:	377 °C/546 °C
Aufheizspanne:	169 K
Kühlmitteldurchsatz durch Kern:	3600 kg/s

- DWR:

Die Wärme wird aus dem Kern über vier parallele Primär- und Sekundärkreisläufe (Wasser/Dampf-System mit Turbine und Kondensator und strangspezifischen Abfahrkühlsträngen) abgeführt. Die Nachwärmeabfuhr ist bei ausgefallenen Primärpumpen (Notstromfall) durch Naturumlauf im Primärsystem gesichert. Bei Leckagen muß Kühlmittel nachgespeist werden (Hoch- und Niederdrucksysteme, Druckspeicher).

Kühlmitteldruck:	~ 160 bar
Kernein-/austrittstemperatur:	291 °C/326 °C
Aufheizspanne:	35 K
Kühlmitteldurchsatz durch Kern:	17 700 kg/s

2.2.3 Nachwärmeabfuhrsysteme

- SNR-300:

Neben den drei strangspezifischen Nachwärmeabfuhrsystemen über die Natriumhauptkreisläufe mit je 100 % Kühlkapazität steht ein Tauchkühlsystem mit sechs im Reaktortank angeordneten Tauchkühlern zur Verfügung. Die Tauchkühlsysteme bestehen aus sechs Kühlkreisen, die in den Luftkühlern und steuerungstechnisch zu zwei 100%-Systemen zusammengefaßt werden. Diese Tauchkühlsysteme sind von den Hauptkreisen unabhängig. Sie entziehen dem Natrium im Reaktortank über Tauchkühler Wärme, die in Luftkühlern wieder abgegeben

wird. Die Tauchkühlsysteme sind wie die Hauptkreise naturumlauffähig. Sie können die Nachwärme auch dann abführen, wenn nach einem Leck im Primärsystem das Natrium bis auf den Notspiegel absinkt. Eine Kühlmittelnachspeisung ist nicht erforderlich.

• DWR:

Der Sicherstellung der Nachwärmeabfuhr dienen die folgenden Systeme:

- ein viersträngiges Notspeisewassersystem (ein Strang je Dampferzeuger) zur Wasserversorgung der Dampferzeuger bei Ausfall der Hauptwärmesenke oder der normalen Speisewasserversorgung. Unabhängig davon können die Dampferzeuger auch durch das Notstandssystem mit Notspeisewasser versorgt werden;
- ein viersträngiges Not- und Nachkühlsystem (ein Strang je Primärkreis), das als normales Nachwärmeabfuhrsystem nach Absenken von Druck und Temperatur im Primärkreis die Nachwärme abführt. Als Notkühlsystem wird es bei Kühlmittelverluststörfällen automatisch in Betrieb genommen. Es sorgt dann durch Einspeisung von Kühlmittel für ein ausreichendes Kühlmittelinventar im Primärsystem und übernimmt die Notnachwärmeabfuhr. Die Wärme wird über Zwischenkühlkreisläufe an das Nebenkühlwasser abgegeben.

2.2.4 Spezielle Kühlmittleigenschaften

Als Kühlmittel wird beim SNR-300 Natrium verwendet. Natrium besitzt neben seiner neutronenphysikalischen Eignung eine Reihe von sicherheitstechnischen und betrieblichen Vorteilen gegenüber der Verwendung von Wasser als Kühlmedium.

- Natrium hat sehr gute Wärmeübertragungseigenschaften, die sich vor allem in einer geringen Differenz zwischen Kühlmittel- und Hüllrohrtemperaturen und guten Naturkonvektionseigenschaften zeigen.

- Natrium hat bei den im Reaktorkern bzw. in den Kreisläufen auftretenden Systemtemperaturen einen Siedeabstand von über 300 K. Wegen dieses hohen Siedeabstandes dampft bei Lecks im Primärsystem das Kühlmittel nicht aus und die Wärmeübertragungssysteme können bei niedrigem Druck betrieben werden. Daher erfordern Leckagen kein schnelles Kühlmittel-nachspeisen. Natrium-Leckagen können nicht zu hohen Drücken in den Anlagenräumen führen. Außerdem sind bei Lecks keine nennenswerten Rohrausschlagkräfte möglich.
- Die elektrische Leitfähigkeit von Natrium läßt sich ausnutzen zur Detektion auch kleinster Leckagen (durch Masse-schluß keramisch isolierter, spannungsführender Leiter).

Das hydraulische Verhalten ist nahezu identisch mit dem von Wasser.

Gegenüber Wasser als Kühlmittel hat Natrium vor allem folgende sicherheitstechnischen Nachteile:

- Natrium brennt bei Anwesenheit von Sauerstoff (allerdings mit kleiner Flamme) mit starker Aerosolentwicklung. Durch Inertisierung der Anlagenräume können Brände unterbunden werden.
- Natrium reagiert mit Beton bzw. Betonwasser. Durch Auskleiden der Betonstrukturen mit Liner (Bodenwannen) kann ein Kontakt von Natrium und Beton verhindert werden.
- Natrium reagiert heftig mit Wasser bzw. Wasserdampf. Dem wird bei der Auslegung der Kühlkreisläufe Rechnung getragen durch Einschalten eines Zwischenkühlkreislaufs (Sekundär-system) zwischen Primärsystem und Wasser/Dampf-System sowie durch Maßnahmen zur Druckentlastung bei Lecks in einem Dampferzeuger, bei dem es zum Kontakt zwischen Wasser und Sekundärnatrium kommen kann ("Dampferzeuger-Störfall").
- Die guten Wärmeübertragungseigenschaften des Natriums in Verbindung mit den hohen Systemtemperaturen und der hohen Aufheizspanne im Kern erfordern Maßnahmen zur Thermoschockbegrenzung der Kreislaufstrukturen: z.B. durch Schockble-

che, Pumpenabschaltung gleichzeitig mit Reaktorschnellabschaltung, Nachscramregelung.

2.2.5 Sicherheitseinschluß

- SNR-300:

Der Sicherheitseinschluß ist ausgelegt zur Beherrschung von Kernzerlegungsstörfällen. Diese Auslegung deckt alle im Genehmigungsverfahren zugrunde gelegten Störfälle mit Aktivitätsfreisetzung ab. Da das Kühlmittel bei Lecks an der Kühlmittelumschließung nicht ausdampft, können hier nur geringe Überdrücke im Containment auftreten.

Auslegungsdruck: 0,25 bar

- DWR:

Der Sicherheitseinschluß ist gegen die Konsequenzen eines beherrschten Kühlmittelverluststörfalles ausgelegt. Durch Ausdampfen des Kühlmittels werden bei einem Kühlmittelverluststörfall im Containment relativ hohe Drücke erreicht.

Auslegungsdruck: 5,7 bar

2.2.6 Störfallverhalten

Für das Verhalten beider Reaktortypen bei Störfällen sind die folgenden grundsätzlichen Unterschiede von entscheidender Bedeutung:

R e a k t o r k e r n

- SNR-300:

Der SNR-300 besitzt einen schnellen Kern mit positivem Kühlmitteldichte-Koeffizienten der Reaktivität. Natriumverlust sowie Kompaktieren des Brennstoffs führen zu einer Re-

aktivitätserhöhung und können eine Kernzerstörung, unter Umständen mit Freisetzung mechanischer Energie, auslösen.

- DWR:

Der Druckwasserreaktor besitzt einen thermischen Reaktorkern. Der Kühlmitteldichte-Koeffizient ist negativ (ausgenommen frischer Erstkern bei kleinen Dichteänderungen). Kühlmittelverlust und ein Abschmelzen des Reaktorkerns führen zur Reaktivitätsabnahme. Eine Kettenreaktion mit schnellen Neutronen ist beim DWR nicht möglich.

K ü h l m i t t e l

- SNR-300:

Der Reaktorkern des SNR-300 wird mit Natrium gekühlt. Die maximale Betriebstemperatur liegt um mehr als 300 K unterhalb der Siedetemperatur. Der Druck im Primärsystem liegt zwischen ca. 2 bar im Reaktortank und ca. 13 bar hinter der Pumpe. Auch bei einem Absinken des Druckes auf Atmosphärendruck dampft das Kühlmittel nicht aus.

- DWR:

Der Reaktorkern des DWR wird mit Wasser von ca. 160 bar und ca. 300 °C gekühlt. Der Siededruck bei dieser Temperatur beträgt ca. 90 bar. Unterhalb dieses Druckes verdampft das Kühlmittel.

Wegen dieser grundsätzlichen Unterschiede von Reaktorkern und Kühlmittel ergibt sich ein unterschiedliches Verhalten bei Störfällen.

Beide Reaktorsysteme besitzen mehrfache Aktivitätsbarrieren, die durch Sicherheitseinrichtungen geschützt werden, um die Freisetzung von Spaltprodukten bei Störfällen zu verhindern. Nachfolgend werden die grundsätzlichen Störfallmöglichkeiten, die zur Freisetzung von Spaltprodukten führen könnten, und deren Beherrschung diskutiert. Eine Freisetzung von Spaltproduk-

ten kann nur über eine unzureichende Kühlung bei gleichzeitigem Versagen der Sicherheitssysteme erfolgen. Dazu sind grundsätzlich folgende Ereignisse denkbar:

Störung bzw. Ausfall der Kühlmittelumwälzung

- SNR-300:

Jeder Ausfall von Pumpen führt zur Reaktorschnellabschaltung. Würde bei Ausfall einer Primärpumpe die Reaktorschnellabschaltung versagen und die Reaktorleistung nicht durch die betriebliche Regelung reduziert, erhöhte sich die Kernaustrittstemperatur um rund 100 K. Der Ausfall aller Primärpumpen ohne Reaktorschnellabschaltung führt zur Kernzerstörung (Abschnitt 4.2.1).

- DWR:

Bei Ausfall einer Hauptkühlmittelpumpe wird über die Blockregelung die Leistung reduziert. Wenn mehr als eine Hauptkühlmittelpumpe ausfällt, werden Turbinenschnellschluß und Reaktorschnellabschaltung ausgelöst. Versagt die Reaktorschnellabschaltung, so reicht die Wärmeabfuhr über die Dampferzeuger nicht mehr aus. Obwohl die Reaktorleistung über die negativen Temperaturkoeffizienten des Kühlmittels reduziert wird, steigt der Druck im Primärsystem an und die Primärsicherheitsventile öffnen. Langfristig muß über Hochdrucksysteme boriertes Kühlwasser nachgespeist werden, um das Kühlmittel zu ergänzen und eine vollständige Leistungsabschaltung zu erreichen (siehe auch unten: "Betriebsstörungen mit Versagen der Schnellabschaltung").

Ausfall der Hauptwärmesenke

- SNR-300:

Bei Ausfall der Hauptwärmesenke (Turbinenschnellschluß ohne Öffnen der Umleitstation) wird nach wenigen Sekunden über hohe Natriumtemperatur am Verdampferaustritt Reaktorschnellabschaltung ausgelöst. Die Nachwärme wird über das

strangspezifische Nachwärmeabfuhrsystem oder über das Tauchkühlsystem abgeführt. Selbst bei Ausfall aller aktiven Systeme zur Nachwärmeabfuhr werden aufgrund des Naturumlaufs und der hohen Wärmekapazitäten in den Hauptkühlkreisläufen und dem Tauchkühlsystem - in Verbindung mit den Isolationsverlusten über die Systemkomponenten - keine gefährlichen Systemtemperaturen erreicht (passive Nachwärmeabfuhr). Voraussetzung ist allerdings, daß die Klappen der Luftkühler des Tauchkühlsystems innerhalb mehrerer Stunden nach Ausfall der aktiven Systeme, evtl. von Hand, geöffnet werden.

- DWR:

Beim Ausfall der Hauptwärmesenke wird über hohen Dampferzeugerdruck nach ca. 20 Sekunden eine Schnellabschaltung ausgelöst. Die Abfuhr der Nachzerfallsleistung übernimmt automatisch die Abblase-Regelstation. Der Wasserverlust durch das Abblasen von Wasserdampf wird durch die Notspeisewasserpumpen ersetzt. Im Primärsystem kommt es nur zu geringfügigen Änderungen der Kühlmitteltemperaturen und Drücke.

Kühlmittelverlust

- SNR-300:

Bei Leckagen im Primärsystem kommt es nur zu einem begrenzten Natriumverlust. Da das Kühlmittel nicht ausdampfen kann, ist eine Natriumnachspeisung nicht erforderlich. Der Reaktor muß abgeschaltet werden, um die im Kern entstehende Wärme auf die Nachwärme zu reduzieren. Die Nachwärme wird über die nicht durch das Leck betroffenen Stränge des strangspezifischen Nachwärmeabfuhrsystems oder über das Tauchkühlsystem abgeführt. Die Nachwärmeabfuhr kann auch passiv erfolgen.

- DWR:

Bei einem Leck im Primärsystem dampft das Kühlmittel, je nach Leckquerschnitt schneller oder langsamer, aus. Das Kühlmittel muß ersetzt werden. Für die Nachwärmeabfuhr ist

der Betrieb aktiver Systeme notwendig. Bei einem größeren Kühlmittelverlust schaltet sich der Reaktor selbsttätig ab, da mit dem Kühlmittel auch der Moderator verlorengeht. Das eingespeiste Notkühlmittel enthält Borsäure in relativ hoher Konzentration, um ein Wiederkritischwerden des Reaktors auszuschließen.

Betriebsstörungen mit Versagen der Schnellabschaltung (ATWS)¹⁾

• SNR-300:

Intensiv untersucht werden Betriebsstörungen mit relativ hoher Eintrittshäufigkeit (= anticipated transients), z.B. Notstromfall, Ausfall der Hauptwärmesenken, Ausfall von Pumpen etc., mit gleichzeitig versagender Schnellabschaltung. Sie stellen Einleitungsereignisse für Bethe-Tait-Störfälle dar, die typisch für Schnelle Brüter sind. Deshalb wird ein zweites Schnellabschaltssystem eingebaut, um ein Versagen der Schnellabschaltfunktion extrem unwahrscheinlich zu machen.

In dieser Studie werden die Störfallabläufe bei Versagen der Schnellabschaltung eingehend analysiert. Entscheidend für den Störfallablauf bei Versagen der Reaktorschnellabschaltung ist, ob die Primärkühlmittelpumpen weiterlaufen oder nicht. Abschalten der Pumpen führt unmittelbar zu einem unkontrollierten Kerndurchsatzstörfall (Abschnitt 4.2.1). Funktionieren die Pumpen weiter, so kann der Störfall einen wesentlich mildereren Verlauf nehmen.

Bei einem Ausfall der Hauptwärmesenke werden z.B. wegen der hohen Wärmekapazität der Hauptwärmesenke die Temperaturen im Primärsystem nur langsam ansteigen, auch wenn die Reaktorschnellabschaltung versagt. Bevor kritische Zustände erreicht werden, kann die Leistung durch betriebliche Regelsysteme oder durch Handeingriff des Betriebspersonals auf die Nachwärmeleistung reduziert werden, wenn sich nicht

¹⁾ Anticipated Transients Without Scram

durch inhärente Mechanismen ohnehin eine Leistungsabsenkung ergibt (Abschnitt 4.2.2). Im ungünstigsten Fall kann sich aber das Primärsystem so weit aufheizen, daß die Primärpumpen versagen. Der Störfall führt dann ebenfalls zu einer Kernzerstörung.

- DWR:

Für Betriebsstörungen mit relativ hoher Eintrittshäufigkeit wird in Analysen nachgewiesen, daß auch bei vollständigem Ausfall des Schnellabschaltsystems kein Überdruckversagen des Kühlsystems auftreten kann. Aufgrund der neutronenphysikalischen Eigenschaften des Reaktorkerns beim DWR ist bei diesen Transienten eine überprompte Kritikalität ausgeschlossen. Zur langfristigen Abschaltung ist das Boriersystem erforderlich. Über die Wärmeabfuhrsysteme wird eine ausreichende Kernkühlung sichergestellt.

2.2.7 Bewertung

Aus dieser Gegenüberstellung ist ersichtlich, daß der SNR-300 auf der einen Seite sicherheitstechnische Nachteile hat, die durch entsprechende Vorkehrungen ausgeglichen werden müssen. Im Rahmen des Genehmigungsverfahrens wird im einzelnen überprüft, ob diese Forderung erfüllt wird. Das Konzept des SNR-300 besitzt andererseits eine Reihe sicherheitstechnischer Vorteile gegenüber einem Leichtwasserreaktor. Es ist Aufgabe dieser Studie, zu untersuchen, wie sich diese gegenläufigen Einflüsse auf das Sicherheitsniveau in der Bilanz auswirken.

2.3 Baulinien natriumgekühlter Brutreaktoren

2.3.1 Einführung

Als Kühlmittel für einen Schnellen Brüter kommen nicht nur flüssige Metalle oder Metallverbindungen wie Na oder NaK in Frage, sondern auch Gase (z.B. Helium) oder Wasserdampf. Auf-

grund der hervorragenden Wärmeübertragungseigenschaften von Natrium fiel jedoch in allen Ländern, in denen Schnelle Brü- ter entwickelt werden, die Entscheidung für dieses Kühlmittel aus. (In den Anfängen der Brütererentwicklung wurde vereinzelt auch Hg oder NaK eingesetzt.) Anlagentechnisch sind allerdings zwei deutlich unterschiedliche Konzepte für das Primärsystem entwickelt worden: die Pool- und Loop-Bauweise. Bild 2-16 zeigt schematisch die charakteristischen Unterschiede.

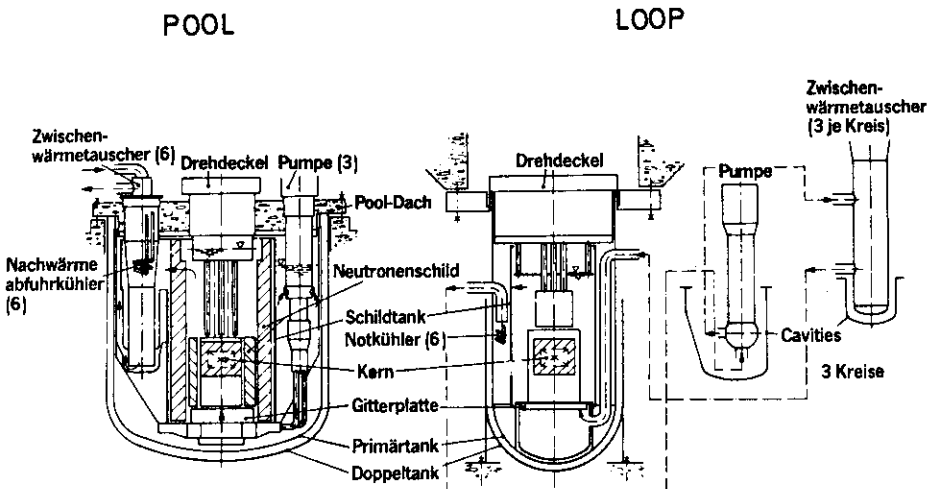


Bild 2-16:

Vergleich der Primärsysteme von Pool- und Loop-Bauweisen

Bei der Pool-Bauweise befinden sich alle Teile des Primärsystems innerhalb eines großen natriumgefüllten Behälters (Pool). Kalter und heißer Bereich werden durch eine Zwischenwand bzw. durch den Zwischenwärmetauscher getrennt. Die Primärpumpe fördert Natrium aus dem kalten Bereich in das Druckplenum unterhalb des Kerns und durch den Kern in das heiße obere Plenum. Von hier aus gelangt das Natrium nach Durchlaufen des Zwischenwärmetauschers wieder in den kalten Bereich.

Bei der Loop-Bauweise sind Reaktortank, Pumpe und Zwischenwärmetauscher räumlich getrennt angeordnet und durch Rohrleitungen verbunden.

Tabelle 2-4 gibt einen Überblick über die in Planung, in Bau oder in Betrieb befindlichen schnellen natriumgekühlten Brutreaktoren vom Pool- oder Loop-Typ. Die bisherigen Erfahrungen beim Bau und Betrieb lassen keine eindeutigen und durchschlagenden Vorteile des einen oder des anderen Konzepts aus technischer oder sicherheitstechnischer Sicht erkennen. Im folgenden werden anhand einiger Beispiele Besonderheiten bei der jeweiligen Anlagenkonzeption dargestellt.

Tab. 2-4:

Schnelle natriumgekühlte Brutreaktoren

Land	Anlage	Brut	Typ	Leistung	Inbetriebnahme	in Bau	in Planung
BR Deutschland	KNK(I)/II	Karlsruhe	Loop	21 MW _e brutto	(1972) 1977		
DeBeNe	SNR-300	Kalkar	Loop	327 MW _e brutto	1985	X	
DeBeNe/F/I	SNR-2	noch offen	Loop/Pool	1460 MW _e brutto			X
Frankreich	Rapsodie Phénix	Cadarache Mareoule	Loop Pool	40 MW _e brutto 250 MW _e brutto	1967 1974		
P/I/DeBeNe Frankreich	Superphénix I Folgeanlagen	Creys-Malville Marcoule	Pool Pool	1240 MW _e brutto 1500 MW _e	1984	X	X
Italien	PEC	Brasimone	Loop	140 MW _e	1986	X	
Großbritannien	DFR FFR CDFR	Donnray Donnray noch offen	Loop Pool Pool	15 MW _e 250 MW _e brutto 1320 MW _e brutto	1962 1974	(1977 stillgelegt)	R
USA	EBR I EBR II Erico Fermi FFTF Clinch River FLBR (CDS)	Idaho Falls Idaho Falls Naha Detroit Richland/Wash. Oak Ridge/Tenn. noch offen	Loop Pool Loop Loop Loop Loop	8,2 MW _e 28 MW _e 61 MW _e netto 400 MW _e brutto 380 MW _e brutto 1000 MW _e brutto	1951 1965 1966 1980 offen	(1963 stillgelegt) (1972 stillgelegt) (Partigang im Gange, noch keine Standort- arbeiten)	X
UdSSR	BOR-60 BN-350 BN-600 BN-1600	Dimitrowgrad Schewtschenko Bjelojarsk noch offen	Loop Loop Pool Pool	12 MW _e 150 MW _e + Xnteal- lung 250 MW _e 600 MW _e brutto 1600 MW _e brutto	1969 1973 1980		X
Japan	Joyo Monju	O-erai-Eng.-Cooter Isuruga/Präf. Fukui	Loop Loop	100 MW _e brutto 280 MW _e brutto	1977		X

2.3.2 Pool-Systeme

Als erster Reaktor in Pool-Bauweise ist seit 1965 der 20-MW_e-Versuchsreaktor EBR II (USA) in Betrieb. Bei dieser Anlage

wurde ein "kalter Pool" gewählt. Innerhalb des großen Pools ist der innere Tank mit dem heißen Plenum als geschlossenes System direkt mit dem Zwischenwärmetauscher verbunden. Damit befindet sich das gesamte Natriuminventar des äußeren Pool-Behälters auf dem niedrigeren Temperaturniveau des Zwischenwärmetauscheraustritts. Der "kalte Pool" hat den Vorteil, daß die Temperaturbelastung des Behälters geringer ist als bei anderen Konzepten. Wegen des Mehraufwandes bei der Handhabung wurde aber das Konzept des kalten Pools bei anderen Anlagen nicht mehr benutzt.

Der französische Prototypreaktor Phénix (250 MW_e) ist seit 1974 in Betrieb. Gewählt wurde ein heißer Pool mit Abtrennung zum kalten Bereich durch eine einfache Wand und Kühlung des Pool-Daches mit Wasser. Als zusätzliches Nachwärmeabfuhrsystem fungieren wasserbeaufschlagte Rohrschlangen unterhalb des Tanks, die von der isolierten Tankwand angestrahlt werden. Wie bei allen Reaktoren in Poolsystemen werden die Sekundärleitungen durch den Deckel (Dach) geführt.

In Großbritannien wird seit 1974 der PFR (270 MW_e) betrieben. Schwierigkeiten mit den Dampferzeugern und dem konventionellen Wasser/Dampf-System führten jedoch zu einer nur geringen Anlagenverfügbarkeit. Heißer und kalter Bereich wird durch eine isolierte Wand getrennt, das Dach mit Gas gekühlt. In den Zwischenwärmetauschern integrierte Heizrohbündel dienen als zusätzliches Nachwärmeabfuhrsystem.

In der UdSSR ist das Demonstrationskraftwerk BN-600 ebenfalls in Poolbauweise ausgeführt worden (600 MW_e, Inbetriebnahme 1980). Als Besonderheit ist hier der stehende Reaktortank hervorzuheben (die sonst übliche Lösung ist ein hängender Tank).

Bei der zur Zeit im Bau befindlichen Demonstrationsanlage Superphenix (1200 MW_e-Klasse) erfolgt die Trennung des heißen Pools vom druckführenden kalten Bereich durch eine zweischalige Konstruktion. Die Nachwärme kann zusätzlich zu den Luftkühlern in den Sekundärkreisen über Strahlung des nichtisolierten Tanksystems sowie über Tauchkühler abgeführt werden.

2.3.3 Loop-Systeme

Bei der Loop-Bauweise wird die Anlagengestaltung bestimmt durch die Kompensation der Wärmedehnung der Rohrleitungen und durch die Maßnahmen zur Leckbeherrschung. Da die Grundkonzeption bei allen Loop-Systemen ähnlich ist, wird hier nur auf den SNR-300 und den FFTF eingegangen.

Beim SNR-300 werden die Großkomponenten als Festpunkte ausgebildet und die Rohrleitungen in Kompensationsschleifen verlegt. Zur Sicherstellung des Natrium-Mindestspiegels im Reaktortank zur Wärmeabfuhr über die Hauptkreise werden alle Rohrleitungen, soweit technisch realisierbar, oberhalb dieses Mindestspiegels angeordnet. Notwendigerweise tieferliegende Teile werden mit Leckauffangwannen (Cavities) bzw. Doppeltank umgeben. Die kalte Eintrittsleitung wird oberhalb des Natrium-Betriebsspiegels in den Tank eingeführt und führt innerhalb des Reaktortanks nach unten zum unteren Sammelbehälter (kaltes Druckplenum). Wie bei allen Loop-Systemen befindet sich die Primärpumpe im heißen Strang, um auch bei einem niedrigen Tankgasdruck günstige Betriebsbedingungen für die Pumpen zu erreichen. Neben strangspezifischen Nachwärmeabfuhrsystemen in den Wasser/Dampf-Kreisläufen hat der SNR-300 als Besonderheit ein völlig unabhängiges Notkühlsystem, das die Wärme direkt im Reaktortank durch Tauchkühler aufnimmt und über Luftkühler abgibt.

Auch beim FFTF (400 MW_{th}, USA), der seit 1980 in Betrieb ist, sind die Großkomponenten als Festpunkte ausgebildet und mit Leckauffangbehältern (Guard-Vessel) umgeben worden. Die Eintrittsleitung wird jedoch, im Gegensatz zum SNR-300, unten am Reaktortank angeschlossen. Sie ist bis auf Höhe der Oberkante des Guard-Vessels von einem Doppelmantel umgeben, der an den Guard-Vessel angeschlossen ist. Die Nachwärme wird durch aktiven Betrieb der Hauptkreise abgeführt. Daneben ist die Nachwärmeabfuhr über Naturumlauf im Primär- und Sekundärkreis sowie über Naturzug im Luftkühler möglich.

Aufgrund der getrennten Anordnung der Großkomponenten und der geringeren Abmessungen des Reaktortanks selbst ergeben sich

bei der Loop-Bauweise für Einzelaspekte, wie z.B. Auslegung des Reaktordeckels, wiederkehrende Prüfungen etc., günstigere Verhältnisse.

2.4 Internationaler Entwicklungsstand und Betriebserfahrungen

2.4.1 Einführung

Schnelle Brüter werden in allen großen Industrieländern entwickelt und gebaut. Das Hauptargument für die Brüterentwicklung ist dabei die Verbesserung der Rohstoffbasis für die Energieversorgung. Ein Überblick über den Status der Brüterentwicklung in verschiedenen Ländern findet sich in (EN 81).

In mehreren Entwicklungsstufen von Versuchsanlagen über Prototypreaktoren bis hin zu Demonstrationsanlagen wurden weltweit umfangreiche praktische Erfahrungen gesammelt. Das deutsche Brüterprogramm mit der in Betrieb befindlichen Kompakten Natriumgekühlten Kernreaktoranlage (KNK-II) und dem in Bau befindlichen SNR-300 ist seit langer Zeit durch zahlreiche - bilaterale und multilaterale - Vereinbarungen an diesen internationalen Entwicklungsstand angekoppelt und stützt sich auf die weltweiten Bau- und Betriebserfahrungen.

Am weitesten fortgeschritten sind die Brüterprogramme in Frankreich und der UdSSR. Die Programme weiterer europäischer Länder sowie der USA und Japans schließen sich an. Weltweit wurden bisher 14 Schnellbrüterversuchsreaktoren in Betrieb genommen; zwei befinden sich noch in Bau.

Drei Prototypkraftwerke liefern seit sieben bis acht Jahren Strom bzw. thermische Energie, nämlich Phénix mit 250 MW_e in Frankreich, PFR mit 250 MW_e in Großbritannien und BN-350 mit 150 MW_e in der UdSSR. In der Bundesrepublik Deutschland ist seit 1973 der SNR-300 in Bau, Japan beginnt in Kürze mit dem Bau des Monju (300 MW_e). In den USA steht die Entscheidung an,

mit dem Bau des Clinch River Breeder Reactor (380 MW_e) zu beginnen, dessen Planung und Komponentenfertigung sich bereits in weit fortgeschrittenem Stadium befinden.

Als erstes Demonstrationskraftwerk ist in der UdSSR der BN-600 mit 600 MW_e seit Frühjahr 1980 in Betrieb und in Frankreich wird der zur Zeit in Bau befindliche Superphénix-I mit 1240 MW_e voraussichtlich 1984 den Betrieb aufnehmen. Auch in anderen Ländern sind Demonstrationsanlagen von Schnellen Brütern in Planung. Im folgenden soll der internationale Entwicklungsstand anhand des Standes der einzelnen nationalen Programme geschildert werden.

2.4.2 Bundesrepublik Deutschland/Belgien/Niederlande (DeBeNe)

Das Schnellbrüterprogramm begann in der Bundesrepublik Deutschland 1960 mit der Gründung des "Projektes Schneller Brüter" (PSB) im Kernforschungszentrum Karlsruhe. Neben vielen Versuchsanlagen zur Natriumtechnologie im Bereich der DeBeNe und der "Schnellen Null-Energieanordnung Karlsruhe" (SNEAK) wurde als Versuchsreaktor die "Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage" (KNK) mit 21 MW_e in Karlsruhe erstellt und zwischen 1971 und 1974 mit einem zirkonhydridmoderierten thermischen Kern betrieben (KNK-I). Nach Einbau eines Reaktorkerns mit schnellen Neutronen im Jahr 1977 wird die Anlage als erster schneller Leistungsreaktor der Bundesrepublik Deutschland seit 1977 ohne gravierende Störungen betrieben (KNK-II).

Der erste Kern der KNK-II hat inzwischen bei einer kumulierten Betriebszeit von über 300 Volllasttagen mit 70 000 MWD/t einen deutlich über dem Auslegungswert liegenden Abbrand erreicht. Die Anlage wurde bisher für zahlreiche Experimente zur Erprobung von Meßverfahren und Brennelementen sowie zu Materialuntersuchungen benutzt.

Seit 1973 ist als Prototypanlage der SNR-300 (327 MW_e) im Bau.

2.4.3 Frankreich

Frankreich hat derzeit weltweit die meisten Betriebserfahrungen mit Schnellen Brüttern. Seit 1967 ist die Schnellbrüter-Versuchsanlage Rapsodie in Betrieb. Die Leistung betrug anfangs 24 und nach dem Umbau 40 MW_{th}. Rapsodie hat vor allem Bedeutung durch die Erkenntnisse aus der Bestrahlung von bisher über 30 000 Schnellbrüterbrennstäben.

Das in der Leistung dem SNR-300 entsprechende Kraftwerk Phénix (250 MW_e) ist seit 1974 in Betrieb und hat wichtige Erfahrungen aus Brennelementerprobung und Komponententests geliefert. Phénix wird seit 1974 mit einer Gesamtverfügbarkeit des Reaktors von etwa 63 % betrieben. In den letzten drei Jahren erreichte Phénix einen Lastfaktor von 73 %. Die gesamte Stromerzeugung betrug 10 Milliarden kWh. Bemerkenswert ist die sehr geringe Strahlenbelastung des Betriebspersonals von durchschnittlich 25 mrem pro Person und Jahr. Das entspricht weniger als 1 % des erlaubten Grenzwertes. Es sind insgesamt 4 Brennstabschäden aufgetreten, die jeweils durch die Detektionssysteme schnell erkannt wurden. Die defekten Brennelemente konnten jeweils innerhalb weniger Tage festgestellt und ausgetauscht werden. Im Jahre 1976 trat ein Leck an einem der drei Zwischenwärmetauscher oberhalb des Reaktordeckels auf, wobei Natrium aus dem Sekundärbereich austrat. Die Leckstelle wurde an einer thermisch hochbelasteten Stelle im Kopf des Zwischenwärmetauschers gefunden. Bis zur Reparatur des defekten Zwischenwärmetauschers wurde die Anlage mit 2/3 der Nennleistung weiterbetrieben. Innerhalb von 2 Jahren wurden alle drei Zwischenwärmetauscher durch verbesserte Konstruktionen ersetzt. Diese Reparaturen erbrachten wichtige Erfahrungen im Umgang mit radioaktiven Primärkreiskomponenten von Schnellen Brüttern.

Das Kraftwerk Superphénix (1240 MW_e) wird als gemeinsames europäisches Projekt von Elektrizitätsversorgungsunternehmen aus Frankreich, Italien, der Bundesrepublik Deutschland, Belgien und den Niederlanden, die in der NERSA¹) zusammengeschlossen

¹) Neutrons Rapides S.A. (Industrieunternehmen, Frankreich)

sind, seit 1977 errichtet. Es wird voraussichtlich 1984 den Leistungsbetrieb aufnehmen. Die in Frankreich angewandten Prinzipien der Sicherheitsauslegung und der Sicherheitsbeurteilung werden in Anhang 2-II dargestellt.

2.4.4 USA

Die USA haben die längste Geschichte im Betrieb von Schnellen Brütern. Der erste Kernreaktor der Welt, der auch der Stromerzeugung diente, war das Schnellbrüter-Versuchskraftwerk EBR-I ($0,2 \text{ MW}_e$), das von 1951 bis 1963 Strom lieferte. Der Versuchsreaktor EBR-II mit 20 MW_e ist seit 1965 in Betrieb. In jüngster Zeit werden an diesem Reaktor verschiedene Sicherheitsexperimente durchgeführt, nachdem vorher die Bestrahlung von Brennelementen im Vordergrund gestanden hatte.

Der Reaktor Enrico Fermi mit 200 MW_{th} war von 1963 bis 1966 und nach Reparatur im Anschluß an den später beschriebenen Störfall noch einmal 1970 bis 1972 in Betrieb.

Der Versuchsreaktor SEFOR war von 1969 bis 1972 mit 20 MW_{th} in Betrieb. Er wurde von den USA und der Bundesrepublik Deutschland gemeinsam gebaut. Mit ihm sind sicherheitstechnische Experimente zur Bestimmung des Dopplerkoeffizienten durchgeführt worden.

Im Jahr 1980 wurde die Versuchsanlage FFTF (400 MW_{th}) in den USA in Betrieb genommen. Sie wird zur Erprobung verschiedenartiger Brennelemente verwendet. An der FFTF wurde im Jahre 1981 ein Naturumlaufversuch nach Reaktorabschaltung aus voller Leistung durchgeführt. Dabei hat sich gezeigt, daß der Naturumlauf einwandfrei funktionierte und die gemessenen Betriebszustände mit den vorausberechneten gut übereinstimmten.

In den USA befaßt sich ein breites Forschungs- und Entwicklungsprogramm mit Versuchen zu Sicherheitsfragen, Material- und Natriumgroßkomponententests. Für den Clinch River Brutre-

aktor (380 MW_e) sind Planung und Komponentenfertigung bereits weit fortgeschritten, das Genehmigungsverfahren war jedoch 1977 aufgrund einer politischen Entscheidung ausgesetzt worden.

Aus der amerikanischen Betriebserfahrung mit Schnellen Brütern ist vor allem der bereits erwähnte Störfall im Reaktor Enrico Fermi bemerkenswert. Dort sind im Oktober 1966 zwei Brennelemente teilweise geschmolzen. Beim Anfahren der Anlage hatte ein losgerissenes Blechstück den Kühlmittelzufluß dieser Brennelemente blockiert. Die Störung wurde schnell bemerkt, eine Propagation auf nicht blockierte Nachbarelemente gab es nicht. Bei diesem Störfall ist weder für die Umwelt noch für die Mitarbeiter in der Anlage eine nennenswerte Strahlenbelastung aufgetreten. Allerdings wurden für Erkennung, Auswertung und Reparatur des Schadens zwei Jahre benötigt. Nach Wiedergenehmigung wurde die Anlage von 1970-1972 nochmals betrieben, dann aber endgültig stillgelegt.

Nicht zuletzt der Störfall im Enrico Fermi Reaktor war Anlaß, den Kühlmittelzufluß zu den Brennelementen so zu gestalten, daß ein Fremdkörper keine vollständige Verstopfung verursachen kann. Der bei dem Störfall entstandene Kontakt zwischen Kühlmittel und Brennstoff hat keinen Druckaufbau erbracht, der zu Folgeschäden an Nachbarbrennelementen hätte führen können, wie das heute bei der Betrachtung von "Propagationsstörfällen" diskutiert wird (vgl. Abschnitt 4.2.4).

Die Grundzüge des in den USA angewandten Sicherheitskonzepts für Schnelle Brüter werden im Anhang 2-I aufgezeigt.

2.4.5 Sowjetunion

Neben Frankreich verfügt die Sowjetunion über die meiste Erfahrung beim Betrieb von Schnellen Brütern. Nach mehreren Versuchsanlagen ist bereits 1973 eine 150-MW_e -Anlage in Betrieb gegangen (BN-350), die zur Stromerzeugung und Meerwasserent-

salzung benutzt wird. Im Jahre 1980 wurde die Anlage BN-600 (600 MW_e) in Betrieb genommen. Bisher wurden ca. 200 Volllasttage erbracht.

Die bisherigen Betriebserfahrungen sind überwiegend positiv. Der Versuchsreaktor BOR-60 wird nach wie vor zur Brennstoff- und Strukturmaterialerprobung eingesetzt. Einzelne Brennelemente sind bereits bis zu etwa 180 000 MWd/t Abbrand bestrahlt worden. In diesem Reaktor hat man auch zahlreiche Natriumkomponenten unterschiedlicher Bauart erprobt. Unter anderem haben an einem 30-MW-Dampferzeuger Versuche zur Natrium/Wasser-Reaktion stattgefunden.

Während der ersten Betriebsjahre des BN-350 sind eine Reihe von Dampferzeugerfehlern aufgetreten, bei denen an Schweißnähten Natriumleckagen entstanden. In einem Fall reagierten ca. 800 kg Wasser mit Natrium. Dies führte zu einem größeren Natriumbrand in der Anlage. Bei dem Störfall konnte ein Einzelrohrversagen auf zahlreiche Nachbarrohre übergreifen, da die Schutzeinrichtungen zu langsam eingriffen. Trotzdem wurde die Sicherheit der Umgebung nicht beeinträchtigt. Die Nachwärme konnte abgeführt werden. Radioaktive Stoffe wurden nicht in die Umgebung freigesetzt, da das Wasser mit nichtaktivem Sekundärnatrium reagierte.

2.4.6 Japan

Da Japan stark energieimportabhängig ist, wird dort neben einem ausgedehnten Bauprogramm von Leichtwasserreaktoren auch die Entwicklung von Schnellen Brütern intensiv betrieben. Mit der Bundesrepublik Deutschland und Frankreich besteht ein Austauschabkommen über die Ergebnisse von Forschungs- und Entwicklungsvorhaben. Dieses bezieht sich z.B. auf die Erfahrungen aus Bau und Betrieb vergleichbarer Versuchsreaktoren wie JOYO, KNK und Rapsodie sowie auf Sicherheitsuntersuchungen. Der Versuchsreaktor JOYO arbeitet seit 1977. Er hatte anfangs eine thermische Leistung von 50 MW. Im Jahr 1978 wurde die

Leistung auf $75 \text{ MW}_{\text{th}}$ erhöht. Mit dem nächsten Kern soll im Jahr 1982 eine Leistung von $100 \text{ MW}_{\text{th}}$ erreicht werden.

2.4.7 Großbritannien

In Großbritannien wurde relativ früh mit der Entwicklung von Schnellen Brütern begonnen. Der DFR (Dounreay Fast Reactor, 15 MW_e) war von 1962 bis 1977 in Betrieb. Der Prototypreaktor PFR (270 MW_e) wird seit 1974 ebenfalls in Dounreay betrieben. Die Verfügbarkeit des nuklearen Teils lag über die gesamte Zeit bei etwa 71 %. Wegen verschiedener Probleme im konventionellen Bereich war allerdings die Verfügbarkeit der Gesamtanlage zur Stromerzeugung sehr gering.

Sicherheitstechnisch ist von besonderem Interesse, daß am DFR vor der Außerbetriebsetzung Siedeeperimente durchgeführt wurden. Zu Vergleichszwecken wurden Experimente mit unbestrahltem wie auch mit bestrahltem Brennstoff vorgenommen. Der Natriumdurchfluß wurde teilweise so stark gedrosselt, daß Sieden eintrat. In anderen Versuchen wurden künstliche Blockaden bis zu 70 % des Strömungsquerschnitts der Brennelemente eingeführt. Mit den Erfahrungen aus diesen Siedeeperimenten kann belegt werden, daß Sieden sich in sehr frühem Stadium nachweisen läßt, daß stabiles Sieden ohne Hüllrohrschäden möglich ist und nicht notwendigerweise Brennstoff freigesetzt wird und daß lokale Blockaden nicht zum Brennstoffschmelzen führen müssen.

Mehrfach traten am PFR Leckagen in den Dampferzeugern auf, so daß der Reaktor zeitweilig außer Betrieb gesetzt bzw. seine Leistung reduziert werden mußte. Konstruktive Änderungen und das Neufertigen einiger Verdampfer sollen das Betriebsverhalten des PFR in Zukunft verbessern. Durch umfangreiche Tests wurde auch am PFR nachgewiesen, daß das Verhalten des Natriums bei Naturkonvektion einen erheblichen Sicherheitsfaktor darstellt.

ANHANG 2-1

Stellungnahme des US-Energieministeriums
zur sicherheitstechnischen Auslegung von LMFBR-Anlagen

Übersetzung der Original-Stellungnahme
"USDOE Safety Position for LMFBR Plant Design"
von F.X. Gavigan (USDOE)

Nach Ansicht des amerikanischen Energieministeriums (USDOE) sollen flüssigmetallgekühlte Schnelle Brüter (LMFBR)¹⁾ dahingehend ausgelegt werden, daß ihr gesamtes gesellschaftliches Risiko mit demjenigen vergleichbar ist, das vom Betrieb mit Leichtwasserreaktoren ausgeht. LMFBR müssen Auslegungstörfälle beherrschen. Gleichzeitig müssen die Sicherheitsreserven und Konstruktionsmerkmale die Folgen von Unfällen begrenzen können, deren Eintrittswahrscheinlichkeit geringer ist als die von Auslegungstörfällen. Die LMFBR-Auslegung sollte auf Grundlagen und Kriterien beruhen, die sich gegenüber technischen Aufsichtsorganen einschließlich der USNRC vertreten lassen.

Die Auslegung von LMFBR muß den in Anhang A, Titel 10, Teil 50 des Codes of Federal Regulations (10CFR50) festgelegten Auslegungsrichtlinien für Kernreaktoren entsprechen. Diese wurden für Leichtwasserreaktoren entwickelt, geben aber auch allgemeine Anleitungen für andere Reaktortypen. Eine Industriennorm (ANSI/ANS 54.1), die Kriterien für LMFBR enthält, wurde von einem von Industrie und Genehmigungsbehörden besetzten Ausschuß zur probeweisen Anwendung abgeleitet. Dieses Dokument gibt Anleitung zur LMFBR-Auslegung für Fälle, in denen die Kriterien aus Anhang A, 10CFR50 nicht anwendbar oder aber keine vorhanden sind.

Auslegungsbasis

Grundlage der Auslegung ist das mehrstufige Schutzkonzept (defense-in-depth), allgemein bekannt als die 3 Sicherheitsebenen. Diese bieten Schutz gegen alle unterstellten Ereignisse innerhalb der Auslegungsgrenzen. Die Ereignisse sind klassifiziert als unterstellte, seltene und äußerst unwahrscheinliche Ereignisse, in Abhängigkeit von der Wahrscheinlichkeit ihres Auftretens.

Ebene 1

Die erste Sicherheitsebene gewährleistet einen zuverlässigen Betrieb der Anlage und verhindert Störfälle während des Normalbetriebs durch wesentliche Auslegungseigenschaften, z.B. durch Redundanz, Möglichkeiten zur Durchführung von Wartungsarbeiten, Tests und Inspektionen sowie durch ausreichende Regel- und Kontrollsysteme. Die Anlage muß so ausgelegt sein, daß nicht nur stationärer Leistungsbetrieb, sondern auch normale Betriebstran-

1) LMFBR = Liquid Metal Fast Breeder Reactor

sienten, wie z.B. Anfahren und Abfahren, beherrscht werden. Ein grundlegender Teil des LMFBR-Entwicklungsprogramms sind ingenieurmäßige Prüfungen wichtiger Auslegungskonzepte. Durch dieses Prüfprogramm lassen sich Voraussetzungen über die Durchführbarkeit und damit die Sicherheit machen, da hierdurch nur erprobte Methoden, Werkstoffe und Techniken zur Anwendung kommen.

Vor der Inbetriebnahme werden in der Anlage Tests durchgeführt, um sicherzustellen, daß Komponenten und Systeme den gestellten Anforderungen entsprechen. Parameter werden kontinuierlich oder routinemäßig überwacht. Genau definierte Überwachungsmaßnahmen, Wiederholungsprüfungen, Tests und vorsorgliche Wartungsprogramme werden von ausgebildetem Bedienungs- und Wartungspersonal durchgeführt, um den anfänglichen Qualitätsstand während der Gesamtlebensdauer der Anlage sicherzustellen.

Ebene 2

Die zweite Sicherheitsebene bietet Schutz gegen unterstellte und seltene Störungen (wie z.B. lokale Durrsatzstörungen, Reaktivitätszufuhren, Versagen von Teilen des Regelsystems oder Brennelementhandhabungsfehler). Eine unterstellte Störung ist ein vom Normalbetrieb abweichender Zustand, der als solcher während der Lebensdauer einer Anlage nicht unbedingt eintreten braucht. Betrachtet man jedoch alle Komponenten und Systeme, so können während der Lebensdauer der Anlage Ereignisse dieser Kategorie einmal oder mehrmals auftreten.

Diese Sicherheitsebene wird durch Redundanz und Diversität wichtiger Komponenten sowie durch Schutzeinrichtungen und -systeme bestimmt, die auslegungsgemäß die Auswirkungen solcher Ereignisse hinlänglich abschwächen. Die Anforderungen an diese Schutzsysteme sind von einem Ereignisspektrum abgeleitet, das die Anlage sicher beherrschen muß. Konservative Auslegungsprinzipien, einschließlich redundanter Meß- und Auslösevorrichtungen, sollen in den Schutzsystemen verwirklicht werden, um gleichzeitig Wirksamkeit und Zuverlässigkeit dieser zweiten Sicherheitsebene zu gewährleisten. Die Systeme müssen routinemäßig überwacht und geprüft werden können, um ihre Zuverlässigkeit fortwährend sicherzustellen.

Ebene 3

Die dritte Sicherheitsebene ergänzt die beiden ersten insofern, als sie sicherstellt, daß die Anlage auf äußerst unwahrscheinliche Störungen, wie z.B. große Brüche in Rohrleitungen, größere Natriumbrände oder heftige Natrium/Wasser-Reaktionen, in angemessener Weise reagiert. Äußerst unwahrscheinliche Störungen sind von Normalbedingungen abweichende Zustände, allerdings mit so geringer Eintrittswahrscheinlichkeit, daß Ereignisse dieser Kategorie während der Lebensdauer der Anlage nicht eintreten brauchen, aber dennoch als extreme Versagen oder als Grenzfälle betrachtet werden müssen. Obwohl solche Versagensereignisse eine geringe Eintrittswahrscheinlichkeit haben, müssen geeignete sicherheitstechnische Einrichtungen in die Auslegung von LMFBR miteinbezogen sein, um solche Fälle sicher zu beherrschen. Um eine angemessene Auslegung zu erreichen, soll von pessimistischen Annahmen und Bewertungsmethoden, einschließlich des angenommenen Versagens jeder einzelnen aktiven Komponente, ausgegangen werden. Zusätzlich sollen bei der Auslegung der Anlage Bedingungen berücksichtigt werden,

die mit äußerst unwahrscheinlichen Naturereignissen verbunden sind und die schwersten abdecken, die jemals am Standort und in seiner Umgebung festgestellt wurden. Diese schließen so unwahrscheinliche Ereignisse, wie starke Erdbeben, Tornados und Hochwasser, ein. Solche äußerst unwahrscheinlichen Störungen und Naturereignisse bilden die Einhüllende für Ereignisse, die der Auslegung zugrunde zu legen sind.

Auslegungsbasis für Sicherheitseinrichtungen

Die Auslegung muß mindestens folgende Einrichtungen aufweisen:

- zwei unabhängige, diversitäre und funktionell redundante Reaktorschnellabschaltssysteme,
- zwei unabhängige, diversitäre und funktionell redundante Nachwärmeabfuhrsysteme,
- Einrichtungen zur Entdeckung und Diagnose von Brennelementschäden im Reaktorkern und zum Schutz gegen fortschreitende Propagation eines solchen Schadens,
- eine Sicherheitshülle.

Zuverlässigkeitsprogramm

Im Rahmen der Auslegung soll ein Zuverlässigkeitsprogramm durchgeführt werden. In diesem Programm

- sollen Ausfallart- und Ausfalleffektanalysen für Systeme und Komponenten, die möglicherweise für die Sicherheit der Anlage bedeutsam sind, durchgeführt werden, um Schwachstellen aufzudecken und Auslegungsänderungen vorzuschlagen, die mögliche Versagen verhindern können;
- sollen Zuverlässigkeitsaussagen über Systeme und Komponenten für eine probabilistische Risikoanalyse gemacht werden;
- soll der Nachweis erbracht werden, daß die Wahrscheinlichkeit von unterstellten, seltenen und äußerst unwahrscheinlichen Störfällen mit den drei Sicherheitsebenen in Einklang steht.

Vorgänge jenseits der Auslegungsgrenzen

Das mehrstufige Schutzkonzept (defense-in-depth) stellt eine unter pessimistischen Annahmen geschaffene Basis für die LMFBR-Auslegung dar. Die Wirksamkeit dieses Konzepts soll während der Auslegungsphase mit Hilfe von probabilistischen Risikoanalysen nachgewiesen werden, um Maßnahmen, die möglicherweise die Sicherheit erhöhen, abschätzen und das gesamte gesellschaftliche Risiko angeben zu können, das alle Ereignisse diesseits und jenseits der Auslegungsgrenzen einschließt. Außerdem muß die LMFBR-Auslegung unabhängige, diversitäre und funktionell redundante Reaktorschnellabschalt- und Nachwärmeabfuhrsysteme einschließen, um sicherzustellen, daß die Anlage unterkritisch gemacht und der Kern gekühlt werden kann. Durch Auslegung muß gewährleistet sein, daß Kernzerlegungsunfälle eine derart geringe Wahrscheinlichkeit haben, daß sie als solche bei der Auslegung nicht berücksichtigt werden müssen.

Da sich die LMFBR-Technologie erst in der Entwicklung befindet und noch wenig Betriebserfahrung mit LMFBR vorliegt, gebietet die Vorsicht, zusätzliche Maßnahmen zur Begrenzung der Auswirkungen und zur Einschränkung des Restrisikos solcher Ereignisse zu ergreifen, die eine geringere Eintrittswahrscheinlichkeit besitzen als die Auslegungsstörfälle. Der LMFBR muß so ausgelegt sein, daß es möglich ist, die Auswirkungen von Kernschmelz- und Kernzerlegungsunfällen abzuschwächen. Im einzelnen soll die Auslegung folgenden funktionellen Anforderungen genügen:

1. Die Integrität der Sicherheitshülle soll nach dem auslösenden Ereignis ohne Entlüftung über eine angemessene Zeit aufrechterhalten bleiben; die Länge dieser Zeit muß mit dem Ziel eines geringen Risikos vereinbar sein.
2. Die bauliche Integrität der Sicherheitshülle oberhalb des Fundaments muß nach dem auslösenden Ereignis so lange erhalten bleiben, bis eine Freisetzung der aus der Sicherheitshülle stammenden Aerosole den Zielen eines geringen Risikos nicht mehr entgegensteht.
3. Das Konzept für die Primärkühlmittelumschließung soll von Auslegungsbelastungen ausgehen. Die Primärkühlmittelumschließung und insbesondere der Reaktortank sollen demnach in der Lage sein, ohne Integritätsverlust ein gewisses Maß an Energie aufzunehmen, gleichbedeutend mit dem Ziel eines geringen Risikos der Anlage.
4. Es ist nachzuweisen, daß diese funktionellen Kriterien erfüllt sind. Analysen von Ereignissen jenseits der Auslegungsgrenzen brauchen weder in den lt. ASME-Code über die strukturelle Belastung geforderten Unterlagen noch in dem vorläufigen Sicherheitsbericht enthalten sein, sie sollen jedoch separat dokumentiert werden.
5. Bei Belastungen oberhalb der Auslegungsgrenze darf die für die verwendeten Werkstoffe und Strukturen festgelegte betriebliche Belastungsgrenze überschritten werden, vorausgesetzt, die verlangte Funktion ist noch in vernünftiger Weise sichergestellt.
6. Belastungen durch andere Ereignisse, wie z.B. Erdbeben, Brüche von Rohrleitungen etc., sollen nicht mit Auslegungsbelastungen kombiniert werden.
7. Bei Ereignissen oberhalb der Auslegungsgrenzen werden weder die Dosisrichtlinien noch die Freisetzungsdauer nach 10CFR100 angewandt. Die Dosen sollen mit dem Ziel eines geringen Risikos vereinbar sein.

ANHANG 2-II

Die französische Philosophie zur Berücksichtigung
von Störfällen in Schnellen Brütern

Übersetzung des Originalbeitrags

"La Philosophie Française de Prise en Compte des
Accidents Dans les Reacteurs a Neutrons Rapides"

von P. Tanguy

Directeur de l'Institut de Protection et Sûreté Nucléaire
Commissariat à l'Energie Atomique (CEA)

Einleitung

Das französische Kernenergieprogramm der kommenden Jahre beinhaltet die Option für den Bau Schneller Brüter. Somit ist es notwendig, über eine Methode zu verfügen, die es gestattet, mit diesem Reaktortyp verbundene Risiken zu bestimmen und den verantwortlichen Stellen Ergebnisse als Grundlage für ihre Entscheidungen zu liefern.

Die Absicht dieses Beitrages ist es, zu zeigen, wie diese Risiken analysiert werden können. Dabei tragen wir der erworbenen Erfahrung mit den verschiedenen Methoden der Sicherheitsanalyse Rechnung, um uns dann ein Bild ihrer Wirksamkeit für die Schnellen Brüter zu machen. Die Besonderheit liegt hier in der Bewertung der Qualität der verfügbaren "Verteidigungslinien" gegenüber Unfällen größeren Ausmaßes, wie an einigen konkreten Beispielen gezeigt wird.

1. ALLGEMEINES

Geschichtlicher Überblick

1967 stellte Farmer erstmals eine Methode zur Risikoquantifizierung vor, indem er die verschiedenen für ein Kernkraftwerk betrachteten Störfälle in ein Diagramm mit den Achsen "Wahrscheinlichkeit" und "Auswirkung" eintrug. Dieses Diagramm wies im unteren Teil einen Akzeptanzbereich aus, d.h. Ereignisse, für die das Produkt aus "Wahrscheinlichkeit" und "Auswirkung" unterhalb eines bestimmten Grenzwerts blieb. Dieses Produkt, das man als das Risiko des jeweiligen Ereignisses betrachten kann, wurde also ein wichtiges Merkmal für die Risikoquantifizierung.

Trotz aller Einwände hinsichtlich der Schwierigkeiten bei der Anwendung dieser Methode, z.B. auf Prototypen, auf die Betrachtung seltener Ereignisse, oder die Notwendigkeit, die Zuverlässigkeit des Operateurs einzuschätzen, hat der Gedanke der Sicherheitsanalyse mit Hilfe von Zuverlässigkeits-

analysen sich schon weitgehend den Weg gebahnt, ohne allerdings die klassischen Methoden der Sicherheitsanalyse vollständig verdrängt zu haben, deren Grundzüge im folgenden kurz in Erinnerung gerufen werden sollen.

Die Zuverlässigkeitsanalyse der Integrität der Sicherheitsbarrieren zwischen den Spaltprodukten und der Außenwelt wurde in Frankreich schon immer angewandt. Sie ist weiterhin ein äußerst wirksames Hilfsmittel, sofern sie nicht nur auf die Barrieren selbst, sondern auch auf alle zu deren Funktionsfähigkeit erforderlichen Hilfssysteme angewandt wird. Man untersucht dabei für jede Barriere und für die zu ihrer Aufrechterhaltung erforderlichen Systeme die Vorkehrungen - oder genauer gesagt die Gewährleistung - dafür, daß Auslegung, Qualifikation, Fertigung und Betrieb hinreichend gut durchgeführt worden sind bzw. werden. Ferner gestattet die Überwachung der Parameter, die für die Belastung oder die Umgebungsbedingungen der Barrieren repräsentativ sind, daß jene Maßnahmen durchgeführt werden, die bei Abweichungen für eine Rückführung in den Normalbetrieb erforderlich sind.

Bei Überschreitung gewisser Grenzwerte werden Sicherheitssysteme angeregt, oder aber es wird die nachfolgende Barriere angefordert, um den Einschluß der radioaktiven Spaltprodukte zu sichern. Diese Analyse der hintereinandergeschalteten Barrieren wird durch die Untersuchung der für den betrachteten Reaktor charakteristischen Störfälle, deren Auswirkungen in einem akzeptablen Bereich bleiben müssen, vervollständigt.

Das mehrstufige Sicherheitskonzept deckt sich in gewisser Weise mit der vorhergehenden Analyse: Auf einer ersten Ebene wird durch ausreichende Auslegungsréserven sichergestellt, daß keine Störung in der Anlage auftritt, sofern die Anlage sorgfältig erstellt und betrieben wird. Auf der zweiten Ebene vermindern die Schutz- und Notsysteme die Auswirkungen von Störfällen und führen die Anlage wieder in den Normalbetrieb zurück. Die dritte Ebene schließlich ist für hypothetische Störfälle vorgesehen, in deren Verlauf der Einsatz von Sicherheits- oder Notstandssystemen die Freisetzung radioaktiver Spaltprodukte auf akzeptable Werte begrenzt.

Rasmussen griff im Bericht WASH-1400 auf probabilistische Methoden zurück, als es um einen zahlenmäßigen Vergleich des Risikos von Druck- und Siedewasserreaktoren ging. Diese Methoden wurden anschließend in zahlreichen Fällen angewandt und scheinen richtungweisend für die Zukunft zu sein. Für Schnelle Brüter wurden derartige Untersuchungen noch nicht angestellt. Hier soll nun gezeigt werden, wie das allgemeine Problem der Risikobewertung unter Berücksichtigung der durch Datenmangel bei Prototypen hervorgerufenen Schwierigkeiten gelöst werden kann.

Das Restrisiko

Zunächst ist es notwendig, den Begriff des Risikos zu präzisieren. Für ein vorgegebenes Ereignis ist das Risiko definiert als Produkt aus Wahrscheinlichkeit und Auswirkungen des Ereignisses, wobei die Auswirkungen an der in die Umgebung freigesetzten Aktivitätsmenge gemessen werden. Bezogen auf einen bestimmten Grenzwert, muß ein Ereignis um so seltener sein, je schwerwiegender es ist. Für Ereignisse mit schweren Auswirkungen wird im allgemeinen ein höchstzulässiger Grenzwert (z.B. 25 rem äußere Strahlenexposition) vorgegeben und festgelegt, daß die kumulierte Wahrscheinlichkeit der identifizierten Störfälle mit Auswirkungen jenseits dieser Grenze unterhalb

eines vorgegebenen Wertes liegen muß (z.B. 10^{-6} pro Reaktor und Jahr). Bei umfassenderer Betrachtung bilden derartige Wertepaare die Sicherheitsziele.

Es soll nun in einer ersten Stufe im Detail auf charakteristische Ereignisse mit Wahrscheinlichkeiten oberhalb von 10^{-6} - 10^{-7} pro Jahr und Reaktor eingegangen werden. Die Auslegung der Anlage und der Systeme stellt dabei sicher, daß auch ohne besondere Schutzmaßnahmen die Auswirkungen außerhalb der Anlage akzeptabel bleiben. Die Bestimmung der Wahrscheinlichkeit von Zuständen, die aus Einzelfehlern bis hin zu Mehrfachfehlern resultieren, kann sich mitunter als schwierig erweisen. Man stößt häufig auf wohlbekannte Schwierigkeiten:

- Fehlen von Betriebsdaten bei Prototypen,
- Common-Mode-Fehler aufgrund von Umgebungsbedingungen,
- Common-Mode-Fehler aufgrund der Auslegung, der Fertigung oder des Betriebs der Anlage,
- Schwierigkeit bei der Wahrscheinlichkeitseinschätzung von seltenen Naturereignissen oder von Ereignissen, die sich aus menschlichem Fehlverhalten oder aus Sabotagehandlungen ergeben.

Das Ergebnis dieser Überlegungen schlägt sich häufig in einer Klassifizierung der Betriebsbedingungen in vier Kategorien mit abnehmender Wahrscheinlichkeit nieder. Eine besondere Anwendung hiervon wird am Beispiel der Anlage CREYS-MALVILLE beschrieben.

In einer zweiten Stufe werden die Ereignisabläufe, die vernünftigerweise in Betracht zu ziehen sind, mit einer geschätzten Eintrittswahrscheinlichkeit unterhalb 10^{-6} - 10^{-7} pro Jahr für einen bestimmten Reaktor analysiert. Hier werden spezielle Vorschriften und Vorgehensweisen angewandt, die gegebenenfalls zusätzliche Systeme erfordern. Für diese zusätzlichen Systeme wird wegen der geringen Wahrscheinlichkeit ihrer Anforderung auf weitere Konservativität verzichtet. Diese Maßnahmen sollen die Wahrscheinlichkeit dafür erhöhen, daß die Abschaltung der Kettenreaktion, die Nachwärmeabfuhr und der Einschluß radioaktiver Spaltprodukte im Anforderungsfall erfolgreich funktionieren.

Vorrangig zielen Maßnahmen darauf ab, durch ausreichende Kühlung des Brennstoffs gefährliche Zustände zu vermeiden und eine Minimalfunktion der notwendigen Systeme aufrechtzuerhalten. War jedoch Brennstoffschmelzen in gewissem Umfang nicht zu vermeiden, so gestatten bestimmte, außergewöhnliche Maßnahmen eine über den Auslegungswert hinausgehende Wirksamkeit des Spaltprodukteinschlusses oder sie verzögern die Freisetzung radioaktiver Spaltprodukte. Diese internen Maßnahmen stehen im Einklang mit der Durchführung von Maßnahmen außerhalb der Anlage, wobei der Evakuierung der bedrohten Bevölkerung besondere Bedeutung zukommt. Die Durchführbarkeit der Evakuierung ist unter Berücksichtigung der geringen Aktivitätsfreisetzung in den ersten Stunden nach dem Unfall zu prüfen.

Jenseits der erwähnten zweiten Stufe von Ereignissen spricht man vom "Restrisiko", d.h. von jenem Risiko, das verbleibt, wenn alle vernünftigerweise in Betracht zu ziehenden Ereignisse unter Berücksichtigung der normalen und außergewöhnlichen Maßnahmen analysiert worden sind. Im Sinne der Wahrscheinlichkeit hat man es mit Ereignisabläufen jenseits des "Vorstellbaren" zu tun, obgleich es dennoch möglich ist, die mit diesen Ereignisabläufen verbundenen extremen Störfallauswirkungen zu berechnen.

Die folgenden Ausführungen befassen sich insbesondere mit dem Aspekt "Wahrscheinlichkeit". Gezeigt wird, was für den Reaktor CREYS-MALVILLE hierzu bislang analysiert worden ist. Anschließend wird eine neue Methode vorgestellt, die sich an der Anzahl von "Verteidigungslinien" zur Begrenzung charakteristischer Risiken eines Reaktors orientiert. Bezüglich des Gesichtspunktes "Auswirkungen" wird auf andere Veröffentlichungen verwiesen.

2. CREYS-MALVILLE

Die für CREYS-MALVILLE betrachteten Störfälle

Im Projektstadium (1974) des Schnellen Brütters von CREYS-MALVILLE (Superphénix) hat der vorläufige Sicherheitsbericht in klassischer Weise die Maßnahmen dargestellt, die gegen bestimmte Ereignisse getroffen werden, sowie die Auswirkungen der Störfallabläufe, falls diese Maßnahmen unwirksam sein sollten. Folgende Grundtypen von Störfällen sind daraus abzuleiten:

- Ausfall der Primärpumpen ohne Einfall der Absorberstäbe,
- Natriumbrände,
- Erdbeben.

Hinsichtlich der radioaktiven Freisetzungen bilden diese drei Störfälle eine Einhüllende für die zahlreichen im Sicherheitsbericht betrachteten Ereignisabläufe. Die Prüfung dieses Berichts durch die verantwortlichen Sicherheitsorganisationen hat diese dazu veranlaßt, Vorschriften und Klassifizierungen für sicherheitsrelevante Komponenten zu fordern.

Im Jahre 1976 wurde daraufhin ein grundlegendes Dokument herausgegeben: das Handbuch der Auslegungsvorschriften (Manuel des Règles de Base), dessen Aktualisierung und Vervollständigung bis in das Jahr 1980 andauerten. Es ist eine systematische Sammlung aller Vorschriften für die

- Auslegung, Berechnung und Erstellung der gesamten Anlage,
- mechanischen Komponenten und Werkstoffe,
- Komponenten und Systeme der Energieversorgung und Leittechnik,
- Gebäude und ihre Konstruktionswerkstoffe.

Um diese Vorschriften festlegen zu können, wurde eine Klassifizierung nach Qualitätsstufen auf der Basis einer umfassenden Analyse durchgeführt. Zwei Gesichtspunkte sind für die Komponenten und ihre Werkstoffe bestimmend:

● Bedeutung für die Sicherheit und Anforderungen an ihre Verfügbarkeit

Es wurde je nach Sicherheitsfunktion eine Einteilung in vier Klassen vorgenommen. Daraufhin konnten die Komponenten mit unterschiedlicher Sicherheitsrelevanz eingehend erfaßt und identifiziert werden. Die "vitalen" Sicherheitsfunktionen (mit höchster Priorität) sind in der ersten Gruppe zusammengefaßt:

- Abschaltung des Reaktors,
- Kernhalterung,
- Kühlung und Nachwärmeabfuhr der Brennelemente,
- Einschluß der Spaltprodukte,
- Überwachung des abgeschalteten Reaktors.

● Klassifizierung nach Betriebs- und Störfallzuständen

Die unterschiedlichen, auf das Jahr bezogenen Häufigkeiten der Anlagenzustände bzw. der Funktionsanforderungen an die Komponenten sind hier für die Einteilung in vier Kategorien entscheidend.

Bewertung schwerer Störfälle

Innerhalb der letztgenannten Klassifizierung gehören sie der vierten Kategorie an, die ihrerseits in zwei Unterkategorien eingeteilt ist:

- Bei einer Einschätzung eines Störfalls mit der Häufigkeit zwischen $10^{-4}/a$ und $10^{-6}/a$ muß die Sicherheit der Bevölkerung gewährleistet sein. Der Reaktor muß bei diesen Störfällen abgeschaltet, in einen sicheren Zustand überführt und dort gehalten werden. Hierunter fällt eine große Anzahl von Störfällen, von denen einige, die für schnelle Brüter besonders typisch sind, genannt werden sollen:
 - heftige Natrium/Wasser-Reaktion in einem Dampferzeuger,
 - Ausfall der sekundärseitigen Natriumkreisläufe bei gleichzeitigem Versagen einer Komponente eines diversitären Nachwärmeabfuhrsystems,
 - großer Brand von Sekundärnatrium,
 - lokale Kühlungsstörung bis hin zum Schmelzen von sieben Brennelementen sowie
 - Leck des Reaktortanks.
- Bei Störfällen, die als hochgradig hypothetisch zu bezeichnen sind und eine Häufigkeit zwischen $10^{-6}/a$ und $10^{-7}/a$ aufweisen, wird eine Begrenzung der Unfallfolgen angestrebt. Dieser Unterkategorie gehören Störfälle an wie
 - Kühlungsstörung bis hin zum Schmelzen einer größeren Anzahl von Brennelementen und
 - Übergang aller Natriumkreisläufe in Naturumlauf bei Ausfall der Natriumpumpen.

Störfälle der zweiten Unterkategorie werden gegebenenfalls nur noch mit den Bedingungen eines Verlusts der externen Stromversorgung kombiniert. Dagegen werden Störfälle der ersten Unterkategorie mit ihrer Eintrittshäufigkeit zwischen $10^{-4}/a$ und $10^{-6}/a$ mit normalen wie anomalen Betriebsbedingungen (die mindestens einmal für die Lebensdauer der Anlage erwartet werden) kombiniert, ebenso wie mit Einzelfehlern beliebiger Komponenten. Auch hier ist jeweils die resultierende Häufigkeit mit einem Grenzwert der Größenordnung $10^{-6}/a$ vereinbar.

Unter den Einwirkungen von außen sind Erdbeben von besonderer Bedeutung, weil die Natrium einschließenden Strukturen hohe Temperatur aufweisen, wegen des niedrigen Kühlmitteldrucks jedoch nur eine geringe Dicke haben. Die in diesem Fall gewählte Vorschrift zielt darauf ab, die "vitalen" Sicherheitsfunktionen (mit höchster Priorität) sowie die Dichtheit der Kreisläufe und Natriumbehälter zu gewährleisten, um Natriumbrände und Natrium/Wasser-Reaktionen zu vermeiden.

Sicherheitseinschluß bei schweren Störfällen

Zur Begrenzung der Freisetzungen nach einem sehr schweren Störfall ist bei dem Schnellen Brüter von CREYS-MALVILLE ein mehrstufiges Containment-System realisiert worden. Es besteht aus

- dem inneren Sicherheitseinschluß (Reaktortank und seine oberen Abschlußstrukturen mit Drehdeckel und festem Reaktordeckel),
- dem primären Sicherheitseinschluß (Sicherheits-Doppeltank und oberer Reaktordom) und
- dem sekundären Sicherheitseinschluß (Stahlbetonhülle).

Die beiden relevanten, erstgenannten Barrieren sind unter anderem daraufhin ausgelegt, den Belastungen und Folgen eines hypothetischen Störfalles zu widerstehen, der abrupt eine mechanische Energie von 800 MJ freisetzen könnte.

Ausgehend von dem Störfall eines gleichzeitigen Ausfalls aller Primär-Natriumpumpen ohne Abschaltung der Kettenreaktion, hat eine (vorläufige) Berechnung im Jahr 1973 gezeigt, daß nach ca. 10 Minuten das Sieden des Primär-Natriums in einigen Brennelementen eine Leistungsexkursion einleitet. Anschließend verdampft Natrium in den überhitzten Brennelementen, und es entsteht mechanische Energie, die mit einem Sicherheitszuschlag von 50 % zu 800 MJ berechnet worden ist.

Seit 1973 sind knapp 10 Jahre vergangen, in denen viele Rechnungen und Versuche sowohl in Frankreich als auch im Ausland vorgenommen wurden. Verschiedene Arten von Aussagen konnten erzielt werden:

- Vorrangig ist zu bemerken, daß der Zeitraum bis zum Natriumsieden mindestens 20 bis 30 Minuten für die Anlage CREYS-MALVILLE beträgt. Daher kann viel wirksamer mit einem menschlichen Eingriff zwecks Abschaltung der Kettenreaktion gerechnet werden.
- Andererseits sind wesentliche Entwicklungsarbeiten durchgeführt worden, um ein Abschaltssystem zur Einsatzreife zu bringen, das sich infolge der Temperaturerhöhung selbsttätig auslöst.
- Letztlich zeigen neue Rechnungen für einen Störfallablauf im Sinne der Annahmen von 1973, daß die freigesetzte mechanische Energie zwischen 200 und 450 MJ liegen dürfte, wodurch der Sicherheitszuschlag noch höher ausfiel.

Es wurde beschlossen, die Auflagen und Vorschriften nicht zu ändern. Die erhöhten Sicherheitszuschläge werden jedoch zur Einschätzung des Grades an Konservativität berücksichtigt.

Ausgehend von den Sicherheitsfunktionen vitaler Systeme oder Komponenten über deren Klassifizierung nach Störfallzuständen bis hin zur Demonstration des Sicherheitseinschlusses wurde am Beispiel der Anlage CREYS-MALVILLE versucht, die praktische Anwendung der allgemeinen Sicherheitsprinzipien darzulegen. Diese Verfahrensweise erlaubt auch eine vorläufige Einschätzung des Risikos der Anlage bei vergleichbarer Vorgehensweise, wie sie bei Leichtwasserreaktoren gebräuchlich ist.

Hinsichtlich der weiteren geplanten Kernkraftwerke der Baulinie "Schneller Brüter" ist zu erwähnen, daß sich die französische Sicherheitsphilosophie

kontinuierlich weiterentwickelt hat. Dabei ist man vorsichtig bestrebt, die anzuwendenden probabilistischen Regeln noch besser auszuarbeiten, um das Ausmaß der Vorbeugemaßnahmen gegenüber schweren Störfällen in Abhängigkeit von den möglichen Auswirkungen festzulegen. Diese Philosophie ist von den französischen Sicherheitsbehörden noch nicht offiziell gebilligt worden. Die im folgenden dargestellten Ideen sind lediglich die persönliche Meinung des Autors.

3. BAULINIE DER SCHNELLEN BRÜTER - DEFINITION DER VERTEIDIGUNGSLINIEN

Die vorangegangene Darstellung hat gezeigt, daß das Risiko, definiert als Produkt aus der geschätzten, auf ein Jahr bezogenen Wahrscheinlichkeit eines Ereignisses mit seinen radiologischen Auswirkungen, einer schwierigen zahlenmäßigen Bewertung bedarf. Hier werden noch methodische Fortschritte aus laufenden Entwicklungen und Studien erwartet. Trotz der bislang gewonnenen Erfahrung auch mit Komponenten, die spezifisch für die Schnellen Brüter sind, will man eine alternative Vorgehensweise vorschlagen, die ebenfalls von probabilistischen Überlegungen ausgeht, dabei jedoch versuchen, die Problematik des Mangels an Zuverlässigkeitskenngrößen bei Prototypkomponenten zu umgehen. Diese Methode erlaubt die Festlegung und Bewertung von Vorkehrungen, die gegenüber extremen Störfällen zu treffen sind. Der Ansatz besteht darin, die verschiedenen Vorkehrungen zu identifizieren, die gegenüber den dominanten, charakteristischen Risiken der Schnellen Brüter getroffen werden, und sich ihrer Qualität und ausreichenden Anzahl zu vergewissern. Die Vorkehrungen können zu "Verteidigungslinien" angeordnet werden, deren erste Erwähnung bei GRIFFITH zu finden ist, der sie als "lines of assurance" bezeichnete.

Diese Verteidigungslinien sind ganz verschiedener Natur. Sie können sich aus technischen Vorrichtungen ergeben, aus Kontrollen in der Bauphase oder während des Betriebs, aus administrativen Maßnahmen, aus technischen Regeln, aus Maßnahmen im Rahmen von internen Notfallplänen oder auch aus Naturphänomenen, positiven Rückkopplungseigenschaften oder aus dem Naturumlauf. Sie können bei der Vorbeugung bzw. bei Gegenmaßnahmen gegenüber Störfällen oder deren Auswirkungen bedeutsam werden.

Die vorgeschlagene Methode ist selbstverständlich auch für andere Reaktortypen gültig, wie am wohlbekannten Beispiel des Kühlmittelverluststörfalls (LOCA)¹⁾ eines Druckwasserreaktors gezeigt werden kann. Bei einem Störfall dieser Art können zwei erste Verteidigungslinien identifiziert werden:

- der Primärkreislauf, für den sehr bedeutende Anstrengungen bei Auslegung, Fertigung, Test, Überwachung bis hin zur Auswertung der Betriebserfahrung unternommen werden (so daß man beispielsweise zu einer Versagenswahrscheinlichkeit der Größenordnung $10^{-3}/a$ bis $10^{-4}/a$ kommt);
- die redundanten Not- und Nachkühlssysteme, die ebenfalls mit größter Sorgfalt ausgelegt, gefertigt oder betrieben werden und das Einzelfehlerkriterium erfüllen. Hier kann auf die Sicherheitseinspeisung und das Containmentsprühsystem hingewiesen werden (in diesen Fällen kommt man beispielsweise zu Nichtverfügbarkeiten in der Größenordnung von 10^{-2} bis 10^{-3} pro Anforderung).

1) LOCA = Loss-of-Coolant Accident

Sollten nach einem Kühlmittelverluststörfall die Notkühlkreisläufe nicht zufriedenstellend funktionieren, so liegt der Fall vor, daß die erste und zweite "Verteidigungslinie" nacheinander überschritten wurde. Nun ist eine dritte "Verteidigungslinie" vorgesehen, die auf die Vermeidung des Kernschmelzens abzielt, sofern dies noch möglich ist (Notmaßnahme, z.B. durch mobile Hilfsmittel). Desgleichen wird innerhalb dieser Verteidigungslinie versucht, die Ausfallwahrscheinlichkeit des Containmentabschlusses oder ein Containmentversagen infolge von Überdruck (Ausfallmode β oder δ aus WASH-1400) zu vermindern. Darüber hinaus gilt als Schutzziel, die Auswirkungen eines Containmentversagens infolge Durchschmelzens des Reaktorfundaments (Ausfallmode ϵ aus WASH-1400) durch geeignete Vorkehrungen im Rahmen interner Notfallpläne der Anlage zu begrenzen.

Beispielhaft für diese dritte Verteidigungslinie kann man die Untersuchungen zur Druckentlastung des Containments durch kontrollierte Abgabe über Filter zur Vermeidung des Überdruckversagens anführen.

Bei diesem Beispiel wird sichtbar, daß die so identifizierte dritte "Verteidigungslinie" von anderer "Qualität" ist als die beiden ersten. Sie unterscheidet sich z.B. in der ihr zuzuordnenden Versagenswahrscheinlichkeit. Auch besitzt sie nicht den gleichen Grad an Konservativität in ihrer Berechnung oder Einschätzung. Sie genügt insbesondere auch nicht dem Einzelfehlerkriterium, indem sie die Verwendung mobiler Hilfsmittel erlaubt und den Handlungen des Betreibers eine wichtigere Rolle einräumt. Wegen ihrer geringeren Zuverlässigkeit gestatten diese Vorkehrungen eine Verminderung des Risikos in geringerem Umfang (größenordnungsmäßig ein bis zwei Zehnerpotenzen).

Was in diesem Beispiel die erste und zweite Verteidigungslinie betraf, so gestatten die Zuverlässigkeit, die Konservativität und die Redundanz der Systeme, diese "Verteidigungslinien" als "stark" zu bezeichnen. Im dritten Fall erscheint keine Redundanz mehr. Das Eingreifen des Menschen unter Störfallbedingungen gewinnt an Bedeutung; man kann diese "Verteidigungslinie" als "mittel" qualifizieren.

Qualität von "Verteidigungslinien"

Demnach besteht eine mögliche Methode der Sicherheitsanalyse darin,

- die risikodominanten und charakteristischen Störfälle eines Projekts zu bestimmen und
- die zu ihrer Beherrschung eingerichteten "Verteidigungslinien" kritisch zu bewerten, um zu beurteilen, ob ihre Anzahl und ihre Qualität ausreichend sind.

Die Qualität einer starken oder mittleren "Verteidigungslinie" könnte nach folgenden Kriterien bewertet werden, deren Verwandtschaft zu prohabilitischen Kriterien evident ist.

Die starken "Verteidigungslinien" entsprechen Systemen, die mindestens als aktives oder passives Sicherheitssystem ausgelegt, gebaut und betrieben werden. Diese Komponenten müssen in Anbetracht der Anforderungen bei Ereignissen oder Störfällen, in denen sie definierte Schutzfunktionen auszuführen haben, mit erheblichen Konservativitäten berechnet werden. Die Sicher-

heitssysteme müssen dem Einzelfehlerkriterium genügen. Die Wahrscheinlichkeit des Versagens beträgt größenordnungsmäßig 10^{-3} bis 10^{-4} pro Jahr oder pro Anforderung.

In einem Schnellen Brüter vom Typ Superphénix sind der Reaktortank, der Sicherheits-Doppeltank und das System der Notkühlung gute Beispiele für den Typ einer starken Verteidigungslinie. Ihre Auslegung hat tatsächlich von der Erfahrung beim Bau und Betrieb des Reaktors PHENIX profitiert. Die Systeme müssen durch repräsentative Versuche qualifiziert werden.

Hinsichtlich der ausgebildeten Redundanzen eines Systems (ohne Diversität) kann angenommen werden, daß die Systemausfallwahrscheinlichkeit in der gleichen Größenordnung liegt, wie sie durch mögliche Common-Mode-Ausfälle bestimmt werden könnte. Alle diese Überlegungen behalten einen qualitativen Charakter, jedoch gestattet das "engineering judgement", die Angemessenheit der getroffenen Vorkehrungen zu beurteilen.

Die mittleren "Verteidigungslinien" bieten nicht dieselben Konservativitäten wie die vorhergehenden und besitzen vor allem nicht notwendigerweise Redundanzen. Sie können auch nur darauf abzielen, nichtakzeptable Auswirkungen auf die Umgebung zu begrenzen, und zwar auf eine Weise, die mit speziellen Interventionsplänen vereinbar ist, bei denen auch Hilfsmittel von außerhalb der Anlage benutzt werden. Der letztgenannte Typ einer Verteidigungslinie, die gegenüber typischen Störfällen errichtet ist, kann sich auch auf menschliches Eingreifen mittels einfacher Maßnahmen stützen.

Zahl der Verteidigungslinien

Am Beispiel des oben zitierten LOCA findet man also zwei starke und eine mittlere Verteidigungslinie. Wenn die genannten Zuverlässigkeitswerte erfaßt werden, ergibt sich eine Schätzung von $10^{-3} \cdot 10^{-3} \cdot 10^{-1} = 10^{-7}$ pro Jahr für einen vorhandenen Reaktor, was mit der eingangs gegebenen Zielvorstellung vereinbar ist.

Es soll nun die Situation von Schnellen Brütern untersucht werden, um zu zeigen, daß die Gesamtheit der Verteidigungslinien gegenüber dem oben definierten Restrisiko das Äquivalent von zwei starken und einer mittleren Linie darstellt. Dabei wird vorausgesetzt, daß eine starke Linie durch zwei mittlere ersetzt werden kann und darüber hinaus, daß eine besonders zuverlässige Verteidigungslinie (z.B. 10^{-5}) einer starken plus einer mittleren Linie entspricht. Demnach ist kurz anzumerken, daß die Reihenfolge der Verteidigungslinien ohne Belang und die einzige wirkliche Forderung die Unabhängigkeit der verschiedenen Linien untereinander ist. Dies kann Schwierigkeiten aufwerfen, die insbesondere mit der Berücksichtigung von Common-Mode-Ausfällen zusammenhängen (Auslegung, Betrieb, Einwirkungen von außen, Sabotage usw.). Die gegen diese Common-Mode-Ausfälle gewöhnlich getroffene Maßnahme ist die Diversifizierung, um damit mögliche Fehler bei der Auslegung oder beim Betrieb zu vermindern und eine örtliche Trennung im Hinblick auf Einwirkungen von außen oder auf Sabotagehandlungen zu schaffen.

Die Einwirkungen von außen auf den Reaktor müssen so behandelt werden, daß Ergebnisse zu erreichen sind, die sich mit den obengenannten Prinzipien vereinbaren lassen. In Fällen, bei denen eine Schätzung der (Ausfall-)Wahrscheinlichkeit möglich ist, scheint ein Wert von 10^{-7} pro Anlage und Jahr

für jede der folgenden drei "vitalen" Sicherheitsfunktionen akzeptabel: Einschluß der Spaltprodukte, Beherrschung der Reaktivität und Nachwärmeabfuhr.

Das Restrisiko, für das keine Vorkehrungen getroffen werden, entspricht also entweder dem Überschreiten der oben definierten Minimalzahl von zwei starken und einer mittleren Verteidigungslinie oder es ist mit sehr seltenen äußeren Ereignissen verbunden, die als genügend unwahrscheinlich eingestuft werden können, so daß sie vernünftigerweise nicht in Erwägung zu ziehen sind.

Beispiele für Analysen auf der Basis der Methode der Verteidigungslinien

Nachdem inzwischen die Methode der Verteidigungslinien bekannt ist, soll sie nun auf Schnelle Brüter großer Leistung angewandt werden, wie z.B. auf CREYS-MALVILLE oder vergleichbare Projekte im Planungsstadium. Dabei werden übrigens mehrere Fälle leicht unterschiedlicher Natur auftreten.

Im ersten Fall soll die vitale Sicherheitsfunktion "Abschaltung des Reaktors" für im Planungsstadium befindliche Projekte analysiert werden. Diese Funktion wird hier mit einigen Varianten gegenüber den bei CREYS-MALVILLE angewandten Lösungen sichergestellt, jedoch kann vorausgesetzt werden, daß die klassischen Methoden der Zuverlässigkeitsanalyse bereits zufriedenstellende Ergebnisse geliefert haben. Demnach wird hier eher angestrebt, zu zeigen, daß die Methode sich gut auf einen bekannten Fall anwenden läßt.

Für die häufigen Transienten, die eine hohe Zuverlässigkeit der Abschaltssysteme erforderlich machen, existieren zwei unabhängige Systeme, die beide die Redundanz und die Qualifikation einer starken Verteidigungslinie besitzen. Das Einzelfehlerkriterium ist von der Anregeebe (Signalerfassung mit unterschiedlichen physikalischen Kriterien) über die Logikebene (2v3) bis hin zum mechanischen Teil der Schnellabschaltssysteme erfüllt, wobei hier die zwei Aspekte

- Gesamtanzahl an Absorberstäben ist wesentlich größer als erforderlich und
- Diversität in der konstruktiven Ausführung, d.h. starre Absorberstäbe und mehrgliedrige Absorberketten,

zu erwähnen sind. Da ferner für die meisten dieser Transienten die Störfallentwicklung ziemlich langsam verläuft (charakteristisch für Reaktoren, bei denen das im integrierten Primärkreis vorhandene Natrium eine große thermische Trägheit besitzt), verfügt der Operateur über genügend Zeit, um die Stäbe von Hand einfallen zu lassen. Dies stellt die gesuchte mittlere Verteidigungslinie dar. Allerdings existiert ein Fall, in dem die Störfallentwicklung genügend schnell verlaufen könnte. Es handelt sich um den Notstromfall, der zum Pumpenstillstand führt. Die oben erwähnten mehrgliedrigen Absorberketten hängen an Elektromagneten, deren Entregung eine mittlere Verteidigungslinie darstellt.

Die Zahl von zwei starken und einer mittleren Linie ist gut erreicht. Dennoch sollen gewisse Einschränkungen betrachtet werden, die in diesem besonderen Fall hervorzuheben sind:

- Damit der Operateur rechtzeitig handeln kann, muß er die Situation richtig einschätzen. Dies ist das wohlbekannt Problem der Wechselwirkung

Mensch-Maschine, das besonders in schwierigen Situationen bedeutsam wird und zu dessen Beherrschung in Frankreich bei allen Reaktoren bemerkenswerte Anstrengungen unternommen worden sind.

- Die für die Reaktorabschaltung zur Verfügung stehende Zeit muß für andere Ereignisabläufe als den Notstromfall genau bestimmt werden, denn die minimale Überlegungszeit ist für den Operateur auf 10 Minuten festgesetzt.

Andererseits gibt es auch noch günstige Umstände, die in der obigen Analyse nicht erwähnt worden sind, nämlich

- die sehr geringe Wahrscheinlichkeit gleichzeitiger mechanischer Common-Mode-Ausfälle in Anbetracht der Auslegungsmaßnahmen zu ihrer Verhinderung;
- die Tatsache, daß das Schnellabschaltssystem, das auch für die Reaktorregelung benutzt wird, Schnelleinfahren der Stäbe mittels der Motoren gestattet. Dies stellt eine Diversität hinsichtlich der Trennung der Kuppelung mit Stabeinfall durch Schwerkraft dar;
- die Qualifikation der Absorbermechanik und der Absorberstäbe auf Rütteltischen zur Simulation von Erdbeben.

Es soll nun ein zweiter, noch interessanterer Fall untersucht werden. Gerade hier hat es die Methode der Verteidigungslinien ermöglicht, im Rahmen der Projekte Schneller Brüter eine noch zuverlässigere Systemausführung zu entwickeln. Es handelt sich um das System der Nachwärmeabfuhr.

Das ursprünglich bei Ausfall der externen Spannungsversorgung vorgesehene System enthielt nur ein Kühlsystem, welches das Einzelfehlerkriterium erfüllen konnte. Dieses System stellte demnach lediglich eine starke Verteidigungslinie dar, was unzureichend ist. Zwei verschiedene Lösungen sind zur Verbesserung dieses Zustandes weiterentwickelt und vorgeschlagen worden:

- der Ausbau hinreichender Hilfseinrichtungen zur Wasserentnahme stromaufwärts, damit bestimmte Wasserkreisläufe die Nachwärmeabfuhr über die Dampferzeuger erlauben. Damit ist, in Anbetracht der Betriebserfahrung mit derartigen Systemen, eine nur als "mittel" einzustufende Verteidigungslinie aufgebaut. Hinzu kommt noch die Ungewißheit, ob die Wasserversorgung gegenüber Erdbeben standhält;
- die Auslegung der vier Nachwärmeabfuhr-Kreisläufe mit erhöhtem Wärmeabfuhrvermögen, so daß die Systemfunktion auch dann gewährleistet ist, wenn ein Doppelfehler auftritt, wie
 - Ausfall von 2 der insgesamt 4 Kreisläufe,
 - Ausfall eines Kreislaufs sowie einer (Not-)Stromschiene. Die beiden von ihr versorgten Kreisläufe gehen in Naturumlauf über. Dies ist in Verbindung mit einem aktiven Kreislauf ausreichend, ebenso wie der
 - Ausfall von zwei (Not-)Stromschienen und damit der Übergang aller vier Kreisläufe in Naturumlauf.

Unter diesen Bedingungen kann das Nachwärmeabfuhrsystem als Summe einer starken und einer mittleren Verteidigungslinie aufgefaßt werden.

Darüber hinaus zeigen Dynamikuntersuchungen, daß nach der Abschaltung erst mit mehreren Stunden Verzögerung ein Zustand erreicht wird, der zur Schädigung der Strukturen führt. Diese Verzögerung läßt sich im Rahmen der Stör-

fallmaßnahmen nutzen, sofern nachgewiesen werden kann, daß die anlageninternen Maßnahmen gemeinsam mit externen Anordnungen in ausreichendem Maße wirksam werden. Dieses Beispiel hat also gezeigt, wie man dank der Methode der Verteidigungslinien qualitativ vorgehen kann. Offensichtlich ist jedoch, daß eine Prüfung des letztlich vorgeschlagenen Systems auf der Basis klassischer Zuverlässigkeitsmethoden durchgeführt werden muß.

Die verbleibende Ungewißheit, die sich aus der vorstehenden Analyse ergibt, dürfte nicht als ungewöhnlich angesehen werden, wenn der hier untersuchte Status des Vorprojekts berücksichtigt wird.

Als drittes Beispiel soll das seltene Ereignis "Einwirkung von außen durch Erdbeben" betrachtet werden. Dieses Problem ist hier schwieriger zu beurteilen als bei Druckwasserreaktoren, weil die Natrium enthaltenden Kreisläufe und Behälter nahezu drucklos sind und daher eine geringe Wandstärke besitzen. Hinzu kommen die hohen Temperaturen. Auf der anderen Seite muß eine langfristige Sicherstellung der Nachwärmeabfuhr gegeben sein, aber auch mögliche Nachbeben sind zu berücksichtigen. Es handelt sich also um ein sehr komplexes Problem, bei dem die Abschaltung des Reaktors (bereits behandelt), die Nachwärmeabfuhr (ebenfalls schon behandelt) und der Einschluß des Natriums in Betracht zu ziehen sind. Hier soll nur auf den letztgenannten Aspekt eingegangen werden.

Die Wahrscheinlichkeit eines starken Erdbebens liegt in der Größenordnung $10^{-3}/a$ bis $10^{-4}/a$, was dem Wahrscheinlichkeitsgrad einer starken Verteidigungslinie entspricht. Zur sicheren Umschließung des Natriums dienen der Reaktortank und der Sicherheits-Doppeltank. Diese beiden Barrieren sind zwar wegen ihrer räumlichen Nähe nicht vollständig voneinander unabhängig, aber zu einer starken Wechselwirkung scheint es im Falle eines Erdbebens nicht zu kommen. Jede dieser Barrieren stellt somit eine mittlere bis starke Verteidigungslinie dar. Diese Einschätzung hängt vom Grad der Konservativität bei der Auslegung sowie von den zur Fertigung und Betriebsüberwachung getroffenen Maßnahmen ab. Wenn wenigstens eine der beiden Verteidigungslinien stark ist, so ist die Gesamtanzahl ausreichend. Andernfalls wäre es denkbar, dem Liner (Auskleidung) der Reaktorzone (Tankgrube) eine Einschlussfunktion zuzuweisen, wenn seine Kühlung ausreichend sichergestellt ist. Damit würde eine zusätzliche mittlere Verteidigungslinie aufgebaut. In diesem letzten Fall besteht eine Variante der Analyse darin, den Liner zusammen mit dem Sicherheits-Doppeltank als Einheit zu betrachten. Wegen der großen Schwierigkeiten bei der Inspektion der Reaktorzone kann dieser letzten Verteidigungslinie nur mittlere Qualität zuerkannt werden. Hieraus ergibt sich die Notwendigkeit, ausreichende Maßnahmen zu treffen, um den Reaktortank als starke Verteidigungslinie auffassen zu können.

Schlußfolgerungen

Es ist sicherlich anmaßend, Schlußfolgerungen über eine Methode der Sicherheitsanalyse anzustellen, die sich noch nicht in mehreren erschöpfenden Anwendungen auf im Bau befindliche Reaktoren bewährt hat. Dennoch lassen sich schon im gegenwärtigen Stadium der Überlegungen folgende Feststellungen treffen:

- Die Methode der Verteidigungslinien ist mit den klassischen Methoden der Sicherheitsanalyse, also dem Barrierenkonzept, dem mehrstufigen Sicherheitskonzept und der probabilistischen Zuverlässigkeitsanalyse, vereinbar.

- Diese Methode ist möglicherweise auch zur allgemeineren Anwendung auf verschiedene Reaktortypen geeignet, da sie vom Grundkonzept her nicht an eine bestimmte Baulinie gebunden ist.
- In gleicher Weise scheint es einfach zu sein, Notstandsmaßnahmen innerhalb der Anlage oder auch extern (etwa eine Evakuierung der Bevölkerung) als mittlere Verteidigungslinie zu integrieren, wodurch sich das schwierige Problem der Zuverlässigkeitsbewertung solcher Maßnahmen lösen und eine Präzisierung des Restrisikos erreichen läßt.
- Die Art und Weise der Darstellung erlaubt es, für ein Projekt und seine Projektvarianten eine qualitative Analyse durchzuführen und schnell die Schwachstellen offenzulegen.
- Dieser Methode der Sicherheitsanalyse können nicht alle Aufgaben übertragen werden. Ihre Komplementarität zu den klassischen Methoden erlaubt es nicht, diese zu ersetzen.
- Dennoch scheint die Methode ein wertvolles Arbeitsmittel zu sein, weil sie diejenigen Punkte hervorhebt, die einer vertieften Analyse bedürfen. Die Ergebnisse von Sicherheitsanalysen können vor Nichtspezialisten auf eine noch klarere Weise dargestellt werden, als es mit früheren Verfahren möglich war.
- Ferner gestattet diese Methode, das Restrisiko der Anlage vorausschauend zu kalkulieren, und zwar in dem Maße, wie es möglich ist, den Wahrscheinlichkeiten für ein Versagen oder Überschreiten der Verteidigungslinien eine Abschätzung der entsprechenden Auswirkungen auf die Umgebung zuzuordnen.

Für den Leser, der eine vertiefte und vor allem mehr quantitative Analyse der französischen Sicherheitsphilosophie wünscht, die hier unter einem allgemeinen Gesichtspunkt dargestellt wurde, sei auf ein breitgestreutes Schrifttum verwiesen.

3. GEGENSTAND UND METHODEN DER STUDIE

3.1 Risikoanalyse und Genehmigungsverfahren

Der SNR-300 unterliegt - wie alle kerntechnischen Anlagen - einem atomrechtlichen Genehmigungsverfahren, in dem u.a. geprüft wird, ob die vom Atomgesetz geforderte "Vorsorge gegen Schäden aus Errichtung und Betrieb" getroffen ist.

Die vorliegende Studie soll nach der Empfehlung der Enquete-Kommission "Zukünftige Kernenergie-Politik" des Deutschen Bundestages (Kapitel 1) vom laufenden Genehmigungsverfahren entkoppelt sein, andererseits aber auf den Arbeiten im Rahmen des Genehmigungsverfahrens aufbauen. Von daher ergibt sich die Frage nach dem Zusammenhang - und nach den Unterschieden - zwischen der Sicherheitsanalyse, wie sie im Rahmen des Genehmigungsverfahrens durchgeführt wird, und der Risikoanalyse, wie sie in dieser Studie angestrebt wird.

Hierzu ist zunächst in Erinnerung zu rufen, daß die Reaktorsicherheit - unabhängig vom Reaktortyp - auf einer Verbindung zweier grundlegender Vorgehensweisen beruht:

- dem "Barrieren-Konzept"

Die Spaltprodukte, die das wesentliche Gefährdungspotential eines Kernkraftwerkes darstellen, werden durch mehrere einander umschließende Strukturen ("Aktivitätsbarrieren") von der Außenwelt getrennt. Diese Strukturen müssen so dicht sein, daß die nach der Strahlenschutzverordnung für den bestimmungsgemäßen Betrieb zugelassene Strahlenbelastung in der Umgebung nicht überschritten wird;

- dem "mehrstufigen Schutzkonzept"

Die Barrieren werden durch ein mehrstufiges Schutzkonzept gegen Beschädigung geschützt:

1. Stufe: Hohe Qualitätsanforderungen an alle Anlagenteile, um die Häufigkeit von Störungen möglichst gering zu halten;

2. Stufe: Schutzeinrichtungen, um Störungen abzufangen;
3. Stufe: Sicherheitssysteme, um bei Störfällen eine Überbeanspruchung von Aktivitätsbarrieren zu verhindern und ihre Dichtheit sicherzustellen.

Diese Konzepte legen allerdings noch nicht fest, welche Methoden bei der sicherheitstechnischen Auslegung und Beurteilung im einzelnen angewandt und welche Maßstäbe angelegt werden. Methoden und Maßstäbe sind größtenteils in technischen Regeln und Richtlinien konkretisiert, die den Stand von Wissenschaft und Technik widerspiegeln, u.a. in den BMI-Sicherheitskriterien, den Leitlinien der RSK¹⁾ und den KTA²⁾-Regeln. Diese Vorschriften beziehen sich zum Teil speziell auf Leichtwasserreaktoren. Unter Berücksichtigung der besonderen Eigenschaften des SNR-300 lassen sie sich aber in sehr vielen Punkten sinngemäß auch auf diese Anlage anwenden.

3.2 Sicherheitsanalyse

Die erste Stufe im Schutzkonzept bildet eine wesentliche Grundlage für die Sicherheitsbeurteilung. Die Erfüllung der Qualitätsanforderungen wird daher im Genehmigungsverfahren umfassend überprüft. Die Sicherheitsanalyse - um die es hier geht - befaßt sich vor allem mit der zweiten und dritten Stufe des Schutzkonzeptes. Sie überprüft im einzelnen, ob Schutzeinrichtungen und Sicherheitssysteme den an sie gestellten Anforderungen genügen.

Im folgenden sollen die Grundzüge der Sicherheitsanalyse geschildert werden, wie sie (weltweit praktisch übereinstimmend) einen wesentlichen Bestandteil des kerntechnischen Genehmigungsverfahrens darstellt.

Die Sicherheitsanalyse untersucht in einem ersten Schritt, durch welche Ereignisse eine oder mehrere Aktivitätsbarrieren

1) RSK = Reaktor-Sicherheitskommission

2) KTA = Kerntechnischer Ausschuß

so beschädigt werden könnten, daß sie ihre Rückhaltefunktion verlieren. Man spricht hier von "störfallauslösenden Ereignissen". Dabei werden zunächst alle denkbaren Ursachen (Versagen von Systemkomponenten, menschliches Versagen, Einwirkungen von außen) in Betracht gezogen. Allerdings werden solche Ereignisse von der weiteren Analyse ausgeschlossen, die aufgrund technischer Erfahrung als äußerst unwahrscheinlich eingestuft werden müssen (z.B. das Versagen sehr zuverlässiger passiver Komponenten; das Zusammentreffen von mehreren unabhängigen, bereits für sich unwahrscheinlichen Komponentenausfällen).

Im zweiten Schritt der Sicherheitsanalyse ist für die verbleibenden "auslösenden Ereignisse" der Nachweis zu führen, daß durch die Schutz- und Sicherheitssysteme eine Schädigung von Aktivitätsbarrieren verhindert wird, mit anderen Worten: daß diese Ereignisse "beherrscht" werden. Dabei ist es jedoch nicht notwendig, alle auslösende Ereignisse im einzelnen zu untersuchen. Vielmehr läßt sich eine begrenzte Zahl von "Auslegungstörfällen" finden, die an die Wirksamkeit einzelner oder mehrerer Sicherheitssysteme die höchsten Anforderungen stellen, und durch deren Analyse somit die anderen, weniger gravierenden Störfälle abgedeckt sind. Da auch bei beherrschten Störfällen eine gegenüber dem bestimmungsgemäßen Betrieb erhöhte Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung auftreten kann, ist zu zeigen, daß die nach der Strahlenschutzverordnung für "Auslegungstörfälle" maximal zulässige Strahlenbelastung in der Umgebung nicht überschritten wird.

In der Sicherheitsanalyse ist außerdem zu prüfen, ob die Schutz- und Sicherheitssysteme die Aufgabe der Störfallbeherrschung mit ausreichender Zuverlässigkeit erfüllen. Diese Prüfung kann entweder anhand "deterministischer" Kriterien (z.B. Einzelfehlerkriterium, Forderung nach Diversität, Entmaschung, räumliche Trennung) oder mit "probabilistischen" Methoden (die Zuverlässigkeit wird z.B. mit Hilfe von Fehlerbaumanalysen quantitativ ermittelt) durchgeführt werden. In der Sicherheitsanalyse geht es also darum, zu zeigen, daß eine Freisetzung von radioaktiven Stoffen jenseits zulässiger Werte mit ausreichender Zuverlässigkeit ausgeschlossen ist.

3.3 Aufgabe der Risikoanalyse

Aufgabe einer Risikoanalyse ist es dagegen, die möglichen Konsequenzen von Aktivitätsfreisetzungen jenseits der Freisetzung bei beherrschten Störfällen zu ermitteln und ihnen Wahrscheinlichkeiten zuzuordnen. Der Vollständigkeit halber können in der Risikoanalyse auch beherrschte Störfälle mitbehandelt werden. Da aber beherrschte Störfälle keine oder nur geringe Auswirkungen auf die Umgebung haben, werden die wesentlichen Risikobeiträge überwiegend von nichtbeherrschten Störfällen herühren.

Der erste Schritt ist auch bei der Risikoanalyse (praktisch identisch mit der "klassischen" Sicherheitsanalyse) die Bestimmung repräsentativer auslösender Ereignisse. Dann geht es aber - im Unterschied zur Sicherheitsanalyse - darum, festzustellen, mit welcher Wahrscheinlichkeit die bei diesen Ereignissen zum Schutz der Aktivitätsbarrieren benötigten Systeme versagen. Für diese Fälle sind dann Wahrscheinlichkeit und Ausmaß der Aktivitätsfreisetzung und gegebenenfalls der dadurch verursachten Schäden zu ermitteln.

Da entsprechend der Empfehlung der Enquete-Kommission die "Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke" (DRS) zum Druckwasserreaktor des Typs Biblis-B den Vergleichsmaßstab für die vorliegende Studie liefern soll, scheint es sinnvoll, die Vorgehensweise der DRS kurz darzulegen und dabei vor allem auf die Unterschiede in der Aufgabenstellung zu dieser Studie einzugehen.

Die "Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke" hatte die Aufgabe, das durch Störfälle in Kernkraftwerken verursachte Risiko abzuschätzen. Um den Aufwand in Grenzen zu halten, wurden, repräsentativ für alle anderen Anlagen, die anlagentechnischen Untersuchungen für ein ausgewähltes Kernkraftwerk mit Druckwasserreaktor durchgeführt. Für die Ermittlung der Unfallfolgen wurden dagegen 19 Kernkraftwerkstandorte mit insgesamt 25 Anlagen in die Untersuchungen einbezogen, um eine Abschätzung des kollektiven Risikos zu erhalten.

Die vorliegende Studie hat eine andere Zielrichtung. Ihr Zweck ist es, den Vergleich des Sicherheitsniveaus zwischen einem Druckwasserreaktor (DWR) moderner Bauart und dem SNR-300 zu erleichtern. Dieses Ziel hätte durch eine Bewertung der Freisetzungskategorien und ihrer Häufigkeiten erreicht werden können. Auf eine Ermittlung von Unfallfolgen, in Form von Schäden für Mensch und Umwelt, könnte hier unter Umständen verzichtet werden. Ein Maßstab für das technische Sicherheitsniveau sind Ausmaß, Art und Häufigkeit der unfallbedingten Freisetzung radioaktiver Stoffe aus der Anlage in die Umgebung. Nur wenn sich die Charakteristiken möglicher Freisetzungen für die zu vergleichenden Anlagen in solcher Weise unterscheiden, daß anhand dieses Maßstabes keine eindeutige Aussage möglich ist, kann - als "Interpretation" der Freisetzungskarakteristiken - eine weitergehende Untersuchung der Unfallfolgen notwendig werden.

3.4 Schritte der Risikoanalyse

Bild 3-1 zeigt die Schritte der Risikoanalyse, wie sie für die anlagentechnischen Untersuchungen der "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke" durchgeführt wurden.

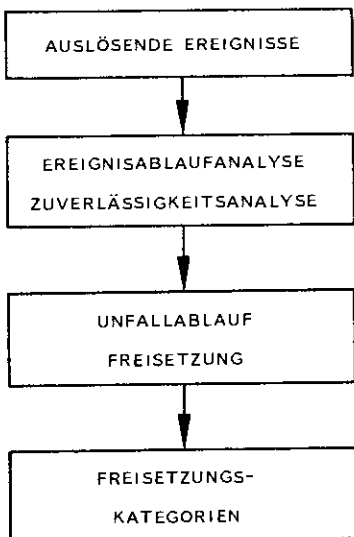


Bild 3-1:
Schritte der anlagentechnischen Untersuchungen der Risikostudie

Die Erfassung auslösender Ereignisse kann sich sehr stark auf den entsprechenden Schritt in der Sicherheitsanalyse des Genehmigungsverfahrens stützen. Auch dort ist zu untersuchen, welche Ereignisse unter bestimmten Umständen (insbesondere beim Versagen von Sicherheitseinrichtungen) zu Aktivitätsfreisetzungen in die Umgebung führen könnten. Für die Risikoanalyse ist allerdings die Häufigkeit der auslösenden Ereignisse quantitativ zu ermitteln bzw. abzuschätzen.

Zwischen der DRS und der vorliegenden Studie besteht hier kein wesentlicher methodischer Unterschied. Wegen der Unterschiede in den Konzepten werden allerdings die für die Risikoanalyse zu untersuchenden Ereignisse beim DWR und SNR nicht übereinstimmen.

Ausgehend von einem auslösenden Ereignis ergeben sich, je nach Erfolg oder Versagen der angeforderten Sicherheitssysteme, unterschiedliche Ereignisabläufe. Vor allem wenn eine größere Anzahl von Abläufen möglich ist, werden sie - um eine übersichtliche Darstellung zu erreichen - in Ereignisablaufdiagrammen erfaßt. 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. Da diese Wahrscheinlichkeiten bei sehr zuverlässigen Systemen in der Regel nicht aufgrund direkter Beobachtung bekannt sind, werden sie mit Hilfe von Fehlerbaumanalysen ermittelt.

In diesem Zusammenhang ist zu bemerken, daß sich der SNR-300 im Errichtungsstadium befindet. Einige Details, die die Systemzuverlässigkeit beeinflussen, konnten nur aufgrund von erwarteten Festlegungen beurteilt werden. Darüber hinaus gingen in die Abschätzungen der Häufigkeiten an vielen Stellen Expertenurteile ein, die in der Studie ausgewiesen werden. Wenn solche Einschätzungen für das ermittelte Risiko wesentlich sind, wird in der Studie darauf hingewiesen.

In der DRS dienten die ersten beiden Schritte der Analyse vor allem dazu, die Häufigkeit eines Kernschmelzens zu ermitteln. Beim SNR-300 war eine differenziertere Betrachtung erforderlich, da hier der Kern langsam - ohne mechanische Energiefreisetzung - schmelzen kann oder zu Beginn und/oder während des Schmelzvorgangs durch rasch ablaufende Leistungsexkursion mit mehr oder weniger starker Verdampfung von Kernmaterialien zerstört werden kann. Dabei kommt es eventuell zu mehr oder weniger starker Freisetzung mechanischer Energie. Die Gesamtheit dieser möglichen Abläufe wird unter dem Begriff "Kernzerstörung" zusammengefaßt.

In den ersten beiden Schritten dieser Studie werden die Häufigkeiten und Arten der Kernzerstörung und die damit verbundenen wesentlichen Anlagenzustände bestimmt. Im letzten Schritt ist zu untersuchen, in welcher Weise und mit welcher Wahrscheinlichkeit die "äußeren" Aktivitätsbarrieren (Kühlmittelschließung, Containment) bei einer Kernzerstörung so versagen können, daß erhebliche Mengen radioaktiver Stoffe in die Umgebung freigesetzt werden. Der SNR-300 ist so ausgelegt, daß auch bei einer Kernzerstörung keine wesentlichen Folgen für die Umgebung auftreten. Höhere Aktivitätsfreisetzungen, wie sie für eine Risikoabschätzung von Bedeutung sind, können daher nur auftreten, wenn passive Strukturen oder aktive Systeme versagen, die zur Beherrschung von Kernzerstörungsunfällen vorhanden sind. Je nach Erfolg oder Versagen dieser Einrichtungen können sich deutlich unterschiedliche Unfallabläufe ergeben. Daher werden in dieser Studie auch für diesen Teil der Analyse "Störfallablaufdiagramme" erstellt und die möglichen Störfall- bzw. Unfallabläufe untersucht.

Beim Druckwasserreaktor ist dies nicht erforderlich. Der Ablauf eines Kernschmelzunfalls ist dort phänomenologisch klar vorgezeichnet. Das Ausmaß der Aktivitätsfreisetzung hängt praktisch nur noch von der Art des Containmentversagens ab.

Wie in der DRS lassen sich auch für den SNR-300 ähnliche Unfallabläufe in Freisetzungskategorien zusammenfassen. Ein we-

sentliches Kriterium für die Zuordnung in die einzelnen Kategorien ist hier neben der Art des Containmentversagens auch die Art des Tankversagens. Für die Freisetzungskategorien werden wie in der DRS Eintrittshäufigkeiten ermittelt. Unter Berücksichtigung von Häufigkeit und Art der einzelnen Freisetzungskategorien, einer Vielzahl standortrelevanter Wetterabläufe, der Bevölkerungsverteilung in der Umgebung des Kraftwerkstandorts und von Gegenmaßnahmen werden die Strahlenexposition und daraus deren Folgen sowie die zugehörigen Häufigkeiten ermittelt.

3.5 Spezielle Probleme

Bei der Bewertung der Ergebnisse treten eine Reihe von grundsätzlichen Fragen auf, die im folgenden diskutiert werden. Diese Fragen betreffen zum Teil Risikoanalysen allgemein, zum Teil stehen sie im Zusammenhang mit dem besonderen Charakter einer "risikoorientierten" Analyse für eine Prototypanlage.

● Menschliche Einflüsse

Trotz weitgehender Automatisierung der Abläufe in Kernkraftwerken können Situationen auftreten, in denen der Einfluß menschlicher Handlungen bedeutsam sein kann. Diese Einflüsse werden in den Zuverlässigkeitsuntersuchungen insoweit berücksichtigt, wie durch geplante Eingriffe die Beherrschung von Störfällen beeinflußt wird. Nichtgeplante Eingriffe des Betriebspersonals, die die Beherrschung von Störfällen beeinflussen können, werden nicht berücksichtigt. Sie können sich vornehmlich auf die Häufigkeit von Ereignisabläufen, und zwar sowohl positiv als auch negativ auswirken.

Die Auswertung aufgetretener Störungen (Transienten) in Kernkraftwerken weist darauf hin, daß diese überwiegend durch technische Ursachen und nicht durch Fehlhandlungen ausgelöst werden. Keine dieser Fehlhandlungen führte zu Ereignisabläufen, die nicht in der Auslegung der Anlage berücksichtigt waren.

Die Erfahrung zeigt weiterhin, daß Betriebsstörungen meistens abgefangen wurden, bevor es zur Schnellabschaltung kam. Fehlhandlungen im Verlauf von Betriebsstörungen, deren Auswirkungen durch die automatischen Schutzeinrichtungen korrigiert werden mußten, traten in weniger als 10 % aller untersuchten Fälle auf. Auch hier führten Fehlhandlungen in keinem Fall zu Ereignisabläufen, die nicht in die Auslegung des jeweiligen Kernkraftwerks eingegangen waren.

Folgende Gesichtspunkte sind bei der Bewertung menschlicher Eingriffe zu berücksichtigen:

- In der Studie wurde anhand von Betriebserfahrungen aus anderen Reaktoren eine Schnellabschalthäufigkeit von 12/a abgeschätzt. Diese Zahl enthält auch die durch menschliche Fehlhandlungen ausgelösten Abschaltungen. Fehlhandlungen bei Wartung und Test von sicherheitstechnischen Einrichtungen wurden in den jeweiligen Zuverlässigkeitsanalysen berücksichtigt.
- Die zur Beherrschung von Störfällen nötigen Schutzeinrichtungen sind so ausgelegt, daß der selbsttätige Ablauf von Maßnahmen (Abschaltung, Nachwärmeabfuhr) über einen Zeitraum von 30 Minuten gewährleistet wird. Erst danach können unter Umständen zur langfristigen Beherrschung von Störfällen Eingriffe des Betriebspersonals, die im Betriebshandbuch festgelegt werden, notwendig sein. Werden Schutzeinrichtungen bei Störfällen angefordert, so stellen Vorrangschaltungen sicher, daß Aktionen, die durch den Reaktorschutz ausgelöst werden, nicht durch Handeingriffe unterbunden werden können. Soweit Hilfssysteme in der Zuverlässigkeitsanalyse Berücksichtigung finden, wurden auch die entsprechenden Handmaßnahmen in die Bewertung einbezogen. Beim SNR-300 laufen viele Störfälle so langsam ab, daß genügend Zeit zur Störfallerkennung verbleibt und daß in eindeutiger Weise aus der Anzeige von Betriebsparametern auf der Warte auf Störfallursachen geschlossen werden kann. In solchen Fällen werden in der Studie Handmaßnahmen in Ansatz gebracht.

- Geplante und ungeplante Handeingriffe können zu keinen grundsätzlich neuen Ereignisabläufen führen. Ein Störfall führt dann zu einer massiven Spaltproduktfreisetzung in das Containment und schließlich aus dem Containment, wenn es zu einer Zerstörung des Reaktorkerns und zu einer Undichtheit im inneren bzw. äußeren Containment kommt. Das Versagen der Kühlung des Lagers für abgebrannte Brennelemente kann ebenfalls zur Spaltproduktfreisetzung beitragen. Während des Ablaufs der Kernzerstörung können mechanische Energien freigesetzt werden, die den Reaktortank belasten. In der Studie wird untersucht, ob und mit welcher Häufigkeit dabei die Auslegungsgrenzen des Tanks überschritten werden. Für den Ablauf einer Kernzerstörung ist es nicht entscheidend, ob fehlerhafte menschliche Eingriffe zur Auslösung beigetragen haben.

Zusammenfassend ist festzustellen, daß menschliche Fehlhandlungen nicht zu Ereignisabläufen führen können, deren Auswirkungen nicht durch andere in der Studie behandelte Abläufe abgedeckt sind. Menschliche Fehlhandlungen können letztlich nur die Häufigkeit bestimmter Ereignisabläufe, die zur Kernzerstörung führen, beeinflussen. Aufgrund der zur Verfügung stehenden Unterlagen nach dem derzeitigen Planungsstand kann man davon ausgehen, daß der Beitrag des menschlichen Einflusses zur Häufigkeit von Unfällen, die zur Kernzerstörung führen, innerhalb der ermittelten Bandbreiten der Aussagesicherheit liegt.

● Vollständigkeit

Einer der wesentlichen Schritte in der Studie ist die Erfassung aller risikorelevanten Ereignisabläufe. Im wesentlichen sind dies Ereignisse, die zur Kernzerstörung und weiterhin über Tankzerstörung zu Freisetzungen in die Umgebung führen. Da der Nachweis der vollständigen Erfassung aller Ereignisabläufe grundsätzlich nicht möglich ist, erhebt sich die Frage, ob nicht Abläufe, die dominant zum Risiko beitragen, übersehen worden sind.

Zunächst ist festzustellen, daß der physikalische Ablauf bei der Kernzerstörung bekannt ist. Unsicherheiten über die Wahrscheinlichkeit dabei möglicher hoher Energiefreisetzungen werden in der Studie quantifiziert. Die Erfassung der relevanten Ereignisabläufe erfordert gute Systemkenntnisse und viel Erfahrung in der Analyse komplexer Systeme. Dabei kommt es allerdings nicht darauf an, Vollständigkeit im Sinne einer detaillierten Untersuchung aller denkbaren Abläufe anzustreben, was ohnehin nicht durchführbar ist, sondern Vollständigkeit im Sinne der Abdeckung möglicher Folgen unter Berücksichtigung der Eintrittshäufigkeiten zu erreichen. Nachdem bei den Untersuchungen systematische Vorgehensweise und sorgfältige Überprüfungen angewandt wurden, besteht nur eine sehr kleine Wahrscheinlichkeit für Unvollständigkeit im obigen Sinne.

● Ausfälle durch gemeinsame Ursachen (Common-Mode-Ausfälle)

Neben unabhängigen Zufallsausfällen von Komponenten sind voneinander abhängige Ausfälle in Betracht zu ziehen. Ursache dafür können Fehler bei Planung oder Konstruktion sein oder gemeinsame Ursachen beim Betrieb. Um Common-Mode-Ausfälle (CMA) möglichst unwahrscheinlich zu machen, verwendet man erprobte Konstruktionen, Standardisierung, redundante und diversitäre Systeme, räumliche Trennung, Qualitätskontrolle bei Planung, Herstellung und Betrieb etc. Beim SNR-300 als einer Prototypanlage wird das Ergebnis der Zuverlässigkeitsanalyse stärker durch CMA bestimmt als beim DWR, für den größere Betriebserfahrung vorliegt.

● Datenbasis

Um die bei der Ereignisablaufanalyse ermittelten Abläufe quantitativ bewerten zu können, ist es erforderlich, den darin angeforderten Funktionen Wahrscheinlichkeiten für Versagen oder Nichtversagen zuzuordnen.

Die zu erwartenden Eintrittshäufigkeiten bestimmter auslösender Ereignisse werden bei bestehenden Anlagen von Beobachtungen abgeleitet. In dieser Studie ist dies nicht möglich, da die Anlage noch nicht in Betrieb ist. Deswegen müssen Beobachtungen von anderen natriumgekühlten Brutreaktoren oder von anderen Reaktortypen herangezogen werden.

Die Wahrscheinlichkeiten für das Versagen von Systemfunktionen werden mit Hilfe der Zuverlässigkeitsanalyse ermittelt. Die dafür nötigen Zuverlässigkeitskenngrößen können nicht aus der Betriebserfahrung mit dem SNR-300 abgeschätzt werden, sondern sind aus den Betriebserfahrungen gleicher oder ähnlicher Komponenten unter vergleichbaren Einsatzbedingungen zu ermitteln. Bei der Übertragung solcher Daten wird dies durch pessimistische Vorgehensweise berücksichtigt.

● Quantifizierung von Unsicherheiten

Die in der Analyse ermittelten Freisetzungshäufigkeiten sind die Summe der zu erwartenden Häufigkeiten der zugeordneten Ereignisabläufe. Die quantifizierten Schätzunsicherheiten der zu den Ereignisabläufen gehörigen Ausfallraten, Wahrscheinlichkeiten und zu erwartenden Häufigkeiten auslösender Ereignisse werden nach den Regeln der Wahrscheinlichkeitsrechnung durch die Fehlerbaumanalysen und Ereignisablaufdiagramme fortgepflanzt bis hin zu den Freisetzungshäufigkeiten der einzelnen Kategorien. Damit stehen für diese zu erwartenden Häufigkeiten Verteilungen zur Verfügung, welche die quantifizierten Schätzunsicherheiten ausdrücken. Folgende Qualitätsstufen berücksichtigter Schätzwerte stehen zur Verfügung:

- Schätzwerte aus der Betriebserfahrung anderer natriumgekühlter Reaktoren,
- Schätzwerte aus der generellen Betriebserfahrung von Kernkraftwerken,
- Beobachtungen und Schätzwerte in verwandten Bereichen (Natriumtechnologie),
- Expertenschätzungen.

Die höchste Qualitätsstufe berücksichtigter Schätzwerte, nämlich Schätzwerte aus Beobachtungen in Kernkraftwerken des untersuchten Typs, liegt beim SNR-300 als natriumgekühltem Reaktor in geringerem Umfang vor als beim DWR. Bei den Unfallfolgenrechnungen wurden die Schätzunsicherheiten nicht quantifiziert.

● Expertenschätzung

Eine Teilaufgabe der risikoorientierten Studie ist, die Wahrscheinlichkeit bestimmter Auswirkungen von Kernzerstörungsunfällen abzuschätzen. Dies dient u.a. dazu, den Grad an Konservativität der Analysen, die zur Festlegung der Grenzbelastungen der SNR-300-Tanksysteme führten, zu quantifizieren.

Verlauf und Auswirkungen von Kernzerstörungsunfällen werden durch eine Anzahl von Rechenodes beschrieben, wobei Parameter erheblichen Einfluß haben können. Um für die bestmögliche Festlegung wesentlicher Parameter die Erfahrung von Wissenschaftlern und die experimentellen Befunde charakteristischer Schlüsselparameter zu nutzen, wurde bei der Ermittlung der Wahrscheinlichkeit für die Freisetzung mechanischer Energien als Folge eines Kernzerstörungsunfalls das Expertenurteil mit einbezogen. Dadurch konnte von dem Erfahrungsschatz profitiert werden, der sich weltweit in Forschungseinrichtungen in den USA, in der Bundesrepublik Deutschland, in Japan und Frankreich angesammelt hat. In Forschungseinrichtungen dieser Länder werden Verlauf und Auswirkungen von Kernzerstörungsunfällen seit vielen Jahren untersucht.

● Kleine Wahrscheinlichkeiten

Die in der Studie ermittelten Häufigkeiten wichtiger Ereignisabläufe, die zur Kernzerstörung führen, liegen durchweg zwischen $10^{-6}/a$ und $10^{-8}/a$. Die extrem kleine Häufigkeit von Abläufen, die zur Kernzerstörung führen, ist auf die hohe Zuverlässigkeit der Abschaltanlagen zurückzuführen.

Derart hohe Systemzuverlässigkeiten können aus Beobachtungen allein an Reaktoren nicht nachgewiesen werden; sie werden aber in anderen Bereichen der Technik gefordert und auch erreicht. So wird beispielsweise für vitale Systeme von Verkehrsflugzeugen (z.B. Fahrgestell, Kontrollflächen und deren Antrieb, Schubumkehrvorrichtungen, Blindlandesysteme) eine Ausfallwahrscheinlichkeit von $10^{-9}/h$ gefordert.

Statistische Daten über die jüngste Generation von Jets weisen einige Millionen Flugstunden ohne Unfall aus. Daraus läßt sich ableiten, daß die Summe der Versagenswahrscheinlichkeit einer größeren Anzahl von Systemen zwischen $10^{-6}/\text{Anforderung}$ und $10^{-7}/\text{Anforderung}$ liegt. Eine Versagenswahrscheinlichkeit von $10^{-7}/\text{Anforderung}$ oder weniger für Einzelsysteme wird hier also nachweisbar erreicht.

4. STÖRFALLANALYSE (INTERNE URSACHEN)

4.1 Störfallauslösende Ereignisse und Störfallabläufe

Wie jedes Kernkraftwerk ist der SNR-300 mit sicherheitstechnischen Einrichtungen ausgerüstet, die mit hoher Zuverlässigkeit verhindern, daß Aktivitätsbarrieren aufgrund von Störfällen beschädigt werden. In einer Risikoanalyse ist zu untersuchen, mit welcher Wahrscheinlichkeit und in welcher Weise die Sicherheitseinrichtungen bei Störfällen versagen und mit welcher Häufigkeit es dann zu einer Aktivitätsfreisetzung kommen kann. Der weit überwiegende Teil des gesamten Aktivitätsinventars des SNR-300 befindet sich im Reaktorkern. Die Untersuchungen konzentrieren sich deshalb auf Störfälle, die den Reaktorkern betreffen. Ergänzend werden auch mögliche Freisetzungen aus dem Aktivitätsinventar an anderen Stellen der Anlage diskutiert (Abschnitt 7.4).

Mehr als 95 % des Aktivitätsinventars im Reaktorkern sind im Kristallgitter des Brennstoffs bzw. des Brutstoffs gebunden. Der überwiegende Teil der Radionuklide kann daher nur dann freigesetzt werden, wenn der Brennstoff überhitzt wird und insbesondere wenn sich das Kristallgitter auflöst, d.h. wenn der Brennstoff schmilzt.

In diesem Kapitel wird untersucht, durch welche anlagenintern ausgelösten Störfallabläufe eine Kernzerstörung verursacht werden kann. Die Häufigkeiten solcher Störfallabläufe werden in Kapitel 5 ermittelt. Bild 4-1 stellt in Form eines "Fehlerbaums" dar, durch welche Ereignisse es zu einer Kernzerstörung kommen könnte ("Einleitungsereignisse"). Der Kern kann entweder durch eine Leistungsexkursion oder durch langsames Schmelzen zerstört werden. Eine Kernzerstörung durch eine Leistungsexkursion setzt voraus, daß dem Reaktorkern durch eine Störung relativ rasch erhebliche Reaktivität zugeführt wird und eine Schnellabschaltung unterbleibt. Die Leistung steigt dann mit sehr kurzen Perioden, d.h. innerhalb sehr kurzer Zeit so weit an, bis durch inhärente Mechanismen - vor allem den Temperaturkoeffizienten des Brennstoffs, das Auseinandertreiben des

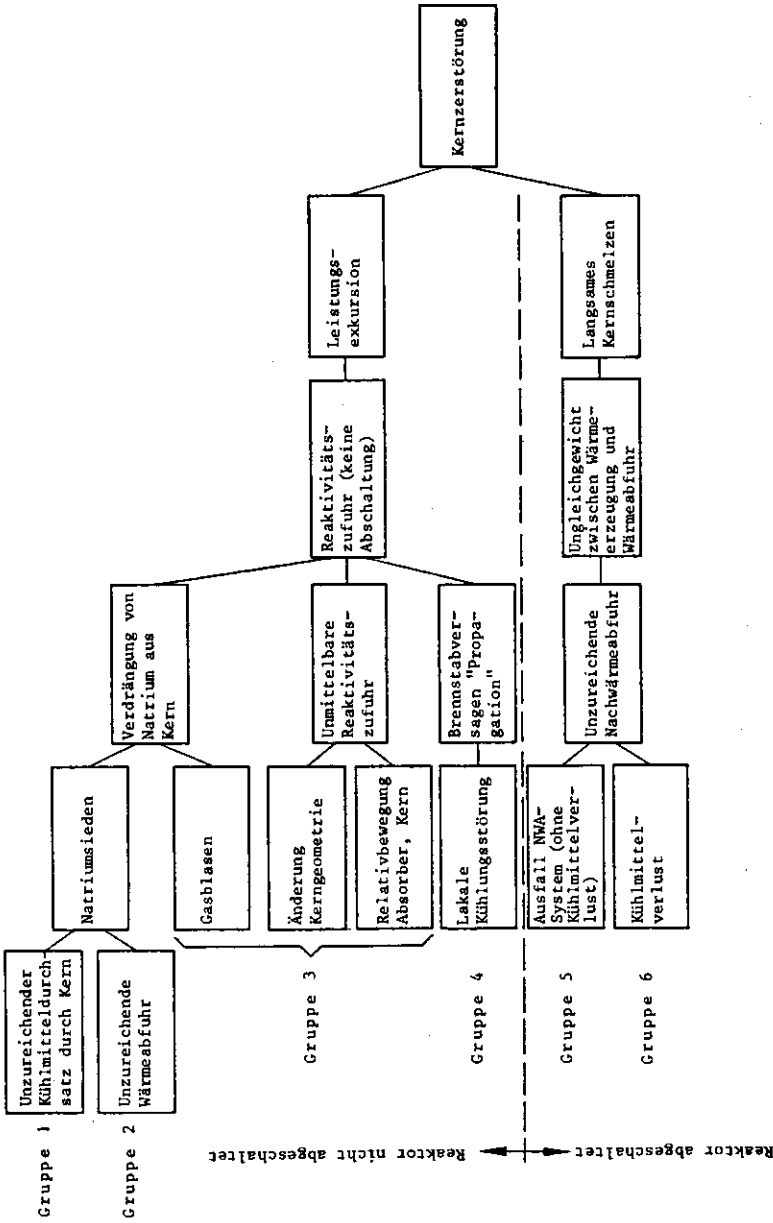


Bild 4-1:
Einleitungsereignisse für Kernzerstörung (Gruppe 1-6)

Kerns - die Kettenreaktion beendet wird. Eine solche Reaktivitätszufuhr könnte durch drei verschiedene Ursachen ausgelöst werden:

- Verdrängung von Natrium aus dem Kern
Da der Natriumvoid-Reaktivitätskoeffizient positiv ist, bewirkt die Verdrängung von flüssigem Natrium eine Reaktivitätszufuhr.
- Unmittelbare Reaktivitätszufuhr
Diese kann durch Änderung der Kerngeometrie oder durch Relativbewegung zwischen Kern und Absorbern ausgelöst werden.
- Brennstabversagen
Wenn sich das Versagen eines oder mehrerer Brennstäbe auf weitere Brennstäbe ausbreitet ("propagiert"), könnte es, z.B. durch Umverlagerung von Brennstoff oder durch Spaltgasfreisetzung, zu einer Reaktivitätszunahme im Kern kommen. Als Ursache für einen solchen "Propagationsstörfall" kommen praktisch nur lokale Kühlungsstörungen in Betracht.

Eine detailliertere Betrachtung ist an dieser Stelle für den zuerst genannten Effekt, die Natriumverdrängung aus dem Kern, angebracht. Mögliche Ursachen sind Gasblasen, die in den Reaktorkern gelangen könnten, und Natriumsieden. Das Eindringen von Gasblasen wird vor allem durch passiv wirkende Vorrichtungen verhindert. Dem Natriumsieden dürfte daher eine größere Bedeutung zukommen, da zu seiner Verhinderung auch aktive Maßnahmen notwendig sind.

Natriumsieden könnte ausgelöst werden, wenn der Kühlmitteldurchsatz durch den Kern oder die Wärmeabfuhr an die Wärmesenke unzureichend ist und der Reaktor nicht ausreichend schnell abgeschaltet wird. Natriumsieden infolge einer Absenkung des Primärkreisdrucks unter den Siededruck ist wegen des großen Siedeabstandes des Kühlmittels bei den konstruktiven Verhältnissen des SNR-300 ausgeschlossen.

In Bild 4-1 wird auch dargestellt, durch welche Ursachen es zu einem langsamen Niederschmelzen des Kerns bei abgeschaltetem

Reaktor kommen könnte. Einem solchen Niederschmelzen muß immer ein längerandauerndes Ungleichgewicht zwischen der im Kern erzeugten Nachwärme und der Wärmeabfuhr aus dem Primärsystem vorausgehen. Ursachen können sein:

- Ausfall der aktiven und passiven Nachwärmeabfuhr ohne Kühlmittelverlust,
- Ausfall der Nachwärmeabfuhr bei Kühlmittelverlust.

Aufgrund der in Bild 4-1 dargestellten Systematik werden die möglichen Einleitungsereignisse für Kernzerstörung in folgende Gruppen eingeteilt:

- Gruppe 1: Unzureichender Kühlmitteldurchsatz durch den Kern ohne Abschaltung des Reaktors
- Gruppe 2: Unzureichende Wärmeabfuhr ohne Abschaltung des Reaktors
- Gruppe 3: Unkontrollierte Reaktivitätszufuhr
- Gruppe 4: Propagation einer lokalen Kühlungsstörung ("Propagationstörfall")
- Gruppe 5: Ausfall der Nachwärmeabfuhrsysteme bei abgeschaltetem Reaktor
- Gruppe 6: Kühlmittelverlust und Ausfall der Nachwärmeabfuhr bei abgeschaltetem Reaktor

Die Gruppen 1 bis 4 führen zu einer Leistungsexkursion, die Gruppen 5 und 6 zu einem langsamen Kernschmelzen. Die einzelnen Gruppen werden in den Abschnitten 4.2.1 bis 4.2.6 weiter diskutiert. Durch diese sechs Gruppen werden alle denkbaren Ereignisse erfaßt, die eine Kernzerstörung einleiten könnten. Jedes dieser "Einleitungsereignisse" kann seinerseits durch unterschiedliche "störfallauslösende Ereignisse" verursacht werden. Im folgenden wird untersucht, unter welchen Umständen und mit welcher Häufigkeit anlageninterne "störfallauslösende" Ereignisse über eines der genannten "Einleitungsereignisse" zur Kernzerstörung führen können.

Auch anlagenexterne störfallauslösende Ereignisse können nur dann eine Kernzerstörung zur Folge haben, wenn sie zu einem der sechs Einleitungsereignisse führen. Die Häufigkeit einer

Kernzerstörung durch "Einwirkungen von außen" wird in Kapitel 6 untersucht.

Im Genehmigungsverfahren für den SNR-300 sind störfallauslösende Ereignisse systematisch analysiert worden. Auf der Grundlage dieser Untersuchungen werden in dieser Studie fünf Klassen von störfallauslösenden Ereignissen gebildet, die alle denkbaren Störfallursachen abdecken (Bild 4-2).

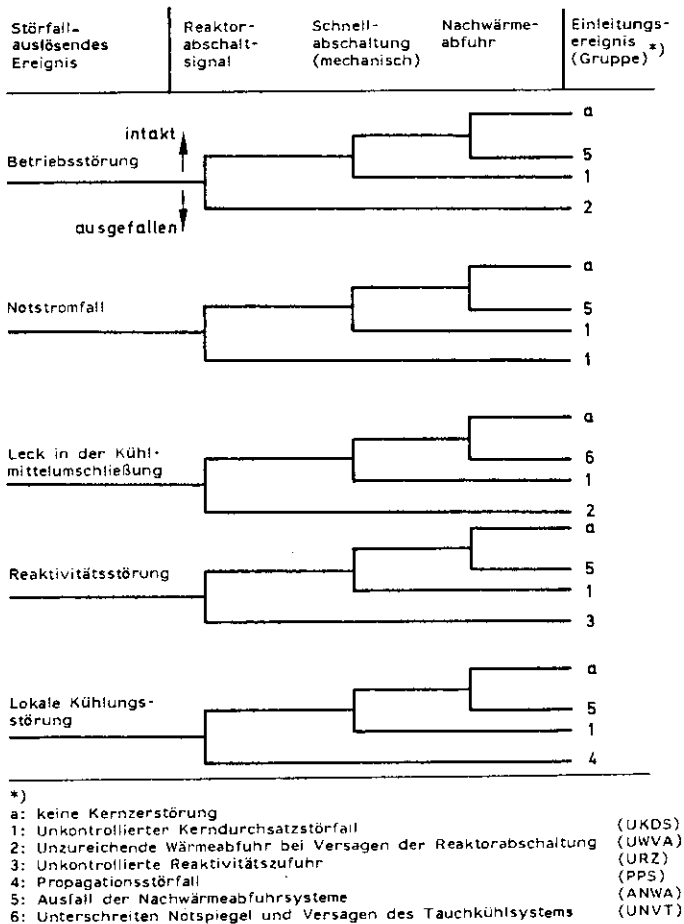


Bild 4-2:

Ereignisablaufdiagramme für anlageninterne störfallauslösende Ereignisse

In der Klasse "Betriebsstörung" sind alle auslösenden Ereignisse zusammengefaßt, sofern sie nicht in den folgenden Klassen separat behandelt werden. Bei der Ermittlung der Zuverlässigkeit der angeforderten Sicherheitssysteme muß allerdings zwischen unterschiedlichen Störungen differenziert werden. Beispielsweise wird die Verfügbarkeit der Nachwärmeabfuhrsysteme verringert, wenn bereits das "störfallauslösende Ereignis" zum Ausfall eines Hauptkühlmittelkreislaufs führt. In Kapitel 5 werden solche Zusammenhänge im einzelnen diskutiert.

Der Notstromfall (Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung) wird als eigene Klasse behandelt, da bei einem Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung mehrere Sicherheitseinrichtungen gleichzeitig betroffen sind.

Ein Leck in der Kühlmittelumschließung stellt unter Umständen andere Anforderungen an die Sicherheitssysteme als Betriebsstörungen oder Störfälle bei intaktem Primärsystem. Es wird deshalb ebenfalls separat betrachtet.

Die Klasse "Reaktivitätsstörung" enthält die auslösenden Ereignisse, die zu einer direkten Erhöhung der Reaktorleistung führen, während Kernkühlung und Wärmeabfuhr primär ungestört sind.

Eine lokale Kühlungsstörung unterscheidet sich von den anderen Klassen, da das auslösende Ereignis nicht den ganzen Reaktorkern betrifft, sondern lokal auf ein einzelnes Brennelement beschränkt ist.

In Kapitel 2 ist beschrieben, mit welchen Sicherheitseinrichtungen der SNR-300 ausgerüstet wird, um die Anlage auch bei Betriebsstörungen und Störfällen in einem sicheren Zustand zu halten, d.h. Schäden an Aktivitätsbarrieren zu vermeiden.

Die wesentlichen Systeme, die eine Zerstörung des Kerns verhindern, sind die Reaktorschnellabschalt- und die Nachwärmeabfuhrsysteme. Wenn diese Systeme ausfallen bzw. nicht in der

Lage sind, den Störfall zu beherrschen, kann es zur Kernzerstörung kommen. In Bild 4-2 ist mit Hilfe von Ereignisablaufdiagrammen dargestellt, welche "Einleitungsereignisse" sich bei einem Versagen dieser Sicherheitseinrichtungen ergeben können.

Bei der Reaktorschnellabschaltung wird unterschieden zwischen dem Abschaltsignal, das durch das Reaktorschutzsystem oder auch durch Handauslösung gegeben wird, und dem mechanischen Teil des Reaktorschnellabschaltsystems. Ein Ausfall des Signals wirkt sich auch auf andere Systeme aus. Unter anderem versagt dann die automatische Abschaltung der Primärpumpen, die auslegungsgemäß bei jeder Reaktorschnellabschaltung ausgelöst wird. Weitere Erläuterungen zu den Ereignisablaufdiagrammen des Bildes 4-2 enthalten die folgenden Abschnitte 4.2.1 bis 4.2.6.

4.2 Ereignisablaufanalyse (interne Ursachen)

4.2.1 Unzureichender Kühlmitteldurchsatz durch den Kern bei Versagen der Reaktorschnellabschaltung (Gruppe 1)

Als Ursache für einen unzureichenden Kühlmitteldurchsatz durch den Kern, der zu Natriumsieden und damit zu einer Leistungsexkursion führt, kommt praktisch nur ein Abfahren bzw. ein Ausfall der Primärkühlmittelpumpen bei gleichzeitigem Versagen der Reaktorschnellabschaltung in Betracht. Denkbar ist einmal, daß die Primärpumpen aufgrund einer Störung, z.B. Ausfall der Energieversorgung, ausfallen und die dann angeforderte Schnellabschaltung versagt. Repräsentativ für ein solches Ereignis ist der Notstromfall, bei dem die Primärpumpen nicht mehr mit elektrischer Energie versorgt werden. Wenn die Reaktorschnellabschaltung versagt - durch Ausfall des Signals oder der Mechanik -, führt dies zu einem unkontrollierten Kerndurchsatzstörfall (UKDS).

Darüber hinaus ist zu berücksichtigen, daß das Reaktorschutzsystem bei jeder Reaktorschnellabschaltung gleichzeitig die

Primärpumpen abschaltet. Dies gilt auch für die störfallauslösenden Ereignisse "Leck in der Kühlmittelschließung", "Reaktivitätsstörungen" und "lokale Kühlungsstörung". Wenn die Pumpen, ausgelöst durch das Reaktorschutzsignal, abfahren, aber die Schnellabschaltung ausfällt, führt dies ebenfalls - wie im zuerst genannten Fall - zu einem unkontrollierten Kerndurchsatzstörfall. Bei diesem Ablauf ist gegenüber einem unmittelbaren Kerndurchsatzabfall als auslösendem Ereignis der Anlagenzustand bis zur Störfallerkennung durch das Reaktorschutzsystem möglicherweise verändert. Im Genehmigungsverfahren für den SNR-300 wurde die mögliche Veränderung des Anlagenzustandes bis zur Einleitung eines unkontrollierten Kerndurchsatzstörfalles untersucht (BlKr 79). Es zeigte sich, daß bei den relativ häufigen störfallauslösenden Ereignissen keine erheblichen Unterschiede im Vergleich zum unmittelbaren Ausfall aller Hauptkühlmittelpumpen und Versagen der Reaktorschnellabschaltung bestehen.

Der Ablauf beim Ausfall aller Hauptkühlmittelpumpen und dem Versagen der Schnellabschaltung wird daher in dieser Studie als repräsentativ für andere unkontrollierte Kerndurchsatzstörfälle behandelt.

Für die Häufigkeit störfallauslösender Ereignisse, die in das Einleitungsereignis "unkontrollierter Kerndurchsatzstörfall" einmünden können, wird von einer jährlichen Gesamtzahl aller Störungen und Störfälle ausgegangen, bei denen durch das Reaktorschutzsystem eine Reaktorschnellabschaltung angefordert wird. Wie im Kapitel 5 erörtert, wird hierfür ein Erwartungswert von 12 pro Jahr angesetzt.

Für den mechanischen Teil des Schnellabschaltsystems ist nach Kapitel 5 als pessimistische Abschätzung eine Nichtverfügbarkeit von 10^{-7} anzusetzen. Ein Ausfall des Abschaltsignals führt zu einem anderen Einleitungsereignis (vgl. Abschnitt 4.2.2). Die Häufigkeit eines UKDS ergibt sich damit zu $12/a \cdot 10^{-7} = 1,2 \cdot 10^{-6}/a$. Dieser Wert enthält auch - vergleichsweise geringe - Beiträge aus den störfallauslösenden Ereignissen.

sen Notstromfall, Leck in der Kühlmittelumschließung, Reaktivitätsstörung und lokale Kühlungsstörung.

4.2.2 Unzureichende Wärmeabfuhr bei Versagen der Reaktorabschaltung (Gruppe 2)

Eine unzureichende Wärmeabfuhr aus dem Reaktor an die Hauptwärmesenke ist dann zu erwarten, wenn

- die Hauptwärmeabfuhrsysteme ganz oder teilweise ausfallen, so daß die im normalen Betrieb anfallende Reaktorleistung nicht vollständig abgeführt werden kann, oder
- die Reaktorleistung auf unzulässige Werte ansteigt, so daß sie auch bei einwandfreier Funktion der Wärmeabfuhrsysteme nicht mehr vollständig abgeführt werden kann. Solche Störungen werden in Abschnitt 4.2.3 behandelt.

Bei einer Störung der Wärmeabfuhr sprechen Grenzwerte im Reaktorschutzsystem an, so daß eine Reaktorschnellabschaltung ausgelöst und die Primärpumpen abgeschaltet werden. Die dann noch entstehende Nachwärme kann durch die Nachwärmeabfuhrsysteme abgeführt werden. Ereignisabläufe bei Ausfall der Nachwärmeabfuhrsysteme werden in Abschnitt 4.2.5 diskutiert.

Wenn aufgrund des Abschaltsignals zwar die Primärpumpen abfahren, die Schnellabschaltung aber mechanisch versagt, geht das Ereignis direkt in einen unkontrollierten Kerndurchsatzstörfall über, wie er in Abschnitt 4.2.1 geschildert wurde.

Fällt das Abschaltsignal aus, so versagen sowohl die Reaktorschnellabschaltung als auch das Pumpenabfahren; die Primärpumpen laufen also weiter. Der Reaktorkern und die Kühlkreisläufe heizen sich daher auf. Im Grenzfall kann es - sofern keine Eingriffe vorgenommen werden oder sich die Leistung nicht durch inhärente Eigenschaften des Reaktorkerns absenkt - zu Natriumsieden im Kern und damit zur Kernzerstörung kommen. In der folgenden Diskussion werden die in Bild 4-2 genannten

Klassen störfallauslösender Ereignisse gegeneinander abgegrenzt.

Für die in der Klasse "Betriebsstörung" zusammengefaßten störfallauslösenden Ereignisse kann der vollständige Ausfall der Hauptwärmesenke als Grenzfall betrachtet werden, da er die gravierendsten Auswirkungen hat.

Nach einem Ausfall der Hauptwärmesenke kann mit dem Wasservorrat im Speisewasserbehälter über einen begrenzten Zeitraum die im Reaktorkern erzeugte Leistung abgeführt werden. Der Inhalt im Speisewasserbehälter reicht für ca. 5 Vollastminuten aus. Danach ist mit einem Anstieg der Natriumtemperaturen im Sekundär- und Primärkreislauf zu rechnen. Wenn die Natriumtemperatur 650 °C überschreitet, können die natriumgeschmierten Lager der Hauptkühlmittelpumpen festfressen. Da der Reaktor nicht abgeschaltet ist, führt ein Ausfall der Primärpumpen zu einem unkontrollierten Kerndurchsatzstörfall. Sofern die Anlage mit Vollast weiterfährt, kann dieser Zustand etwa nach weiteren 5 Minuten eintreten.

Der hier geschilderte Ablauf ist nicht zwangsläufig. Er kann durch verschiedene Mechanismen unterbunden werden:

- Die betriebliche Regelung und die Temperatur- und Leistungsbegrenzungs-Einrichtungen können den Temperaturanstieg durch Einfahren von Absorberstäben begrenzen.
- Die Anlage kann durch Handmaßnahmen in einen kontrollierten Zustand überführt werden.
- Durch den Anstieg der Natriumtemperaturen im Reaktorkern kommt es zu einer Ausdehnung und Verschiebung der Brennelementkästen in radialer Richtung, die zu einer Abnahme der Reaktivität und damit zu einer Absenkung der Reaktorleistung führen. Für eine Abschätzung dieses Effektes wurde der Kernradius in der oberen Einspannzone als konstant angenommen, da in dieser Ebene die äußeren Kernelemente an der Kernverspannung fest anliegen und sich die Spaltzone erst mit der verzögert wirksamen Dehnung des oberen Ein-

spannrings frei nach außen bewegen kann. In der Ebene des unteren Einspannrings werden bei einem Temperaturanstieg von 100 K die Spalte zwischen den Brennelementkästen geschlossen. Das Schließen der Spalte und die Dehnung der Kästen bei einem weiteren Temperaturanstieg führen zu einer radialen Ausdehnung sowohl der unteren Einspannzone als auch im Bereich der Kernmitte. Die Ausdehnung der Gitterplatte erfolgt verzögert. Unter Berücksichtigung einer geringen mittleren Kernelementverbiegung und des im Fußbereich vorhandenen Radial- und Kippspiels wird die Radialverschiebung im Bereich der Kernmitte auf 0,7 bis 1 mm und in der unteren Einspannzone auf 1,3 bis 1,8 mm geschätzt.

Rechnungen zur Quantifizierung der Reaktivitätsrückwirkung aufgrund der radialen Kernaufweitung haben eine Reaktivitätsabnahme von ca. 1 cent ergeben. Da auch die Summe der übrigen Reaktivitätsrückwirkungen bei einer Temperaturerhöhung negativ ist, schaltet sich der Reaktor unter der Voraussetzung, daß die Primärpumpen nicht vorzeitig versagen, durch inhärente Mechanismen selbst ab. Eine genaue Aussage über die sich maximal einstellende Kernaustrittstemperatur würde detailliertere Untersuchungen erfordern.

Für die Abschätzung der Häufigkeit einer "Unzureichenden Wärmeabfuhr bei Versagen der Reaktorabschaltung" (UWVA), ausgelöst durch Betriebsstörungen, wird zunächst pessimistisch angenommen, daß alle Betriebsstörungen, direkt oder indirekt, zu einem Ausfall der Hauptwärmesenke führen. Nach den Ausführungen im Kapitel 5 wird daher für das störfallauslösende Ereignis "Betriebsstörung" eine Häufigkeit von 12/a angesetzt.

Für den Ausfall des Schnellabschaltsignals wird in Kapitel 5 eine bedingte Wahrscheinlichkeit von $< 10^{-7}$ abgeschätzt. Da jedoch nicht alle Betriebsstörungen die Wärmeabfuhr beeinträchtigen und bei Störungen der Wärmeabfuhr eine Abschaltung des Reaktors auch durch Betriebssysteme oder von Hand erfolgen kann, weil die Vorgänge relativ langsam ablaufen, wird davon ausgegangen, daß nur eine von zehn Betriebsstörungen bei Ausfall des Schnellabschaltsignals in das Einleitungsereignis

UWVA mündet. Damit ergibt sich eine Häufigkeit für das Einleitungsereignis UWVA von $1,2 \cdot 10^{-7}$ pro Jahr. Im folgenden wird untersucht, ob die anderen Klassen störfallauslösender Ereignisse (Bild 4-2) diese Häufigkeit wesentlich erhöhen können.

Da beim "Notstromfall" die Primärpumpen nicht mehr angetrieben werden können, führt hier ein Ausfall des Abschaltsignals zu einem "unkontrollierten Kerndurchsatzstörfall" (Gruppe 1). Ein Beitrag zur Häufigkeit der Gruppe 2 ist daher nicht möglich.

Wenn bei einer "Reaktivitätsstörung", die zu einer Erhöhung der Reaktorleistung führt, das Abschaltsignal versagt, befindet sich die Anlage bei Einleitung einer Kernzerstörung in einem anderen Zustand als bei unbeherrschten Betriebsstörungen, die die Wärmeabfuhr beeinträchtigen. Das Einleitungsereignis "Unkontrollierte Reaktivitätszufuhr" (Gruppe 3) wird in Abschnitt 4.2.3 behandelt.

Separat behandelt werden auch "lokale Kühlungsstörungen", die sich bei Ausfall des Abschaltsignals zu einem Propagationsstörfall ausweiten können (Abschnitt 4.2.4).

Ein "Leck in der Kühlmittelumschließung" kann - wie Betriebsstörungen bei intakter Kühlmittelumschließung - beim Versagen des Abschaltsignals zum Einleitungsereignis "Unzureichende Wärmeabfuhr bei Versagen der Reaktorabschaltung" (Gruppe 2) führen. Da sich die Anforderungen an die Sicherheitssysteme und der Anlagenzustand beim störfallauslösenden Ereignis "Leck in der Kühlmittelumschließung" von anderen Betriebsstörungen unterscheiden, werden Leckstörfälle eigens untersucht.

Kleinleckagen, die nicht zum Absinken des Reaktorfüllstandes führen (Ausgleich durch Natrium-Nachspeisung), werden durch Detektionssysteme - wie z.B. Rauchmelder, Perlenschnüre - am Primärsystem und in den Primärzellen festgestellt. Die Anlage kann dann von Hand abgefahren werden. Größere Leckagen werden durch die Füllstandsmessung im Reaktortank festgestellt. Das Reaktorschutzsystem löst die Schnellabschaltung aus und schal-

tet die Hauptkühlmittelpumpen ab. Die Nachwärme kann über die strangspezifischen Nachwärmeabfuhrsysteme oder das Tauchkühlsystem abgeführt werden. Der Ausfall der Nachwärmeabfuhr nach einem Leck in der Kühlmittelumschließung wird in Abschnitt 4.2.6 behandelt.

Fällt die Füllstandsmessung aus und bleibt das Leck unerkannt, so sinkt der Natriumspiegel im Reaktortank bis zur Unterkante der Austrittsleitung ab, während der Reaktor weiterhin seine volle Leistung erzeugt.

Nach den Ausführungen in Abschnitt 5.2.5 beträgt die Nichtverfügbarkeit der Füllstandsmessung $4 \cdot 10^{-5}$ pro Anforderung. Mit einer Häufigkeit von $2,7 \cdot 10^{-3}/a$ für ein größeres Leck in der Kühlmittelumschließung (Leckquerschnitt entsprechend der Querschnittsfläche der größten, an den Primärkreis anschließenden Rohrleitung mit der Nennweite 80 mm) ergibt sich eine Häufigkeit von $10^{-7}/a$ für ein Absinken des Reaktorfüllstandes unter den Notspiegel (Bild 2-7) ohne Abschaltung des Reaktors. Dies setzt jedoch voraus, daß die Betriebsmannschaft einen Natriumverlust von ca. 100 m³ nicht durch andere Meldungen erkennt oder trotz Erkennen des Kühlmittelverlustes den Reaktor nicht abschaltet.

Spätestens wenn der Reaktorfüllstand die Unterkante der Austrittsleitung unterschreitet, sinkt der Kerndurchsatz schnell ab. Dadurch spricht im Reaktorschutzsystem der Grenzwert der Messung "Neutronenfluß zu Kerndurchsatz" an. Durch Analyse des zeitlichen Ablaufs wurde festgestellt, daß die Absorberstäbe rechtzeitig einfahren, bevor im Reaktorkern Zustände erreicht werden, die eine Kernzerstörung einleiten könnten. Danach kann die Nachwärme über das Tauchkühlsystem abgeführt werden (zum Ausfall des Tauchkühlsystems vgl. Abschnitt 4.2.6).

Wenn das Reaktorschutzsystem versagt, kommt es zu einer Kernzerstörung. Mit der Häufigkeit für ein Leck der Nennweite 80 (Nennweite der größten an den Primärkreis anschließenden Rohr-

leitung) von $2,7 \cdot 10^{-3}/a$ und der Nichtverfügbarkeit des Abschaltsignals von 10^{-7} ergibt sich eine Häufigkeit für eine Kernzerstörung von ca. $3 \cdot 10^{-10}/a$. Der Beitrag zum Einleitungsereignis "Unzureichende Wärmeabfuhr bei Versagen der Reaktorabschaltung" (Gruppe 2) ist damit sehr gering. Der Anlagenzustand bei Einleitung einer Kernzerstörung würde sich durch "niedrigen Füllstand" von anderen Fällen unterscheiden.

In Abschnitt 4.2.6 wird dargelegt, daß beim SNR-300 Lecks mit größerem Querschnitt ausgeschlossen werden können. Eine Untersuchung solcher Lecks ist daher nicht erforderlich.

4.2.3 Unkontrollierte Reaktivitätszufuhr (Gruppe 3)

In diesem Abschnitt werden direkt reaktivitätswirksame Ereignisse behandelt. Insbesondere wird dabei untersucht, ob dem Reaktor in so kurzer Zeit so viel Reaktivität zugeführt werden kann, daß die Abschaltssysteme trotz auslegungsgemäßer Funktion nicht rechtzeitig genug wirksam werden, um den Reaktor in den unterkritischen Zustand zu bringen. Von jedem der beiden Abschaltssysteme wird ein Reaktivitätssprung von 0,9 \$ bzw. eine Reaktivitätsrampe von 2,3 \$/s so beherrscht, daß weder Natriumsieden noch Brennstoffschmelzen auftreten. Reaktivitätszufuhr ist möglich durch:

- **Bewegung von Absorbern**

Hierzu gehören alle Störfälle, bei denen dem Reaktor durch Fehlverhalten von Absorbern Reaktivität zugeführt wird. In Betracht kommen hierfür nur die Absorber der Regel- und Trimm-Elemente (zugleich Erstabschaltssystem) und die B_4C -Blindelemente. Die Absorber des Zweitabschaltssystems befinden sich während der An- und Abfahrvorgänge sowie während des Leistungsbetriebs außerhalb des Kernbereichs. Störungen in diesem System können also nicht reaktivitätserhöhend wirken. Folgende reaktivitätserhöhende Störungen kommen in Betracht:

- Unkontrolliertes Ausfahren der Absorber aller Regel-Trimmelemente

Eine betriebliche Verriegelung verhindert das gemeinsame Verfahren der Absorber aller Regel-Trimmelemente. Sollte die Verriegelung versagen, so wäre im ungünstigsten Fall beim Ausfahren aller Absorber eine Reaktivitätszufuhr von 3,3 ρ/s möglich. Dieses Ereignis wird durch das Eingreifen jedes der beiden Schnellabschaltssysteme sicher beherrscht.

In vergleichbaren Anlagen ist bisher ein fehlerhaftes Ausfahren von Absorberstäben, das eine Reaktorschnellabschaltung erfordert hätte, nicht aufgetreten. Zur Abschätzung eines möglichen Risikobeitrags wird eine Häufigkeit von $< 1/a$ für ein solches unkontrolliertes Ausfahren angenommen. Die Nichtverfügbarkeit des Schnellabschaltsignals kann wie bei anderen Störungen mit 10^{-7} angesetzt werden. Die Häufigkeit einer Kernzerstörung, ausgelöst durch das unkontrollierte Ausfahren von Steuerstäben, liegt damit unter $10^{-7}/a$.

- Auswurf der Absorber eines Regel-Trimmelements

Die Absorber der Regel-Trimmelemente haben die Aufgabe, die Gesamtreaktivität des Reaktors auf den jeweils erforderlichen Sollwert einzustellen. Dazu werden sie von Antrieben, die über ein Gestänge und die Scramkupplung mit den Absorberbündeln verbunden sind, in axialer Richtung im Kern verfahren. Bei einer Schnellabschaltung wird die Scramkupplung gelöst, so daß die Absorberbündel mit den Gestängen im freien Fall ihre untere Endposition im Kern erreichen.

Das Absorberbündel des Regel-Trimmelements befindet sich in einem zylindrischen Hüllrohr innerhalb des feststehenden Absorberführungsrohres. Zur Abfuhr der in den Materialien der Regel-Trimmelemente erzeugten Wärme wird sowohl das Absorberbündel als auch der Ringspalt zwischen zylindrischem Hüllrohr und Absorberführungsrohr vom Kühlmittel durchströmt. Ein Absorberauswurf wäre nur unter folgenden Bedingungen denkbar:

- Das Absorberbündel ist wegen eines Bruchs des Absorbergestänges, durch Versagen der Scramkupplung oder wegen Nichtankopplung nach Handhabung im Kern frei beweglich.
- Die freie Beweglichkeit des Absorberbündels bleibt unbemerkt.
- Der Absorberbündelquerschnitt ist vollkommen verstopft. Durch Unterbrechung der Wärmeabfuhr käme es dann zu lokalem Natriumsieden und zu einem Dampfdruckaufbau, durch dessen Expansionskraft das Absorberbündel aus dem Kern ausgeworfen werden könnte.

Aufgrund quantitativer Abschätzungen ist ein gleichzeitiges Vorliegen der ersten beiden Bedingungen als äußerst unwahrscheinlich zu beurteilen. In Abschnitt 4.2.4 wird untersucht, wie es zu einer größeren Blockade innerhalb eines Brennelements kommen kann. Die Häufigkeit für eine solche Blockade wird dort mit $10^{-4}/a$ abgeschätzt. Die als Vorbedingung für einen Absorberauswurf erforderliche totale Verstopfung des gesamten Strömungsquerschnitts tritt mit noch erheblich geringerer Wahrscheinlichkeit ein, weil das Absorberbündel keine Gitterabstandshalter aufweist.

Das gemeinsame Vorliegen von Bedingungen, die einen Absorberauswurf erst möglich machen, ist daher so unwahrscheinlich, daß dieses Ereignis ausgeschlossen werden kann.

- Aufschwimmen der Absorber eines Regel-Trimmelements

Das Aufschwimmen der Absorber eines Regel-Trimmelements wäre möglich, wenn die aufwärtsgerichteten Strömungskräfte des Kühlmittels ausreichten, das Absorberbündel eines Regel-Trimmelements anzuheben. Dadurch würde dem Reaktor Reaktivität zugeführt. Damit dieser Störfall eintreten kann, müßten folgende Bedingungen erfüllt sein:

- Das Absorberbündel ist axial frei beweglich im Kern.
- Es ist nicht mit dem zugehörigen Gestänge verbunden.
- Die freie Beweglichkeit bleibt unbemerkt.
- Der Bündelquerschnitt des Absorberelements ist vollständig verstopft.
- Der Kerndurchsatz beträgt über 110 % des Nenndurchsatzes.

Wegen der Anzahl der notwendigen Bedingungen für das Aufschwimmen eines Absorberbündels kommt diesem Ereignis eine noch geringere Wahrscheinlichkeit zu als dem Absorberauswurf, so daß auch dieses Ereignis ausgeschlossen werden kann.

- Aufschwimmen eines B_4C -Blindelements

Das Aufschwimmen eines B_4C -Blindelements ist ebenfalls als äußerst unwahrscheinliches Ereignis anzusehen, da es durch die hydraulische Niederhaltevorrichtung verhindert wird. Außerdem beträgt der dabei mögliche positive Reaktivitätshub maximal 7 ‰. Selbst die sprungförmige Zufuhr dieser Reaktivität wird durch das Schnellabschaltsystem sicher beherrscht.

● Gasblasen im Kern

Die Kühlmitteldichte hat beim SNR-300 eine negative Reaktivitätsrückwirkung, d.h., aus einer Verringerung der Dichte resultiert eine Reaktivitätszufuhr (positiver Void-Effekt) und damit eine Leistungserhöhung. Dies könnte dadurch bewirkt werden, daß Gasblasen das Natrium verdrängen. Es ist deshalb zu untersuchen, ob Gasblasen in den Kern gelangen können, die einen Reaktivitätshub erzeugen, der von den Schnellabschaltsystemen nicht beherrscht wird.

Für die beiden extremen Erscheinungsformen von Gasblasen, nämlich eine große Einzelblase bzw. eine homogene Blasenverteilung im Kühlmittel, ergeben sich als Äquivalent des noch beherrschbaren Reaktivitätssprungs von 0,9 ‰ im ungünstigsten Fall folgende Höchstwerte für den zulässigen Gasblaseneintrag:

- große Einzelblase im Bereich des maximalen Voideffektes:
58 Liter,
- homogene Blasenverteilung: 31,2 Vol.-% bei 30 % Last bzw. 25,5 Vol.-% bei 100 % Last (entsprechend 382 Nl/s bzw. 1292

Nl/s). Dabei ist die Reaktivitätsrückwirkung in den Bereichen mit negativem Voideffekt im Sinne einer pessimistischen Vorgehensweise nicht berücksichtigt.

- Gasblasenbildung im Primärkreislauf

Die Bildung von Gasblasen im Primärsystem kann verschiedene Ursachen haben. Für die Ermittlung der entstehenden Gasmenngen durch die nachfolgend aufgeführten Vorgänge werden nur die Quellterme betrachtet, d.h., die Wirkung des Gasblasenabscheiders wird außer acht gelassen.

- Gasblasenbildung infolge Argonübersättigung, dies führt zu einem Gasstrom < 1 Nl/s.
- Freisetzung von Spaltgas bei spontanem Versagen aller Hüllrohre eines Brennelements ergibt ca. 32 Nl, was maximal 0,46 % entsprechen würde.
- Gasfreisetzung aus nichtentgasbaren Toträumen des Primärsystems in den Zwischenwärmetauschern, in deren Ein- und Austrittssammlern sowie in den Primärhauptarmaturen. Es wird postuliert, daß die Gasfreisetzung durch Druck- und Temperaturänderungen bei Lastwechsel oder -sprüngen verursacht wird. Der einzig wesentliche Beitrag kommt aus den Sammlern der Zwischenwärmetauscher und beträgt maximal 135 Nl bei einem Lastwechsel von 100 % nach 30 % innerhalb von 7 Minuten. Dabei sind die Laufzeitunterschiede von den verschiedenen Sammlern zum Kern nicht berücksichtigt.
- Gaseinbruch beim Leck in Unterdruckbereichen des Primärkreislaufs. In den Pumpensaugleitungen zwischen Reaktortankaustritt und Primärpumpeneintritt liegt ein Kreislaufabschnitt, in dem bei Leistungsbetrieb im oberen Lastbereich der Druck innerhalb des Rohrs geringer ist als der Umgebungsdruck der Containmentatmosphäre. Im Falle eines Lecks in diesen Abschnitten würde daher Stickstoff in den Kreislauf gesaugt.

Durch experimentelle Untersuchungen an einem Modell-Laufrad wurde gezeigt, daß bei einem Gasgehalt von 4 Vol.-% in der

Pumpensaugleitung der Durchsatz bei gleichem Förderdruck um ca. 25 % zurückgeht. Da zur Überschreitung des zulässigen Gasgehalts im Kern - hinsichtlich des beherrschbaren Reaktivitätsäquivalents - in einer Pumpensaugleitung mehr als 68 Vol.-% Gas vorhanden sein müßten, kann als sicher angenommen werden, daß die Förderleistung der Pumpe des defekten Kreislaufes schon weit vor Erreichen des kritischen Gasgehaltes so weit zurückgeht, daß über die Reaktorschutzsignale "Neutronenfluß/Kreislaufsummendurchsatz" und "Neutronenfluß/Kerndurchsatz" eine Reaktorschnellabschaltung ausgelöst wird.

- Gaseinbrüche aus den Nebenanlagen

In den direkt mit dem Primärsystem verbundenen Nebenanlagen sind Störfälle möglich, die zu einem Gaseinbruch in einen Primärkreis führen können. Diese Störfälle sind:

- Bruch der Rohrleitung am Entgasungsbehälter und
- Gaseinbruch aus dem Ablasssystem (Ablass- bzw. Leckauffangbehälter) über die Pumpenablassleitung bei Natrium-Nachfüllvorgängen.

Bei diesen beiden Störfällen werden maximal 404 Nl/s in das Primärsystem gesaugt. Da das Gas in die Pumpeneintrittsleitung gespeist wird, sind diese Fälle von der Auswirkung her analog dem Leck in Unterdruckbereichen des Primärsystems anzusehen, d.h., schon weit vor Erreichen des kritischen Gasgehalts wird die Reaktorschnellabschaltung ausgelöst.

- Gaseinbruch aus dem Überlaufsystem bei Versagen der Verriegelung. Detaillierte Untersuchungen zu diesem Störfall haben ergeben, daß unter pessimistischen Annahmen maximal 127 Nl/s in das Primärsystem gespeist werden.

- Gaseinbrüche in das Reaktoroberplenium

Durch Natrium, das im Freistrahle auf eine Spiegeloberfläche auftrifft, können Gasblasen unter den Flüssigkeitsspiegel eingetragen werden. Da beim SNR-300 sämtliche Hauptkühlmit-

telleitungen und die größeren Nebenleitungen tankintern bis unter die Spiegeloberfläche geführt sind, kann ein Gaseintrag durch diese Leitungen nicht erfolgen. Nebenleitungen kleineren Querschnitts liefern ebenfalls keinen reaktivitätswirksamen Beitrag, da selbst unter der Voraussetzung, daß sich Gasblasen überhaupt bilden können, diese durch die konstruktiven und betrieblichen Gegebenheiten weit vom Kernbereich ferngehalten werden.

Zusammenfassend kann festgestellt werden, daß größere Gas-mengen, die bis zum Reaktorkern gelangen und zu einer Gefährdung führen könnten, nicht vorstellbar sind. Dabei ist der Gasblasenabscheider - eine passive Einrichtung, die bei Vorhandensein von Gasblasen eine große Reaktivitätszufuhr verhindert - als eine weitere Barriere zur Verhinderung einer Störung noch nicht berücksichtigt.

- Öleinbruch in das Primärsystem

Denkbar ist auch eine Gasblasenbildung durch Verdampfung und chemische Zersetzung von Öl, nachdem es in das Primärsystem eingedrungen ist. Öl enthaltende Systeme sind in den folgenden Bereichen vorhanden:

- Reaktordeckel - Im Genehmigungsverfahren wurde nachgewiesen, daß ein Öleinbruch über den Reaktordeckel wegen des geringen Inventars der Hydrauliksysteme selbst bei einem Leck nicht möglich ist, da das Lecköl durch wannenförmige Tragplatten aufgefangen wird. Das Eindringen von nennenswerten Ölmengen in die Deckelspalte ist durch deren Anordnung ausgeschlossen.
- Hilfssysteme der Primärpumpen - Bei den Hilfssystemen der Primärpumpen ist Öl im Lagerölkreislauf und im primären und sekundären Dichtölkreislauf vorhanden. Der Lagerölkreislauf hat aufgrund der systemtechnischen Anordnung keine Verbindung mit dem Primärkreis. Für die weitere Betrachtung verbleibt daher der primäre und sekundäre Dichtölkreislauf, der die Gleitringdichtungen mit Öl versorgt. Durch die Anordnung dieser Systeme in Ver-

bindung mit dem Leckölsystem ist durch konstruktive, systemspezifische und leitetechnische Maßnahmen sichergestellt, daß ein Öleinbruch aus den Dichtölkreisläufen in das Primärsystem nicht auftreten kann.

- Handhabungseinrichtungen - Auch für die Handhabungseinrichtungen ist die Möglichkeit einer Übertragung der vorhandenen Ölmengen in das Primärsystem untersucht worden. Die konstruktiven Maßnahmen schließen einen Öleinbruch in das Primärsystem aus.

Aufgrund der konstruktiven Ausführung der Barrieren zwischen den Ölsystemen und den Primärhauptkreisläufen kann für alle genannten Bereiche ein Öleinbruch ausgeschlossen werden.

- Relativbewegung zwischen Kern und Absorbern infolge Versagens passiver Komponenten

Zur Abschätzung möglicher Relativbewegungen zwischen Kern und Absorbern wurden die direkten Abstütz- und Haltestrukturen (Gitterplatte und Kernverspannung) sowie der untere Tragzylinder und der Reaktortank selbst auf Versagensmöglichkeiten untersucht.

Im Sinne der Fragestellung (Relativbewegungen) steht die Betrachtung von Versagensfällen im Vordergrund, bei denen schnelle Geometrieänderungen durch Bruch der Bauteile hervorgerufen werden können. Relativbewegungen durch örtlich begrenztes Versagen und langsam ablaufende Bauteilveränderungen, z.B. durch Ermüdung, werden wegen ihrer geringen Reaktivitätswirkung hier nicht diskutiert.

Für die Kernverspannung sind die Stützringe aus dem ferritischen Werkstoff 1.6770 die wichtigsten konstruktiven Elemente. Aus den erwarteten Betriebsbeanspruchungen ergibt sich, daß die zulässigen Primärspannungen nur zu 10 % ausgenutzt werden. Auch die Ermüdungsbeanspruchung ist $< 0,1$ der zulässigen Aus-

nutzung. Aufgrund der sehr geringen Beanspruchung ist ein Versagen der Kernverspannung unter den betrieblichen Belastungen auszuschließen.

Die Gitterplatte besteht in allen ihren Bauteilen - perforierte Zentralplatte, Obergurt, Untergurt und Schubboxen - aus dem austenitischen Werkstoff 1.4948. Bei Betriebsbedingungen ist die Gitterplatte bei einer relativ niedrigen Temperatur von 380 °C nur gering belastet. Die Primärspannungen (Membran- und Biegespannungen) in der Zentralplatte und den Gurtplatten liegen etwa bei 50 N/mm² und führen zu einer Ausnutzung der zulässigen Grenzen von weniger als 40 %. Ein Versagen bei den betrieblichen Beanspruchungen ist auszuschließen.

Der Reaktortank und der Tragzylinder bestehen ebenfalls aus dem austenitischen Werkstoff 1.4948. Der obere Bereich des Reaktortanks ist wegen der höheren Temperaturen (550 °C) betrieblich stärker belastet als die anderen Bereiche. Auch bei Berücksichtigung der Verminderung der ausnutzbaren Wechselfestigkeit aufgrund der Bestrahlungseinflüsse liegen die Beanspruchungen über die Lebensdauer der Bauteile in den zulässigen Grenzen. Die für spontane Bruchvorgänge maßgeblichen Primärspannungen - hier im wesentlichen Membranspannungen - sind < 10 N/mm². Dies sind weniger als 15 % der zulässigen Ausnutzung. Eine örtliche Schädigung aufgrund der thermischen Beanspruchung würde durch die vorgesehenen Prüfmaßnahmen frühzeitig erkannt. Ein Versagen, das zu einem Abreißen des Reaktortanks führen könnte, ist daher auszuschließen.

Für die vorstehend genannten Bauteile (Reaktortank, Gitterplatte, Kernhalterung) ist unter Berücksichtigung der sehr geringen betrieblichen Belastungen aufgrund der konstruktiven Ausführung, der guten Werkstoffeigenschaften, der hohen Fertigungsqualität und der vorgesehenen betrieblichen Prüfmaßnahmen eine vergleichbare Basissicherheit gegeben wie bei Komponenten der druckführenden Umschließung von Leichtwasserreaktoren. Ein Versagen bei den betrieblichen Beanspruchungen ist daher auszuschließen.

Zur Abdeckung der mangelnden Erfahrungen im langzeitigen Betrieb sind umfangreiche Werkstoffuntersuchungsprogramme vorgesehen. Werden unerwartete Veränderungen von Werkstoffeigenschaften festgestellt, lassen sich frühzeitig die notwendigen Konsequenzen für den Anlagenbetrieb ziehen.

4.2.4 Propagation einer lokalen Kühlungsstörung (Gruppe 4)

Bei Schnellen Brütern wird diskutiert, ob durch lokale Kühlungsstörungen innerhalb eines Brennelementes eine Kernzerstörung ausgelöst werden könnte, wenn sich die lokale Störung auf weitere Brennelemente ausdehnt (Propagationsstörfall).

Dem Entstehen von lokalen Kühlungsstörungen wird beim SNR-300 vor allem durch eine entsprechende konstruktive Gestaltung der Brennelemente - z.B. Kühlmittelleintritt an Stirn- und Mantelfläche des Brennelementfußes - und durch betriebliche Maßnahmen - z.B. Kühlmittelreinigung, Überwachung des Kühlmittels auf lösliche Substanzen - entgegengewirkt. Wenn dennoch lokale Kühlungsstörungen auftreten sollten, werden sie durch Systeme zur Brennelement- und Kernüberwachung (vor allem das DND¹)-System, vgl. Abschnitt 5.2.4) festgestellt. Durch Abschalten der Anlage kann dann ein Ausweiten der Störung verhindert werden.

Trotz dieser Maßnahmen ist im Rahmen einer Risikoanalyse zu untersuchen, mit welcher Häufigkeit lokale Kühlungsstörungen zu erwarten sind und mit welcher Wahrscheinlichkeit sich eine lokale Störung so ausweiten kann, daß der Kern zerstört wird. Wird die Störung erkannt und der Reaktor abgeschaltet, so ist anschließend die Nachwärme abzuführen. Dieser Ereignisablauf wird in Abschnitt 4.2.5 behandelt. Wenn ein Abschaltsignal gegeben wird, aber die Schnellabschaltung mechanisch versagt, während die Primärpumpen abgeschaltet werden, kommt es zum "unkontrollierten Kerndurchsatzstörfall" (Gruppe 1) der in Abschnitt 4.2.1 behandelt wurde. Eine "Propagation" findet also nur statt, wenn kein Abschaltsignal gegeben wird.

¹) DND = Delayed-Neutrons-Detection

Bei den Untersuchungen zum Propagationsstörfall ist man in wesentlichen Punkten darauf angewiesen, anstelle einer analytischen Ermittlung die Eintrittswahrscheinlichkeit bestimmter Phänomene auf der Grundlage von Störfallanalysen und Experimenten zu schätzen. Ziel der Untersuchungen zum Propagationsstörfall ist es daher, zu prüfen, ob dieser Störfall im Vergleich zu anderen Einleitungsereignissen einen nennenswerten Risikobeitrag erwarten läßt.

Der Ereignisablauf bis zur Zerstörung größerer Kernbereiche läßt sich in drei Phasen unterteilen:

1. Phase: Lokale Kühlungsstörung innerhalb eines Brennelements
2. Phase: Ausbreitung der Störung auf das gesamte Brennelement
3. Phase: Schadenspropagation auf Nachbarelemente und größere Kernbereiche

Die 2. Phase wird mit Hilfe eines Ereignisablaufdiagramms untersucht, in dem die wesentlichen Phänomene berücksichtigt werden (siehe Bild 4-3 in Abschnitt 4.2.4.2).

4.2.4.1 Lokale Kühlungsstörung innerhalb eines Brennelements

Lokale Kühlungsstörungen können nur dann zu einem Propagationsstörfall führen, wenn die primäre Ursache im Versagen einer Brennstabhülle oder mehrerer Brennstabhüllen liegt oder wenn lokale Kühlungsstörungen - wegen der Temperaturerhöhung in diesem Bereich - ein Brennstabversagen auslösen. Spaltgase und Brennstoff, die aus defekten Brennstäben austreten, könnten dann direkt oder durch Behinderung der Wärmeabfuhr in der Umgebung der Schadensstelle zu Folgeschäden führen. Als Ursachen für lokale Kühlungsstörungen sind demnach denkbar:

- spontanes Versagen von Brennstabhüllen, z.B. wegen unerkannter Hüllendefekte oder durch Anreicherungsfehler,
- Behinderung der Kühlmittelströmung durch Ablagerung von Verunreinigungen und Fremdkörpern.

Untersuchungen (Sc 77) zeigen, daß denkbare Änderungen der Kühlkanalgeometrie, z.B. durch Verbiegen von Brennstäben oder Schwellen von Hüllrohren, nur zu geringen Temperaturerhöhungen und damit nicht unmittelbar zu einem Brennstabversagen führen können.

● Versagen von Brennstabhüllen

Trotz intensiver Qualitätskontrollen kann nicht ausgeschlossen werden, daß während des Betriebs einige der ca. 34 000 Brennstäbe im Reaktorkern defekt werden. Betriebliche Erfahrungen haben gezeigt, daß aus defekten Brennstäben meist nur Spaltgase freigesetzt werden (Leaker), aber kein Brennstoff freigelegt wird (Ja 81). In der Regel werden solche "Leaker" durch die betriebliche Instrumentierung (Überwachung der Aktivität des Schutzgasplenums) festgestellt, so daß entsprechende Vorsorgemaßnahmen ergriffen werden können.

Untersuchungen (Brua 78, Sc 77) haben nachgewiesen, daß freigesetzte Spaltgase die Kühlung der benachbarten Brennstäbe nicht wesentlich beeinträchtigen können. Auch eine mechanische Gefährdung der Nachbarstäbe ist nicht zu erwarten. Die mögliche Reaktivitätserhöhung durch Verdrängen des Kühlmittels (maximal 0,46 \$ bei Freisetzung der Spaltgase eines ganzen Brennelements) kann durch die Abschaltssysteme ohne Schwierigkeiten ausgeglichen werden (Abschnitt 4.2.3).

Zu einer Ausweitung könnten daher nur Schäden an Brennstäben führen, bei denen Brennstoff freigelegt wird. Die Betriebserfahrungen mit Schnellen Brütern, vor allem mit der Kompakten Natriumgekühlten Kernreaktoranlage (KNK) in der Bundesrepublik Deutschland und mit dem Phénix in Frankreich, zeigen, daß Brennstabschäden mit einer Brennstofffreilegung sehr selten auftreten. Während des bisherigen KNK-Betriebs sind nur zwei Fälle festgestellt worden. Im Phénix traten von 1973 bis 1981 nur vier Fälle auf, in denen die betriebliche Messung von verzögerten Neutronen (DND) angesprochen hat (Ja 81).

Zur Abschätzung des Risikobeitrags durch Propagationsstörfälle wird pessimistisch angenommen, daß pro Jahr 10 Brennstabschäden mit Brennstofffreilegung auftreten ($P_1 = 10/\text{Jahr}$, siehe Bild 4-3).

● Ablagerung von Verunreinigungen im Brennelement, Blockade des Brennelementeinlaufs

Nichtlösliche Verunreinigungen im Kühlmittel, die trotz Reinigung vorhanden sind, lagern sich bevorzugt in den engsten Querschnitten eines Brennelements ab. Diese Stellen innerhalb eines Brennelements sind die Abstandshalterebenen. Unterhalb der Spaltzone befinden sich sechs Abstandshalter. Ablagerungen innerhalb eines Brennelementes wären daher - wenn überhaupt - in den Abstandshalterebenen unterhalb der Spaltzone zu erwarten.

Eine Verengung des freien Strömungsquerschnitts in diesem Bereich könnte zwar den Kühlmitteldurchsatz durch das Brennelement reduzieren, aber nicht zu einem Versagen von Brennstäben in der Spaltzone führen. Die Kühlungsstörung würde durch die Überwachung der Brennelement-Austrittstemperatur rechtzeitig festgestellt, bevor integrales Natriumsieden im Brennelement auftritt.

Untersuchungen zur Blockadebildung in Brennelementen (Sc 76) haben gezeigt, daß beim SNR-300 nur Partikel mit mehr als 0,8 mm Durchmesser die Bildung einer Blockade einleiten und Blockaden nur sehr langsam, innerhalb mehrerer Stunden, entstehen können. Aus Angaben über Verunreinigungen in Na-Versuchsanlagen und Na-Reaktoren ist zu folgern (Sc 80II):

- Die Konzentration partikelförmiger Verunreinigungen lag in den meisten Fällen im Bereich von einigen ppb (parts per billion = 1 Milliardstel). Nur in wenigen Fällen wurde eine Konzentration von einigen ppm (parts per million) gemessen. Bei einer Konzentration im ppb-Bereich ist im gesamten Primärsystem die Masse an Fremdpartikeln, die für eine wirksa-

me Blockade erforderlich wäre, bei weitem nicht vorhanden. Außerdem liegt erfahrungsgemäß der Anteil der Partikel, die größer als 0,8 mm sind und damit eine Blockadebildung einleiten könnten, auch unter pessimistischen Annahmen unter 1 % der gesamten Konzentration. Auch die bei der KNK entladenen Brennelemente haben bisher keine Anzeichen für eine beginnende Blockadebildung durch Fremdpartikel gezeigt. Für eine Risikoabschätzung wird hier trotz dieser positiven Erfahrungen pessimistisch angenommen, daß mit einer Häufigkeit von $10^{-2}/a$ im Primärkühlmittel eine Menge an Fremdpartikeln vorliegt, die ausreichen würde, in einem Brennelement eine wirksame Blockade zu verursachen.

- Der Reaktorkern besteht aus 205 Brennelementen und 96 Brutelementen. Es ist physikalisch kaum denkbar, daß sich im Kühlmittel vorhandene Partikel beim Durchströmen des Kerns auf ein einzelnes Brennelement konzentrieren. Trotzdem wird pessimistisch angenommen, daß mit einer Wahrscheinlichkeit von 10^{-2} die Partikel in einem einzigen Brennelement abgelagert werden. Für die Blockade eines Brennelements durch Verunreinigungen im Kühlmittel wird damit eine Häufigkeit von $10^{-4}/a$ abgeschätzt.
- Bevor es zum integralen Natriumsieden im Brennelement kommen kann, wird eine solche Blockade durch das "Lokale Kernüberwachungssystem" (LOKUS) festgestellt. Durch eine Gefahrenmeldung auf der Warte wird das Betriebspersonal aufgefordert, die Anlage sofort abzufahren. Um Thermoschocks zu vermeiden, ist eine automatische Auslösung einer Schnellabschaltung durch das "Lokale Kernüberwachungssystem" nicht vorgesehen. Da Brennelementblockaden durch Verunreinigungen nur langsam wachsen, verbleibt genügend Zeit für die vorgesehenen Handmaßnahmen.

Dennoch wird im Sinne einer Risikoabschätzung angenommen, daß in einem von zehn Fällen eine Blockadebildung nicht rechtzeitig detektiert wird oder das vorgeschriebene Abfahren der Anlage unterbleibt. Insgesamt ergibt sich daraus eine Häufigkeit von $10^{-5}/a$ für eine Blockadebildung unterhalb der Spaltzone,

die zum integralen Sieden im Brennelement führt. In Abschnitt 4.2.4.2 wird gezeigt, daß eine solche Störung gegenüber anderen Vorgängen vernachlässigbar ist.

Außer durch Ablagerungen innerhalb des Brennelements könnte die Blockade eines Brennelements auch durch einen Verschuß des Brennelementeintritts verursacht werden. Eine größere Ansammlung von Fremdpartikeln am Brennelementeintritt kann jedoch ausgeschlossen werden, da die Maschenweite am Brennelementeintritt 20 mm beträgt. Der Brennelementfluß ist so konstruiert (Kühlmittelöffnungen an Stirn- und Mantelflächen), daß starre Bauteile, wie z.B. lose Bleche, den Einlauf nicht verstopfen können. Flexible Teile würden sich wegen der hohen Temperatur des Natriums auflösen. Ein Verschuß des Brennelementeinlaufs hat daher keine Bedeutung für das Risiko.

4.2.4.2 Schadenspropagation in einem Brennelement

In diesem Abschnitt wird untersucht, ob und mit welcher Häufigkeit eine lokale Kühlungsstörung sich auf das ganze Brennelement ausweiten kann. Hierzu wurde ein Ereignisablaufdiagramm (Bild 4-3) entwickelt.

Die Spaltgasmenge eines Stabes oder die Freilegung der geringen Brennstoffmenge eines Stabes in der Spaltzone reicht nicht aus, um eine kritische Kühlungsstörung der Nachbarstäbe zu bewirken. Eine Schadensausweitung auf Nachbarstäbe ist nur möglich, wenn durch ungünstige Faktoren, wie z.B. Brennstab-schwellen, Stabdeformation oder Ablagerung von Fremdpartikeln, die Kühlung der Nachbarstäbe zusätzlich beeinträchtigt wird.

Nach einem Hüllrohrschaden kann der Brennstoff innerhalb der Hülle mit Natrium chemisch reagieren und Natriumuranat und -plutanat bilden. Diese Reaktionsprodukte können aufgrund ihres größeren Volumenbedarfs zu einem Schwellen im Schadensbereich und zu einer Rißausweitung führen. Wenn das Hüllrohr aufreißt, kann der Brennstoff durch die Natriumströmung ausge-

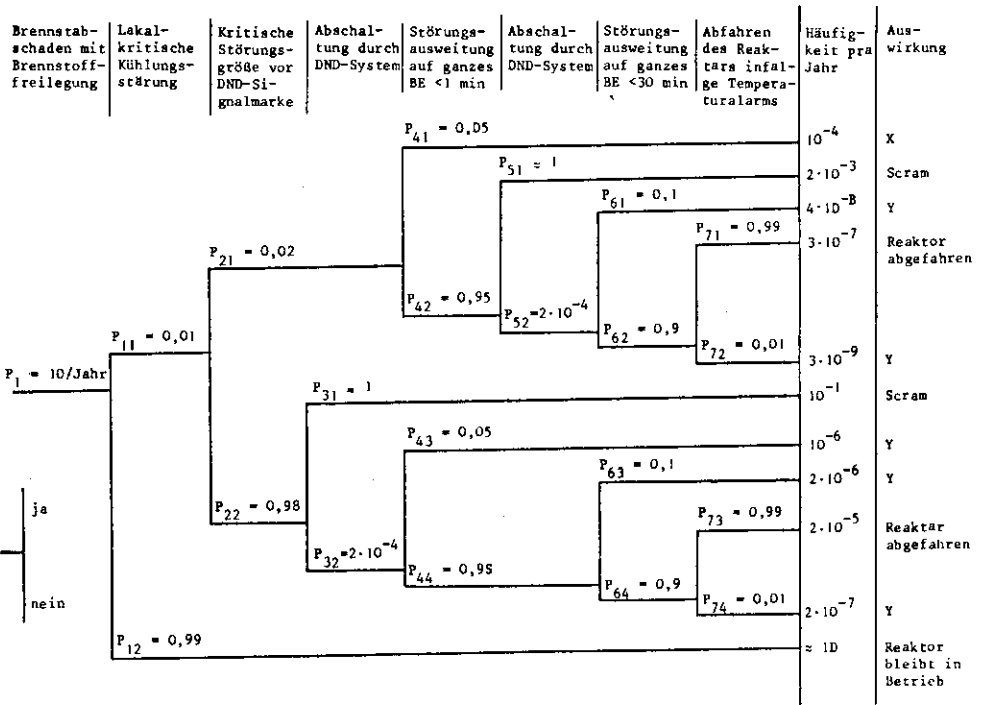


Bild 4-3:

Ereignisablaufdiagramm zur Schadensausweitung in einem Brennelement

waschen bzw. ausgetragen werden (Sc 77). Das Brennstabschwellen und der ausgetragene Brennstoff können die Kühlkanäle verengen und eine Blockadebildung einleiten bzw. eine bereits vorhandene Blockade vergrößern. Im Kühlmittel befindliche Fremd- bzw. Schmutzpartikel können die Blockadebildung begünstigen. Dadurch kann die Kühlung der Nachbarstäbe beeinträchtigt werden. Im Extremfall kommt es zu einem Versagen von Nachbarstäben.

Betriebserfahrungen mit schnellen natriumgekühlten Brutreaktoren zeigen, daß in über 100 Fällen, in denen Brennstoff durch Brennstabversagen freigelegt wurde, keine Ausweitung des Schadens aufgetreten ist (Ja 81). Aufgrund dieser Erfahrung wird

die Wahrscheinlichkeit für eine Schadensausweitung bis zu einem lokal kritischen Zustand mit $P_{11} = 10^{-2}$ abgeschätzt (Bild 4-3). Ein lokal kritischer Zustand liegt dann vor, wenn die Blockade bzw. die Kühlungsstörung so groß wird, daß lokal die Natriumsiede-, die Hüllrohrschmelz- oder die Brennstoffschmelztemperatur erreicht wird.

Alle Untersuchungen zeigen, daß ohne das Versagen von Brennstäben bzw. ohne die Freisetzung von Brennstoff eine Schadensausweitung in einem Brennelement nicht denkbar ist. Wenn Brennstoff freigesetzt wird, löst in den meisten Fällen das DND-System ein Signal zur Reaktorabschaltung aus, bevor durch den freigesetzten Brennstoff eine lokal kritische Kühlungsstörung verursacht werden kann (JaSc 79). Dies wird durch zahlreiche Out-of-Pile- und In-Pile-Experimente (Abua 81, Sc 77) zur Untersuchung lokaler Kühlungsstörungen belegt. Nur bei sehr ungünstigen Blockadekonfigurationen, z.B. bei Randblockaden, könnte es schon bei einem relativ geringen Blockadequerschnitt zu lokalem Sieden kommen. In solchen Fällen tritt möglicherweise eine lokal kritische Kühlungsstörung ein, bevor das DND-System anspricht.

Ein Vergleich der freien Brennstoffoberfläche, die durch das DND-System erfaßt werden kann, mit den Erfahrungen aus In-Pile-Versuchen, wie SILOE, Mol 7B (Ja 81), läßt den Schluß zu, daß eine nicht detektierbare lokal kritische Blockadegröße sehr unwahrscheinlich ist. Als obere Abschätzung für die entsprechende Wahrscheinlichkeit P_{21} im Ereignisablaufdiagramm wird ein Wert von 0,02 angesetzt. Dabei ist zu berücksichtigen, daß außer dem DND-System auch betriebliche Messungen mit einer höheren Empfindlichkeit in der Lage sind, eine Brennstofffreisetzung frühzeitig festzustellen.

Für den Fall, daß das DND-System eine lokal kritische Blockadegröße nicht detektieren kann, muß der weitere Ablauf untersucht werden. Entscheidend ist dann vor allem die Zeit, bis die lokal kritische Blockade sich auf das gesamte Brennelement ausweitet. Wenn das DND-System die Blockade rechtzeitig fest-

stellt ($P_{22} = 0,98$), löst es mit sehr hoher Wahrscheinlichkeit eine Reaktorschnellabschaltung aus. Wenn das DND-System ausfällt (in Abschnitt 5.2.4 wird für die Nichtverfügbarkeit ein Wert von $P_{32} = 2 \cdot 10^{-4}$ pro Anforderung ermittelt), ist für den weiteren Ablauf auch hier die Zeit entscheidend, in der sich die lokale Störung auf das gesamte Brennelement ausweitet.

In-Pile-Versuche (Abua 81, Krua 79) mit einer eingebauten Blockade in einem Stabbündel und einer dadurch vorsätzlich erzwungenen Kühlmitteldurchsatzreduktion haben demonstriert, daß die Störungsausweitung ein sehr langsamer Vorgang - mindestens im Stundenbereich - ist. Ferner hat die KNK-Erfahrung mit defekten Brennstäben gezeigt, daß nach einem DND-Signal ein Reaktorbetrieb im Teillastzustand für zwei Wochen ohne Schadensausweitung möglich ist (Brua 81). Eine Schadenspropagation im Brennelement innerhalb einer Zeitspanne, die unterhalb der Totzeit des DND-Systems von einer Minute liegt, ist daher als äußerst unwahrscheinlich zu betrachten. Im Ereignisablaufdiagramm wird ein pessimistischer Wert von $P_{41} = P_{43} = 0,05$ dafür angenommen, daß sich eine lokal kritische Störung innerhalb einer Minute auf das ganze Brennelement ausweitet.

In den weitaus wahrscheinlicheren Fällen, in denen sich die Störung nur langsam ausbreitet (P_{42}, P_{44}), ist sie entweder durch das DND-System oder durch das Temperaturmeßsystem zu erkennen. Im unteren Teil des Ereignisablaufdiagramms (P_{44}) wurde allerdings das DND-System schon vorher als ausgefallen betrachtet, so daß es auch bei einer Ausweitung der Störung nicht verfügbar ist. Im oberen Teil des Diagramms (P_{42}) wird angenommen, daß das DND-System bei einer Ausweitung der Störung anspricht. Hier ist also nur die bedingte Wahrscheinlichkeit $P_{52} = 2 \cdot 10^{-4}$ für die systemtechnische Nichtverfügbarkeit dieses Systems anzusetzen.

Aufgrund der Messung der Brennelement-Austrittstemperaturen kann in folgenden Situationen ein Abfahren des Reaktors erreicht werden, bevor es zu einer integralen Kühlungsstörung im Brennelement kommt:

- Die lokale Störung ist so fortgeschritten, daß sie eine meßbare Änderung der Temperatur am Brennelementaustritt verursacht. Dies ist der Fall, wenn sich der Kühlmitteldurchsatz um mehr als 5 % verringert oder mehr als 80 % des Brennelementquerschnitts versperrt sind.
- Die Schadensausweitung ist so lange verzögert, daß dem Betriebspersonal Zeit bleibt, die von der Brennelementüberwachung gemeldete Temperaturerhöhung zu erkennen und den Reaktor abzufahren. Im Ereignisablaufdiagramm wird hierfür ein Zeitraum von 30 Minuten angenommen, obwohl aufgrund der vorgesehenen Sicherheitsgefahrenmeldung eine schnellere Reaktion zu erwarten ist.

Unter Berücksichtigung der Untersuchungen zum Blockadenwachstum und zum Verhalten des Bündels bei Kühlungsstörungen (integrales Sieden erst bei einer Blockade von ca. 93 % des Brennelementquerschnitts) kann man davon ausgehen, daß eine Schadenspropagation auf das ganze Brennelement innerhalb von 30 Minuten sehr unwahrscheinlich ist. Im Ereignisablaufdiagramm wird hierfür eine Wahrscheinlichkeit von $P_{61} = P_{63} = 0,1$ angesetzt. Im Falle, daß sich die Störung erst in längeren Zeiträumen auf das ganze Brennelement ausweitet, kann das Abfahren des Reaktors unterbleiben, wenn entweder die Überwachung der Brennelement-Austrittstemperatur versagt oder das Betriebspersonal auf eine Sicherheitsgefahrenmeldung nicht reagiert. Für beide Ausfallursachen gemeinsam wird eine bedingte Wahrscheinlichkeit (P_{72}, P_{74}) von 0,01 abgeschätzt. Das Ereignisablaufdiagramm (Bild 4-3) zeigt, daß der Reaktor nach einer lokalen Kühlungsstörung durch defekte Brennstäbe mit Brennstofffreilegung mit sehr hoher Wahrscheinlichkeit automatisch abgeschaltet oder von Hand abgefahren wird.

Unter zwei Voraussetzungen könnte es zu einer integralen Kühlungsstörung im Brennelement kommen, die sich unter Umständen auf Nachbarelemente ausweiten kann (vgl. Abschnitt 4.2.4.3):

Pfad X: Eine Kühlungsstörung erreicht ein lokal kritisches Ausmaß, bevor die Ansprechschwelle des DND-Systems er-

reicht wird, und weitet sich dann sehr rasch - während der Totzeit des DND-Systems - auf das ganze Brennelement aus.

Pfad Y: Eine Kühlungsstörung weitet sich aus, da das DND-System systemtechnisch ausfällt und andere Überwachungseinrichtungen nicht rechtzeitig wirksam werden.

Aus dem Ereignisablaufdiagramm (Bild 4-3) ergeben sich für die Pfade X und Y die folgenden (Summen-)Häufigkeiten:

$$P_X = 10^{-4}/a, P_Y = 3 \cdot 10^{-6}/a$$

Die Pfade X und Y werden bei der Diskussion der Propagation zu Nachbarbrennelementen im nächsten Abschnitt weiter verfolgt. In Abschnitt 4.2.4.1 wurde die Häufigkeit einer Blockadebildung durch Fremdpartikel, die nicht rechtzeitig entdeckt wird, mit $10^{-5}/a$ abgeschätzt. Im Rahmen einer Risikoabschätzung kann daher ein solches Ereignis gegenüber einer integralen Kühlungsstörung, wie sie im Pfad X untersucht wird, vernachlässigt werden.

4.2.4.3 Schadenspropagation von Brennelement zu Brennelement

Bei einer schweren integralen Kühlungsstörung in einem Brennelement, wie sie im Abschnitt 4.2.4.2 diskutiert wurde, sind integrales Sieden im Brennelement und das Austrocknen bzw. Schmelzen zahlreicher Brennstäbe in der Spaltzone des betroffenen Brennelements unvermeidlich. Die geschmolzenen Materialien - Brennstoff und Stahl - können ihre Wärme rasch an das flüssige Natrium abgeben. Die spontane Natriumdampfbildung bewirkt einen Druckaufbau (thermische Brennstoff-Natrium-Reaktion). Dadurch werden die Nachbarbrennelemente mechanisch belastet, so daß es zu einer "mechanischen Propagation" kommen kann. Außerdem ist es denkbar, daß die geschmolzenen Kernmaterialien die Kästen von Nachbarbrennelementen durchschmelzen und dort eine Kühlungsstörung verursachen (thermische Propagation).

Die Brennstoff-Natrium-Reaktion (BNR) wird seit Jahren weltweit theoretisch und experimentell untersucht. Diese Arbeiten weisen aus, daß die thermische Reaktion zwischen den geschmolzenen Kernmaterialien und dem Natrium aller Wahrscheinlichkeit nach ohne nennenswerte mechanische Energiefreisetzung ("nicht-energetisch") abläuft (Ba 78, BoCa 77). Dennoch werden ebenfalls seit Jahren anhand von umfangreichen Sprengversuchen die mechanischen Auswirkungen einer "energetischen" BNR in einem Brennelement auf die Nachbarelemente untersucht. Diese Versuche zeigen, daß Deformationen an Nachbarelementen, die eine Reaktorschnellabschaltung verhindern könnten, selbst dann nicht zu erwarten sind, wenn eine energetische BNR auftreten sollte (Smua 77, Wi 76).

Sollten Deformationen verursacht werden, die zu einer Kühlungsstörung in den Nachbarbrennelementen führen, ist lediglich ein langsames Fortschreiten der Störung zu erwarten. Eine Schadenspropagation auf Nachbarelemente durch mechanische Auswirkungen wird daher hier nicht weiter verfolgt.

Zu untersuchen ist, ob und mit welcher Wahrscheinlichkeit es zu einer thermischen Propagation kommen kann (Durchschmelzen). Selbst wenn ein ganzes Brennelement von einer schweren Kühlungsstörung betroffen wird und zahlreiche Brennstäbe schmelzen (die Häufigkeit für ein solches Ereignis wurde im Abschnitt 4.2.4.2 abgeschätzt), wird sich der Schaden - auch wenn Gegenmaßnahmen unterbleiben - nicht zwangsläufig auf andere Brennelemente ausdehnen und dort zu einer gefährlichen Kühlungsstörung führen. Eine derartige Propagation setzt voraus, daß der Kasten des betroffenen Brennelements durchschmolzen wird, das strömende Kühlmittel den Brennstoff nicht aus dem Spalt zwischen den Brennelementkästen austrägt, dann die Kästen von Nachbarelementen durchschmolzen werden und der in das Nachbarelement eindringende Brennstoff auch hier nicht ausgetragen wird, sondern sich im Element festsetzt (Sc 78I). Diese Propagation würde jedenfalls relativ viel Zeit benötigen. Bevor sie sich auf größere Kernbereiche ausdehnt, können Gegenmaßnahmen erfolgen, die bei der Ausweitung der lokalen

Kühlungsstörung auf das zuerst betroffene Brennelement nicht oder zu spät wirksam wurden.

Bei Pfad X, der in Abschnitt 4.2.4.2 identifiziert wurde, steht das DND-System zur Verfügung. Es konnte dort aber nicht rechtzeitig eingreifen, da sich die lokale Störung zu rasch auf das gesamte Brennelement ausdehnte. Da die weitere Propagation langsam vor sich geht, kann das DND-System nach Ablauf der System-Totzeit von ca. 1 Minute eine Schnellabschaltung auslösen. Zu berücksichtigen ist hier nur noch die systemtechnische Nichtverfügbarkeit des DND-Systems von $2 \cdot 10^{-4}$ pro Anforderung, die zusammen mit der Häufigkeit von $10^{-4}/a$ für Pfad X einen Wert von $2 \cdot 10^{-8}/a$ ergibt. Über diesen Pfad unterbleibt somit bei einer propagierenden Kühlungsstörung eine Reaktorschnellabschaltung.

Bei Pfad Y - im Abschnitt 4.2.4.2 mit einer Häufigkeit von $3 \cdot 10^{-6}$ abgeschätzt - wird das DND-System als ausgefallen angenommen. Es kann also auch bei einer Ausweitung des Schadens nicht mehr ansprechen.

Allerdings ist zu erwarten, daß durch das Natriumsieden und die Brennstoffbewegung Prozeßgrößen, die das Reaktorschutzsystem überwachen, wie z.B. der Neutronenfluß, so verändert werden, daß eine Reaktorschnellabschaltung ausgelöst wird. Außerdem ist davon auszugehen, daß das Betriebspersonal - auch wenn es vorher nicht reagiert oder wegen einer raschen Schadensentwicklung im Brennelement nicht rechtzeitig reagieren konnte - spätestens zu diesem Zeitpunkt die Anlage abfährt bzw. abschaltet.

Quantitative Abschätzungen, die die genannten Effekte berücksichtigen, lassen den Schluß zu, daß die Häufigkeit eines Propagationsstörfalls, der zu einer globalen Kernzerstörung führt, im Vergleich zur Häufigkeit anderer Einleitungsereignisse sehr gering ist. Bei den Auswirkungen einer Kernzerstörung, die durch Propagation einer lokalen Kühlungsstörung ausgelöst wird, sind keine für die Risikoabschätzung wesentlichen Unter-

schiede zum unkontrollierten Kerndurchsatzstörfall (Gruppe 1) zu erwarten. Der Propagationsstörfall wird daher im weiteren nicht explizit behandelt.

4.2.5 Versagen der Nachwärmeabfuhrsysteme bei abgeschaltetem Reaktor (Gruppe 5)

Bei allen Störungen in der Anlage, die zu einem Ansprechen von Reaktorschutzgrenzwerten führen, werden durch das Reaktorschutzsystem eine Reaktorschnellabschaltung ausgelöst und die Primärpumpen abgeschaltet. Die Nachwärme wird dann über die Nachwärmeabfuhrsysteme abgeführt. Auch nach dem planmäßigen Abfahren der Anlage werden die Nachwärmeabfuhrsysteme in Betrieb genommen.

In diesem Abschnitt wird untersucht, auf welche Weise und mit welcher Häufigkeit bei abgeschaltetem Reaktor durch das Versagen der Nachwärmeabfuhrsysteme eine Kernzerstörung (langsame Kernschmelzen) eingeleitet werden kann. Dabei werden mit Ausnahme des störfallauslösenden Ereignisses "Leck in der Kühlmittelumschließung" (Abschnitt 4.2.6) die in Bild 4-2 aufgeführten störfallauslösenden Ereignisse gemeinsam behandelt.

Neben dem strangspezifischen Nachwärmeabfuhrsystem, das zum Teil Komponenten des Hauptwärmeabfuhrsystems benutzt, besitzt der SNR-300 noch das Tauchkühlsystem, das die Nachwärme direkt über Tauchkühler aus dem Reaktortank abführen kann (Abschnitte 2.2.3 und 2.2.4).

In Abschnitt 5.2.2.4 wird für den gleichzeitigen Ausfall des strangspezifischen Nachwärmeabfuhrsystems und des Tauchkühlsystems eine kumulative Häufigkeit von $2,5 \cdot 10^{-5}/a$ ermittelt. Dieser Ausfall führt jedoch nicht zwangsläufig zur Kernzerstörung. Die große Wärmekapazität der Natriumkreisläufe und die Wärmeabfuhr über die Oberflächen der Kühlmittelumschließung (Isolierverluste) - in Verbindung mit dem Naturumlauf, der sich in den Natriumkühlkreisläufen einstellt - haben zur Fol-

ge, daß die Temperaturen im Reaktorsystem nur relativ langsam ansteigen. Diese "passive" Nachwärmeabfuhr (durch Isolierverluste) kann verbessert werden, wenn die Luftklappen an den Natrium-Luftkühlern des Tauchkühlsystems geöffnet werden. Die maximale Natriumtemperatur in den Kreisläufen hängt davon ab, zu welchem Zeitpunkt diese Handmaßnahme durchgeführt wird.

Die Temperaturverläufe in den Kühlkreisläufen wurden für verschiedene Randbedingungen untersucht (Gr 81) (Bilder 4-4 und 4-5). Ausgangszustand ist der abgeschaltete Reaktor nach Nennleistungsbetrieb. Die aktiven Nachwärmeabfuhrsysteme sind ausgefallen. Die Rechnungen wurden unter folgenden Annahmen durchgeführt, die sich in Richtung einer Überschätzung der tatsächlich zu erwartenden Temperaturen auswirken:

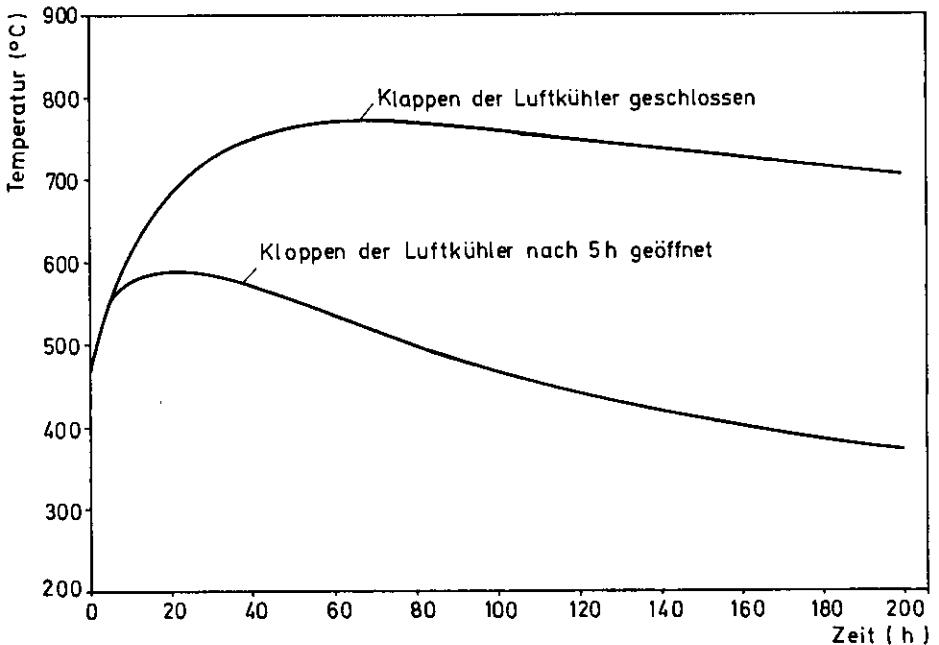


Bild 4-4:

Verlauf der mittleren Temperatur in den Na-Kreisläufen

- Nachwärmeleistung mit 7 % Zuschlag auf Nominalwerte.
- Die Isolierverluste wurden mit Nominalwerten für die Wärmeleitfähigkeit aus Laborversuchen berechnet. Da Störstellen an nichtisolierten Rohrleitungsabschnitten (im Bereich der Cavities) und Wärmebrücken an Ventilen, Rohraufhängungen u.a. nicht berücksichtigt wurden, ist in Wirklichkeit mit ca. 20 % höheren Isolierverlusten zu rechnen.
- Die Dampferzeuger sind von Beginn an ausgedampft, die Wärmeabfuhr durch Restwasserverdampfung wird nicht berücksichtigt.
- Die Ermittlung der Wärmeverluste erfolgte für den mittleren (kürzeren) Strang der Natriumhauptkreisläufe.
- Als Umgebungstemperatur wurde für alle Kreisläufe die der mittleren Primärzelle angenommen, für die besonders ungün-

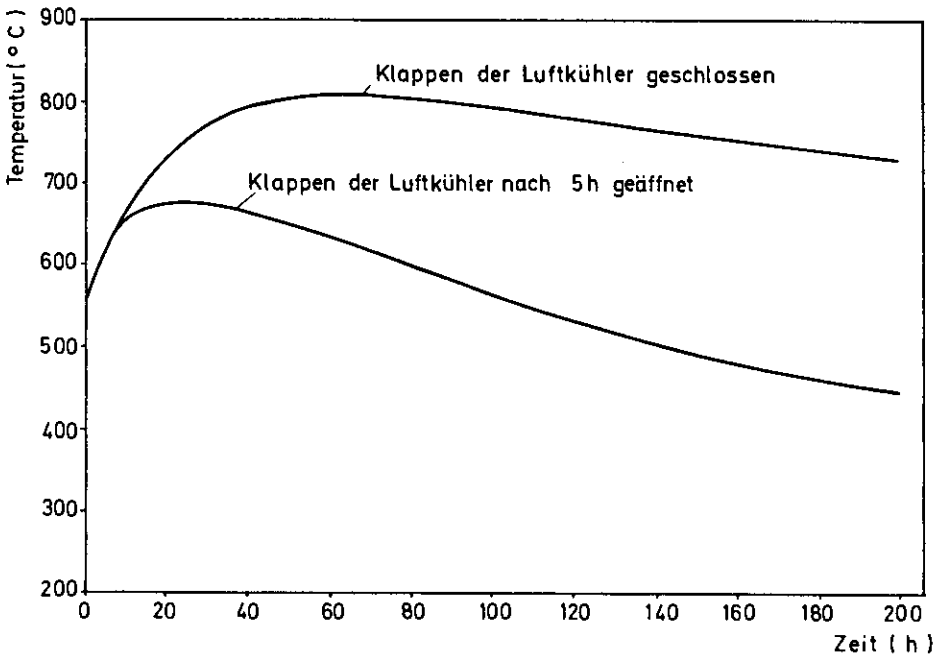


Bild 4-5:

Verlauf der maximalen Kerntemperatur

stige Wärmeabfuhrbedingungen vorliegen. Tatsächlich befinden sich weniger als 40 % der Rohrleitungslänge der Sekundärkreise innerhalb des Containments.

Sowohl die Ergebnisse in (Gr 81) als auch eigene Rechnungen bestätigen, daß sich nach relativ kurzer Zeit in den Kühlkreisläufen Naturumlauf einstellt. Durch die Nachwirkung der Zwangsumwälzung, die vor Beginn der Störung betrieben wurde, wird die Entwicklung des Naturumlafs noch begünstigt. Die Natriumtemperatur steigt nur langsam an, gemittelt über die ersten 12 min um etwa 0,8 K/min, nach 2 Stunden um 0,3 K/min. Werden die Luftklappen nach 5 Stunden geöffnet, stellt sich nach 22 Stunden eine maximale mittlere Kreislauftemperatur von etwa 590 °C und eine maximale Kernaustrittstemperatur von knapp 680 °C ein.

Die im Genehmigungsverfahren untersuchten Störfallbelastungen bei vergleichbarem Temperaturniveau führen im Reaktortank, in den Rohrleitungen und an anderen Komponenten der Nachwärmeabfuhrsysteme zu Beanspruchungen, die innerhalb der zulässigen Grenzen liegen. Folgeschäden an den Komponenten sind daher nicht zu erwarten. Auch die Temperaturbelastung des Containments liegt innerhalb zulässiger Werte.

Das Öffnen der Luftklappen nach 5 Stunden, wie es für diese Rechnungen angenommen wurde, ist eine einfache und übersichtliche Maßnahme. Das Einfrieren der Luftkühler in der Anfangsphase kann wegen der hohen Temperaturen ausgeschlossen werden. Für eine spätere Phase (> 150 Stunden) wäre es ohne Belang, da hier die Nachwärmeleistung schon so weit abgenommen hat, daß auch beim Einfrieren der Luftkühler die genannten Maximaltemperaturen nicht mehr erreicht werden. In Abschnitt 5.2.3 wird eine Wahrscheinlichkeit von 10^{-2} dafür abgeschätzt, daß die Luftklappen im Anforderungsfall nicht geöffnet werden. Diese Wahrscheinlichkeitsbewertung setzt voraus, daß eine Vorschrift zum "Öffnen der Luftklappen bei Versagen der aktiven Nachwärmeabfuhrsysteme" in das Betriebshandbuch aufgenommen wird.

Die genannten Untersuchungen gehen davon aus, daß die Hauptarmaturen im Primärkreislauf geöffnet sind. Diese Armaturen werden nach einer Reaktorschnellabschaltung durch die Nachscram-Regelung zugefahren, um die Temperaturabsenkung im Reaktortank und in den Kreisläufen zu verlangsamen. Wenn nach ca. 30 Minuten die Temperaturen wieder ansteigen, werden die Armaturen geöffnet. Sie können auch beim Notstromfall mit anschließendem Versagen der Notstromversorgung verfahren werden, da Regelung und Antriebe an die Batterien angeschlossen sind. Bei der Detailausführung dieser Systeme sollte aber dafür gesorgt werden, daß eine Fehlsteuerung aufgrund von Unterspannung ausgeschlossen wird. Für den Ausfall der aktiven und passiven Nachwärmeabfuhr kann daher, wie in Abschnitt 5.3 ermittelt, eine Häufigkeit von aufgerundet $3 \cdot 10^{-5}/a \cdot 10^{-2} = 3 \cdot 10^{-7}/a$ angesetzt werden.

Werden die Luftklappen nicht geöffnet, kann die Nachwärme nur noch über Isolierverluste abgegeben werden. Unter dieser Annahme - bei sonst gleichbleibenden Annahmen für die Temperaturberechnung - zeigen die Berechnungen, daß nach etwa 70 Stunden eine maximale mittlere Kreislauftemperatur von rund 770 °C und eine maximale Kernaustrittstemperatur von etwas über 800 °C erreicht wird (Bilder 4-4, 4-5). (Mit weniger pessimistischen Annahmen zur Nachwärmeleistung und zu den Isolierverlusten errechnet sich eine maximale mittleren Kreislauftemperatur von ca. 720 °C.)

Es wurde untersucht, ob die Komponenten des Primärsystems der erhöhten Temperaturbeanspruchung standhalten. Die höheren Temperaturen vermindern die Festigkeit der Werkstoffe und erhöhen wegen der behinderten Wärmedehnung die Beanspruchung der Rohrleitungen und -stützen. Da die Pumpen in den Hauptkühlkreisläufen ausgefallen sind, entfällt jedoch die Belastung aus dem Förderdruck.

Abdeckend für alle anderen Stellen des Reaktortanks wurde die Reaktortankwand im oberen Bereich betrachtet. Durch das Gewicht der Reaktortankschale, der Einbauten und des Natriums

wird sie mit einer Membranspannung $< 10 \text{ N/mm}^2$ beansprucht. In den Rohrleitungskrümmern liegen die Membran- und Biegespannungen aus dem Rohrleitungseigengewicht und dem Gewicht des Natriums unterhalb 20 N/mm^2 . Aus dem Vergleich dieser Beanspruchung mit den Langzeit-Warmfestigkeitswerten des Werkstoffs 1.4948 ($R_{p1,0;730 \text{ }^\circ\text{C},100 \text{ h}} = 50 \text{ N/mm}^2$) ergibt sich noch ein ausreichend hoher Sicherheitsabstand. Die Belastung der Komponenten bei diesen Temperaturen führt also nicht zu einem Versagen.

Undichtigkeiten, die zu einem Gaseinbruch oder zu geringen Natriumleckagen führen können, lassen sich jedoch nicht völlig ausschließen. Es wird pessimistisch angenommen, daß solche Leckagen auftreten und zu einer Unterbrechung des Naturumlaufs führen, so daß dann die Temperaturen weiter ansteigen und nach einiger Zeit Natriumsieden und damit eine Kernzerstörung zu erwarten ist. Für den Ausfall der Nachwärmeabfuhr bei abgeschaltetem Reaktor als Einleitungsereignis zur Kernzerstörung (Gruppe 5) wird damit die oben genannte Häufigkeit von $3 \cdot 10^{-7}/\text{a}$ angesetzt.

4.2.6 Kühlmittelverlust und Ausfall der Nachwärmeabfuhr bei abgeschaltetem Reaktor (Gruppe 6)

Auch bei funktionsfähigen Nachwärmeabfuhrsystemen und bei abgeschaltetem Reaktor könnte es zur Kernzerstörung kommen, wenn durch ein Leck in der Kühlmittelumschließung so viel Natrium ausströmt, daß das zur Nachwärmeabfuhr mindestens erforderliche Kühlmittelinventar im Primärsystem nicht mehr zur Verfügung steht. Außerdem ist zu berücksichtigen, daß bei Absinken des Natriumspiegels im Reaktortank durch ein Leck in der Kühlmittelumschließung unter Umständen andere Betriebsbedingungen für die Nachwärmeabfuhrsysteme vorliegen.

Für das störfallauslösende Ereignis "Leck in der Kühlmittelumschließung" (Bild 4-2) wird daher in diesem Abschnitt - getrennt von den anderen störfallauslösenden Ereignissen - un-

tersucht, in welcher Weise und mit welcher Häufigkeit es zu einem Versagen der Nachwärmeabfuhr kommen kann.

Beim Druckwasserreaktor sind Kühlmittelverluststörfälle für die sicherheitstechnische Auslegung von großer Bedeutung. Die "Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke" hat gezeigt, daß die durch einen Kühlmittelverlust ausgelösten Kernschmelzunfälle risikodominant sind. Bedingt durch den geringen Systemdruck und den großen Siedeabstand des Kühlmittels beim SNR-300 ist bei einem Leck im Primärsystem der zu erwartende Störfallauf wesentlich milder als beim Druckwasserreaktor.

Wenn im Primärsystem ein Leck auftritt, werden der Reaktor und die Hauptkühlmittelpumpen abgeschaltet. (Das Versagen der Reaktorabschaltung bei einem Leck in der Kühlmittelumschließung wurde in den Abschnitten 4.2.1 bzw. 4.2.2 behandelt.) Der Reaktorkern bleibt mit Natrium bedeckt. Die Nachwärme kann über die Hauptkühlkreisläufe abgeführt werden. Dies wird dadurch erreicht, daß

- der Reaktortank von einem zweiten Tank (Doppeltank) umgeben ist,
- alle Anschlußleitungen den Reaktortank oberhalb der Kernoberkante durchdringen (die Natrium-Eintrittsleitungen werden innerhalb des Tanks zum Eintrittsplenum hinabgeführt),
- die Rohrleitungen der Primärkreisläufe weitgehend höher als Kernoberkante verlegt sind,
- die Stellen der Primärkreisläufe, an denen Komponenten oder die darin anschließenden Rohrleitungen konstruktionsbedingt tiefer liegen (Pumpeneintritt, Zwischenwärmetauscher), mit Auffangbehältern ("Cavities") umgeben sind und
- die Nebenleitungen, die an das Primärsystem anschließen, durch Doppelarmaturen abgetrennt werden können.

Bei Lecks an höherliegenden Rohrleitungen kann nur Natrium aus oberhalb der Leckstelle liegenden Abschnitten des betroffenen Kreislaufes auslaufen, der dadurch für die Nachwärmeabfuhr

ausfällt. Die Primärpumpen, die zur Nachwärmeabfuhr mit Pony-motoren bei 5 % der Nenndrehzahl betrieben werden, können wegen zu geringer Förderhöhe keinen wesentlich zusätzlichen Natriumauswurf durch das Leck bewirken.

Bei Leckagen an tieferliegenden Teilen der Kühlmittelum-schließung stellt sich in der Auffangwanne ein Ausgleichsspiegel ein, der die Leckstelle bedeckt ("heilt"). Der Ausgleichsspiegel liegt so hoch, daß eine Nachwärmeabfuhr über alle Hauptkreis-läufe möglich ist. Bei einem Leck im Reaktortank übernimmt der Doppeltank die Funktion der Auffangwanne. Damit sind aktive Sicherheitseinrichtungen zum schnellen Ausgleich von Kühlmittelverlusten nicht erforderlich.

Bei der Ermittlung der Häufigkeit von Lecks ist zu berücksich-tigen, daß unter den beim SNR-300 vorliegenden Bedingungen ein plötzlicher Bruch einer primärkühlmittelführenden Rohrleitung ausgeschlossen werden kann. Die Komponenten und Rohrleitungen der Primär- und Sekundärkreisläufe des SNR-300 sind dünnwan-dige Bauteile mit einem Wanddicken-zu-Durchmesser-Verhältnis von 1 zu 60 bis 1 zu 150. Bei Druckwasserreaktoren liegt dies-es Verhältnis zwischen 1 zu 12 und 1 zu 25.

Rißwachstumanalysen zeigen, daß bei dünnwandigen Strukturen aufgrund der bevorzugt in radialer Richtung (Wanddickenrich-tung) verlaufenden Rißausbreitung nur relativ kurze Rißlän-gen auftreten können. Lange bevor es zu einer kritischen Riß-größe kommen kann, die sich dann allerdings sehr rasch auswei-ten würde, treten hier Kleinleckagen auf, die ein Versagen der Strukturen ankündigen ("Leck vor Bruch").

Um das "Leck-vor-Bruch"-Kriterium anwenden zu können, wird grundsätzlich die Einhaltung bestimmter Bedingungen für erfor-derlich gehalten:

- Sicherstellung eines zähen Werkstoffzustandes,
- Festlegung eines abdeckenden Lastkollektivs für die zu er-wartenden Belastungen und Ermittlung der daraus resultie-renden Beanspruchungen,

- beanspruchungsgünstige und prüffreundliche Konstruktion,
- Sicherstellung einer hohen Fertigungsqualität,
- Kontrolle der auftretenden betrieblichen Beanspruchungen,
- ausreichende wiederkehrende Prüfungen,
- Überwachung des Langzeitverhaltens durch gesonderte Werkstoffprogramme und
- Einrichtungen zur Leckageerkennung.

Zur Erfüllung dieser Bedingungen werden beim SNR-300 z.B. folgende Maßnahmen getroffen:

- Berücksichtigung aller noch als realistisch anzunehmenden Betriebs- und Störfallbelastungen einschließlich seltener Extremzustände,
- Absicherung der Langzeitbeanspruchungen nach Werkstoffmindestwerten (im konventionellen Regelwerk wird gegen Werkstoffmittelwerte abgesichert),
- Einsatz eines verformungsfähigen austenitischen Werkstoffs in den warmgehenden Bereichen der Komponenten und Rohrleitungen der Hauptwärmeübertragungskreisläufe,
- beanspruchungsgünstige und prüffreundliche Konstruktion, z.B. konische Ausbildung von Stutzenanschlüssen zum Abbau von Wärmespannungen, Verwendung von Tangentenbögen in den Rohrleitungen, Einsatz von Schockblechen zum Schutz der tragenden Wände vor schnellen Temperaturänderungen usw.,
- Minimierung des Kantenversatzes bei den Hauptrohrleitungen durch Kalibrierung und Optimierung der Rundnahtschweißungen,
- Überwachung der Fertigungsqualität durch zerstörungsfreie Prüfungen und eine hohe Zahl von Arbeitsproben,
- Festlegung repräsentativer Stellen für betriebliche Überwachungen und wiederkehrende Prüfungen,
- umfangreiche begleitende Werkstoffuntersuchungsprogramme zur Absicherung des Langzeitverhaltens einschließlich der Bestrahlungseffekte,
- Einrichtungen zur frühzeitigen Leckageerkennung.

Die Erfüllung aller genannten Bedingungen wird im Rahmen des Genehmigungsverfahrens für jede einzelne Komponente geprüft.

Aus dem "Leck-vor-Bruch"-Kriterium ergibt sich damit, daß ein vollständiger Bruch einer primärkühlmittelführenden Rohrleitung des SNR-300 auszuschließen ist. Als störfallauslösende Ereignisse für Kühlmittelverlust wurde daher ein "kleines Leck" und als Grenzfall ein "mittleres Leck" durch den Abriß einer Anschlußleitung untersucht.

Bei den Rohrleitungen großer Nennweite ist nach (Zeua 81) bei einer Durchrißlänge von 100 mm mit einem Natriumverlust von etwa 10 l/h zu rechnen. Zur Lecküberwachung sind mehrere Systeme mit unterschiedlicher Empfindlichkeit vorhanden (Tabelle 4-1).

Tab. 4-1:

Empfindlichkeit der Leckerkennungssysteme

Leckerkennungssystem	Empfindlichkeitsbereich
Perlenschnüre unterhalb der Hauptrohrleitung	~ cm ³ /h
Detektoren in den Bodenwannen oder Perlenschnüre auf den Ablaufblechen	~ dm ³ /h
Rauchmelder	~ cm ³ /h
Höhenstandsmessung Na-Spiegel	~ m ³ /h

Eine Leckage von einigen Litern pro Stunde wird durch betriebliche Lecküberwachungssysteme als Sicherheitsgefahren auf der Warte gemeldet. Eine Reaktorschnellabschaltung ist nicht erforderlich, da die Leckmenge ohne Schwierigkeiten durch das Nachspeisesystem ersetzt werden kann und die Kühlung des Kerns nicht gefährdet ist.

Durch Experimente bestätigte bruchmechanische Untersuchungen zum Rißwachstum zeigen, daß bei den niedrigen Beanspruchungen, wie sie beim SNR-300 gegeben sind, eine wesentliche Rißvergrößerung während der für die Leckerkennung anzusetzenden Zeiten nicht auftritt. Würde das Leck nicht bemerkt, bevor es sich zu einem Querschnitt ausweitet, bei dem der Natriumspiegel nicht mehr gehalten werden kann, dann löste das Signal "Füllstand im Reaktortank niedrig" eine Reaktorschnellabschaltung aus.

Ein mittleres Leck kann spontan nur dann auftreten, wenn die "Leck-vor-Bruch"-Bedingungen nicht eingehalten werden. Bei Rohrleitungsübergängen - Anschluß von Rohrleitungen kleiner Nennweite an große Rohrleitungen - ist die Einhaltung dieser Bedingungen schwierig nachzuweisen. Außerdem können Einwirkungen aus angrenzenden Systemen und durch Instandsetzungsarbeiten eine größere Rolle spielen.

Daher wurde als "mittleres Leck" der spontane Abriß der größten vom Primärhauptsystem abgehenden Nebenleitung mit der Nennweite 80 mm untersucht. Die Häufigkeit für das "mittlere Leck" wurde aus der "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke" mit $2,7 \cdot 10^{-3}/a$ übernommen, da die Bedingungen, die beim SNR-300 eine geringere Häufigkeit erwarten lassen, nur mit großem Aufwand quantifiziert werden können.

Bei einem Leck der Nennweite 80 löst das Füllstandssignal nach wenigen Minuten eine Schnellabschaltung aus und die Doppelabsperrrarmaturen in den Anschlußleitungen schließen. Die Nachwärme kann über die beiden intakten Hauptkühlkreisläufe (strangspezifische NWA) und das Tauchkühlsystem abgeführt werden. (Ein Ausfall der Reaktorabschaltung bei Lecks in der Kühlmittelumschließung wurde in den Abschnitten 4.2.1 und 4.2.2, ein Ausfall der Nachwärmeabfuhrsysteme bei ausreichendem Füllstand im Abschnitt 4.2.5 behandelt.)

Wenn bei einem Leck an Nebenleitungen die Doppelabsperrrarmaturen nicht schließen, ist zu befürchten, daß das Natrium durch Leerheber über die tiefliegende Eintrittsleitung bis unter den

Reaktorkern abgesaugt wird. Analysen zeigen jedoch, daß bei sinkendem Natriumfüllstand im Reaktortank über die Pumpenüberlaufleitung zwischen Reaktor- und Pumpentank und über die Pumpe Gas in das Primärsystem eindringt. Durch das Gas wird die Heberwirkung so rechtzeitig unterbrochen, daß die Nachwärme über das Tauchkühlsystem abgeführt werden kann.

In Abschnitt 5.3 wird festgestellt, daß die Häufigkeit eines "Unterschreitens des Notspiegels und Versagens des Tauchkühlsystems" gegenüber der Häufigkeit eines "Ausfalls der Nachwärmeabfuhrsysteme" (Gruppe 5) nicht ins Gewicht fällt. Für die Häufigkeit der beiden Einleitungsereignisse ANWA und UNVT gemeinsam ist daher ein Wert von $3 \cdot 10^{-7}/a$ anzusetzen.

Ein Versagen des Doppeltanks oder einer Auffangwanne könnte bei einem Leck in der Kühlmittelumschließung zur Unterschreitung des Notspiegels im Reaktortank führen. Selbst bei unrealistisch großen, durch die Wand gehenden Fertigungsfehlern in diesen Komponenten würden sich aber nur sehr geringe Leckagen ergeben. Deshalb kann ein Versagen des Doppeltanks und der Cavities im Beanspruchungsfall ausgeschlossen werden.

Neben Leckagen im Primärkreislauf wurden auch Leckagen in nachgeschalteten Kreisläufen daraufhin untersucht, ob sie die Nachwärmeabfuhr gefährden können. Die "Nahtstelle" zwischen Primärsystem und den Sekundärkreisläufen sind die Zwischenwärmetauscher (ZWT). Da der Druck auf der Sekundärseite der ZWT - innerhalb des Rohrbündels - höher ist als auf der Primärseite - Rohraußenseite, Mantel des ZWT -, kann bei Lecks an ZWT-Rohren oder bei einem Bruch zunächst kein Primärnatrium auf die Sekundärseite übertreten. Beim Bruch eines ZWT-Bündelrohres fließt Sekundärnatrium in das Primärsystem, wodurch der Natriumspiegel im Stoßtank des betroffenen Sekundärkreises absinkt und Reaktorschnellabschaltung auslöst. Die Sekundärstoßtanks (Volumenausgleichsbehälter) werden gasseitig abgetrennt. Durch diese Maßnahmen wird der Übertritt von Natrium aus dem Sekundär- in das Primärsystem wesentlich verringert. Zur weiteren Störfallbeherrschung muß der betroffene Sekundärkreis

geleert werden. Infolgedessen kann es an der Leckstelle im ZWT zu einer Strömungsumkehr kommen, so daß aktiviertes Natrium aus dem Primär- in das Sekundärsystem gelangt. Die Abblaufleitung auf der Sekundärseite der Zwischenwärmeaustauscher ist jedoch so angeordnet, daß der Gleichgewichtsspiegel im ZWT beim Ablassen nicht unterschritten werden kann. Auch nach dem Ablassen wird daher weiterhin Natrium aus dem Sekundärkreis in das Primärsystem fließen. Unter ungünstigen Annahmen läßt sich abschätzen, daß während der geschilderten Vorgänge maximal 50 kg Natrium aus dem Primär- in das Sekundärsystem überströmen können. Da die ZWT-Rohrbündel mehrere Meter über der Oberkante des Reaktorkerns angeordnet sind, kann jedenfalls der Natriumspiegel im Reaktortank nicht unter den Notspiegel absinken.

Brüche oder Leckagen an anderen Stellen eines Sekundärkreislaufs haben keine wesentlich anderen Auswirkungen auf die Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern als andere Störungen, die zu einem Ausfall eines oder mehrerer Stränge der Hauptwärmeabfuhrsysteme führen.

Gesondert zu betrachten sind allerdings Lecks in den Heizrohren der Dampferzeuger. Bei einer Leckage zwischen Sekundär- und Tertiärsystem gelangt Wasser bzw. Wasserdampf aus dem Tertiärsystem unter hohem Druck (ca. 180 bar) in das Sekundärsystem mit niedrigem Druckniveau (ca. 7 bar). Dabei kommt es zu einer heftigen, stark exothermen Reaktion zwischen Wasser und Natrium. Der Druckaufbau, der durch diese Reaktion verursacht wird, ist durch Druckentlastungssysteme begrenzt. Trotzdem kann es durch Druckwellen zu einer Druckbelastung des gesamten betroffenen Sekundärkreises kommen. Das Ausmaß dieser Druckbelastung hängt wesentlich von der Größe des Lecks zwischen dem Wasser/Dampf-System und dem Natrium-Sekundärkreis ab. Den Grenzfall stellt das gleichzeitige Versagen aller Heizrohre in einem Dampferzeuger dar. Obwohl ein solches Ereignis als äußerst unwahrscheinlich einzustufen ist, wurde es im Genehmigungsverfahren im Sinne einer Grenzabschätzung untersucht.

Diese Untersuchungen zeigen, daß die in der Sekundärrohrleitung auftretende Druckbelastung zu einer Überbeanspruchung dieser Leitung führt. Es ist davon auszugehen, daß die Leitung im Bereich außerhalb des Containments versagt. Durch das Versagen der Rohrleitung wird die Belastung, die hinter der Versagensstelle auftreten kann, erheblich reduziert. Die im Rohrbündel des Zwischenwärmetauschers noch auftretende Belastung führt nicht zu einem Versagen von Wärmetauscherrohren.

Die Untersuchungen im Genehmigungsverfahren zeigen darüber hinaus, daß der Zwischenwärmetauscher auch dann nicht versagt, wenn die Sekundärleitungen den Belastungen standhalten. Auch durch das gleichzeitige Versagen aller Heizrohre in einem Dampferzeuger kann somit kein Leck in der Primärkühlmittelschließung induziert werden.

Mögliche andere Folgen von Lecks oder Brüchen in Sekundärkreisläufen (Natriumbrand, Freisetzung von aktiviertem Natrium in die Umgebung) werden ebenfalls im Genehmigungsverfahren eingehend untersucht. Sie liefern im Vergleich zu den Folgen von Kernzerstörungsunfällen, wie sie in dieser Studie analysiert werden, keinen erheblichen Risikobeitrag und werden deshalb hier nicht weiter behandelt.

4.3 Zusammenfassung

In Bild 4-1 wurde dargestellt, welche Einleitungsereignisse zu einer Kernzerstörung führen können. Dabei wurden sechs Gruppen von Einleitungsereignissen unterschieden, die das Spektrum aller denkbaren Ereignisse umfassen.

In den Abschnitten 4.2.1 bis 4.2.6 wurde untersucht, auf welche Weise und mit welcher Häufigkeit störfallauslösende Ereignisse in ein "Einleitungsereignis zur Kernzerstörung" münden können. Die wesentlichen Ergebnisse dieser Untersuchungen - Häufigkeiten der sechs Gruppen von Einleitungsereignissen, Zustand wichtiger Prozeßgrößen beim Eintritt der Kernzerstörung - sind in Tabelle 4-2 zusammengefaßt.

Tab. 4-2:

Einleitungsereignisse für eine Kernzerstörung

Einleitungsereignis Gruppe Abschnitt		Reaktor nicht abgeschaltet				Reaktor abgeschaltet	
		UKDS 1 4.2.1	UWVA 2 4.2.2	URZ 3 4.2.3	PPS 4 4.2.4	ANWA 5 4.2.5	UNVT 6 4.2.6
Häufigkeit/Jahr *)		$1,2 \cdot 10^{-6}$	$1,2 \cdot 10^{-7}$	$< 10^{-7}$	$\ll 10^{-6}$	$3 \cdot 10^{-7}$	
Abweichende Bedingungen gegenüber Nennzustand	Na-Temperatur		hoch			hoch	
	Na-Füllstand					Kernoberkante	

*) Häufigkeiten ohne Einwirkungen von außen (Abschnitt 6.1)

- UKDS: Unkontrollierter Kerndurchsatzstörfall
- UWVA: Unzureichende Wärmeabfuhr bei Versagen der Reaktorabschaltung
- URZ: Unkontrollierte Reaktivitätszufuhr
- PPS: Propagationsstörfall
- ANWA: Ausfall Nachwärmeabfuhrsysteme
- UNVT: Unterschreiten Notspiegel und Versagen des Tauchkühlsystems

Für den "Unkontrollierten Kerndurchsatzstörfall" (UKDS) wurde eine Häufigkeit von $1,2 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr abgeschätzt. Natriumtemperatur und Natriumfüllstand befinden sich bei Einleitung einer Kernzerstörung durch den UKDS praktisch im Betriebszustand. Da dieses Einleitungsereignis im Vergleich zu den anderen Gruppen die größte Häufigkeit hat, wird es in der Unfallanalyse (Kapitel 7) als Basisfall behandelt.

Bei einer "Unzureichenden Wärmeabfuhr bei Versagen der Reaktorabschaltung" (UWVA) ist die Natriumtemperatur $> 650 \text{ }^\circ\text{C}$, wenn es zur Kernzerstörung kommt. Wo dies den Unfallablauf wesentlich beeinflussen kann, wird das Einleitungsereignis UWVA in der Unfallanalyse separat behandelt.

Bei den Einleitungsereignissen "Unkontrollierte Reaktivitätszufuhr" (URZ) und "Propagationsstörfall" (PPS) weichen Natriumtemperatur und Füllstand bei Eintritt der Kernzerstörung nicht entscheidend vom Betriebszustand ab. Diese Einleitungsereignisse werden in der Unfallanalyse gemeinsam mit Gruppe 1

(UKDS) behandelt. Die Häufigkeit der Gruppe 1 wird durch die Gruppen 3 (URZ) und 4 (PPS) praktisch nicht erhöht. In Abschnitt 7.1.2 wird dargelegt, daß die möglichen Konsequenzen der Gruppen 3 und 4 durch die der Gruppe 1 abgedeckt sind.

Bei den Einleitungsereignissen, die bei abgeschaltetem Reaktor durch langsames Niederschmelzen zur Kernzerstörung führen, dominiert in der Häufigkeit der "Ausfall der Nachwärmeabfuhrsysteme" (ANWA). Die für die Unfallanalyse wesentlichen Prozeßgrößen bei Eintritt der Kernzerstörung unterscheiden sich beim "Überschreiten des Notspiegels und Versagen des Tauchkühlsystems" (UNVT) nicht wesentlich vom Einleitungsereignis ANWA. Gruppe 5 (ANWA) wird wegen ihrer größeren Häufigkeiten in der Unfallanalyse als repräsentativer Fall für eine Kernzerstörung bei abgeschaltetem Reaktor behandelt. Die Häufigkeit der Gruppe 6 wird dabei der Häufigkeit der Gruppe 5 zugeschlagen. Für die Unfallanalyse wird dann eine Häufigkeit von $3 \cdot 10^{-7}/a$ für ANWA verwendet.

5. ZUVERLÄSSIGKEITSANALYSEN

In diesem Abschnitt werden Zuverlässigkeitsanalysen folgender sicherheitstechnisch wichtiger Systeme des SNR-300 durchgeführt:

- Schnellabschaltsysteme,
- Reaktorschutzsysteme,
- Nachwärmeabfuhrsysteme,
- Systeme der Bodenkühleinrichtung,
- Kühlsysteme der Brennelement-Abklinglager und
- Systeme zum Containmentabschluß.

In einem einleitenden Abschnitt 5.1 werden Vorgehensweisen und Methoden der Zuverlässigkeitsanalyse umrissen, die Datenbasis für die vorliegende Analyse erläutert sowie wesentliche Aspekte der Bewertung menschlichen Fehlverhaltens, von Instandhaltungsmaßnahmen und Common-Mode-Ausfällen (CMA) dargestellt. Abschnitt 5.2 behandelt die Zuverlässigkeitsanalyse der in den verschiedenen Ereignisabläufen angeforderten Systemfunktionen. Die zusammenfassende systemübergreifende Bewertung der verschiedenen Einleitungsereignisse wird in Abschnitt 5.3 erläutert.

5.1 Allgemeine Vorgehensweise

5.1.1 Methode der Zuverlässigkeitsanalyse

Für die quantitative Bewertung von Ereignisabläufen ist 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 einer laufenden Pumpe innerhalb der für

die Aufrechterhaltung der Nachwärmeabfuhr erforderlichen Zeit.

Für die Untersuchung komplizierter Systemfunktionen bzw. großer Systeme hat sich die Fehlerbaumanalyse bewährt. Diese Methode ist in großem Umfang im Rahmen der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke (GE 79) angewandt und dokumentiert worden. Das "unerwünschte Ereignis", den sogenannten TOP des Fehlerbaums, bildet der Ausfall der laut Ereignisablaufdiagramm geforderten Systemfunktion (z.B. das Nachwärmeabfuhrsystem fällt bei Anforderung aus). Von diesem unerwünschten Ereignis ausgehend, werden alle Kombinationen von Komponentenausfällen gesucht, die zu dem unerwünschten Ereignis führen, z.B. zum Versagen des Nachwärmeabfuhrsystems. 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. Weitere Erläuterungen zur Methode sowie Beispiele zu den logischen Verknüpfungen der Fehlerbaumanalyse können (GE 79) und (GE 81a) entnommen werden.

Die für die im Ereignisablaufdiagramm definierten Systemfunktionen notwendigen Systeme sind aus redundanten Komponenten oder Teilsystemen (Strängen) aufgebaut, das heißt, es sind mehr Stränge vorhanden als für die Erfüllung dieser Funktionen erforderlich wären. So ist z.B. die Systemfunktion "strangspezifische Nachwärmeabfuhr" mit einem lv3-System realisiert. Das System besteht aus drei Strängen, von denen einer ausreicht, um die geforderte Systemfunktion zu erfüllen. Man spricht hier auch von einem 3 x 100 %-System, weil die Funktion bereits zu 100 % erfüllt ist, wenn ein Strang funktioniert. Bei der Definition des "unerwünschten Ereignisses" ist es somit von großer Bedeutung, wieviel redundante Stränge für die Erfüllung der sicherheitstechnischen Aufgabe notwendig sind. Man spricht hier von den sogenannten Wirksamkeitsbedingungen. Sie hängen sowohl vom auslösenden Ereignis als auch vom weiteren Ereignisablauf ab. Als Beispiel für den SNR-300 kann das strangspe-

zifische Nachwärmeabfuhrsystem angeführt werden, das in einem Dampferzeugerstörfall (auslösendes Ereignis) durch den Ausfall des betreffenden Stranges von einem 3 x 100 %-System in ein 2 x 100 %-System übergeht.

In den Zuverlässigkeitsanalysen dieser Studie wird im allgemeinen von den Wirksamkeitsbedingungen ausgegangen, wie sie im Genehmigungsverfahren festgeschrieben sind. Darüber hinaus werden im Rahmen der risikoorientierten Analyse auch Eigenschaften von Systemen berücksichtigt, die bei der pessimistischeren Vorgehensweise im Genehmigungsverfahren nicht bewertet worden sind (z.B. Naturumlauf im Tauchkühlsystem).

Die Fehlerbäume beinhalten das gesamte Zusammenwirken von leittechnischen Systemen (z.B. Reaktorschutzsystem), Energieversorgung (z.B. Notstromsystem) und verfahrenstechnischen Systemen (z.B. Nachwärmeabfuhrsystem). 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).

Zusammenfassend kann über die Fehlerbaumethode folgendes gesagt werden:

- Sie ermöglicht durch die graphische Darstellung eine übersichtliche Behandlung auch von komplexen Systemen. Dies ist für Zuverlässigkeitsuntersuchungen zur Risikoermittlung von Kernkraftwerken von nicht zu unterschätzender Bedeutung, da gewöhnlich sehr umfangreiche Systeme betrachtet werden müssen.

- Sie gestattet weiter die Behandlung von spezifischen Problemen, wie z.B. die Behandlung von Folgeausfällen, Ausfällen gemeinsamer Ursache usw.
- Sie ist ein vollständiges Verfahren, d.h., aufgrund der deduktiven Vorgehensweise liefert sie bei konsequenter Anwendung alle Ereigniskombinationen, die zum unerwünschten Ereignis führen. Grenzen sind nicht vom Verfahren her gesetzt, sondern nur durch die Kenntnis und Sorgfalt des Anwenders sowie durch die Aufgabenstellung. Bei umfangreichen Systemen müssen solche Ereigniskombinationen nicht berücksichtigt werden, deren Eintrittswahrscheinlichkeiten gegenüber anderen Ereigniskombinationen als vernachlässigbar abgeschätzt werden können.
- Sie liefert nicht nur quantitative Ergebnisse, sondern auch qualitative; z.B. ermöglicht sie eine umfangreiche Schwachstellenanalyse.

Aus diesem Grund werden für Risikostudien die Zuverlässigkeitsuntersuchungen im allgemeinen als Fehlerbaumanalysen durchgeführt.

Die numerische Auswertung der Fehlerbaumanalyse erfolgt mit Hilfe des GRS-Programmsystems RALLY (Güua 82). 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.

Bei sehr zuverlässigen Systemen liefern Zuverlässigkeitsuntersuchungen über die Fehlerbaumethode ohne Berücksichtigung von Ausfällen gemeinsamer Ursache (CMA) sehr kleine Werte (Caua 82). Bei Systemen hoher Zuverlässigkeit liefern CMA den dominanten Beitrag zur Ausfallwahrscheinlichkeit bzw. Nichtverfügbarkeit. In dieser Studie wurden daher für sehr zuverlässige Systeme (Reaktorschutzsysteme, Reaktorschnellabschaltung) keine detaillierten Fehlerbaumanalysen durchgeführt,

sondern die Ergebnisse anhand einer Bewertung von Common-Mode-Ausfällen ermittelt.

5.1.2 Zuverlässigkeitsdaten

Für die quantitative Bewertung der Zuverlässigkeit relevanter Systemfunktionen ist die Kenntnis folgender Daten erforderlich:

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

Die zu erwartenden Eintrittshäufigkeiten der auslösenden Ereignisse werden als Schätzwerte für den SNR-300 aus den Betriebserfahrungen anderer Reaktoren abgeleitet (z.B. die Schnellabschalthäufigkeit). Die zugehörige Häufigkeit stellt die Anzahl der Ereignisse dar, die im Mittel im Jahr zu erwarten sind. 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.

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 zwischen den regelmäßigen Funktionsprüfungen von Bedeutung.

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

- durch eine Ausfallrate λ
(relative Abnahme des Bestands an noch nicht ausgefallenen Komponenten pro Zeiteinheit) und

- durch eine Ausfallwahrscheinlichkeit pro Anforderung p (Wahrscheinlichkeit dafür, 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 durch die statistischen Auswertungen von Beobachtungen beim betrieblichen Einsatz entsprechender Einrichtungen ermittelt.

Die folgenden Zuverlässigkeitskenngrößen in der Form der Ausfallraten werden in Übereinstimmung mit (GE 80a) als logarithmisch normalverteilt angesetzt und damit durch Medianwert und Streufaktor beschrieben (siehe auch Abschnitt 5.1.6).

Bei der Auswahl der Zuverlässigkeitskenngrößen für die Komponenten des SNR-300 ist wie folgt zu unterscheiden:

- Im Rahmen der "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke" ist eine umfangreiche Analyse der Zuverlässigkeitskenngrößen von konventionellen Kraftwerkskomponenten durchgeführt worden. Die Mehrzahl dieser in (GE 80a) behandelten Komponenten wird auch beim SNR-300 eingesetzt. Dies gilt für viele verfahrenstechnische Komponenten, ebenso wie in großem Maße für die elektrotechnischen oder leittechnischen Komponenten. Es liegt deshalb nahe, die Zuverlässigkeitskenngrößen zu übernehmen; Tabelle F3, 7-1 in (GE 80a) besitzt auch für Komponenten des SNR-300 Gültigkeit. Abweichend hiervon wird der CMA der Notstromdiesel auf der Basis einer Nullausfallstatistik, welche nun die Zahl der Starts bis Juli 1980 berücksichtigt, mit einer Ausfallwahrscheinlichkeit pro Anforderung

Medianwert $2,6 \cdot 10^{-4}$
Streufaktor 10

bewertet (GE 80a, S. 88). Die Verwendung der Zuverlässigkeitskenngrößen nach (GE 80a) liegt im Sinne der Zielset-

zung der risikoorientierten Analyse, nämlich einen Vergleich zu den Ergebnissen der "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke" zu ermöglichen.

- Eine zweite Gruppe von Zuverlässigkeitskenngrößen für konventionelle Kraftwerkskomponenten ist zu nennen, die Eingangsdaten in Fehlerbaumanalysen zum SNR-300 darstellen, jedoch nicht Teil der Zuverlässigkeitsanalysen für die deutsche Risikostudie gewesen sind. Hierunter fallen z.B. die unterschiedlichen Gebläsetypen, die beim SNR-300 in Kühl- oder Umwälzsystemen eingesetzt werden. Ihre Ausfallrate wurde wie folgt geschätzt:

- Radialgebläse einschließlich Antrieb über Keilriemen, jährlicher Keilriemenwechsel angenommen:

Start- und Betriebsversagen	Medianwert	$7,5 \cdot 10^{-6}/h$
	Streufaktor	5

- Drehkolbengebläse:

Start- und Betriebsversagen	Medianwert	$6 \cdot 10^{-6}/h$
	Streufaktor	5

- Kältemaschinen:

Für die Kältemaschinen wurde auf der Basis von Ausfallstatistiken mit Schraubenverdichtern die Ausfallrate ermittelt. Dabei werden Ausfälle im Kälteregelesystem bzw. im Gefrierschutz der Kaltwasserkreisläufe ohne Einfluß erachtet (TÜ 81II).

Start- und Betriebsversagen	Medianwert	$2 \cdot 10^{-5}/h$
	Streufaktor	10

- Die dritte Gruppe von Komponenten stellen die SNR-spezifischen Komponenten dar, die insbesondere in ihrer Auslegung, Funktion und ihrem Betriebsverhalten durch das Kühlmittel Natrium bestimmt sind. Dazu wurden Betriebsergebnisse aus Versuchskreisläufen, aus dem Reaktorbetrieb anderer Schnel-

ler Brüter (Phénix, PFR, DFR oder KNK-II) analysiert, auch mit Literaturwerten verglichen und vor dem Hintergrund der Kenntnisse von (GE 80a) über die unterschiedlichsten Ausfallursachen bewertet. Hier sind zu nennen:

- Die Ausfallrate pro Absorberstab hinsichtlich seiner Schnellabschaltfunktion wurde mittels Nullausfallstatistik auf der Basis der Phénix- und PFR-Erfahrung bestimmt (Abschnitt 5.2.1.1).
- Zur aktiven strangspezifischen Nachwärmeabfuhr dienen die Ponymotoren der Na-Hauptkühlmittelpumpen. Auf der Basis der Betriebserfahrung bei anderen Schneller Brütern wurde die Ausfallrate für Startversagen, einschließlich Kupplung, wie folgt geschätzt:

Startversagen	Medianwert	$6 \cdot 10^{-6}/h$
	Streufaktor	5

- Die elektromagnetischen Pumpen (EM-Pumpen) des SNR-300, die z.B. im Notkühlsystem, DND-System und Kühlsystem des natriumgekühlten Abklinglagers zum Einsatz gelangen, wurden entsprechend (GE 73) - hier insbesondere die große Betriebserfahrung in DFR - mit einem Erwartungswert der Ausfallrate von $2,5 \cdot 10^{-6}/h$ bewertet, nach einem Medianwert $1 \cdot 10^{-6}/h$ und Streufaktor 10. Hinzuweisen ist in diesem Zusammenhang auf die höhere Ausfallrate von EM-Pumpen der Kompakten Natriumgekühlten Kernreaktoranlage (KNK) (Sc 81). Diese wurde quantitativ nicht berücksichtigt in Anbetracht der kurzen kumulativen Betriebszeit von 6 % der KNK-EM-Pumpen im Vergleich zu den DFR-EM-Pumpen (GE 73). Ferner ist zu beachten, daß 2 der 3 bei KNK aufgetretenen Ausfälle bei der Betriebsweise der EM-Pumpen des SNR-300 sofort entdeckt würden. SAI benutzt in ihren Zuverlässigkeitsanalysen zum SNR-300 (SC 82) einen Erwartungswert der Ausfallrate der EM-Pumpen von $10^{-6}/h$.
- Die Ausfallrate der permanentmagnetischen Durchflußmesser oder der Natrium-Füllstandseinrichtungen wurde auf der Basis der Betriebserfahrung von KNK (Sc 81II) bestimmt.

Zusammenfassend kann festgestellt werden, daß trotz einer geringeren Betriebserfahrung mit schnellen natriumgekühlten Brutreaktoren im Vergleich zu den Leichtwasserreaktoren Aussagen zur Systemzuverlässigkeit des SNR-300 auf einer tragfähigen Basis von Zuverlässigkeitskenngrößen möglich sind:

- Beim SNR-300 werden überwiegend betriebsbewährte konventionelle Kraftwerkskomponenten verwendet.
- Die Zuverlässigkeitskenngrößen der SNR-spezifischen Komponenten basieren auf den Betriebsergebnissen vergleichbarer Schneller Brüter. Ausfallraten, die aus Betriebsergebnissen verschiedener Reaktoren abgeleitet worden sind (z.B. bei den Absorberstäben), stützen sich wechselseitig und erlauben die Einschätzung der Ausfallraten dieser Komponenten für den SNR-300.
- Den bislang gemachten, punktuell ungünstigen Betriebserfahrungen, die durch internationalen Kenntnisaustausch bekannt sind, wird in der Auslegung und Betriebsweise bei den SNR-Komponenten Rechnung getragen, so daß auch von hier ein zuverlässiger Reaktorbetrieb zu erwarten ist.
- Die umfangreichen Komponentenversuche, häufig im Originalmaßstab in Na-Versuchskreisläufen bis hin zum KNK-II-Betrieb als Testbett von Komponenten unter Reaktorbedingungen durchgeführt, sind ebenfalls als wichtige Schritte in Richtung auf ein zuverlässiges Funktionieren der Komponenten im SNR-300 zu nennen. Frühausfällen von Komponenten wird hierdurch entgegengewirkt.
- Hinzu kommen die zahlreichen qualitätssichernden Maßnahmen, die von der Auslegung über die Fertigung bis hin zum Betrieb wirken, um Ausfällen von Komponenten vorzubeugen.

5.1.3 Bewertung von menschlichem Fehlverhalten

Die Bewertung von menschlichem Fehlverhalten erfolgt in der gleichen Weise wie in der deutschen Risikostudie. Dies bedeutet insbesondere:

- Nach Störfalleintritt werden nur geplante Handmaßnahmen bewertet. Darunter sind Handlungen zu verstehen, die entweder gemäß schriftlicher Anweisungen (Betriebshandbuch) durchgeführt oder während des bestimmungsgemäßen Betriebs geübt werden, sowie Handlungen, auf die eine eindeutige Gefahrmeldung (z.B. Notgefahrmeldung) hinweist. Als ungeplant werden Handlungen angesehen, wenn die Notwendigkeit der Durchführung auch bei Vorhandensein von Meldungen nur durch Überlegung erkannt werden kann. Ungeplante Handeingriffe, die sich sowohl in negativer als auch in positiver Richtung auswirken können, werden nicht quantifiziert.
- Menschliche Fehlhandlungen bei Instandhaltungsmaßnahmen werden in Rechnung gesetzt.

Da für den SNR-300 noch kein Betriebshandbuch vorliegt, sind bei der Bewertung von Handmaßnahmen punktuell Annahmen erforderlich, die das in Kernkraftwerken übliche Vorgehen berücksichtigen. Daneben wurden vom Hersteller Informationen eingeholt und verwertet.

5.1.4 Bewertung von Instandhaltungsmaßnahmen

Außer der Nichtverfügbarkeit von Systemfunktionen aufgrund von Komponentenausfällen (Ausfall von notwendigen Komponentenfunktionen bei Anforderung) ist auch die Nichtverfügbarkeit durch Instandhaltung (Instandsetzung, Wartung und Inspektion) zu berücksichtigen. Die Nichtverfügbarkeit durch Inspektionen, insbesondere Funktionsprüfungen, spielt gegenüber der Nichtverfügbarkeit aufgrund von Instandsetzung (Reparatur) und Wartung keine Rolle. Der Grund hierfür ist, daß die Systeme im allgemeinen auch während Inspektionen (Funktionsprüfungen) verfügbar bleiben.

Zur Ermittlung der Nichtverfügbarkeit durch Instandsetzung und Wartung wird auf die Daten aus der deutschen Risikostudie zurückgegriffen. Mit den Daten aus der Betriebserfahrung für die

Nichtverfügbarkeit von Pumpen, Motorarmaturen und Sicherheitsventilen aufgrund von Instandhaltung ergeben sich in der deutschen Risikostudie folgende Werte:

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

In den Fehlerbäumen wird bei den einzelnen Systemteilsträngen entsprechend der Anzahl an vorhandenen Komponenten eine Ersatz-Nichtverfügbarkeit zur Berücksichtigung der Instandhaltung eingeführt.

5.1.5 Common-Mode-Ausfälle

5.1.5.1 Arten von Common-Mode-Ausfällen

Neben den unabhängigen Funktionsausfällen von Komponenten sind auch voneinander abhängige Funktionsausfälle zu berücksichtigen. Solche gemeinsam verursachten Ausfälle werden als Common-Mode-Ausfälle (CMA) bezeichnet. Folgende Arten von CMA können unterschieden werden:

- Funktionsausfälle von zwei oder mehr ähnlichen oder baugleichen redundanten Komponenten, Teilsystemen oder Systemen aufgrund einer gemeinsamen Ursache. Sie werden als CMA im engeren Sinne oder "common cause failures" bezeichnet.
- Funktionsausfälle von zwei oder mehr redundanten Komponenten, Teilsystemen oder Systemen, die als Folge eines einzigen Funktionsausfalls auftreten. Sie werden als Folgeausfälle, Sekundärausfälle oder "causal failures" bezeichnet.
- Funktionsausfälle von zwei oder mehr redundanten Komponenten, Teilsystemen oder Systemen, die sich aufgrund von funktionellen Abhängigkeiten, d.h. unmittelbar aus dem Systemaufbau ergeben. So können beispielsweise funktionelle

Abhängigkeiten von einem gemeinsamen Hilfssystem, von einer gemeinsamen Ansteuerung oder im menschlichen Fehlverhalten bestehen. Diese Ausfälle werden in der vorliegenden Studie durch Fehlerbaumanalysen erfaßt.

Hinsichtlich der Ursache lassen sich zwei Hauptkategorien von CMA unterscheiden, nämlich solche aufgrund von Fehlern bei der Planung und Herstellung und solche aufgrund von Fehlern, die während des Betriebs entstehen (Bild 5-1).

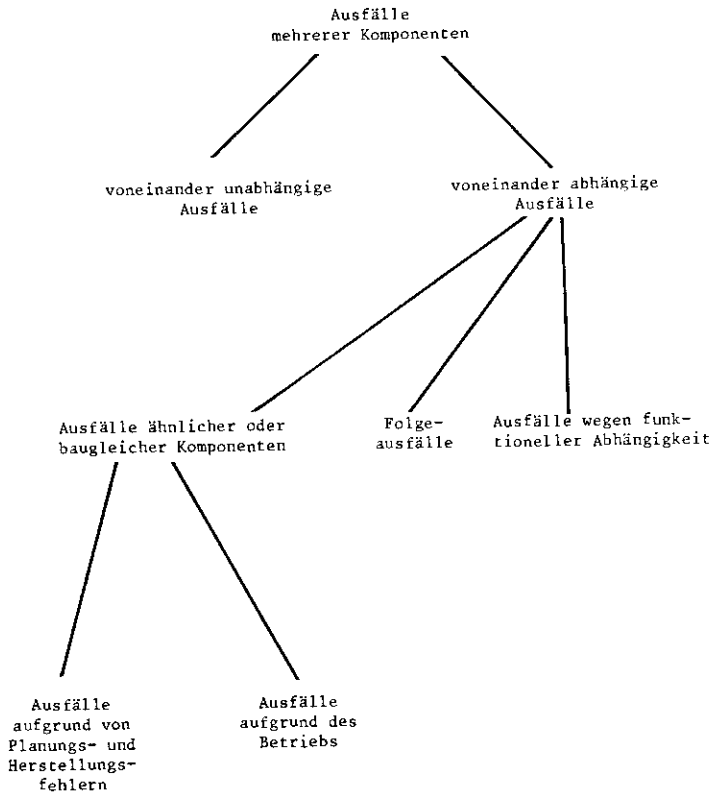


Bild 5-1:

Arten von Ausfällen mehrerer Komponenten

5.1.5.2 Maßnahmen gegen Common-Mode-Ausfälle

Für die Sicherheitssysteme von Kernkraftwerken wird eine Vielzahl von Maßnahmen zur Vermeidung von Ausfällen getroffen. Diese Maßnahmen richten sich nicht nur gegen abhängige, sondern auch gegen unabhängige Ausfälle und lassen sich folgendermaßen einteilen:

- Erprobte Konstruktion und Standardisierung

Durch den Einsatz von erprobten und standardisierten Komponenten lassen sich langjährige Betriebserfahrungen nutzen, so daß Auslegungs- und Konstruktionsfehler mit hoher Wahrscheinlichkeit bereits erkannt und beseitigt sind.

- Redundanz

Redundanz ist ausgesprochen wirksam gegen Einzelausfälle, aber auch gegen eine Reihe von CMA, da viele Common-Mode-Ursachen nicht zu einem gleichzeitigen Ausfall gleichartiger Komponenten führen, sondern nur zu einer Häufung von Ausfällen in einem Zeitraum. Sind solche Ausfälle selbstmeldend oder erfolgt eine regelmäßige Funktionsprüfung, so kann mit hoher Wahrscheinlichkeit vor einem weiteren Ausfall nicht nur die Komponente repariert oder ersetzt, sondern auch die Ursache für den Ausfall erkannt werden.

Analog zur Redundanz von Komponenten kann auch von personeller Redundanz gesprochen werden. Darunter ist der Einsatz von mehr Personen, als zur Durchführung der Handlung an sich notwendig wären, zu verstehen.

- Diversität

Diversität bedeutet, daß die vorhandenen redundanten Komponenten oder Teilsysteme eine unterschiedliche Bauart oder Wirkungsweise besitzen (gerätetechnische bzw. funktionelle Diversität). Diversität wird vor allem in Reaktorschutzsystemen angewandt.

Ähnlich wie bei der Diversität von Bauteilen kann auch von personeller Diversität gesprochen werden, wenn verschiedene

Personen für gleichartige Aufgaben eingesetzt werden, z.B. für die Durchführung von Funktionsprüfungen an redundanten Teilsystemen.

- Räumliche Trennung

Eine räumliche Trennung von redundanten Komponenten oder Teilsystemen ist vor allem gegen Ursachen von CMA wirksam, die von außerhalb des Systems herrühren.

- Einrichtungen zur Ausfallerkennung

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 findet weitgehend in Reaktorschutzsystemen Anwendung.

- Regelmäßige Funktionsprüfungen

Durch ausreichend kurze Prüfintervalle kann eine Erhöhung der Verfügbarkeit von in Bereitschaft befindlichen Systemen erreicht werden. Bei den Funktionsprüfungen können potentielle CMA mit großer Wahrscheinlichkeit erkannt und behoben werden, ehe ein Ausfall mehrerer redundanter Komponenten auftritt.

- Ausnutzung der sicheren Ausfallrichtung

Mit dieser Maßnahme kann erreicht werden, daß geeignet konstruierte Systeme bei Ausfällen zugehöriger Komponenten in ihrer Funktion nicht beeinträchtigt werden. Dieses "fail-safe"-Prinzip wird z.B. bei der Reaktorschnellabschaltung genutzt.

- Entkopplung zwischen Sicherheitssystemen und Betriebssystemen

Mit einer solchen Entkopplung kann eine Rückwirkung von Betriebssystemen auf die Verfügbarkeit und Funktion von Sicherheitssystemen verhindert werden.

- Einfacher Systemaufbau

Ein einfacher, übersichtlicher Systemaufbau erleichtert das Erkennen von Zusammenhängen und verringert so die Wahrscheinlichkeit von CMA aufgrund nicht erkannter Zusammenhänge.

- Qualitätssicherung bei Planung, Herstellung und Inbetriebnahme

Zu den qualitätssichernden Maßnahmen gehören die Kontrollen im Herstellerwerk und während der Inbetriebnahme sowie die im Rahmen des Genehmigungsverfahrens durchgeführten Untersuchungen und Überprüfungen. Durch detaillierte Zuverlässigkeitsanalysen der konzipierten Systeme können Schwachstellen im Systemaufbau und gemeinsame Abhängigkeiten erkannt und beseitigt werden.

- Qualitätssicherung während des Betriebs

Solche qualitätssichernden Maßnahmen gehören zu den wirkungsvollsten, insbesondere gegen CMA, die aufgrund des Betriebes auftreten können. Im folgenden sollen einige dieser Maßnahmen aufgelistet werden:

- gründliche Ausbildung und fortlaufende Schulung des Personals;
- ausführliches und leicht verständliches Betriebshandbuch, in dem alle notwendigen Maßnahmen für den Normalbetrieb, den anomalen Betrieb und für Störfälle vorgeschrieben sind;
- Zutritt zu den einzelnen Anlagenteilen nur für jeweils autorisiertes Personal;
- sorgfältige Instandhaltung von sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten;
- Funktionsprüfung nach Durchführung von Instandhaltungsmaßnahmen;
- sorgfältige Dokumentation der durchgeführten Instandhaltungsmaßnahmen;

- personelle Redundanz und Diversität bei Instandhaltungen: Durchführung der Instandhaltungsmaßnahmen an einer Komponente bzw. einem Teilsystem durch mehrere Personen der Betriebsmannschaft und an den redundanten Komponenten oder Teilsystemen durch jeweils andere Schichten des Betriebspersonals.

- Auswertung der Betriebserfahrungen

Die bei der Untersuchung von Ausfallursachen gewonnenen Erkenntnisse führen zur Verbesserung der eingesetzten Geräte bzw. zur Änderung organisatorischer und administrativer Maßnahmen. Solche Verbesserungen fließen über den Informationsaustausch auch bei anderen Anlagen ein.

5.1.5.3 Bewertung von Common-Mode-Ausfällen

Die vorangehende Zusammenstellung zeigt, daß es eine Reihe von Maßnahmen gibt, um CMA zu verhindern oder zumindest sehr unwahrscheinlich zu machen. Die aufgezählten Maßnahmen entsprechen dem heutigen Stand der Technik und finden in Kernkraftwerken Anwendung. Sie wurden für den SNR-300, soweit möglich, bei der Planung und Herstellung sowie im Genehmigungsverfahren berücksichtigt. Auch betriebliche Maßnahmen gegen CMA können beim SNR-300 vorausgesetzt werden. So ist z.B. vorgesehen, bei Instandhaltungsmaßnahmen an den Reaktorschutzsystemen das Prinzip der personellen Diversität anzuwenden.

CMA spielen aufgrund der getroffenen Maßnahmen im allgemeinen keine Rolle. Sie werden jedoch in der Analyse berücksichtigt, wenn eine der folgenden Voraussetzungen erfüllt ist:

- Hinweise auf CMA aus der Betriebserfahrung (z.B. Notstromdiesel),
- sehr geringe Versagenswahrscheinlichkeit aufgrund von unabhängigen Ausfällen (z.B. Reaktorschutzsignale),
- relativ geringe Betriebserfahrung (z.B. mechanischer Teil der Schnellabschaltsysteme).

Liegen aus der Betriebserfahrung Hinweise auf CMA vor, so können diese unter Zugrundelegung der akkumulierten Betriebszeiten bewertet werden. Sind aus der Betriebserfahrung Ausfälle bekannt, die mehrere redundante Komponenten betrafen, aber nicht zum Ausfall mehrerer Komponenten führten (potentielle CMA); oder sind die bekannten Ausfälle auf die untersuchte Anlage nicht anwendbar, so wird pessimistisch ein Ausfall unterstellt (sog. "Nullausfallstatistik").

Wenn sich aufgrund von unabhängigen Ausfällen eine sehr geringe Versagenswahrscheinlichkeit ergibt bzw. wenn eine relativ geringe Betriebserfahrung vorliegt, wird der Einfluß nicht identifizierbarer CMA pessimistisch abgeschätzt. Als Hilfsmittel wird die sogenannte Beta-Faktor-Methode verwendet. Diese Methode beruht auf dem Ansatz, daß CMA wie unabhängige Ausfälle durch eine konstante Ausfallrate beschrieben werden können. Dementsprechend kann die Ausfallrate einer Komponente aus zwei voneinander unabhängigen Anteilen zusammengesetzt werden, der Ausfallrate für Ausfälle des Typs 1 (unabhängige Ausfälle) und des Typs 2 (Mehrfachausfall, der durch ein gemeinsames Ereignis verursacht wird):

$$\lambda = \lambda_1 + \lambda_2$$

Es wird pessimistisch vorausgesetzt, daß beim Auftreten eines Ausfalls vom Typ 2 alle redundanten Komponenten gleichzeitig ausfallen. Zur Berücksichtigung von CMA wird ein Faktor β eingeführt, der als bedingte Wahrscheinlichkeit dafür definiert wird, daß ein CMA auftritt, wenn ein Komponentenausfall vorliegt:

$$\beta = \lambda_2/\lambda$$

In (GE 75) wurde die Betriebserfahrung aus Kernkraftwerken in bezug auf Common-Mode-Ausfälle für fünf verschiedene Komponententypen ausgewertet. Dabei wurden Notstromdiesel, Meßkanäle, Ventile, Druckschalter und Pumpen erfaßt. Die ermittelten β -Faktoren liegen in einem Bereich von 0,01 bei Pumpen und 0,3 bei Druckschaltern. Aus allen Ausfällen wurde in (GE 75) ein mittlerer β -Faktor von 0,09 ermittelt. Dabei muß jedoch beach-

tet werden, daß Komponentenausfälle aufgrund einer gemeinsamen Ursache erfaßt wurden, die nicht notwendigerweise zum Ausfall der Systemfunktion führen. So bewirkt z.B. der Ausfall von zwei Stäben des Erstabschaltsystems nicht den Ausfall der Systemfunktion Schnellabschaltung.

Mit dem Ansatz des β -Faktors werden Common-Mode-Ausfälle in der Weise beschrieben, daß alle redundanten Komponenten gleichzeitig ausfallen. Dies gilt jedoch nur für einen Teil der Common-Mode-Ursachen, da in vielen Fällen die Common-Mode-Ursache nur zur zeitlichen Häufung von Ausfällen oder zur verschlechterten Funktion redundanter Komponenten führt. Durch Funktionsprüfungen können derartige sich abzeichnende Common-Mode-Ausfälle von Systemen entdeckt werden. Dies gilt um so mehr, je größer der Redundanzgrad eines Systems ist. Aus diesem Grunde wird in der vorliegenden Studie folgende Bewertung vorgenommen:

- Systeme mit drei Redundanzen: $\beta = 0,03$
- Systeme mit mehr als drei Redundanzen: $\beta = 0,01$

5.1.6 Beschreibung der Unsicherheit der Ergebnisse

Vor einer Diskussion der Zuverlässigkeitsuntersuchungen von Einzelsystemen und ihrer Ergebnisse ist es erforderlich, die Darstellungsweise der Ergebnisse zu erläutern. Zwei Typen von Ergebnissen sind zu unterscheiden:

● Ergebnisse von Fehlerbaumrechnungen

Eine wichtige Kenngröße für die Ergebnisse von Fehlerbaumrechnungen ist der Erwartungswert. Läßt sich die Verteilung der Ergebnisse durch eine logarithmische Normalverteilung beschreiben, so werden zusätzlich der Medianwert und der Streufaktor des 90%-Vertrauensintervalls mit angegeben. Diese Vorgehensweise entspricht derjenigen in der deutschen Risikostudie. Nähere Ausführungen zur logarithmischen Normalverteilung sind (GE 81a) zu entnehmen.

Die Beschreibung der logarithmischen Normalverteilung erfolgt in dieser Studie durch Angabe des Erwartungswerts $E(Y)$, des Medianwerts Y_{50} und des Streufaktors f für das 90%ige Vertrauensintervall (Schreibweise: $E(Y) (Y_{50}, f)$). Es gilt:

$$Y_{50} = E(Y)/\exp(\sigma^2/2)$$
$$\sigma = \ln f/1,6449$$

In Tabelle 5-1 sind für einige Streufaktoren f die zugehörigen Faktoren angegeben, durch welche die Erwartungswerte zu dividieren sind, um die Medianwerte zu erhalten:

Tab. 5-1:

Faktoren zur Berechnung der Medianwerte aus Erwartungswerten

Streufaktor f	$\exp(\sigma^2/2)$
3	1,25
5	1,61
10	2,66
15	3,87

● Schätzwerte

Wenn keine Basis für die Annahme einer logarithmischen Normalverteilung oder eines anderen Verteilungstyps vorhanden ist, wird das Ergebnis als "beste Schätzung" angesehen. Zur Quantifizierung der Unsicherheit werden die 10%- und 90%-Fraktile angegeben. Sie werden durch einen Multiplikationsfaktor X_{90} für das 90%-Fraktile und einen Divisionsfaktor X_{10} für das 10%-Fraktile beschrieben. Die Darstellung wurde wie folgt gewählt:

Bester Schätzwert ($\cdot X_{90}, : X_{10}$)

5.2 Zuverlässigkeitsuntersuchungen von Einzelsystemen

5.2.1 Reaktorschnellabschaltung

5.2.1.1 Mechanischer Teil der Schnellabschaltsysteme

Die in diesem Abschnitt behandelte Untersuchung der Zuverlässigkeit des mechanischen Teils der Reaktorschnellabschaltsysteme beinhaltet die folgenden Punkte:

- kurzer Abriß über Aufbau und Funktionsweise des ersten und zweiten Schnellabschaltsystems,
- Beschreibung von Prototypversuchen,
- Auswertung der Betriebserfahrungen,
- Zuverlässigkeitsbewertung in Anlehnung an die französische Betriebserfahrung und
- Bewertung von Schnellabschaltsystemen in Schnellen Brütern durch Vergleich verschiedener Studien.

● Erstes Schnellabschaltsystem

Das erste Schnellabschaltsystem besteht aus 9 Regel-Trimmsäben (manchmal auch als Regel-Trimmelemente bezeichnet), wobei 8 Trimmstäbe und 1 Regelstab vorhanden sind (Abschnitt 2.1.3.1). Ein bis maximal zwei Regel-Trimmsäben reichen im allgemeinen zur Abschaltung des Reaktors aus. Lediglich bei Anforderung der Schnellabschaltung aufgrund des einleitenden Ereignisses "fälschliches Ausfahren der Regel-Trimmsäben" werden möglicherweise drei Abschaltstäbe zur Reaktorabschaltung benötigt.

Die Regel-Trimmsäben bestehen aus einem mit Absorbermaterial gefüllten Rohrbündel in einem Mantelrohr. Sie werden zur Regelung und Abschaltung des Reaktors axial in ihren Führungsrohren bewegt. Die Hubbewegung für das normale, betriebliche Fahren der Säben erfolgt durch einen über Elektromotor betätigten Spindelantrieb. Bei Reaktorschnellabschaltung (RESA) wird der

Absorber mit dem Übertragungsgestänge durch Entregen des Schnellabschaltmagneten von der Antriebseinheit getrennt und fällt im freien Fall in den Kern ein. Der mechanische Aufbau mit Ausnahme von Motor und Getriebe ist bei allen Regel-Trimmsstäben gleich.

Einbauort ist der mittlere Drehdeckel innerhalb der Deckelgrube. Die Dichtung zur Deckelgrube erfolgt über Dichtungen an der Antriebseinheit und am Gestänge. Die Wellendurchführungen werden zusätzlich über ein Sperrgassystem abgedichtet. Über das Spülgassystem erfolgt eine kontinuierliche Spülung der Antriebseinheit und des oberen Teils des Gestänges, um die Ablagerung von Natrium-Aerosolen oder Natriumoxiden weitgehend zu verhindern. Der Spülgasstrom wird durch eine Vordruckmessung und eine pro Regel-Trimmsstab vorhandene Durchflußmessung überwacht.

Nach einer Schnellabschaltung werden die Antriebe der durch die Schnellabschaltsignale betätigten Stellstäbe durch die Signale aus dem Reaktorschutzsystem 1 den Absorbern nachgefahren (TÜ 78).

Die Trimmstäbe können einzeln oder gemeinsam verfahren werden. Das Fahren des Regelstabes ist aber nur möglich, wenn die Trimmstäbe ihre vorgewählte Höhenposition erreicht haben. Das gleichzeitige Ausfahren des Regelstabes mit einem oder mehreren Trimmstäben wird durch gegenseitige Verriegelungen verhindert. Die Stabstellung wird kontinuierlich auf der Warte angezeigt. Bei Handhabungsvorgängen, wie Brennelementwechsel oder Ausbau des Antriebes bzw. Gestänges, kann über einen Handhabungsmechanismus manuell der Regeltrimmsstab vom Gestänge getrennt werden.

● Zweites Schnellabschaltsystem

Bei jeder Reaktorschnellabschaltung wird neben dem ersten auch das zweite Schnellabschaltsystem angeregt. Die Auslösung des

zweiten Schnellabschaltsystems erfolgt durch ein eigenes, vom ersten Schnellabschaltsystem getrenntes Reaktorschutzsystem. Das zweite Schnellabschaltsystem verfügt über drei Zweitabschaltelemente, wobei ein Element bereits ausreicht, um den Reaktor sicher abzuschalten und unterkritisch zu halten (TÜ 81I).

Die Elemente des zweiten Schnellabschaltsystems bestehen im Prinzip aus einer Rohrketten. Jedes Glied enthält ein Stabbündel mit Absorbermaterial. Diese Gliederkette befindet sich, durch einen Elektromagneten gehalten, während des Normalbetriebes des Reaktors in einem Führungsrohr unterhalb des Reaktorkerns. Bei Auslösung der RESA wird die Absorberkette nach Entregen des Schnellabschaltmagneten durch eine Druckfeder über ein Gestänge in den Kern gezogen. Das erneute Spannen der Feder erfolgt über einen elektromotorischen Spindeltrieb. Das Zweitabschaltelement gliedert sich in Antriebseinheit, Schnellabschalteinheit, Gestänge mit Absorberkette und das Führungsrohr. Die Antriebseinheit ist oberhalb des mittleren Drehdeckels montiert; sie besteht im wesentlichen aus Spindeltrieb, Schnellabschalteinheit und dem Handhabungsmechanismus.

Die Wellendurchführung wird gegenüber der Reaktoratmosphäre über eine Sperrgasdichtung abgedichtet. Der gesamte Spindeltrieb wird von einem Mantelrohr umschlossen, das die Abdichtung des Antriebs nach außen übernimmt und das Gehäuse der Antriebseinheit bildet. Zur Verhinderung von Natriumablagerungen wird der Innenraum des Antriebs und des Gestänges während des Betriebes ständig von oben nach unten mit Spülgas durchströmt. Die Überwachung des Spülgasstromes geschieht in gleicher Weise wie für die Stäbe des ersten Abschaltsystems.

Die Schnellabschalteinheit setzt sich im wesentlichen zusammen aus dem Schnellabschaltmagneten, der Ankerplatte mit dem Zuggestänge, der Beschleunigungsfeder und der Restdämpfungsfeder. Der Schnellabschaltmagnet hat die Funktion eines Haltemagneten für die Schnellabschalteinheit, deren Betriebsbereitschaft

durch vorgespannte Druckfedern sichergestellt wird. Nach einer Schnellabschaltung werden die Antriebe der durch die Schnellabschaltsignale betätigten Stellstäbe durch die Signale aus dem Reaktorschutzsystem 2 den Absorbern nachgefahren (TÜ 78).

Die Zweitabschaltelemente können mit dem Spindeltrieb verfahren werden. Dazu müssen sich allerdings die Regel-Trimmsäbe des ersten Abschaltsystems in der unteren Endlage befinden. Das Ausfahren ist nur einzeln möglich, das Einfahren dagegen gemeinsam oder einzeln.

Die Stellungsmeldungen der Bewegungsvorgänge während des Betriebs oder bei der Handhabung werden über doppelt ausgelegte Endschalter angezeigt. Unter Handhabung werden die beim Brennelementwechsel notwendigen Ab- bzw. Ankuppelungsvorgänge an den Absorbern sowie die bei Instandhaltungsarbeiten an den Antrieben notwendigen Arbeitsvorgänge verstanden. Hierzu sind eine Reihe von spezifischen Einrichtungen (z.B. Handhabungsgetriebe, spezielle Werkzeuge) vorgesehen, die aber keinen Einfluß auf die Funktion der Schnellabschaltung besitzen. Eine kontinuierliche Stabstellungsanzeige ist nicht vorgesehen.

● Prototypversuche des ersten Schnellabschaltsystems

Der Stabprototyp des ersten Schnellabschaltsystems wurde ausgiebigen Tests unterzogen. Dabei wurden sämtliche Funktionen der Regel-Trimmsäbe unter reaktorähnlichen Bedingungen getestet. Es wurden ca. 4500 Schnellabschaltungen in Natrium durchgeführt (Lebensdauertest). Weiterhin wurde das betriebliche Verfahren der Säbe sowie der Handhabungsmechanismus erprobt (TÜ 811). Darüber hinaus erfolgten 7300 weitere Tests in Natrium, davon ein Teil mit starkem Versatz im Rahmen der exzessiven Tests (Heua 80). Die Tests erfaßten die für Schnellabschaltungen typischen Werte wie Auslöseverzögerung, Startbeschleunigung, Fallgeschwindigkeit, Aufsetzverzögerung und Fallzeit. Dabei wurden die Einflüsse verschiedener Parameter, wie Temperatur, Durchsatz, Natriumhöhenstand, Temperaturtran-

siente und Versatz, sowie der Einfluß des Versatzes auf das Reib- und Verschleißverhalten untersucht.

Über die Funktions- und Lebensdauertests hinaus wurde der Schnellschlußauslösemechanismus auf eventuelle Ermüdungserscheinungen untersucht. Ein weiterer Untersuchungspunkt war der sogenannte Stillstandstest. In diesem Test wurde der Einfluß einer mehrwöchigen Stillstandsphase auf die Abschaltzeit der Stäbe ermittelt. Eingehend wurden auch Untersuchungen zum Natrium-Aerosoltransport und der damit verbundenen Natrium-Ab Lagerung vorgenommen.

Der Stillstandstest wurde in zwei Abschnitten durchgeführt. Der erste Abschnitt dauerte 24 Tage, wobei der Deckelspalt mit Schutzgas gespült wurde. In der zweiten Versuchsphase, die 7 Tage dauerte, wurde der Deckelspalt dann nicht mehr gespült. Die Versuchsergebnisse zeigten, daß nach dem ersten Abschnitt keine Veränderungen im Schnellabschaltverhalten auftraten. Dagegen zeigte der Stillstandstest ohne Schutzgasspülung deutliche Verlängerungen der Stabfallzeit. Nach (TÜ 811) ist daher vorgesehen, bei Ausfällen der Spülgasversorgung über einen Zeitraum von 7 Tagen die Anlage abzufahren. Gleiches gilt bei kürzeren Ausfällen des Systems, wenn sich die Ausfallzeiten auf 7 Tage aufsummiert haben.

Vor dem Einbau der Stäbe ist ein erneuter Test in Wasser vorgesehen. Es ist geplant, jeden Stab nochmals mit 50 Schnellabschaltversuchen zu testen.

Aufgrund der Erfahrungen bei den Prototypversuchen konnten keine Mängel festgestellt werden, die die Eignung der Stäbe in Frage stellen. Es trat kein Abschaltversagen auf. Die Abschaltfähigkeit des Systems auch bei starkem Versatz der Absorberführungsrohre wurde nachgewiesen. Von den verschiedenen Parametern wie Natriumtemperatur, -füllstand und -durchsatz hatte letzterer den größten Einfluß auf die Fallzeit der Stäbe. Die Versuche zeigten keine für die Abschaltfunktion relevanten Mängel auf.

● Prototypversuche des zweiten Schnellabschaltsystems

Der Stabprototyp des zweiten Schnellabschaltsystems wurde in einem Funktions- und Lebensdauertest unter reaktorähnlichen Bedingungen eingehend erprobt. Im Verlauf der Versuche wurden nach (TÜ 81I) ca. 2000 Schnellabschaltungen durchgeführt. Zusätzlich erfolgten noch 210 Schnellabschaltungen im Rahmen weiterer Tests (Heua 80) mit starker Verbiegung der Stäbe (14-fach gegenüber erwarteter maximaler Verbiegung).

Die Tests umfaßten unter anderem die für die Funktion Schnellabschaltung relevanten Werte wie Abrißverhalten des Schnellschlußmagneten, Beschleunigung und Abschaltzeit. Der Einfluß der Parameter Temperatur, Temperaturtransiente, Natriumdurchsatz, Natriumhöhenstand, Versatz, azimutale Verdrehung und Auslösehöhe wurde untersucht. Außerdem wurde die Funktionsfähigkeit des Prototyps bei extrem verbogenem Absorberführungsrohr erprobt. Ein weiterer Untersuchungspunkt war der Stillstandstest einmal über 27 Tage Stillstand bei eingeschalteter und einmal über 7 Tage bei ausgeschalteter Schutzgasspülung. Am Ende der jeweiligen Stillstandsphase wurden 10 Schnellabschaltungen durchgeführt, um den Einfluß der Stillstandszeiten zu ermitteln. Außerdem wurde der Prototypstab auf Verschleiß- und Ermüdungserscheinungen untersucht. Bei diesen Schnellabschaltversuchen trat kein Schnellabschaltversagen auf. Darüber hinaus zeigte der Stillstandstest, daß die Stillstandszeiten nicht zu relevanten Natriumablagerungen geführt hatten.

Für die Stäbe der Bauserie ist nach dem vorliegenden Versuchsprogramm ein erneuter Test in Wasser geplant. Dabei soll jeder Stab 50 Schnellabschaltversuchen unterzogen werden.

Die durchgeführten Prototypversuche zeigten keine Mängel auf, die die grundsätzliche Eignung der Stäbe in Zweifel ziehen würden. Es trat bei den Versuchen kein Abschaltversagen auf.

● Auswertung der internationalen Betriebserfahrung

Schnelle Brüter mit Leistungen über 100 MW_e werden derzeit in Frankreich, Großbritannien und in der UdSSR betrieben. Im folgenden werden die Betriebserfahrungen mit den Schnellabschalt-systemen der französischen Anlage Phénix sowie der englischen Anlage PFR quantitativ ausgewertet.

Die Bewertung der Zuverlässigkeit der Abschaltstäbe (Absorberstäbe) erfolgt über den Ansatz einer Ausfallrate. Durch eine Ausfallrate werden zeitabhängige Ausfallmechanismen beschrieben. Dies stellt gegenüber dem Ansatz einer Nichtverfügbarkeit (Ausfallwahrscheinlichkeit pro Anforderung) das pessimistische Vorgehen dar und entspricht auch der Vorgehensweise in anderen Studien, z.B. (GE 81a).

Die Anlage Phénix besitzt im Gegensatz zum SNR-300 nur ein Schnellabschaltssystem. Es weicht in seinen konstruktiven Merkmalen deutlich von den Systemen des SNR-300 ab. Eine vergleichende Betrachtung der verschiedenen Konstruktionen der Systeme zeigte jedoch keine Anhaltspunkte, die erwarten lassen, daß die Stäbe des SNR-300 eine geringere Zuverlässigkeit aufweisen werden. Das Schnellabschaltssystem der französischen Anlage Phénix besteht aus 6 Stäben. Der Betrachtungszeitraum, für den Daten vorliegen, reicht vom 29.10.1973 bis zum 23.11.1981 (8 Jahre). In diesem Zeitraum erfolgten 97 Schnellabschaltungen einschließlich des dort möglichen Schnelleinfahrens. Die französische Betriebserfahrung weist bisher keinen Stabausfall aus. Zur Ermittlung der Ausfallrate wird pessimistisch ein Ausfall unterstellt, damit ergibt sich:

$$\lambda = \frac{1}{6 \cdot 70\,850 \text{ h}} = 2,4 \cdot 10^{-6} / \text{h}$$

Aus der Zahl der Schnellabschaltungen und dem Betrachtungszeitraum läßt sich eine mittlere Häufigkeit von 12 Schnellabschaltungen pro Jahr herleiten. Aus einer neueren, vom Hersteller durchgeführten Recherche (IN 82a) ergaben sich für den

Zeitraum von Januar 1978 bis Dezember 1981 rund 7 Schnellabschaltungen pro Jahr. Der Unterschied zum vorher genannten Wert erklärt sich aus der Tatsache, daß in der anfänglichen Betriebsphase in der Regel mehr Schnellabschaltungen auftreten. Im folgenden wird die Zahl von 12(·3,·3) Schnellabschaltungen pro Jahr zugrunde gelegt. Für Leichtwasserreaktoren wird in (GE 80a) ein Mittelwert von 5 Schnellabschaltungen pro Jahr ausgewiesen.

Die Betriebserfahrung englischer Schneller Brüter bezieht sich auf die Anlage PFR. Sie ist seit Anfang 1974 in Betrieb und weist eine Leistung von 250 MW_e auf. In (Sm 81III) sind 1 693 Stabeinfälle ohne Ausfall angegeben. Aus (Ca 82) ist ferner bekannt, daß in der gesamten bisherigen Betriebszeit kein gefährlicher Ausfall auftrat. Das Schnellabschaltssystem der Anlage PFR ist aus 11 Stäben aufgebaut (5 "control rods", 5 "shut off rods" und 1 "safety rod"). Nachdem der "safety-rod" sich konstruktiv von den übrigen Stäben unterscheidet und außerdem nicht während der gesamten Betriebszeit eingebaut war, werden in der folgenden Auswertung nur 10 Stäbe berücksichtigt. Es läßt sich somit bei einer Betriebszeit von ca. 7 Jahren und 0 Ausfällen unter Zugrundelegung der obigen Vorgehensweise eine Ausfallrate von

$$\lambda = \frac{1}{10 \cdot 61\,320 \text{ h}} = 1,6 \cdot 10^{-6} / \text{h}$$

errechnen. Dieser Wert entspricht annähernd dem Wert aus französischer Betriebserfahrung.

● Auswertung der Betriebserfahrung aus KNK-II

Das Schnellabschaltssystem der KNK-II mit einer Leistung von 18 MW_e gleicht in seinem konstruktiven Aufbau weitgehend dem System des SNR-300. Die KNK-II besitzt ein erstes Schnellabschaltssystem, bestehend aus 5 Stäben, und ein zweites Schnellabschaltssystem, bestehend aus 3 Stäben. Der Umbau der Anlage

auf einen schnellen Kern war gegen Ende 1977 abgeschlossen. Am 22. März 1978 wurde die Genehmigung für den Leistungsbetrieb bis zu 40 % Nennleistung gegeben. Die Auswertung der Betriebserfahrung ab diesem Zeitraum wies keine Ausfälle von Abschaltstäben auf. Wegen der relativ langen Stillstandszeiten und der damit zusammenhängenden geringen Zahl von Schnellabschaltungen konnten keine statistischen Auswertungen vorgenommen werden. Es läßt sich aber feststellen, daß die Betriebserfahrung aus KNK-II keine Hinweise auf Schwachstellen der Abschaltseinrichtung geliefert hat.

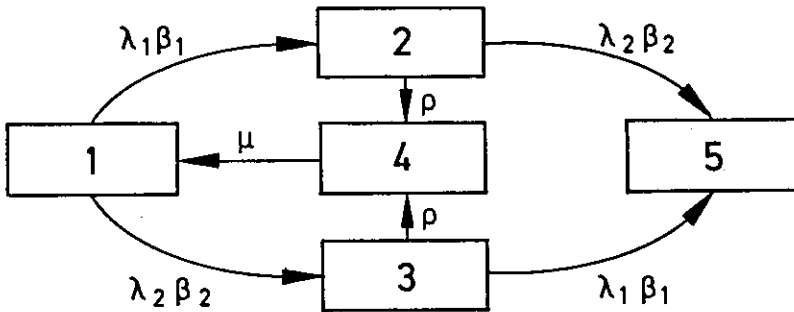
● Zuverlässigkeitsbewertung

Die quantitative Bewertung der beiden Schnellabschaltssysteme des SNR-300 erfolgt in Anlehnung an die französische Betriebserfahrung, da zum einen hierzu die meisten Informationen vorlagen und zum anderen aus den bereits genannten Gründen nicht zu erwarten ist, daß die Stäbe des SNR-300 eine geringere Zuverlässigkeit aufweisen werden.

Wie bereits dargestellt, ergibt sich aus französischer Betriebserfahrung eine Ausfallrate λ von $3 \cdot 10^{-6}/h$. Die Berechnung der Nichtverfügbarkeit bei Anforderung erfolgt über ein vereinfachtes Markov-Modell der in Frage kommenden Systemzustände (Bild 5-2).

Im folgenden wird die Bezeichnung q für die Angabe einer Ausfallwahrscheinlichkeit (pro Jahr) und p für die Nichtverfügbarkeit pro Anforderung verwendet. Für die Rechnung wurden die Ausfallraten der Stäbe des ersten und zweiten Abschaltsystems gleich angesetzt. Der Wert für die Reparaturrate beeinflußt das Ergebnis nur unwesentlich.

Der β -Faktor für das erste Schnellabschaltssystem wird zu $\beta_1 = 1 \cdot 10^{-2}$ und für das zweite Abschaltssystem zu $\beta_2 = 3 \cdot 10^{-2}$ abgeschätzt. Hierbei wurde der unterschiedliche Redundanzgrad der Absorbersysteme berücksichtigt (Abschnitt 5.1.5.3). Für die



- 1 = Zustand 1: Beide Abschaltssysteme sind intakt.
- 2 = Zustand 2: Erstes Abschaltssystem ausgefallen, zweites System intakt.
- 3 = Zustand 3: Zweites Abschaltssystem ausgefallen, erstes System intakt.
- 4 = Zustand 4: Nach Ausfall eines der beiden Systeme erfolgt eine Reparatur des Systems bei abgeschaltetem Reaktor (mittlere Reparaturzeit = $1/\mu$).
- 5 = Zustand 5: Beide Abschaltssysteme sind ausgefallen (TOP-Ereignis).

- λ_1 = Ausfallrate eines Stabes des ersten Abschaltsystems
- λ_2 = Ausfallrate eines Stabes des zweiten Abschaltsystems
- β_1 = β -Faktor zur Abschätzung eines Common-Mode-Fehlers innerhalb des ersten Abschaltsystems
- β_2 = β -Faktor zur Abschätzung eines Common-Mode-Fehlers innerhalb des zweiten Abschaltsystems
- ρ = Häufigkeit der Anforderungen der Schnellabschaltung pro Jahr
- μ = Reparaturrate

Bild 5-2:

Darstellung der Systemzustände zur Berechnung der Nichtverfügbarkeit über ein vereinfachtes Markov-Modell

Häufigkeit der Anforderung "Schnellabschaltung" wird der Wert von 12 pro Jahr angesetzt. Damit lassen sich zwei "Grenzwerte" für die Ausfallwahrscheinlichkeit der mechanischen Systeme zur Schnellabschaltung herleiten.

Im ersten Fall werden beide Abschaltssysteme als völlig unabhängig voneinander angesetzt. Damit errechnet sich ein Wert von $q = 3,2 \cdot 10^{-8}$ /Jahr. Setzt man dagegen für die beiden Abschaltssysteme eine völlige Abhängigkeit an, so ergibt sich der Wert zu $q = \text{Min} [\lambda_1 \beta_1, \lambda_2 \beta_2] = 2,6 \cdot 10^{-4}$ /Jahr.

Die Annahme einer vollständigen Unabhängigkeit erscheint wegen des gemeinsamen Reaktortanks, des gemeinsamen Mediums, der annähernd gleichen Umgebungsbedingungen und des gemeinsamen Kerngerüsts sowie einiger weiterer Gemeinsamkeiten (z.B. Spül-gassystem) nicht gerechtfertigt.

Der Ansatz einer vollständigen Abhängigkeit ist abwegig, weil die Antriebsart und die mechanische Funktion der beiden Abschaltssysteme und zudem auch die Stellung der Abschaltstäbe während des Reaktorbetriebes verschieden sind. So hat zum Beispiel das erste Abschaltssystem (Regel-Trimmsstäbe) zumindest teilweise eine Position im Bereich des Kerns, die sich mit dem Abbrand und der Reaktorleistung (Regelbewegung des Regelstabes) ändert, während das zweite Abschaltssystem eine feste Position unterhalb des Kerns einnimmt. Dadurch sind unterschiedliche Belastungen gegeben, z.B. durch Bestrahlung oder Fallbewegungen.

Obwohl der diversitäre Aufbau für eine weitgehende Unabhängigkeit der beiden Schnellabschaltssysteme spricht, wird pessimistisch ein Wert in der Mitte der oben genannten Größenordnungen, d.h. eine Ausfallwahrscheinlichkeit von $q = 10^{-6}$ /Jahr, abgeschätzt. Für die Nichtverfügbarkeit pro Anforderung ergibt sich bei 12 Anforderungen pro Jahr ein Wert von $p \approx 10^{-7}$.

Die Werte, die sich für vollständige Abhängigkeit und vollständige Unabhängigkeit der beiden Abschaltssysteme errechnen, unterscheiden sich jeweils um zwei Größenordnungen vom genannten Schätzwert. Diese Extremwerte werden jedoch nicht innerhalb des 80%-Vertrauensbereichs der Schätzung erwartet. Die Streubreite der Schätzung wird deshalb mit einer Größenordnung

nach beiden Seiten angesetzt, d.h., es wird für die Nichtverfügbarkeit pro Anforderung ein Wert von $10^{-7} (·10, :10)$ verwendet.

Bei der Wertung dieses Ergebnisses sollte beachtet werden, daß die Eingangsdaten stark von der vorliegenden geringen Betriebserfahrung geprägt sind. So wurde zum Beispiel in der deutschen Risikostudie für die Abschaltstäbe des Druckwasserreaktors ein Erwartungswert der Ausfallrate von $\lambda = 2 \cdot 10^{-7}/h$ ermittelt. Der um eine Größenordnung höhere Wert aus der französischen Betriebserfahrung ergibt sich lediglich aus der geringeren Beobachtungszeit, da beide Werte über eine Nullausfallstatistik bestimmt wurden. Dies zeigt deutlich den pessimistischen Charakter der Bewertung.

Der Vergleich zu der für Druckwasserreaktoren in (GE 81a) ermittelten Nichtverfügbarkeit von rund $3 \cdot 10^{-6}$ pro Anforderung mit dem für den SNR-300 geschätzten Wert von rund $1 \cdot 10^{-7}$ pro Anforderung liefert einen Unterschied um den Faktor 30. Dies bedeutet keinesfalls, daß hierdurch die erreichbare Verbesserung mit dem zweiten Abschaltssystem dargestellt wird. Es wird lediglich ausgesagt, daß bei dem derzeit nur in begrenztem Maß vorliegenden statistischen Material sowie unter Berücksichtigung der wegen des Prototypcharakters pessimistischen Vorgehensweise sich dennoch ein um eine Größenordnung niedrigerer Wert ergibt.

● Bewertung von Schnellabschaltsystemen in Schnellen Brütern

Um den ermittelten Wert für die Schnellabschaltsysteme des SNR-300 auch im Vergleich zu den Werten aus Studien für Schnelle Brüter mit diversitären Schnellabschaltsystemen zu sehen, werden im folgenden die Ergebnisse einiger anderer Studien aufgezeigt.

In einer Studie von Science Application Inc. (SAI) (SC 77) zu dem in den USA konzipierten Schnellen Brüter Clinch River

(CRBR) wurde für den Ausfall des mechanischen Teils der beiden diversitären Schnellabschaltsysteme ein Medianwert von $p = 1,5 \cdot 10^{-7}$ und ein Streufaktor 50 pro Anforderung ermittelt.

Eine von den SANDIA Laboratories durchgeführte Studie (SA 81) zur Anlage Clinch River bestimmt einen Medianwert von $7 \cdot 10^{-8}$ der Nichtverfügbarkeit und einen Streufaktor 10 mit Hilfe einer Fehlerbaumanalyse. Hier wird auch von 12 Schnellabschaltungen pro Jahr ausgegangen.

Für das erste Schnellabschaltsystem des kommerziellen Schnellen Brüters CDFR wird in einem englischen Beitrag (Sm 81II) eine Nichtverfügbarkeit von $1 \cdot 10^{-4}$ pro Anforderung angesetzt, für das zweite eine Nichtverfügbarkeit von $1 \cdot 10^{-3}$ pro Anforderung. Die Systeme werden als unabhängig betrachtet. Damit ergibt sich eine Nichtverfügbarkeit der Abschaltssysteme von $1 \cdot 10^{-7}$ pro Anforderung.

Das Schnellabschaltsystem des französischen Schnellen Brüters Superphénix besteht aus zwei Hauptabschaltsystemen (SCP) mit 11 bzw. 10 Absorberstäben (Maa 79, Juao 79). Diversität ist in der Anregung durch verschiedene Reaktorschutzsysteme sowie in der Stabmechanik gegeben, jedoch nicht in der Ausführung der Absorber. Die Wahrscheinlichkeit für Common-Mode-Ausfälle innerhalb der Hauptabschaltsysteme bestimmt die Nichtverfügbarkeit pro Anforderung zu 10^{-5} . Ein Zweitabschaltsystem (SAC) ist in Form von drei mehrgliedrigen Absorberketten ausgeführt, die oberhalb des Kerns hängen und bei Auslösung in den Kern fallen. Die Nichtverfügbarkeit beträgt 10^{-3} pro Anforderung. Bei postulierter Unabhängigkeit des Zweitabschaltsystems von den beiden Hauptabschaltsystemen folgt für die Nichtverfügbarkeit der Abschaltssysteme ein Wert von 10^{-8} pro Anforderung, der als "bester Schätzwert" interpretiert werden kann.

Werden diese Ergebnisse dem für den SNR-300 ermittelten Wert gegenübergestellt, läßt sich eine relativ gute Übereinstimmung der Ergebnisse erkennen (Bild 5-3).

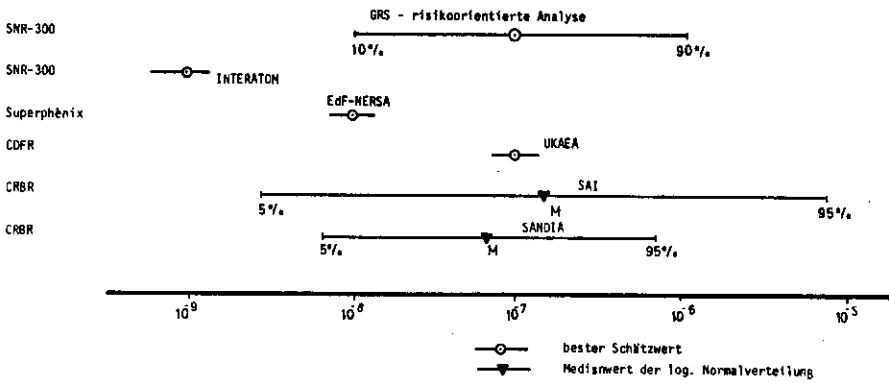


Bild 5-3:

Nichtverfügbarkeiten diversitärer Schnellabschaltssysteme von Schnellen Brütern (Ergebnisse internationaler Studien)

Eine vom Hersteller durchgeführte Abschätzung (IN 82b) für die Nichtverfügbarkeit der Reaktorschnellabschaltung des SNR-300 im Hinblick auf die Verhinderung von Leistungsexkursionen gibt einen Wert in der Größenordnung von 10^{-9} pro Anforderung an. Der in dieser Studie für völlige Unabhängigkeit der beiden Schnellabschaltssysteme ermittelte Wert der Nichtverfügbarkeit liegt in der gleichen Größenordnung. Aufgrund der hohen Redundanz und Diversität dieser Systeme sprechen - wie erwähnt - viele Gesichtspunkte für eine sehr weitgehende Unabhängigkeit der Systeme.

5.2.1.2 Reaktorschutzsysteme zur Schnellabschaltung

Für den SNR-300 ist der Einsatz zweier von verschiedenen Herstellern gelieferter und damit gerätetechnisch weitgehend diversitärer Reaktorschutzsysteme vorgesehen. Die Konzepte der zum Einsatz kommenden Reaktorschutzsysteme entsprechen denen in den deutschen Leichtwasserreaktoren. Mit einigen SNR-spezifischen Ausnahmen kann daher die Bewertung in Anlehnung an die Vorgehensweise in der deutschen Risikostudie (GE 81a) erfolgen.

Die heute in deutschen Kernkraftwerken eingesetzten Reaktorschutzsysteme untergliedern sich in Anregeebe, Logikteil und Steuerebene. Bei Planung und Herstellung dieser Systeme wurde eine Vielzahl von Maßnahmen getroffen, um gefährliche Fehler auszuschließen oder zumindest in ihren Auswirkungen zu begrenzen. Soweit diese Vorkehrungen für die Bewertung der Zuverlässigkeit von Bedeutung sind, werden sie bei der Diskussion der jeweiligen Teilsysteme genannt.

Die Analysen zum Reaktorschutzsystem in der "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke" haben gezeigt, daß die Nichtverfügbarkeit der Schnellabschaltsignale nur von Ausfällen in der Anregeebe und im Relaiseteil bestimmt wird. Unabhängige Ausfälle (Zufallsausfälle) lieferten keinen merkbaren Beitrag. Der wesentliche Anteil zum Ausfall der Schnellabschaltsignale ergab sich durch Common-Mode-Ausfälle des Relaiseteils zur Ansteuerung der 6-Kontaktsysteme sowie durch Common-Mode-Ausfälle in der Anregeebe aufgrund menschlichen Fehlverhaltens bei Instandhaltung. Man kann davon ausgehen, daß die in (GE 81a) identifizierten Beiträge zur Nichtverfügbarkeit der Schnellabschaltsignale bei Neuanlagen durch geeignete Maßnahmen (erweiterte Diversität, Maßnahmen zur Verringerung der Wahrscheinlichkeit menschlicher Fehlhandlungen) in ihrer Bedeutung weiter reduziert werden. Dies gilt in besonderem Maße für den SNR-300.

● Anregeebe

Die Anregeebe dient der Erfassung der für die Anregung von Schutzaktionen wichtigen Prozeßgrößen. Wesentliches Merkmal dieses Teilsystems ist der redundante (mehrere in sich redundante Anregekanalgruppen) und meist auch diversitäre Aufbau (physikalisch unterschiedliche Anregekriterien, teilweise gerätetechnische Diversität).

In der Anregeebe dominierte, wie erwähnt, in der "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke" der Beitrag von Common-Mode-Aus-

fällen aufgrund von menschlichem Fehlverhalten bei Instandhaltungsarbeiten. Der in der deutschen Risikostudie verwendete Wert von $p_{CMA} = 1 \cdot 10^{-3}$ für eine Anregekanalgruppe wurde bei der abschließenden Gesamtbewertung der Schnellabschaltssignale zugrunde gelegt. Er kann sicherlich durch geeignete technische, administrative und organisatorische Maßnahmen weiter verringert werden. Nach Aussage des Herstellers ist eine entsprechende Beachtung der geeigneten Maßnahmen für den SNR-300 vorgesehen. Solche Maßnahmen sind zum Beispiel Instandhaltungsarbeiten an den beiden Reaktorschutzsystemen zu unterschiedlichen Zeitpunkten und durch unterschiedliches Personal oder Festlegung maximal zulässiger Einstellbereiche.

● Logikteil

Im Logikteil erfolgt die Bildung von Grenzsignalen, wenn im Verlauf des Störfalles die Prozeßgrößen vorgegebene Werte der Referenzspannungen über- bzw. unterschreiten. In diesem Teilsystem erfolgt auch die logische Verknüpfung und Wertung der verschiedenen Anregekriterien.

Der Logikteil arbeitet nach einem dynamischen Prinzip, das heißt mit kontinuierlich durchlaufenden Taktimpulsen. Ein fehlerhaftes Ausbleiben von Takten ist selbstmeldend und auslösegerichtet. Zudem werden durch Vergleicher Abweichungen von Analogwerten der Anregekanäle und von Referenzspannungen der Grenzwertmelder erfaßt. Bei der pessimistischen Vorgehensweise für die Gesamtbewertung der Schnellabschaltssignale spielt die Nichtverfügbarkeit des Logikteils keine Rolle.

● Steuerebene

In der Steuerebene werden die Signale aus dem Logikteil an die schaltungstechnischen Gegebenheiten der aktiven Sicherheitseinrichtungen angepaßt. Soweit Relais eingesetzt sind, wird vom Prinzip der Redundanz und Diversität Gebrauch ge-

macht. Für den Common-Mode-Ausfall der Relais zur Reaktorschnellabschaltung wurde in (GE 81a) ein Erwartungswert von $P_{CMA} = 1,8 \cdot 10^{-6}$ ermittelt.

Die Reaktorschnellabschaltung wird beim SNR-300 sowohl vom Reaktorschutzsystem 1 als auch 2 ausgelöst, die räumlich vollständig voneinander getrennt aufgebaut sind. Im Reaktorschutzsystem 1 werden zwei diversitäre Relaisstypen eingesetzt, im Reaktorschutzsystem 2 ein weiterer diversitärer Relaisstyp. Ein gleichzeitiges Vorliegen von Fehlermechanismen oder Umgebungsbedingungen, die zum Ausfall aller Relais Teile führen, ist kaum vorstellbar.

● Gesamtbewertung der Schnellabschaltsignale

Ausgehend von den oben diskutierten Nichtverfügbarkeiten der Teilsysteme des Reaktorschutzes sowie der in Abschnitt 5.2.1.1 ermittelten Nichtverfügbarkeiten des mechanischen Teils der Reaktorschnellabschaltsysteme wird für die Schnellabschaltsignale pessimistisch ein Wert von $10^{-7} (\cdot 10, : 10)$ abgeschätzt. Nachdem bereits festgestellt wurde, daß die Nichtverfügbarkeiten der Logikteile und der Steuerebenen der beiden Schutzsysteme vernachlässigbar sind, wurde überprüft, ob die Nichtverfügbarkeit der Anregeebenen kleiner ist als 10^{-7} . Dabei wurden die Common-Mode-Ausfälle (Hardware, menschliches Fehlverhalten) entsprechend der pessimistischen Vorgehensweise der deutschen Risikostudie untersucht.

Folgende einleitende Ereignisse wurden berücksichtigt:

- Ausfahren des Regelstabes ab Nennleistung,
- Ausfahren aller Regel-Trimmsstäbe ab Nennleistung,
- Ausfahren aller Regel-Trimmsstäbe ab Quelleistung,
- Ausfall einer Primärpumpe bei Nennleistung des Reaktors,
- Ausfall aller Primärpumpen,
- Blockieren einer Primärpumpe,
- Leck einer Eintrittsleitung innerhalb des Reaktortanks bei Nennleistung des Reaktors,

- Leck im Primärsystem am Pumpendruckstutzen bei Nennleistung des Reaktors,
- Leck im Zwischenwärmetauscher,
- Leck im Sekundärsystem,
- Ausfall einer Sekundärpumpe,
- Ausfall der tertiären Hauptwärmesenke und
- Ausfall der Eigenbedarfsversorgung bei Nennleistung des Reaktors.

Für diese, auch im Genehmigungsverfahren zugrunde gelegten Einleitungsereignisse errechnet sich eine Nichtverfügbarkeit der Anregeebe-
ne von $\leq 10^{-9}$. Lediglich für das einleitende Ereignis "Leck einer Eintrittsleitung innerhalb des Reaktortanks" wurde ein Wert von $1 \cdot 10^{-7}$ für den Ausfall der Meßwert-
erfassung ermittelt. Bei diesem einleitenden Ereignis sind drei Kriterien zur Anregung einer Schnellabschaltung vorgesehen, wobei aber nur zwei physikalisch unterschiedliche Pro-
zeßgrößen (Kernaustrittstemperatur und Neutronenfluß zu Kern-
durchsatz) verwendet werden. Dabei ist jedoch zu berücksichtigen, daß die Eintrittshäufigkeit dieses Ereignisses wesentlich geringer ist als die für Betriebsstörungen insgesamt zugrunde
gelegte Häufigkeit von 12 pro Jahr (Abschnitt 5.2.1.1).

Es zeigt sich also, daß die Nichtverfügbarkeit der Anregeebe-
ne durch den eingangs genannten Schätzwert abgedeckt wird. Die Nichtverfügbarkeit der Schnellabschaltensignale wird somit in der gleichen Größenordnung angesetzt wie die Nichtverfügbarkeit des mechanischen Teils der Schnellabschaltensysteme, nämlich mit 10^{-7} ($\cdot 10, : 10$). Durch diese pessimistische Abschätzung wird auch dem möglichen Einfluß einleitender Ereignisse auf die Funktionsfähigkeit der Reaktorschutzsysteme Rechnung getragen.

Obwohl detaillierte Unterlagen (z.B. Schaltpläne) über die technische Ausführung der Reaktorschutzsysteme bisher noch nicht vorliegen, kann doch davon ausgegangen werden, daß keine wesentlichen Veränderungen der Ergebnisse zu erwarten sind. Die langjährige Erfahrung mit Reaktorschutzsystemen bei Druck-

und Siedewasserreaktoren läßt auch beim SNR-300 keine Schwachstellen in der Detailausführung erwarten.

5.2.2 Aktive Nachwärmeabfuhr

Nach jeder Reaktorabschaltung ist die aktive Wärmeabfuhr der Nachzerfallsleistung durch Zwangsumwälzung des Kühlmittels, die sogenannte Nachwärmeabfuhr (NWA), aufzunehmen. Zunächst erfolgt dies über die Hauptwärmesenke, wobei außer der Nachzerfallsleistung auch noch die Systemwärme abgeführt wird. Dieser NWA-Phase 1 folgt nach etwa 1 Stunde ein Übergang in die NWA-Phase 2. Er ist gekennzeichnet durch das Entkoppeln des Tertiärsystems in 3 Stränge unter Hinzuschaltung der jeweiligen strangspezifischen NWA-Einrichtungen (3 x 100 %-System). Die aktive Nachwärmeabfuhr kann diversitär auch über das Tauchkühlsystem bewirkt werden. Dieses System ist als 2 x 100 %-System ausgebildet.

In dieser Studie wird die NWA-Phase 1 nicht bewertet, da immer die Möglichkeit besteht, kurzfristig in die NWA-Phase 2 überzugehen. Die Nichtverfügbarkeit der Nachwärmeabfuhrsysteme wird für die folgenden Fälle quantifiziert:

- Allgemeiner NWA-Fall (Abschnitt 5.2.2.1). Es stehen 5 Redundanzen (3 strangspezifische NWA- und 2 Tauchkühl-Redundanzen) zur Nachwärmeabfuhr zur Verfügung. Als einleitende Ereignisse sind Betriebsstörungen und betriebliche Abfahrvorgänge zu betrachten.
- Dampferzeugerstörfall (Abschnitt 5.2.2.2). Dieser Störfall steht als Oberbegriff für alle einleitenden Ereignisse der NWA, die vom Ausfall eines Nachwärmeabfuhrstranges begleitet sind. Es stehen nur 4 NWA-Redundanzen zur Verfügung. Der direkte Übergang in die NWA-Phase 2 ist hier zwangsläufig, ebenso beim
- Notstromfall (Abschnitt 5.2.2.3), bei dem aufgrund des Ausfalls der Eigenbedarfsversorgung unter anderem die Speisewasserförderung nicht mehr gegeben ist.

Die aktive Nachwärmeabfuhr (Zwangsumwälzung) des SNR-300 ist ausgefallen, wenn sowohl keine der 3 strangspezifischen NWA-Redundanzen als auch keine der 2 Tauchkühl-Redundanzen bei Anforderung ihren Betrieb aufnehmen. Es sind folgende Funktionen der strangspezifischen NWA-Systeme erforderlich:

- Wärmetransport in den Primärkreisen - Na-Umwälzung durch die Primärnatriumpumpen mit Ponymotorantrieb,
- Wärmetransport in den Sekundärkreisen - Na-Umwälzung durch die Sekundärnatriumpumpen mit Ponymotorantrieb,
- Wärmetransport in den tertiären, strangspezifischen Systemen. Dazu werden an diese Systeme folgende Anforderungen gestellt:
 - Förderung von Notspeisewasser und Kühlung der Notspeisewasserpumpe,
 - Vorwärmung des Notspeisewassers,
 - Kondensation des Dampfes im Nachwärmekondensator und Kondensatabfuhr,
 - Schließen der Frischdampf- und Speisewasserschieber,
 - Öffnen des Abblaseregelventils und gegebenenfalls eines der drei Sicherheitsventile zu Beginn und Schließen aller aufgegangenen Sicherheitsventile am Ende des Abblasevorgangs.
- Wärmeabfuhr aus dem Nachwärmekondensator durch das gesicherte Nebenkühlwasser.

Für das Tauchkühlsystem sind im aktiven Betrieb erforderlich:

- Betrieb der EM-Pumpen,
- Kühlung der EM-Pumpen,
- Inbetriebnahme der Notkühlgebläse im Notkühlkamin,
- Öffnen der Luftklappen,
- Öffnen des Drallreglers.

Für sämtliche genannten Systemfunktionen wurden detaillierte Fehlerbäume erstellt, wobei auch die elektrische Energieversorgung und die Reaktorschutzsysteme mit einbezogen wurden.

5.2.2.1 Allgemeiner NWA-Fall

Aufgrund betrieblicher Störungen (Betriebstransienten) ist mit 12 Reaktorschnellabschaltungen pro Jahr zu rechnen (Abschnitt 5.2.1.1). Außerdem werden pro Jahr einige betriebliche Abfahrvorgänge auftreten. Diese sind abgedeckt durch

- die pessimistische Vorgehensweise bei der Abschätzung der Eintrittshäufigkeiten der Reaktorschnellabschaltungen und
- die Tatsache, daß ein Teil der betrieblichen Abschaltungen und Schnellabschaltungen aus Teillast erfolgt, wodurch sich die Temperatur reduziert, die sich bei Ausfall der aktiven Nachwärmeabfuhr einstellen würde.

Es wird daher von 12 Reaktorschnellabschaltungen pro Jahr aus Vollast ausgegangen, von denen 1/a pessimistisch als Eintrittsereignis für den Dampferzeugerstörfall (Abschnitt 5.2.2.2) abgeschätzt wird. Die Eintrittshäufigkeit des allgemeinen NWA-Falls beträgt damit 11/a.

Eine Zuverlässigkeitsanalyse zum allgemeinen NWA-Fall brachte als Ergebnis für die strangspezifischen NWA-Systeme eine Nichtverfügbarkeit von $1,7 \cdot 10^{-3}$. Dieser Wert wird durch die unabhängigen Ausfälle der sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten der 3 Stränge bestimmt. Ausfälle, die mehrere Redundanzen betreffen, liefern keinen merklichen Beitrag.

Die Nichtverfügbarkeit der aktiven Nachwärmeabfuhr durch die Tauchkühlssysteme wurde zu $5 \cdot 10^{-4}$ ermittelt. 25 % davon werden durch den Common-Mode-Ausfall des Relasteils des 2. Reaktorschutzsystems verursacht. Der Ausfall der Luftkühlung für beide Redundanzen des Tauchkühlsystems trägt mit weiteren 25 % zum Ergebnis bei. Die restlichen 50 % sind durch die unabhängigen Ausfälle der übrigen Komponenten des Tauchkühlsystems bestimmt.

Die gesamte Nichtverfügbarkeit der NWA-Systeme im allgemeinen NWA-Fall wurde zu $8,5 \cdot 10^{-7}$ (Medianwert $7 \cdot 10^{-7}$; Streufaktor 3)

ermittelt. Somit ergibt sich eine Häufigkeit für das Versagen der aktiven Nachwärmeabfuhr von $10^{-5}/a$.

5.2.2.2 Dampferzeugerstörfall

Die Bezeichnung Dampferzeugerstörfall ist hier als Oberbegriff für alle jene einleitenden Ereignisse der NWA zu verstehen, bei denen ein Strang der strangspezifischen Nachwärmeabfuhr-einrichtungen mit dem Eintritt des Störfalls als ausgefallen anzusehen ist. Hierzu sind zu zählen:

- der eigentliche Dampferzeugerstörfall, der zur Reaktorschnellabschaltung, zum Schließen der sekundärseitigen Adamsklappe und zur Anforderung der NWA-Phase 2 führt,
- mechanische Schäden an einer Primär- oder Sekundärnatriumpumpe, bei denen kein Betrieb mit dem Ponymotor mehr möglich ist,
- Leckagen von Primär- oder Sekundärrohrleitungen,
- Störungen im Tertiärkreis, wobei nur der gemeinsame Teil mit den strangspezifischen NWA-Einrichtungen (zwischen Speisewasser- und Frischdampfschieber) zu betrachten ist.

Die gesamte Eintrittshäufigkeit dieser Ereignisse wird pessimistisch mit $1/a$ angesetzt.

Entsprechend der Definition des Dampferzeugerstörfalls ist das strangspezifische NWA-System ausgefallen, wenn zwei Redundanzen nicht verfügbar sind. Die Nichtverfügbarkeit der strangspezifischen NWA-Systeme ist mit $1,5 \cdot 10^{-2}$ durch unabhängige Ausfälle sicherheitstechnisch wichtiger Komponenten verursacht. Es gibt keine Komponente, deren Versagen einen dominanten Beitrag zur Nichtverfügbarkeit liefert. Die Nichtverfügbarkeit des Tauchkühlsystems beträgt wie im allgemeinen NWA-Fall $5 \cdot 10^{-4}$.

Die Nichtverfügbarkeit der NWA-Systeme im Dampferzeuger-Störfall beträgt $7,5 \cdot 10^{-6}$ (Medianwert $6 \cdot 10^{-6}$, Streufaktor 3). Für

die Häufigkeit des Versagens der aktiven Nachwärmeabfuhr ergibt sich dann $7,5 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr.

5.2.2.3 Notstromfall

Im Normalbetrieb erfolgt die Stromversorgung des Kraftwerks über die zwei 10-kV-Schienen der Eigenbedarfsanlage. Die sicherheitstechnisch wichtigen Verbraucher werden von den Notstromanlagen versorgt, die im Normalbetrieb von der Eigenbedarfsanlage gespeist werden.

Ein Notstromfall liegt vor, wenn die Spannung an beiden 10-kV-Eigenbedarfsschienen ausfällt. Damit sind alle Wechselstromschienen zunächst spannungslos, mit Ausnahme derer, die über Umrichter bzw. Umformer von den batteriegespeisten Gleichstromschienen versorgt werden. Die Stromversorgung der 10-kV-Notstromschienen und der daran angeschlossenen Schienen erfolgt nach kurzfristiger Unterbrechung über die Notstromdiesel. Die Systeme, die für die NWA-Phase 1 benötigt würden, stehen wegen des Ausfalls der Eigenbedarfsanlage nicht zur Verfügung.

Für die Eintrittshäufigkeit des Notstromfalls wurde ein Erwartungswert von $7 \cdot 10^{-2}$ pro Jahr geschätzt. Es wurden folgende Ursachen berücksichtigt:

- Teilnetzausfall und Versagen des Abfangens auf Eigenbedarfsleistung,
- Teilnetzausfall (Ausfall eines Teils des Verbundnetzes oder der Netzeinspeisungen des Kraftwerks) während des NWA-Betriebs,
- Turbinenschnellabschaltung und Mißlingen der Übernahme der Eigenbedarfsversorgung durch das Verbundnetz.

Bei Ausfall aller NWA-Systeme im Notstromfall, hervorgerufen durch den Ausfall aller Notstromdiesel, ist es aufgrund der beschränkten Kapazität der Batterien notwendig, spätestens

nach einer Stunde eine NetZRückschaltung durchzuführen, um eine aktive Wärmeabfuhr durch das Tauchkühlsystem zu ermöglichen. Es wurde abgeschätzt, daß in 90 % aller Notstromfälle eine NetZRückschaltung und damit eine anschließende Wiederinbetriebnahme des Tauchkühlsystems innerhalb einer Stunde möglich ist.

Die Nichtverfügbarkeit der NWA-Systeme im Notstromfall beträgt $1 \cdot 10^{-4}$ (Medianwert $6 \cdot 10^{-5}$, Streufaktor 5). Damit liegt die Häufigkeit für das Versagen der aktiven NWA im Notstromfall bei $7 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr.

Die Nichtverfügbarkeit der NWA-Systeme wird im wesentlichen durch das Versagen

- der Notstromdiesel aufgrund eines Common-Mode-Ausfalls oder
- des Relaissteils des 2. Reaktorschutzsystems aufgrund eines Common-Mode-Ausfalls

jeweils in Verbindung mit dem zusätzlichen Versagen der NetZRückschaltung, einschließlich Wiederinbetriebnahme des Notkühlsystems, bestimmt. Die genannten Ausfälle tragen zu 80 % zum Gesamtergebnis bei. Die übrigen 20 % ergeben sich durch unabhängige Ausfälle von Komponenten.

5.2.2.4 Gesamtergebnis für die aktive Nachwärmeabfuhr

Für die drei verschiedenen einleitenden Ereignisse resultieren die in Tabelle 5-2 zusammengefaßten aufgerundeten Ergebnisse.

Grundsätzlich ist bei den NWA-Fällen neben der Nichtverfügbarkeit der aktiven NWA-Einrichtungen auch die Ausfallwahrscheinlichkeit während der Langzeitphase in Rechnung zu setzen. Die Ausfallwahrscheinlichkeit der NWA-Systeme kann jedoch gegenüber der Nichtverfügbarkeit bei Anforderung aus folgenden Gründen vernachlässigt werden:

Tab. 5-2:

Ergebnisse der Zuverlässigkeitsanalyse zur aktiven NWA

	Allgemeiner NWA-Fall	Dampferzeuger-Störfall	Notstromfall
Einleitendes Ereignis	11/a	1/a	$7 \cdot 10^{-2}$ /a
Nichtverfügbarkeit der aktiven NWA	$8,5 \cdot 10^{-7}$	$7,5 \cdot 10^{-6}$	10^{-4}
Ausfall der aktiven NWA	10^{-5} /a	$7,5 \cdot 10^{-6}$ /a	$7 \cdot 10^{-6}$ /a

- Die Ausfallwahrscheinlichkeit während der ersten 24 Stunden nach Störfalleintritt spielt bei Bereitschaftssystemen mit vierwöchentlichem Testintervall keine Rolle.
- Nach einer ersten Nachwärmeabfuhrzeit von ≥ 24 Stunden ist ein Ausfall aller NWA-Systeme für mehr als 40 Stunden zulässig. Diese Zeit reicht für Reparaturen an Komponenten aus, die bei Anforderung ihre Funktion nicht aufgenommen haben. Eine Ausnahme hiervon bilden lediglich die EM-Pumpen des Tauchkühlsystems sowie die Natriumpumpen im Primärsystem.

5.2.3 Passive Nachwärmeabfuhr

Der SNR-300 besitzt die Fähigkeit, die Nachwärme durch Naturumlauf aus dem Kern abzuführen (Abschnitt 4.2.5). Naturumlauf bildet sich

- innerhalb des Reaktortanks,
- in den Primär- und Sekundärkreisen,
- im Tauchkühlsystem, d.h. in den Tauchkühlkreisen und durch Naturzug (Luft) im Notkühlkamin.

Im Rahmen der risikoorientierten Analyse zum SNR-300 wird die Möglichkeit bewertet, nach einem Versagen der aktiven Nachwär-

meabfuhr (Zwangsumlauf) durch passive Nachwärmeabfuhr den Temperaturanstieg und das sich ergebende Temperaturmaximum im Kern zu begrenzen. Dabei wird die passive Nachwärmeabfuhr durch Naturumlauf an sich nicht in Frage gestellt. In diesem Zusammenhang ist jedoch wichtig, daß keine Unterbrechung der wirksamen Fluidsäulen, z.B. durch Gaseinbruch oder Rohrleitungsleckagen, auftritt.

Bei der Bewertung der passiven Nachwärmeabfuhr wird vorausgesetzt, daß die Luftklappen und Drallregler im Notkühlssystem zu öffnen sind. Erfolgt das Öffnen innerhalb von 5 Stunden nach Abschaltung des Reaktors, so bleiben die sich ausbildenden Temperaturen innerhalb der Auslegungsgrenzen (Abschnitt 4.2.5). Es wird pessimistisch davon ausgegangen, daß der Ausfall der aktiven Nachwärmeabfuhr begleitet ist von geschlossenen Klappenstellungen. Das Öffnen ist per Hand vor Ort möglich (Tö 81). Dazu ist es erforderlich, daß sich eine Person in die Räume Q 04.10 und Q 04.11 zum Betätigen der Handräder der Luftklappen und Drallregler begibt. Die Wegezeit wird in (Tö 81) weniger als 30 Minuten angegeben. Vor Ort befinden sich nur Steilantriebe für die angesprochenen Luftklappen und Drallregler. Die Bewegung der Klappenwellen bzw. der Drallregler kann bei der Betätigung sowohl direkt als auch an vorhandenen Stellungsanzeigern beobachtet werden. Die Betätigung ist leichtgängig und erfordert pro Klappe oder Drallregler wenige Minuten.

Die quantitative Bewertung der Handmaßnahmen erfolgt unter den folgenden Voraussetzungen:

- Die eindeutige Detektion des Ausfalls der aktiven Nachwärmeabfuhr ist innerhalb einer Stunde über eine Reihe verschiedener Meßwerte, z.B. durch vergleichsweise stark positive Temperaturgradienten, möglich.
- Auf die Notwendigkeit zur Durchführung der Handmaßnahmen wird durch geeignete Information (Anzeigen, Meldungen) in der Warte hingewiesen.

- Im Betriebshandbuch ist bei Ausfall der aktiven NWA das Öffnen der Klappen bzw. das Überprüfen der Klappenstellungen vor Ort vorgesehen.
- Die Klappenstellung und Stellung des Drallreglers sind vor Ort eindeutig erkennbar.
- Ein regelmäßiges Training des Erkennens der Notwendigkeit und der Durchführung dieser Maßnahme, vergleichbar etwa dem regelmäßigen Training der Inbetriebnahme des Notstandsystems in der Referenzanlage der deutschen Risikostudie (GE 81a), findet statt.
- Es steht ausreichend Zeit zur Durchführung der angesprochenen Handmaßnahmen zur Verfügung.
- Nach NWA-Anforderung ist das Öffnen der Luftklappen und der Drallregler innerhalb der erwähnten 5 Stunden sicherheitsgerichtet.

Unter den genannten Voraussetzungen läßt sich in Anlehnung an (SwGu 80) eine Wahrscheinlichkeit von $p = 10^{-2}(.10, :10)$ für das Nichterkennen der Notwendigkeit bzw. das nicht rechtzeitige oder falsche Durchführen dieser Handmaßnahme ermitteln. In Anbetracht dieser Wahrscheinlichkeit wird der Ausfall der passiven NWA durch Gaseinbruch oder Leckagen als abgedeckt angesehen.

5.2.4 System zur Detektion verzögerter Neutronen

Das System zum Nachweis verzögerter Neutronen (DND-System) hat die Aufgabe, bei 30 bis 100 % Reaktorleistung Hüllrohrschäden in Brennelementen zu erkennen, bevor der freigelegte Brennstoff gefährliche lokale Kühlblockaden in den Brennelementen verursacht. Dies geschieht durch Messung von Neutronen, die von den in das Kühlmittel freigesetzten Spaltprodukten emittiert werden. Das DND-System besteht zum einen aus dem betrieblichen Meßkreislauf, der für den Transport der freigesetzten Spaltprodukte zu den Meßeinrichtungen sorgt, zum anderen aus den Neutronenfluß-Meßeinrichtungen einschließlich der Meßwertver-

arbeitung im Reaktorschutzsystem. Das Versagen jedes dieser beiden Systemteile hat den Ausfall des DND-Systems zur Folge. Der betriebliche Meßkreislauf für verzögerte Neutronen ist ausgefallen, wenn

- kein Natriumdurchsatz und somit kein Transport der Spaltprodukte von den Ansaugöffnungen zu den Neutronenflußdetektoren im Moderatorblock stattfindet,
- infolge verminderten Durchsatzes im gesamten Meßkreislauf die Laufzeit der Spaltprodukte vom Schadensort zu den Detektoren ansteigt,
- der Natriumdurchsatz in nur einer Absaugleitung vermindert ist und ein Brennelementschaden in dem von dieser Leitung überwachten Sektor auftritt.

Der völlige Ausfall des Durchsatzes im betrieblichen Meßkreislauf wird durch eine Anzahl von Überwachungseinrichtungen und Meldungen sofort erkannt und kann deshalb vernachlässigt werden. Ist der Durchsatz im betrieblichen Meßkreislauf lediglich vermindert, so kann dies nur durch die betrieblichen Durchflußmessungen in den drei Absaugleitungen erkannt werden. Zur Bewertung der Zuverlässigkeit des DND-Systems sind deshalb nicht sofort entdeckte Ausfälle der Durchflußmessung zu betrachten.

Aus der Betriebserfahrung in der KNK-II ergibt sich eine Gesamtausfallrate von $2,1 \cdot 10^{-5}/h$ für die entsprechenden permanentmagnetischen Durchflußmesser. Etwa 50 % der Ausfälle sind Totalausfälle mit Rückgang des Ausgangssignals gegen 0. Auch von den restlichen Ausfällen führen etwa 90 % in die sichere Richtung, d.h. zur Anzeige eines zu niedrigen Wertes. Sowohl die Gesamtausfallrate wie die Aufteilung nach Fehlerarten decken sich weitgehend mit den Betriebserfahrungen in vergleichbaren englischen Anlagen. Es ergibt sich demnach eine Ausfallrate von $10^{-6}/h$ für die gefährliche Ausfallart "Anzeige zu hoch". Diese Ausfälle werden pessimistisch mit einer mittleren Fehlerentdeckungszeit von 5 Jahren angesetzt.

Zu einer Verringerung des Durchsatzes kommt es bei

- Durchsatzreduktion der EM-Pumpe,
- Fehlstellung einer Drosselarmatur nach Funktionsprüfung oder
- Querschnittsverengung durch Ablagerung in einer Leitung.

Pessimistisch wird die in Abschnitt 5.1.2 angegebene Ausfallrate der EM-Pumpe für eine Durchsatzreduktion angesetzt, die mit einer mittleren Fehlerentdeckungszeit von einem Jahr erkannt wird. Fehlstellungen von Drosselarmaturen und Querschnittsverengungen spielen dann keine Rolle. Ebenso ist der Ausfall einer einzelnen Absaugleitung vernachlässigbar. Der Beitrag von Ausfällen im Reaktorschutzsystem zur Nichtverfügbarkeit des DND-Systems ist von untergeordneter Bedeutung. Insgesamt ergibt sich eine mittlere Nichtverfügbarkeit des Systems zur Detektion verzögerter Neutronen von $2 \cdot 10^{-4}$.

5.2.5 Natrium-Füllstandsmessung im Reaktortank

Die Überwachung der Höhe des Na-Spiegels im Reaktortank erfolgt über induktive Füllstandssonden. Zum 1. Reaktorschutzsystem gehören drei kontinuierliche Füllstandssonden, zum 2. Reaktorschutzsystem zwei kontinuierliche und zwei diskontinuierliche Füllstandssonden.

Sowohl die kontinuierlichen als auch die diskontinuierlichen Füllstandssonden bestehen aus Sender- und Empfängerspulen. Die induktive Koppelung zwischen Primär- und Sekundärwicklung und damit die Sekundärspannung hängt von der elektrischen Leitfähigkeit der Umgebung ab und vermindert sich beim Eintauchen des Meßaufnehmers in Flüssigmetall infolge der ansteigenden Wirbelstromverluste. Da die Senderspule von einer Konstantstromquelle gespeist wird, führt ein absinkender Na-Spiegel zu ansteigender Spannung in der Empfängerspule.

Zum Ausfall der gesamten Füllstandsmessung im Reaktortank müssen mindestens zwei von drei Füllstandsmeßeinrichtungen des

1. Reaktorschutzsystems sowie mindestens drei von vier Füllstandsmeßeinrichtungen des 2. Reaktorschutzsystems versagen.

Aus der Betriebserfahrung in der KNK-II ergibt sich eine Gesamtausfallrate von $10^{-5}/h$ für eine entsprechende Na-Füllstandsmeßeinrichtung. Die meisten Ausfälle werden beim SNR durch die vorhandenen Überwachungseinrichtungen gemeldet. Es wird davon ausgegangen, daß 10 % der Ausfälle erst bei den jährlichen Funktionsprüfungen erkannt werden.

Der Na-Füllstand im Reaktortank wird durch redundante und unterschiedliche Meßeinrichtungen erfaßt. Eine vollständige Diversität zwischen der kontinuierlichen und der diskontinuierlichen Füllstandsmessung ist jedoch nicht gegeben, denn zum einen handelt es sich um das gleiche Meßprinzip, zum anderen sind Netzteile und Sender baugleich.

Für Na-Füllstandsmeßeinrichtungen liegen im Vergleich zu anderen Meßeinrichtungen für die Reaktorschutzsysteme nur geringe Betriebserfahrungen vor. Eine Auswertung der bisherigen Betriebserfahrung in der KNK-II zeigt keine Hinweise auf Common-Mode-Ausfälle der Na-Füllstandsmessung. Allerdings ist zu berücksichtigen, daß die Meßaufnehmer extremen Umgebungsbedingungen ausgesetzt sind (hohe Temperaturen, Neutronenfluß, Natrium als Medium). Es sind Ausfälle denkbar, die alle Meßkanäle gleichzeitig betreffen und frühestens bei der nächsten wiederkehrenden Prüfung entdeckt werden. So können sich z.B. infolge des Neutronenflusses die Isolationswiderstände der Meßsonden verändern.

Aus den genannten Gründen wird nach der Beta-Faktor-Methode vorgegangen. In Anbetracht des hohen Redundanzgrades wird ein β -Faktor von 0,01 angesetzt (Abschnitt 5.1.5.3). Damit ergibt sich für den Ausfall der Meßkanäle der Na-Füllstandsmessung aufgrund gemeinsamer Ursache:

$$\lambda_{CMA} = \beta \cdot \lambda_{Komp.} = 1 \cdot 10^{-2} \cdot 10^{-6}/h = 1 \cdot 10^{-8}/h$$

Bei einer Funktionsprüfung der Meßaufnehmer pro Jahr beträgt dann die mittlere Nichtverfügbarkeit der gesamten Na-Füllstandsmeßeinrichtungen infolge CMA:

$$p_{CMA} = 4 \cdot 10^{-5}$$

Der Einfluß menschlichen Fehlverhaltens auf die Zuverlässigkeit der Füllstandsmeßeinrichtung (Instandhaltungsarbeiten an den Meßkanalgruppen) wurde untersucht. Da die Instandhaltungsarbeiten an den diskontinuierlichen Meßeinrichtungen erhebliche Unterschiede zu denen an den kontinuierlichen Meßeinrichtungen aufweisen (keine Einstellarbeiten an Grenzwertmeldern), ist es gerechtfertigt, die Ausfälle aufgrund menschlicher Fehlhandlungen bei kontinuierlichen und diskontinuierlichen Füllstandsmeßeinrichtungen als völlig unabhängig anzusetzen. Damit ist der Beitrag von Common-Mode-Ausfällen aufgrund menschlicher Fehlhandlungen vernachlässigbar.

Die Na-Füllstandsmessung des 2. Reaktorschutzsystems wird auch zur Absperrung der Primär-Nebenanlagen benötigt. Die Nichtverfügbarkeit der Signale für eine Doppelabsperrung beträgt $1,7 \cdot 10^{-4}$ pro Anforderung und setzt sich zusammen aus der Nichtverfügbarkeit der Na-Füllstandsmessung und der Nichtverfügbarkeit zweier nicht diversitärer Abschlußrelais aufgrund von Common-Mode-Ausfällen.

5.2.6 Containmentabschluß

Betrieblich offene Verbindungen zwischen dem Containment und außenliegenden Raumbereichen werden im Anforderungsfall durch das 1. Reaktorschutzsystem geschlossen und im geschlossenen Zustand gehalten.

Der Containmentabschluß (Abschluß des Reaktorgebäudes) ist bei folgenden Systemen von Bedeutung:

- Lüftungsanlagen (Zuluft Reaktorgebäude, Abluft Reaktorgebäude),

- Reventing- und Exventing-System sowie
- Gebäudeentwässerung.

5.2.6.1 Reaktorschutzsignale für den Containmentabschluß

Die Gebäudeabschlußsignale (YX21) werden im 1. Reaktorschutzsystem von folgenden Anregekanalgruppen gebildet:

- Neutronenfluß Leistungsbereich $\varnothing_L > 150 \%$
- Aktivität Abluft Reaktorgebäude $R_R > 10^{-3} \text{ Ci/m}^3$
- Aktivität Abluftkamin $R_K > 10^{-3} \text{ Ci/m}^3$

Die Meßwerterfassung erfolgt jeweils dreikanalig mit 2v3-Bewertung der Anregekanalgruppen. Jede Aktivitätsfreisetzung in die belüfteten Bereiche des Containments wird von den Anregekanalgruppen R_R und R_K diversitär erkannt (γ -Szintillationszähler, β -Großflächendurchflußzählrohre); eine Leistungsexkursion wird von der Anregekanalgruppe \varnothing_L detektiert.

Die Schutzaktion "Containmentabschluß" löst folgende Maßnahmen aus:

- Schließen der Containmentklappen der Lüftungsanlage,
- Schließen der Entwässerungsarmaturen,
- Aktivierung des Reventing-Systems und
- Ausschaltung der Zu- und Abluftventilatoren.

Die Nichtverfügbarkeit der Containmentabschlußsignale ist unter zwei Bedingungen zu ermitteln, erstens, daß die Schnellabschaltensignale anstehen, und zweitens, daß die Schnellabschaltensignale ausgefallen sind. Dies wird im folgenden erläutert:

- Ausfall der Containmentabschlußsignale unter der Bedingung, daß die Schnellabschaltensignale anstehen

Wird pessimistisch die Neutronenflußmessung außer acht gelassen, so erfolgt die Anregung des Gebäudeabschlusses nur durch

Aktivitätsmessungen. Durch diesen Ansatz werden die Fälle abgedeckt, bei denen trotz ausgefallener Neutronenflußmessung eine Schnellabschaltung ausgelöst wird, sowie Störfallabläufe, bei denen der Grenzwert für den Neutronenfluß nicht erreicht wird.

Mit dem pessimistischen Ansatz aus der deutschen Risikostudie, daß die Nichtverfügbarkeit einer Anregekanalgruppe aufgrund von menschlichem Fehlverhalten bei Instandhaltungsarbeiten 10^{-3} beträgt, ergibt sich auch bei Unterstellung einer Abhängigkeit der Instandhaltungsarbeiten an den beiden zu betrachtenden Anregekanalgruppen (Aktivität Abluft Reaktorgebäude, Aktivität Abluftkamin) eine Nichtverfügbarkeit, die deutlich unter 10^{-3} liegt.

- Ausfall der Containmentabschlußsignale unter der Bedingung, daß die Schnellabschaltsignale ausgefallen sind

Die Nichtverfügbarkeit der Schnellabschaltsignale wird in Abschnitt 5.2.1.2 in der gleichen Größenordnung wie der mechanische Teil der Schnellabschaltsysteme angesetzt, d.h. mit einem Wert von 10^{-7} . Trotz der beiden zusätzlichen Anregekriterien für die Gebäudeabschlußsignale wird pessimistisch davon ausgegangen, daß in 10 % (·3, :3) der Fälle, bei denen die Schnellabschaltsignale ausfallen, auch die Containmentabschlußsignale ausfallen.

5.2.6.2 Containmentabschluß der Lüftungsanlagen

Das Containment wird über zwei Zuluft- und drei Abluftkanäle (NW 1000) belüftet, wobei der Containmentabschluß jeweils mit Hilfe von drei Armaturen erfolgt. Von den zu einer Durchführung gehörenden drei Armaturen werden zwei pneumatisch betätigt, die dritte ist federbetätigt. In halbjährlichem Abstand werden Funktionsprüfungen der Containmentklappen vorgenommen. Der Abschluß einer Lüftungsleitung fällt aus, wenn alle drei

Abschlußklappen nicht schließen. Da die Haltemagnete bzw. Vorsteuerarmaturen nach dem Ruhestromprinzip arbeiten, braucht hinsichtlich der elektrischen Energieversorgung nur das Öffnen der Schütze in der Schaltanlage berücksichtigt zu werden.

Die Ruhestromschaltung hat allerdings den Nachteil, daß sowohl die Haltemagnete bzw. Vorsteuerventile als auch die Schütze in den Schaltanlagen ständig stromdurchflossen sind. Aus der deutschen Betriebserfahrung ist kein Fall bekannt, bei dem gleichzeitig mehrere Ausfälle von Schützen, die in Ruhestrom betrieben werden, auftraten. Es wurde jedoch in einigen Fällen festgestellt, daß bei mehreren Schützen gleichzeitig die Spulenkörper durch Wärmeeinwirkung verformt waren. Ein Common-Mode-Ausfall von in Ruhestromschaltung betriebenen Schützen kann deshalb nicht ausgeschlossen werden. Als Schätzwert wird für den Common-Mode-Ausfall der Schütze für die drei Armaturen einer Leitung ein Wert von 10^{-4} pro Anforderung angesetzt.

Die Nichtverfügbarkeit des Containmentabschlusses der lufttechnischen Anlagen (Offenbleiben eines der fünf Lüftungsabschlüsse) beträgt 10^{-3} . Ein Anteil von $5 \cdot 10^{-4}$ ist auf Common-Mode-Ausfälle der Schütze der fünf Lüftungsabschlüsse zurückzuführen. Dieser Anteil ist bei einem Notstromfall mit Ausfall der gesamten Diesel-Notstromversorgung nicht relevant, wenn ein Abschluß des Containments ≥ 1 h (Entladezeit der Batterien) nach Eintritt des Notstromfalls ausreicht. Der Rest der Nichtverfügbarkeit ergibt sich aufgrund von unabhängigen Ausfällen der Containmentklappen einschließlich der komponentenspezifischen Energieversorgung (Abzweig) und Ansteuerung (Steuerkette). Die komponentenspezifische Energieversorgung und die Ansteuerung sind im Notstromfall ebenfalls nicht relevant.

5.2.6.3 Containmentabschluß des Reventing- und Exventing-Systems

Beim Ausfall des Containmentabschlusses des Exventing-Systems besteht eine Verbindung vom äußeren Containment über die Ex-

ventingfilter und die Exventinggebläse zum Abluftkamin. Die Exventinggebläse haben zur Verhinderung des Rückwärtslaufens eine Bremsvorrichtung. Bei stehenden Gebläsen und geringen Differenzdrücken ist die Leckage aus geöffneten Leitungen deshalb sehr gering.

Der Containmentabschluß des Exventing-Systems erfolgt über zwei Paare von Motorarmaturen. Sie werden nicht vom Reaktorschutzsystem angesteuert und erhalten somit auch in Störfällen, bei denen der Containmentabschluß erforderlich ist, keine die Stellung kontrollierenden Befehle. Deshalb muß die Möglichkeit in Betracht gezogen werden, daß nach Funktionsprüfungen die genannten Armaturen aufgrund menschlichen Fehlverhaltens fälschlich in Offenstellung bleiben. In Anlehnung an (SwGu 80) läßt sich für jeweils ein Armaturenpaar eine Nichtverfügbarkeit von $3 \cdot 10^{-4}$ ermitteln. Da das Offenbleiben jeweils eines Armaturenpaares bereits zum Ausfall der Systemfunktionen führt, ergibt sich die Nichtverfügbarkeit des Containmentabschlusses des Exventing-Systems zu $6 \cdot 10^{-4}$.

Ein Versagen des Containmentabschlusses des Reventing-Systems kann im Falle des Ausbaus eines Reventinggebläses auftreten, wenn der zugehörige Reparaturschieber nicht geschlossen wird. Die sich hierfür ergebende Nichtverfügbarkeit des Containmentabschlusses ist gegenüber der Nichtverfügbarkeit des Lüftungsabschlusses vernachlässigbar.

5.2.6.4 Containmentabschluß der Entwässerungssysteme

Für die Entwässerung des Reaktorgebäudes sind vier Containmentdurchführungen vorhanden, die vom Kontrollbereich in den Hilfsanlagentrakt führen. Zum gesicherten Abschluß dienen je ein Paar Motorarmaturen, die durch das Reaktorschutzsystem bei Containmentabschluß einen Schließbefehl erhalten. Die Motorarmaturen sind an die Diesel-Notstromversorgung angeschlossen.

Wenn keine Entwässerung erfolgt, sind die Entwässerungsleitungen durch Armaturen geschlossen. Die Wahrscheinlichkeit dafür, daß bei Eintritt eines Störfalls gerade über eine Leitung entwässert wird und darüber hinaus die Containmentabschlußarmaturen nicht schließen, kann gegenüber der Nichtverfügbarkeit des Containmentabschlusses der Lüftungsanlagen vernachlässigt werden.

Tritt während des Entwässerungsbetriebs jedoch ein Notstromfall mit Ausfall der gesamten Diesel-Notstromversorgung ein, so können offene Rohrleitungen nicht geschlossen werden. In diesem Fall ist jedoch auch der passive Abschluß der Entwässerungsleitungen durch die Wasservorlagen wirksam. Die Wasservorlage beträgt bei der Sumpfwässerung (NW25) 2 m. Bei den übrigen Entwässerungsleitungen beträgt die Wasservorlage zwischen 7 und 14 m, so daß der passive Containmentabschluß ausreicht. Im Notstromfall mit Ausfall der gesamten Diesel-Notstromversorgung beträgt die Nichtverfügbarkeit des Gebäudeabschlusses der Sumpfwässerung 10^{-3} . Dieser Wert ergibt sich aus der Abschätzung, daß mit einer Häufigkeit von 0,1 pro Jahr eine Leckage vorliegt, bei der 100 Stunden lang der Betrieb einer Sumpfwässerung erforderlich ist.

5.2.6.5 Gesamtergebnis für den Containmentabschluß

Bei vorhandener Notstromversorgung ergibt sich insgesamt eine Nichtverfügbarkeit des Containmentabschlusses von $1,6 \cdot 10^{-3}$, bei ausgefallener Notstromversorgung von $1,4 \cdot 10^{-3}$. Vereinfachend wird bei den weiteren Betrachtungen die Nichtverfügbarkeit des Gebäudeabschlusses unter der Bedingung, daß die Gebäudeabschlußsignale anstehen, für alle einleitenden Ereignisse mit aufgerundet $2 \cdot 10^{-3} (.3, :3)$ angesetzt. Insgesamt sind dann folgende drei Fälle zu unterscheiden:

- Nichtverfügbarkeit des Containmentabschlusses unter der Bedingung, daß die Containmentabschlußsignale anstehen:
 $2 \cdot 10^{-3} (.3, :3)$

- Nichtverfügbarkeit des Containmentabschlusses (Ausfall der Containmentabschlußsignale) unter der Bedingung, daß die Schnellabschaltssignale anstehen: $< 10^{-3}$
- Nichtverfügbarkeit des Containmentabschlusses (Ausfall der Gebäudeabschlußsignale) unter der Bedingung, daß die Schnellabschaltssignale ausgefallen sind: $0,1(·3,·3)$

Beim Ausfall der Gebäudeabschlußsignale bleiben die Lüftungsklappen des Containments offen und die Zu- und Abluftventilatoren laufen weiter. Im Notstromfall mit Ausfall der gesamten Diesel-Notstromversorgung gilt dies nicht, weil dann die Energieversorgung der Zu- und Abluftventilatoren ausgefallen ist.

5.2.7 Bodenkühleinrichtung

Die Bodenkühleinrichtung hat die Aufgabe, nach einem Tankversagen das Kernmaterial und das ausströmende Natrium aufzunehmen. Hinzu kommt ihre Schutzfunktion für den Reaktorzellenboden/Betonsockel vor thermischer Belastung. Diese Schutzfunktion wird erzielt durch die Abfuhr der Nachwärme des in die Auffangschale gelangten Brennstoffs über einen NaK-Kreislauf an die Außenatmosphäre. Entsprechend der Bedeutung der Bodenkühleinrichtung für die Integrität und Rückhaltung von Aktivitäten im inneren Containment wurde das Bodenkühlssystem einer Zuverlässigkeitsanalyse unterzogen.

Das Bodenkühlssystem ist einsträngig aufgebaut. Der Bodenkühler besteht aus einem inneren Bereich, der sich unterhalb der Spaltstoffauffangschale befindet und durch die dichte Verlegung von parallel angeordneten Evolventenrohren gekennzeichnet ist, und dem äußeren Bereich, d.h. den ringförmigen Sammlerleitungen innerhalb und den Zu- und Rückführungsleitungen außerhalb der Doppeltankabstützung. Der Bodenkühler befindet sich auf Kote -10,5 m und ist Teil des NaK-Kreislaufs TW01, der als Hauptkomponenten einen NaK-Luftwärmetauscher und eine EM-Pumpe (im kalten Strang) besitzt. Der NaK-Kreislauf TW01 besteht darüber hinaus aus einem Füllbehälter, der jedoch, ab-

gesehen bei Füll- oder Entleerungsvorgängen, vom Hauptkreislauf abgetrennt ist. Ein Stoßdruckbehälter bildet auf Kote +25 m den höchsten Punkt des Kühlkreislaufs. Er dient als Expansionsbehälter mit Argon als Schutzgas (System TD44).

Die Wärmeabfuhr an die Umgebung wird durch Luftkühlung bewirkt. Ein Ventilator fördert Luft zum NaK-Luftwärmetauscher und durch offene Luftklappen ins Freie (System TW07). Zur Kühlung der EM-Pumpenwicklung dient das Luftkühlssystem TW08, dessen Ausfall zwar standzeitbegrenzend ist, für die aktive Durchhaltezeit der EM-Pumpe jedoch als nicht relevant eingestuft wird. Die Bodenkühlung wird im Bereitschaftsbetrieb mit einer NaK-Umwälzung von 10 % des Nenndurchsatzes betrieben. Der Kreislauf TW01 hat eine maximale Temperatur von 40 °C. Er ist als nahezu drucklos anzusehen, abgesehen vom tiefliegenden Bodenkühler, auf dem ca. 35 m NaK-Säule lasten. Die Luftkühlungen TW07/8 sind abgeschaltet.

Die Signale zur Inbetriebnahme des Bodenkühlsystems werden im 1. Reaktorschutzsystem von folgenden Anregekanälen gebildet:

- Neutronenfluß Leistungsbereich $\varnothing_L > 150 \%$
- Temperatur Bodenkühler $T_B > 100 \text{ °C}$

Bei einer Leistungsexkursion mit Versagen des Reaktortanks sprechen beide Anregekriterien an, bei sonstigem Tankversagen nur das Kriterium "Temperatur Bodenkühler hoch". Folgende Aktionen werden automatisch durchgeführt:

- Hochfahren der EM-Pumpe auf Nennleistung,
- Einschalten des Kühlsystems TW08 (Ventilator ein, Absperrklappen auf) zur Abfuhr der Verlustwärme der EM-Pumpe,
- Abtrennen des Schutzgassystems TD44 vom Kreislauf,
- Abtrennen des Fülltanks vom Kreislauf.

Das Kühlsystem TW07 zur Rückkühlung des NaK-Kreislaufs wird vom 1. Reaktorschutzsystem automatisch eingeschaltet, wenn die Temperatur des NaK am Luftkühleraustritt ca. 170 °C und mehr beträgt.

Als Randbedingungen der Zuverlässigkeitsanalyse des Bodenkühl-systems sind zu erwähnen:

- Das Bodenkühlsystem ist im Notstromfall als ausgefallen zu betrachten, da die beiden aktiven Hauptkomponenten der Bodenkühlung (EM-Pumpe und Luftgebläse TW07) nicht notstrom-gesichert sind. Dabei wird das zeitlich zum Störfallein-tritt verzögerte Tankversagen und damit das verzögerte Er-fordernis der Bodenkühlung mit der Möglichkeit der Wieder-
verfügbarkeit der Energieversorgung pessimistisch nicht be-rücksichtigt.
- Obwohl die Höhendifferenz zwischen dem Bodenkühler und dem NaK-Luftwärmetauscher mehr als 30 m beträgt und damit das TW01-System auch im Naturumlauf eine beträchtliche Wärme-leistung abführen kann, wird dies zum Anforderungszeitpunkt nicht bewertet. Der Naturumlauf bestimmt jedoch die Dauer der Durchhaltephase
 - der aktiven Umwälzung des NaK durch EM-Pumpenbetrieb von 60 Stunden und
 - der aktiven Belüftung des NaK-Luftwärmetauschers durch den Luftventilator mit 220 Stunden.
- Es wird von einem halbjährlichen Funktionsprüfintervall des Bodenkühlsystems ausgegangen. Wesentlich für die Fehler-baumanalyse ist ferner, daß der Reaktor abgefahren wird, sofern der Ausfall der EM-Pumpe, das Versagen des Luftven-tilators oder Leckagen im NaK-Kreislauf entdeckt werden.

Das unerwünschte Ereignis "Ausfall des Bodenkühlsystems" wird zum einen durch den Ausfall der aktiven NaK-Umwälzung gebildet. Hier ist von gleichem quantitativen Einfluß das Unvermögen der EM-Pumpe, in den Nennbetrieb zu gehen, oder das Nichtschließen des Sicherheitsventils des Stoßdruckbehälters. Es wird pessi-mistisch unterstellt, daß aufgrund des geringen Abstandes zwis-chen dem erwarteten Druck im Behälter und dem Ansprechdruck ein Öffnen des Sicherheitsventils eintritt. Der Ausfall des Bodenkühlsystems wird zum anderen bewirkt durch mangelnde luftseitige Wärmeabfuhr. Der Luftventilator stellt mit 74 %

den dominanten Beitrag zur Nichtverfügbarkeit des Bodenkühlsystems auf Anforderung dar.

Liegt kein Notstromfall vor, so ist der Ausfall der Energieversorgung der EM-Pumpe oder des Luftventilators aufgrund der Möglichkeit der Doppeleinspeisung in die Schienen CB oder CF wenig wahrscheinlich. Dies gilt auch für die Wechselspannungsverbraucher, die an die doppelt eingespeiste Notstromunterverteilung FP90 angeschlossen sind.

Das Ausbleiben der Reaktorschutzbefehle zur Einschaltung der Bodenkühlung und Lüftung trägt nur unwesentlich zur Nichtverfügbarkeit bei. Die Berechnung der Nichtverfügbarkeit des Kühlsystems der Bodenkühleinrichtung ergibt:

$$5,8 \cdot 10^{-2} \text{ (Medianwert } 4,6 \cdot 10^{-2}, \text{ Streufaktor 3)}$$

Dieser Wert ist nicht gültig für den Notstromfall. Die Versagensarten der Bodenkühleinrichtung als direkte Folge der unterschiedlichen Tankversagensarten und damit der entsprechenden Beaufschlagung der Bodenkühleinrichtung sind nicht Gegenstand dieser Zuverlässigkeitsaussage. Dies wird in Abschnitt 7.3.1.2 diskutiert.

5.2.8 Natriumgekühltes Abklinglager

Das natriumgekühlte Abklinglager für Brenn- und Brutelemente ist Teil der Einbauten des Handhabungstraktes. Sein Kühlsystem wurde einer Zuverlässigkeitsanalyse unterzogen, da bei langfristigen Ausfällen der Lagerkühlung der gesicherte Einschluß der Aktivitäten nicht gewährleistet ist.

Das Natriumlager-Kühlsystem als 3 x 100 %-System besteht aus dem Betriebskühlkreislauf TG10 sowie den beiden Notkühlkreisläufen TG20 und TG30. Je eine EM-Pumpe sorgt pro Kreislauf für die Na-Umwälzung. Die EM-Pumpenkühlungen werden mit Hilfe des Inertisierungssystems WJ02, bei den Notkühlkreisläufen noch

zusätzlich durch je ein N₂-Umwälzgebläse (Gebäude als Wärmesenke) bewirkt.

Zur Rückkühlung des Natriums aus dem Betriebskreis dient das Inertisierungssystem WJ03. Diversitär hierzu besitzen die beiden Notkühlredundanzen Luftkühlssysteme als Wärmesenke für die im Na-gekühlten Abklinglager entstehende Nachzerfallsleistung. Das 2. Reaktorschutzsystem überwacht den Betrieb des Natriumlager-Kühlsystems.

Als Randbedingung der Zuverlässigkeitsanalyse ist zu nennen, daß kurzfristige Ausfälle der Kühlung nicht relevant sind, weil erst nach ca. einem halben Tag hohe Systemtemperaturen auftreten. Diesem Umstand wird Rechnung getragen, indem alle Komponentenausfälle oder Ausfallarten mit Reparaturzeiten bis 10 Stunden keine Berücksichtigung fanden. Damit entfallen die üblicherweise zu unterstellenden Ausfallarten:

- Steuerkette unterdrückt EIN/AUS/AUF/ZU-Befehl,
- Abzweig- oder Kabelfehler,
- Gruppensicherung ausgefallen,
- Ausfall des Reaktorschutzsignals und
- Fehlsignal vom Reaktorschutzsystem.

Das unerwünschte Ereignis für das Kühlsystem des natriumgekühlten Abklinglagers ist durch das Unvermögen bestimmt, weder über den Betriebskühlkreislauf TG10 noch über einen Notkühlkreislauf TG20 oder TG30 die Nachwärme abzuführen. Unterbrechungszeiten der Lagerkühlung bis zu einem halben Tag stellen kein Versagen dar. Die Ausfallarten des Kühlsystems sind zu unterscheiden in

- Komponenten- oder Systemausfälle ohne Beeinflussung des Na-Spiegels im Tank,
- Leckstörfälle mit Absenkung des Na-Spiegels.

Beide Ausfallarten der Lagerkühlung wurden bewertet. Tritt kein Na-Verlust aus den Kühlkreisläufen auf, kann der Ausfall

des Betriebskühlkreislaufs TG10 durch das betriebliche Versagen der EM-Pumpe, der Inertisierungssysteme oder der Regelklappe zu WJ03 hervorgerufen werden. Die Ausfallhäufigkeit des Betriebskühlkreislaufs TG10 wurde zu $0,1/a$ mit einer mittleren Stillstandszeit von 102 Stunden berechnet.

Die Ausfälle der Notkühlkreisläufe auf Anforderung sind in erster Linie den Luftgebläsen und ihren Regelklappen zuzuordnen. Die EM-Pumpen- oder sonstige Komponenten-Ausfälle sind vergleichsweise von untergeordneter Bedeutung.

Das Ergebnis der Zuverlässigkeitsanalyse für Komponenten- oder Systemausfälle ohne Natriumverlust, d.h. die Ausfallhäufigkeit der Kühlung des Na-gekühlten Abklinglagers durch Ausfall der drei Redundanzen ohne Beeinflussung des Na-Spiegels beträgt

$$2,3 \cdot 10^{-5}/a.$$

Als Funktionsprüfintervall des Kühlsystems gilt ein Monat.

Leckagen stellen zusätzliche auslösende Ereignisse zum Kühlungsversagen dar. Bei Leckagen im Bereich des Tanks oder in den doppelt ummantelten Anschlußrohrleitungen (bis einschließlich Doppelabsperrrmaturen) wird die zweite Barriere wirksam, so daß eine Niveauabsenkung im Tank im ungünstigsten Fall bis zum Notspiegel möglich ist. Die beiden Notkühlkreisläufe können dann noch die Kühlfunktion übernehmen. Wahrscheinlicher sind kleine Lecks in den Kreisläufen, wodurch die Absperrung des lecken Kühlkreislaufs und der Betrieb der Lagerkühlung über die verbleibenden zwei Redundanzen verlangt wird. Ausgehend von einer pessimistischen Ausfallrate pro Kreislauf von $3 \cdot 10^{-6}/h$ (geschätzter Streufaktor 10) hinsichtlich Leckagen, wurden die Versagenswahrscheinlichkeiten des Abschlusses oder der Kühlfunktion der intakt gebliebenen Kreisläufe berechnet (Tabelle 5-3). Die gesamte Ausfallhäufigkeit des Kühlsystems des Na-gekühlten Abklinglagers erhöht sich somit auf

$$4 \cdot 10^{-5}/a \text{ (Medianwert } 2,8 \cdot 10^{-5}/a, \text{ Streufaktor 4).}$$

Tab. 5-3:

Versagen der Kühlkreisläufe bei Lecks

	Leck in		
	TG10	TG20	TG30
Eintrittshäufigkeit	0,026/a	0,026/a	0,026/a
Nichtverfügbarkeit des Abschlusses	-	$6 \cdot 10^{-5}$	$6 \cdot 10^{-5}$
Versagenswahrscheinlichkeit der Kühlung der intakten Kreisläufe	$2,9 \cdot 10^{-4}$	$1,2 \cdot 10^{-4}$	$1,2 \cdot 10^{-4}$
Summe der Versagenshäufigkeit der Kühlung nach Leckagen	$1,7 \cdot 10^{-5}/a$		

5.2.9 Gasgekühltes Abklinglager

Das gasgekühlte Abklinglager befindet sich im Handhabungstrakt. Der sichere Einschluß seines Aktivitätsinventars verlangt den kontinuierlichen Betrieb des Gaslagerkühlsystems, das zur Abfuhr der Nachzerfallsleistung der sich im Gaslager befindlichen abgebrannten Brenn- und Brutelemente bei allen zu betrachtenden Betriebs- und Störfällen dient. Die Elemente sind hier mit N_2 zwangsgekühlt. Das Kühlsystem ist für die maximale Nachwärmelast des Gaslagers von 150 kW ausgelegt.

Das Gaslagerkühlsystem ist als 3 x 100 %-System ausgelegt. Jede der drei Kühlredundanzen besteht aus:

- einem Gaskreislauf (N_2) und
- einem Zwischenkühlkreislauf (Deionat)

zum Komponentenkühlkreis als Wärmesenke. Zusätzlich sind zwei der drei Zwischenkühlkreisläufe über Wärmetauscher mit je einem Luftkühlkreislauf als diversitärer Wärmesenke ausgestattet.

Eine Berechnung der Ausfallhäufigkeit des Gaslagerkühlsystems wurde vorgenommen. Dabei sind von Bedeutung die Ausfälle der Drehkolbengebläse und Absperrklappen der Gaskühlkreisläufe sowie der Kreiselpumpen der Zwischenkühlkreisläufe nebst Abzweigen sowie Steuerketten. Die Ausfallwahrscheinlichkeit der Rückkühlung zum Komponentenkühlkreislauf bzw. zu den Luftkühlkreisläufen ist von untergeordneter Bedeutung. Dies gilt auch für Beiträge des Reaktorschutzsystems. Das Funktionsprüfintervall des Gaslagerkühlsystems wurde vom Hersteller im Verlauf der Bearbeitung der risikoorientierten Analyse auf einen Monat vermindert. Es wird gemeinsames Testen angenommen. Die Reparaturzeit des Drehkolbengebläses beträgt eine Woche.

Für die Gaslagerkühlung gibt es zwei Betriebsarten:

Normalbetrieb 1: Ein Kreislauf, vornehmlich KKL1, ist in Betrieb, KKL2 und KKL3 sind in "standby"-Stellung.

Normalbetrieb 2: Zwei Kreisläufe sind in Betrieb.

Als Ergebnis der Zuverlässigkeitsanalyse zur Gaslagerkühlung wurden die folgenden Ausfallhäufigkeiten berechnet:

Normalbetrieb 1: $1,3 \cdot 10^{-3}/a$

Normalbetrieb 2: $0,55 \cdot 10^{-3}/a$

Ausgehend von einer Aufteilung in 9 Monate Normalbetrieb 1 und 3 Monate Normalbetrieb 2, ergibt sich die Ausfallhäufigkeit der Gaslagerkühlung zu

$1,1 \cdot 10^{-3}/a$ (Medianwert $0,4 \cdot 10^{-3}/a$, Streufaktor 10).

Der dominante Beitrag zu diesem Wert kommt von den Deionatpumpen, denen nach (GE 80a) eine relativ hohe Betriebs- und Startausfallrate zuzuordnen war. Der hohe Streufaktor wird ebenfalls von diesem Komponententyp bestimmt.

5.3 Zusammenfassende systemübergreifende Bewertung

Unter Zugrundelegung der in Kapitel 4 besprochenen Ereignisablaufdiagramme für anlageninterne Störfälle werden im folgenden, ausgehend von den Häufigkeiten der einleitenden Ereignisse und von den Nichtverfügbarkeiten der untersuchten Systeme, die Häufigkeiten einschließlich Streubreiten für nachstehende Einleitungsereignisse (zur Kernzerstörung) ermittelt (vgl. Tab. 4-2):

- Unkontrollierter Kerndurchsatzstörfall (Gruppe 1),
- Unzureichende Wärmeabfuhr bei Versagen der Reaktorabschaltung (Gruppe 2),
- Ausfall der Nachwärmeabfuhrsysteme bei abgeschaltetem Reaktor (Gruppe 5),
- Unterschreiten des Notspiegels und Versagen des Tauchkühlsystems bei abgeschaltetem Reaktor (Gruppe 6).

Außer den Häufigkeiten für die einzelnen Einleitungsereignisse werden auch die Häufigkeiten errechnet, mit denen zusätzlich ein Ausfall des Gebäudeabschlusses vorliegt. Damit stehen die Basishäufigkeiten für die einzelnen Freisetzungskategorien fest. Die Ergebnisse sind in Tabelle 5-4 zusammengestellt. Die Ausfallhäufigkeiten der Kühlsysteme der Brennelement-Abklinglager sind den Abschnitten 5.2.8 und 5.2.9 zu entnehmen.

Zum Ausfall des Gebäudeabschlusses ist anzumerken, daß die getroffene Annahme eines über mehrere Stunden nach Störfalleintritt offenbleibenden Gebäudeabschlusses äußerst pessimistisch ist, da in diesem Fall ein Eingreifen des Personals selbst dann sehr wahrscheinlich ist, wenn es laut Betriebshandbuch nicht vorgesehen ist.

G r u p p e 1

Zur Gruppe 1 gehören jene anlageninternen auslösenden Ereignisse, wonach die Schnellabschaltung bei Anforderung ausfällt,

Tab. 5-4:

Basishäufigkeiten für die Freisetzungskategorien

Gruppe	Störfallauslösendes Ereignis: Häufigkeit	Containment	Ausgefallene Systemfunktion: bedingte Nichtverfügbarkeit	Häufigkeit des unbeherrschten Störfalls (Einleitungsereignis)
1	Betriebsstörung: 12/a(·3, :3)	geschlossen	RESA, mechanisch: $10^{-7}(-10, :10)$	$12/a \cdot 10^{-7} \approx 10^{-6}/a$
		offen	Containmentabschluss: $2 \cdot 10^{-3}(-3, :3)$	$12/a \cdot 10^{-7} \cdot 2 \cdot 10^{-3} < \epsilon$
2	Betriebstransiente: 12/a(·3, :3)	geschlossen	Stabeinfahren: D, 1(·3, :3) RESA-Signale: $10^{-7}(-10, :10)$	$12/a \cdot 0,1 \cdot 10^{-7} \approx 10^{-7}/a$
		offen	Containmentabschluss: $2 \cdot 10^{-3}(-3, :3)$	$12/a \cdot 0,1 \cdot 10^{-7} \cdot 2 \cdot 10^{-3} < \epsilon$
		Zu- und Abluft	Containmentabschlußsignale: D, 1(·3, :3)	$12/a \cdot 0,1 \cdot 10^{-7} \cdot 0,1 \approx 10^{-8}/a$
5	Notstromfall: D, D7/a(·3, :3)	geschlossen	aktive NWA: $10^{-4}(6 \cdot 10^{-5}/5)$ passive HWA: 0,01(-10, :10)	$D, D7/a \cdot 10^{-4} \cdot 0,01 \approx 7 \cdot 10^{-8}/a$
		offen	Containmentabschluss: $2 \cdot 10^{-3}(-3, :3)$	$0, D7/a \cdot 10^{-4} \cdot 0,01 \cdot 2 \cdot 10^{-3} < \epsilon$
	DE-Störfall: 1/a(·3, :3)	geschlossen	aktive NWA: $1,5 \cdot 10^{-2} \cdot 5 \cdot 10^{-4}(6 \cdot 10^{-6}/3)$ passive NWA: 0,01(-10, :10)	$1/a \cdot 1,5 \cdot 10^{-2} \cdot 5 \cdot 10^{-4} \cdot 0,01 \approx 8 \cdot 10^{-8}/a$
		offen	Containmentabschluss: $2 \cdot 10^{-3}(-3, :3)$	$1/a \cdot 1,5 \cdot 10^{-2} \cdot 5 \cdot 10^{-4} \cdot 0,01 \cdot 2 \cdot 10^{-3} < \epsilon$
		Zu- und Abluft	Containmentabschlußsignale: $< 10^{-3}$	$1/a \cdot 1,5 \cdot 10^{-2} \cdot 5 \cdot 10^{-4} \cdot 0,01 \cdot 10^{-3} < \epsilon$
	Allg. NWA-Fall: 1/a(·3, :3)	geschlossen	aktive NWA: $1,7 \cdot 10^{-3} \cdot 5 \cdot 10^{-4}(7 \cdot 10^{-7}/3)$ passive NWA: D, D1(-10, :10)	$11/a \cdot 1,7 \cdot 10^{-3} \cdot 5 \cdot 10^{-4} \cdot 0,01 \approx 10^{-7}/a$
		offen	Containmentabschluss: $2 \cdot 10^{-3}(-3, :3)$	$11/a \cdot 1,7 \cdot 10^{-3} \cdot 5 \cdot 10^{-4} \cdot 0,01 \cdot 2 \cdot 10^{-3} < \epsilon$
		Zu- und Abluft	Containmentabschlußsignale: $< 10^{-3}$	$11/a \cdot 1,7 \cdot 10^{-3} \cdot 5 \cdot 10^{-4} \cdot 0,01 \cdot 10^{-3} < \epsilon$
	Summe 5	12/a	geschlossen	

Angegeben ist bei logarithmischen Normalverteilungen der Erwartungswert (Median/Streufaktor), bei Schätzwerten die beste Schätzung (· Faktor für 90%-Fraktile, : Faktor für 10%-Fraktile).

Häufigkeiten kleiner $10^{-8}/a$ werden mit ϵ bezeichnet.

die Natriumpumpen des Primärkreislaufs jedoch abgeschaltet werden (unkontrollierte Kerndurchsatzstörfälle). Die Häufigkeit für die Gruppe 1 wird bestimmt durch die Anzahl von 12 Betriebsstörungen pro Jahr, die zu einer Anforderung der Reaktorschnellabschaltung führen, und durch die Nichtverfügbarkeit des mechanischen Teils der Reaktorschnellabschaltung in der Größenordnung von 10^{-7} . Dadurch ergibt sich für die Gruppe 1 eine Häufigkeit von rund 10^{-6} pro Jahr.

Ein durch Ausfälle von Reaktorschutzsignalen verursachtes gemeinsames Versagen der Reaktorschnellabschaltung und des aktiven Gebäudeabschlusses ist für die Gruppe 1 nicht relevant, da beim Ausfall der Schnellabschaltssignale die Hauptkühlmittelpumpen nicht abgeschaltet werden und somit ein Ereignis der Gruppe 2 vorliegt.

Mit der Häufigkeit eines Störfalls der Gruppe 1 von $10^{-6}/a$ und einer Nichtverfügbarkeit des Gebäudeabschlusses von $2 \cdot 10^{-3}$ errechnet sich eine Häufigkeit von $< 10^{-8}$ pro Jahr für ein Ereignis der Gruppe 1 mit Versagen des Gebäudeabschlusses.

G r u p p e 2

Die Gruppe 2 umfaßt jene anlageninternen Störfälle, wonach bei Anforderung sowohl die Schnellabschaltung als auch die Abschaltung der Hauptkühlmittelpumpen versagen.

Die gemeinsame Nichtverfügbarkeit sowohl der Schnellabschaltung als auch der Pumpenabschaltung wird durch die Nichtverfügbarkeit der Schnellabschaltssignale bestimmt, da diese auch zur Abschaltung der Pumpen dienen. Die Nichtverfügbarkeit dieser Signale wird pessimistisch mit 10^{-7} abgeschätzt (Abschnitt 5.2.1.2).

Im Gegensatz zur Gruppe 1, in der gleichzeitig mit der Anforderung der Reaktorschnellabschaltung auch die Hauptkühlmittelpumpen abgeschaltet werden, kann bei einer Betriebsstörung mit Ausfall der Schnellabschaltssignale durch die Begrenzungseinrichtungen (Leistungs- bzw. Temperaturbegrenzungseinrichtung) sowie durch die Reaktorleistungsregelung der Ereignisablauf günstig beeinflußt werden. Es kann davon ausgegangen werden, daß diese betrieblichen Systeme einen großen Teil der in Frage kommenden Betriebsstörungen zumindest so begrenzen, daß keine Kernschäden auftreten bzw. ausreichend Zeit für ein Einfahren der Stäbe mittels Stellstabsteuerung zur Verfügung steht. Dies gilt z.B. für den Ausfall der Hauptwärmesenke als auslösendem

Ereignis sowie für den Ausfall einer der insgesamt sechs Kühlmittelpumpen des Primär- und Sekundärkreises. Außerdem sind in der angesetzten Anzahl von 12 Anforderungen pro Jahr an die Reaktorschnellabschaltung auch Fehlanregungen der Reaktorschutzsysteme (spurious scrams) sowie von Hand ausgelöste RESA-Anforderungen enthalten, die als Anforderung an die Reaktorschutzsysteme für die Schnellabschaltung nicht relevant sind.

Aus den genannten Gründen wird davon ausgegangen, daß von den insgesamt 12 Anforderungen pro Jahr an die Reaktorschnellabschaltung nur 10 % (·3,:3) dazu führen können, daß beim Ausfall der Schnellabschaltsignale ein unbeherrschter Störfall vorliegt. Somit ergibt sich mit der Nichtverfügbarkeit der Schnellabschaltsignale von 10^{-7} eine Häufigkeit für ein Ereignis der Gruppe 2 von rund $10^{-7}/a$.

Die Nichtverfügbarkeit der Gebäudeabschlußsignale unter der Bedingung, daß die Schnellabschaltsignale ausgefallen sind, wurde im Abschnitt 5.2.6.5 mit 0,1 abgeschätzt, so daß sich für die Häufigkeit eines Ereignisses der Gruppe 2 mit weiterlaufenden Lüftern ein Wert von rund $10^{-8}/a$ ergibt.

Mit der Nichtverfügbarkeit von $2 \cdot 10^{-3}$ für den Containmentabschluß bei vorhandenen Containmentabschlußsignalen errechnet sich für ein Ereignis der Gruppe 2 mit offenem Containment und abgeschalteten Lüftern eine Häufigkeit von $< 10^{-8}/a$.

G r u p p e 5

Die Gruppe 5 umfaßt jene Ereignisse, bei denen zwar eine Reaktorschnellabschaltung erfolgt, die Abfuhr der Nachzerfallsleistung jedoch derart ausfällt, daß zulässige Grenzwerte überschritten werden. Dies ist erst dann der Fall, wenn beim Ausfall der aktiven NWA-Systeme nicht innerhalb von fünf Stunden nach Störfalleintritt die Luftklappen des Tauchkühlsystems geöffnet werden (passive NWA).

Hinsichtlich der einleitenden Ereignisse für die Gruppe 5 ist zu unterscheiden zwischen dem Notstromfall (Ausfall der Eigenbedarfsversorgung), dem Dampferzeugerstörfall (einleitendes Ereignis, bei dem eine Redundanz des strangspezifischen Nachwärmeabfuhrsystems nicht zur Verfügung steht) und den Betriebsstörungen, bei denen eine Schnellabschaltung erfolgt.

Für alle drei Ereignisabläufe der Gruppe 5 beträgt die Nichtverfügbarkeit des Containmentabschlusses $2 \cdot 10^{-3}$. Die Nichtverfügbarkeit der Containmentabschlußsignale ist $< 10^{-3}$ und führt im Dampferzeugerstörfall sowie im allgemeinen NWA-Fall zum Versagen des Containmentabschlusses mit weiterlaufenden Zu- und Abluftgebläsen.

- Notstromfall

Für den Notstromfall wurde eine Eintrittshäufigkeit von $7 \cdot 10^{-2}/a$ ermittelt, die Nichtverfügbarkeit der aktiven NWA-Systeme beträgt 10^{-4} . Dadurch ergibt sich mit 10^{-2} für das Nichtöffnen der Luftklappen des Tauchkühlsystems eine Häufigkeit von $7 \cdot 10^{-8}/a$ für einen Notstromfall mit Ausfall der Nachwärmeabfuhrsysteme. Im unbeherrschten Notstromfall ist für die Zu- und Abluftgebläse der Containmentlüftung die elektrische Energieversorgung ausgefallen, so daß nur ein Offenbleiben des Containmentabschlusses in Betracht kommt. Mit der Nichtverfügbarkeit des Gebäudeabschlusses von $2 \cdot 10^{-3}$ errechnet sich eine Eintrittshäufigkeit des Notstromfalles mit Versagen des Gebäudeabschlusses von $< 10^{-8}/a$.

- Dampferzeugerstörfall

Der Dampferzeugerstörfall wurde mit einer Eintrittshäufigkeit von $1/a$ angesetzt, die Nichtverfügbarkeit der aktiven NWA-Systeme für diesen Störfall wurde mit $8 \cdot 10^{-6}$ ermittelt (strangspezifische NWA $1,5 \cdot 10^{-2}$, Tauchkühlsystem $5 \cdot 10^{-4}$), so daß sich mit 10^{-2} für das Nichtöffnen der Luftklappen des Tauchkühlsystems eine Häufigkeit von $8 \cdot 10^{-8}/a$ für den nicht beherrschten Dampferzeugerstörfall errechnet. Ausgehend von dieser Häufigkeit errechnet sich mit der

Nichtverfügbarkeit des Containmentabschlusses von $2 \cdot 10^{-3}$ die Häufigkeit des nichtbeherrschten Dampferzeugerstörfalls mit offenem Containment zu $< 10^{-8}/a$. Für den nichtbeherrschten Dampferzeugerstörfall mit weiterlaufenden Lüftern errechnet sich ebenfalls eine Eintrittshäufigkeit von $< 10^{-8}/a$.

• Allgemeiner NWA-Fall

Die Häufigkeit für die Anforderung der Nachwärmeabfuhrsysteme ohne einleitenden Ausfall eines Stranges beträgt $11/a$. Die Nichtverfügbarkeit der aktiven NWA-Systeme wurde für diesen Fall mit $8,5 \cdot 10^{-7}$ ermittelt (strangspezifische NWA $1,7 \cdot 10^{-3}$, Tauchkühlsystem $5 \cdot 10^{-4}$), so daß sich mit der Wahrscheinlichkeit von 10^{-2} für das Nichtöffnen der Luftklappen des Tauchkühlsystems eine Häufigkeit von $10^{-7}/a$ für den nichtbeherrschten allgemeinen NWA-Fall ergibt. Analog zum Dampferzeugerstörfall errechnet sich für den nicht beherrschten allgemeinen NWA-Fall mit offenem Containment sowie mit Weiterlaufen des Zu- und Abluftbetriebs des Containments eine Häufigkeit von $< 10^{-8}/a$.

G r u p p e 6

Für die Gruppe 6 sind entsprechend Abschnitt 4.2.6 Lecks an Nebenleitungen zu betrachten. Die Eintrittshäufigkeit solcher Lecks beträgt $2,7 \cdot 10^{-3}/a$.

Für die Absperrung solcher Lecks sind Doppelabsperrarmaturen vorhanden, die durch das 2. Reaktorschutzsystem geschlossen werden. Die Nichtverfügbarkeit der Reaktorschutzsignale zum Schließen der Armaturen beträgt $1,7 \cdot 10^{-4}$ (Abschnitt 5.2.5). Wenn die Absperrung nicht gelingt, so sind wegen des niedrigen Na-Spiegels zur Nachwärmeabfuhr alle Redundanzen des Tauchkühlsystems erforderlich. Die Nichtverfügbarkeit des Tauchkühlsystems errechnet sich hierfür zu $3 \cdot 10^{-2}$. Die Nichtverfügbarkeit einer Doppelabsperrung mit Motorarmaturen be-

trägt bei vorhandenen Reaktorschutzsignalen und vorhandener Notstromversorgung bei monatlicher Funktionsprüfung $6 \cdot 10^{-5}$.

Die Inbetriebnahme des Tauchkühlsystems und die Absperrung der gebrochenen Leitung sind nicht unabhängig voneinander, da für beides das 2. Reaktorschutzsystem benötigt wird. Das 2. Reaktorschutzsystem ist nicht mit diversitären Relais ausgerüstet, entsprechend (GE 81a) wäre daher eine Nichtverfügbarkeit der Signale zur Störfallbeherrschung von $1,3 \cdot 10^{-4}$ anzusetzen. Dieser Wert läßt sich durch den Einsatz diversitärer Relais wesentlich erniedrigen. Außerdem reicht es bei einem Ausfall der Relais des Reaktorschutzsystems nach Berechnungen des Herstellers aus, wenn innerhalb von 50 Minuten nach Störfalleintritt die Absperrarmaturen von der Warte aus von Hand geschlossen werden. Aus beiden Gründen kann die Eintrittshäufigkeit des unbeherrschten Lecks in einer Anschlußleitung gegenüber der Eintrittshäufigkeit eines unbeherrschten Ausfalls der Nachwärmeabfuhr (Gruppe 5) vernachlässigt werden.

Die Ansteuerung des Containmentabschlusses erfolgt durch das 1. Reaktorschutzsystem. Deshalb ist die Funktion des Gebäudeabschlusses nicht abhängig von der Funktion des 2. Reaktorschutzsystems. Für den Containmentabschluß gilt daher das gleiche wie in Gruppe 5.

6. EINWIRKUNGEN VON AUSSEN / ANLAGENINTERNE BRÄNDE

In Abschnitt 6.1 wird untersucht, ob und mit welcher Häufigkeit Einwirkungen von außen zu Unfällen mit Radionuklidfreisetzung in die Umgebung führen können. Die Einwirkungen "Erdbeben" (Abschnitt 6.1.3.2) und "Flugzeugabsturz" (Abschnitt 6.1.3.3) werden quantitativ, andere Einwirkungen (Abschnitt 6.1.2) qualitativ untersucht. Zunächst wird in Abschnitt 6.1.1 der Auslegungsstand des SNR-300 beschrieben. Abschnitt 6.1.3.1 enthält eine Bewertung der Auslegungsmaßnahmen gegen Erschütterungen infolge von Erdbeben und Flugzeugabsturz. In Abschnitt 6.2 werden "Einwirkungen Dritter", in Abschnitt 6.3 "Einwirkungen aus Brand" qualitativ diskutiert. Eine detailliertere Untersuchung von "Einwirkungen Dritter" geht über die Aufgabenstellung dieser Studie hinaus. Anlageninterne Brände können aufgrund des Planungsstandes der Anlage derzeit nicht genauer bewertet werden. Abschnitt 6.4 gibt eine Zusammenfassung der Ergebnisse.

6.1 Einwirkungen von außen

6.1.1 Auslegungsstand SNR-300

Neben den naturbedingten Ereignissen, wie Wind, Schnee und Hochwasser, deren Belastungen bzw. Einflüsse bei der Errichtung eines jeden Gebäudes berücksichtigt werden müssen, werden für den SNR-300 die Ereignisse Erdbeben, Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwellen noch zusätzlich bei der Auslegung zugrunde gelegt. Zur Auslegung gegen Hochwasser und Blitzschlag werden erhöhte Anforderungen gestellt.

Bei der Auslegung gegen Erdbeben wird im Genehmigungsverfahren unterschieden zwischen Auslegungserdbeben (AEB) und Sicherheitserdbeben (SEB). Dabei wird von folgenden Lastannahmen ausgegangen:

AEB: Freifeldhorizontalbeschleunigung $b_h = 0,5 \text{ m/s}^2$

SEB: Freifeldhorizontalbeschleunigung $b_h = 1,2 \text{ m/s}^2$

Die Freifeldbeschleunigungswerte sind die Normierungsgrößen des vorgegebenen Freifeldantwortspektrums. Für die Freifeldvertikalbeschleunigung b_v wird jeweils $b_v = 0,5 b_h$ angenommen. Die Auslegung berücksichtigt die Dauer einer Starkbebenphase von weniger als acht Sekunden.

Die Auslegung gegen Flugzeugabsturz geht von dem Absturz eines schnellfliegenden Militärflugzeugs vom Typ Phantom aus, wobei ähnliche Lastannahmen zugrunde gelegt werden, wie sie bei Druckwasserreaktoren heute zu berücksichtigen sind. Aufgrund der besonderen Konstruktion des Reaktorgebäudes (Doppelschale) basiert die Auslegung für dieses Gebäude allerdings auf einem anderen Stoßkraft/Zeit-Verlauf. Ferner wird erwogen, daß es infolge Flugzeugabsturzes zu induzierten Erschütterungen und Treibstoffbrand kommen kann.

Für die Explosionsdruckwelle wird der zeitliche Verlauf eines Überdruckes an einer Gebäudeaußenfläche der Auslegung zugrunde gelegt. Dieser Zeitverlauf entspricht dem, der auch für heutige Druckwasserreaktoren angenommen wird.

Schutzziel der Auslegung gegen die genannten Einwirkungen ist,

- den Reaktor sicher abzuschalten,
- den abgeschalteten Zustand zu erhalten,
- die Nachwärme abzuführen und
- eine unzulässige Freisetzung radioaktiver Stoffe zu verhindern.

Kein Schutzziel ist es, die Anlage nach solchen Einwirkungen betriebsfähig zu erhalten.

Ausgehend von dem Schutzziel ergibt sich unter Berücksichtigung der Wirkungen der verschiedenen Ereignisse und ihrer Eintrittshäufigkeit ein jeweils unterschiedlicher Auslegungsumfang für diese Ereignisse. Neben baulich-technischen Maßnahmen kommt insbesondere beim Flugzeugabsturz auch ein Schutz durch räumliche Trennung von sicherheitstechnisch wichtigen Anlagen-

teilen zur Anwendung. Die räumliche Trennung von redundanten Anlagenteilen wird im Schutzkonzept mit einbezogen. Bei der Auslegung gegen Einwirkungen von außen wird unterstellt, daß mit Handmaßnahmen frühestens zehn Stunden nach Eintritt des Ereignisses begonnen werden kann.

Im Rahmen des Genehmigungsverfahrens ist der ausreichende Schutz aller Anlagenteile nachzuweisen, die für die Erhaltung des Schutzzieles unter pessimistischen Annahmen erforderlich sind. Anlagenteile, für die dieser Nachweis nicht erfolgt, werden als ausgefallen betrachtet. Im Rahmen einer risikoorientierten Studie ist eine solche Vorgehensweise im allgemeinen nur im Sinne einer oberen Abschätzung angemessen, da ein Versagen oder ein Ausfall eines bestimmten Anlagenteils je nach Art und Stärke der Beanspruchung nicht zwangsläufig eintreten wird. Im Rahmen dieser Studie wird deshalb versucht, realistische Versagens- oder Ausfallwahrscheinlichkeiten abzuschätzen.

6.1.2 Auslösende Ereignisse, statistische Bewertung und Auswahl

Eintrittshäufigkeit und Belastungen der Einwirkungen von außen hängen im allgemeinen von den jeweiligen Standortbedingungen ab. In der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke (DRS) wurde der Standort Biblis untersucht (GE 79); in der vorliegenden Studie beziehen sich die Untersuchungen auf den Standort Kalkar. Die Risikobeiträge aus Einwirkungen von außen für die beiden Referenzanlagen Biblis-B und SNR-300 sind sowohl von den anlagentechnischen als auch von den Standortgegebenheiten abhängig, wobei der Einfluß unterschiedlich sein kann.

Nachfolgend werden entsprechend der Vorgehensweise in der DRS die einzelnen auslösenden Ereignisse betrachtet und größtenteils hinsichtlich ihrer möglichen Risikobeiträge bewertet. Diese werden dann mit den Ergebnissen der DRS verglichen. Die Aussagen stützen sich weitgehend auf eine qualitative Behandlung. Da die Ereignisse Erdbeben und Flugzeugabsturz bezüglich

der Ereignisabläufe detaillierte Untersuchungen erfordern und hinsichtlich ihrer Wirkungen andere Einwirkungen von außen mit abdecken, wurden diese Ereignisse für eine eingehende Untersuchung (Abschnitt 6.1.3) ausgewählt.

● Erdbeben

In der DRS wurden für die Erdbebenuntersuchungen aus grundsätzlichen Erwägungen, trotz der relativ geringen Erdbebengefährdung am Standort Biblis, detailliertere Betrachtungen für angebracht gehalten. Als Indiz für die Größenordnung der Risikobeiträge aus Erdbeben wurde in der Phase A der DRS die Versagenswahrscheinlichkeit einiger repräsentativer, sicherheitstechnisch bedeutsamer Bauteile infolge Erdbebens ermittelt, und es wurden relevante Ereignisabläufe untersucht. Die probabilistischen Abschätzungen in der DRS basieren - in Ermangelung geeigneterer Angaben - auf Erdbebenlastannahmen aus dem Genehmigungsverfahren (Biblis, Block C) in Verbindung mit einer probabilistischen Ermittlung von Eintrittshäufigkeiten der maximalen Freifeldbeschleunigung. Um die Untersuchungen vergleichbar zu halten, werden auch für die vorliegende Studie die Lastannahmen aus dem Genehmigungsverfahren probabilistisch eingeordnet. Gegenüber den Arbeiten in der DRS werden aber zusätzlich verbesserte standortspezifische Erdbebenlastannahmen ermittelt (Ah 82) und den Berechnungen von Versagenswahrscheinlichkeiten zugrunde gelegt. Damit lassen sich wesentliche neue Erkenntnisse, die die seismologische Forschung in den vergangenen 10 Jahren - seit Abfassung des SNR-Erdbebengutachtens - gebracht hat, berücksichtigen.

Nach (Ah 82) ist bei der Beurteilung des Erdbebengefährdungspotentials am Standort Kalkar von der seismotektonischen Gebietseinteilung auszugehen, wie sie in (AhRo 75) für das Niederrheingebiet aufgrund der Verteilung historischer Erdbebenepizentren und einer Analyse der neotektonischen Krustendeformationen vorgenommen wurde. Der Standort Kalkar liegt danach außerhalb des seismisch aktiven Gebietes der Niederrheinischen

Bucht und damit auch außerhalb der rheinischen Erdbebenzone, die in historischer Zeit wiederholt schadensverursachende Erdbeben bis zur Magnitude $M_L = 6$ der Richter-Skala und Epizentralintensität $I_0 = VIII$ der MSK-Skala¹⁾ hervorgebracht hat. Im Nahbereich des Standortes Kalkar sind nach den zur Verfügung stehenden Unterlagen noch nie Erdbeben ausgelöst worden. Aufgrund der seismologischen und geologischen Gegebenheiten ist davon auszugehen, daß die nordöstliche Grenze der seismotektonischen Gebietseinheit der Niederrheinischen Bucht mit der Viersener Störung zusammenfällt. Es handelt sich dabei um eine geologische Störungszone mit deutlichem Quartärverwurf, die von Viersen bis in die Gegend von Goch verläuft. Der Standort Kalkar liegt nordöstlich dieser Störungslinie. Der kleinste Abstand macht 25 km aus. Das seismische Gefährdungspotential am Standort Kalkar wird dementsprechend im wesentlichen durch die Fernwirkung stärkerer Erdbeben bestimmt, die ihren Herd innerhalb der seismotektonischen Gebietseinheit der Niederrheinischen Bucht haben. Der Beitrag von standortnahen Erdbeben - mit Herdentfernungen < 25 km - zum seismischen Gefährdungspotential am Standort Kalkar ist nach der seismotektonischen Gesamtsituation als sehr gering einzustufen. Er wird in (Ah 82) erdbebenstatistisch über eine Hintergrundseismizität berücksichtigt.

Zur quantitativen Beschreibung des Erdbebengefährdungspotentials am Standort Kalkar wird in (Ah 82) mit einem probabilistischen Verfahren die Eintrittshäufigkeit von standortbezogenen Intensitäten untersucht. Für die seismotektonische Gebietseinheit der Niederrheinischen Bucht wird - wie bei früheren Analysen - eine rechnerische Maximalmagnitude von $M_L = 6,5$ (Richter-Skala) angenommen. Die Wahrscheinlichkeit, daß ein Erdbeben mit dieser Magnitude im Rheinland auftritt, ist sehr gering. Bei der Behandlung der Intensitätsabnahme mit der Herdentfernung wird ein ausschließlich aus mitteleuropäischem Datenmaterial abgeleitetes Abnahmegesetz verwendet.

¹⁾ MSK-Skala = Medvedev-Sponheuer-Karnik-Skala

Für die im Rahmen dieser Studie interessanten Erdbebenintensitäten VI - VIII auf der MSK-Skala ergeben sich die folgenden jährlichen Überschreitenshäufigkeiten für den Standort Kalkar (siehe auch Bild 6-2):

Intensität I (MSK-Skala)	Überschreitensrate pro Jahr
VI	$1,1 \cdot 10^{-4}$
VII	$3,6 \cdot 10^{-6}$
VIII	$6,9 \cdot 10^{-8}$

Hieraus ist zu ersehen, daß das im Genehmigungsverfahren festgelegte Sicherheitserdbeben - Intensität $I_{SE} = VII$ (MSK-Skala) - eine sehr geringe Überschreitenshäufigkeit hat. Das festgelegte Sicherheitserdbeben deckt das Erdbebenrisiko am Standort Kalkar auch unter Berücksichtigung des neuesten seismologischen Kenntnisstandes voll ab. Die gegenüber früheren Arbeiten (Ah 70) geringere Überschreitenshäufigkeit bei größeren Intensitäten beruht auf der verbesserten probabilistischen Auswertungsmethode, die eine unbegrenzte lineare Extrapolation der Häufigkeitswerte vermeidet.

Bei der Ermittlung eines standortspezifischen Beschleunigungs-Antwortspektrums wird in (Ah 82) von Nahfeldregistrierungen starker Ereignisse der Erdbebenserie 1976 in Friaul (Nordostitalien) ausgegangen. Für diese Erdbebenserie liegt das derzeit wohl umfassendste herdnahe Registermaterial von schadenerursachenden Erdbeben in Zentraleuropa vor (CNEN-ENEL 1976 bis 1979). Dabei wurde zunächst ein gemittelttes Beschleunigungs-Antwortspektrum aus 12 Zeitverläufen vom Friaul-Erdbeben mit vergleichbaren Magnituden, Herdentfernungen und Bodenverhältnissen am Registrierort ermittelt. Durch Umrechnung auf die Intensität $I = VII$ (MSK-Skala) und durch Glättung wurde hieraus ein standortspezifisches Freifeldbeschleunigungs-Antwortspektrum für Kalkar gewonnen (Bild 6-1 in Abschnitt 6.1.3.2).

In gleicher Weise ließ sich aus den 12 Zeitverläufen die mittlere Dauer der starken Bodenbewegung mit $t_0 = 4,0 \pm 2,0$ Sekunden

den ermitteln. Mit dem standortspezifischen Spektrum und der genannten Dauer der starken Bodenbewegung ergibt sich eine dem neuesten seismologischen Kenntnisstand entsprechende realistische Erdbeben-Lastannahme für den Standort des SNR-300.

Anhand dieser realistischen Lastannahmen werden im Rahmen der risikoorientierten Analyse einzelne ausgewählte Gebäude-, Bau- und Anlagenteile auf ihr mögliches Versagen hin untersucht und, ausgehend von den möglichen Ereignisabläufen, ein erdbebenbedingter Risikobeitrag abgeschätzt. Die einzelnen Untersuchungen werden in Abschnitt 6.1.3.2 diskutiert.

Erschütterungen infolge Erdbebens oder induziert durch einen Flugzeugabsturz führen zu unterschiedlichen dynamischen Belastungen der Anlagenteile. Dies ist bei der Auslegung zu berücksichtigen. In Abschnitt 6.1.3.1 wird dieser Aspekt im Hinblick auf seinen Einfluß auf die Risikobeiträge aus Erdbeben bzw. Flugzeugabsturz bewertet.

● Hoch- und Niedrigwasser

Bezüglich Hochwasser ist für den Standort Kalkar eine ähnliche Situation gegeben wie für den in der DRS untersuchten Standort Biblis. Die Geländehöhe beider Anlagen entspricht der Höhe der unmittelbar vorgelagerten Deiche. Die Untersuchungen in der DRS zeigen, daß bei extremen Überflutungen mit Wassereintrich in die Gebäude NWA-Ausfälle möglich sind (GE 80b). Beim SNR-300 wären zusätzlich Auswirkungen von Natrium/Wasser-Reaktionen zu berücksichtigen, sollten als Folgeereignis Na-Leckagen auftreten. Aufgrund des großen Abstandes zwischen der Geländehöhe und dem beobachteten maximalen Hochwasserstand, der langen Vorwarnzeit im Hinblick auf zusätzliche Maßnahmen und der geringen Wahrscheinlichkeit gefährdender Ereignisablauffade bei Überflutung des Geländes wird - wie in der DRS - davon ausgegangen, daß Hochwasser keinen dominanten Beitrag zur Häufigkeit einer massiven Freisetzung radioaktiver Stoffe liefert.

Der Aspekt Niedrigwasser ist für den SNR-300 noch weniger bedeutsam als für die in der DRS untersuchte Anlage, da beim SNR-300 vom Auslegungskonzept her die Abfuhr der Nachwärme auch bei vollständigem Ausfall der Kühlwasserversorgung aus dem Vorfluter sicher beherrscht werden kann.

● Unwetter

Am Standort Kalkar treten höhere Windgeschwindigkeiten auf als am Standort Biblis. Entsprechend ist auch die Überschreitenshäufigkeit derjenigen Windgeschwindigkeit, die für die Auslegung herangezogen wird (DIN 1055), für den Standort Kalkar höher. Sie beträgt 0,3 Tage/Jahr gegenüber 0,055 Tage/Jahr für Biblis (GE 80b). Die Untersuchungen in (GE 80b) lassen aber erkennen, daß aufgrund der baulichen Auslegung, insbesondere auch gegen andere Einwirkungen von außen, auch beim SNR-300 keine Gefährdung der Anlage zu erwarten ist. Als maximales Ereignis ist - wie in der DRS - der Notstromfall denkbar, z.B. durch einen Ausfall der außerhalb von Gebäuden stehenden Maschinen und Eigenbedarfstransformatoren oder durch Netzausfall. Es kann angenommen werden, daß der Wert für die Eintrittshäufigkeit des Notstromfalls, ausgelöst durch Sturm, mit Abstand kleiner ist als der in den systemtechnischen Untersuchungen berücksichtigte Wert für die Häufigkeit des Notstromfalls.

Bezüglich der Gewitterhäufigkeit ist der Raum Kalkar vergleichbar mit Biblis. Die in der DRS ermittelten Häufigkeitswerte für Blitzeinschläge in Gebäude - 10^{-1} bis 1/Jahr (GE 80b) - sind auch auf Gebäude des SNR-300 übertragbar. Im Hinblick auf eine Risikobewertung werden keine SNR-typischen Probleme gesehen. Es kommen die gleichen Schutzmaßnahmen wie beim DWR zur Anwendung (GE 80b). In der DRS wurde festgestellt, daß 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 geringer Bedeutung ist.

Dies gilt für den SNR-300 um so mehr, als hier zwei räumlich getrennte und in sich wiederum mehrfach redundante Reaktorschutzsysteme vorhanden sind und der SNR weniger als der DWR auf aktive Systeme angewiesen ist.

● Flugzeugabsturz

Wie in der DRS wurde zunächst die Situation im Bereich des Standortes des SNR-300 untersucht und die Häufigkeit für den Absturz ziviler und militärischer Flugzeuge auf die Anlage abgeschätzt. Bezogen auf eine sicherheitstechnisch relevante Kernkraftwerksfläche von 20 000 m² (diese wird doppelt so groß angenommen wie beim DWR) ergeben sich die in Tabelle 6-1 aufgeführten globalen Absturzhäufigkeiten.

Tab. 6-1:

Globale Absturzhäufigkeiten für den SNR-300 und für das Kernkraftwerk Biblis, Block B

Flugzeugklassen	SNR-300	KWB-B
Zivilflugzeuge auf Flugverkehrsstrecken (Startgewicht > 200 kN)	$< 1 \cdot 10^{-11} / a$	$2 \cdot 10^{-11} / a$
Zivilflugzeuge im freien Flugverkehr (Startgewicht < 200 kN)	$1 \cdot 10^{-6} / a$	$9 \cdot 10^{-7} / a$
Schnellfliegende Militärflugzeuge	$2 \cdot 10^{-6} / a$	$1 \cdot 10^{-6} / a$

Von der Größenordnung her sind die Werte vergleichbar. Für die Absturzhäufigkeit schnellfliegender Militärmaschinen wurde wie in der DRS von einer Gleichverteilung der Abstürze über die Bundesrepublik Deutschland ausgegangen; dabei ist auch der grenzüberschreitende NATO-Flugverkehr und das benachbarte Tieffluggebiet mit einbezogen.

Unter Berücksichtigung der Eintrittshäufigkeit und der Wirkungen bei einem Flugzeugaufprall stellt der Absturz eines schnellfliegenden Militärflugzeuges das für die Ermittlung möglicher Risikobeiträge dominierende Ereignis dar. In Abschnitt 6.1.3.3 werden verschiedene Absturzszenarien wahrscheinlichkeitsmäßig bewertet und Folgeereignisse auf ihren Risikobeitrag hin untersucht.

● Explosionsdruckwellen

Der Bau von Kernkraftwerken in der Nähe von Industrieanlagen und Transportträgern wirft die Frage auf, ob es durch Unfälle in diesen Industrieanlagen oder auf den Transportwegen zu einer Gefährdung des Kernkraftwerks kommen kann. Wie in der DRS stellten sich auch im Rahmen dieser Studie die Fragen:

- Mit welcher Häufigkeit treten die der baulichen Auslegung zugrunde liegenden Belastungen auf?
- Wie wahrscheinlich sind denkbare Folgeereignisse bei Annahme der Auslegungsbelastung?
- Mit welcher Häufigkeit können die der Auslegung zugrunde liegenden Lastannahmen überschritten werden?

Zur ersten Frage ist festzustellen, daß sowohl für den Standort Biblis als auch für den SNR-300 in Kalkar Schiffsunfälle auf dem Rhein als wichtigste potentielle Gefahrenquellen anzusehen sind. Die größte Gefährdung geht dabei von Flüssiggas-transporten aus. Obwohl für den Standort Kalkar andere Windrichtungshäufigkeiten in die Rechnungen eingehen, ergeben sich keine wesentlichen Unterschiede in der Eintrittshäufigkeit von Druckbelastungen gegenüber dem in der DRS ermittelten Wert. Für die Eintrittshäufigkeit einer Druckwelle, ausgelöst durch die Deflagration einer Gasgemischwolke auf dem Kernkraftwerksgelände, wurde auch in dieser Studie ein Wert von $10^{-5}/a$ bis $5 \cdot 10^{-7}/a$ (90%-Fraktile) abgeschätzt.

Als wahrscheinliches Folgeereignis wurde in der DRS der Notstromfall angesehen und vom Ereignisablauf her weiter verfolgt. Die Auslösung des Notstromfalls ist auch beim Schnellen Brüter wahrscheinlich. Gegenüber dem anlagenintern ausgelösten Notstromfall ist aber eine um Größenordnungen geringere Eintrittshäufigkeit gegeben. Allerdings kann der Ereignisablauf durch ungünstige Randbedingungen beeinflusst werden, wie

- Ausfall des Tertiärkühlsystems,
- Brände auf dem Kernkraftwerksgelände und im Maschinenhaus,
- möglicherweise Beeinträchtigungen von Systemen in den Dampferzeugerhäusern.

Eine Beeinträchtigung der Notstromdiesel durch Rauchgase, in der DRS als möglicher "Common-Mode-Ausfall" erkannt, kann beim Schnellen Brüter aufgrund der räumlich getrennten Dieselluftansaugung nicht eintreten. Vergleichbare Ausfälle des Tertiärkühlsystems und Beeinträchtigung von Systemen in den Dampferzeugerhäusern treten beim Sicherheitserdbeben mit höheren Wahrscheinlichkeiten auf als bei Explosionsdruckwellen. Deshalb werden sie hier nicht weiter behandelt. Der untersuchte Ereignisablauf führt zum Ausfall der Nachwärmeabfuhr. Insgesamt zeigt sich, daß der Wert für die Häufigkeit des Ausfalls der Nachwärmeabfuhr durch das Auftreten der Auslegungsbelastung keinen relevanten Risikobeitrag liefert.

Eine die Auslegung der Anlage überschreitende Belastung kann dann eintreten, wenn es bei einem Schiffsunfall zu einer Detonation oder zu detonationsähnlichen Vorgängen kommt (z.B. Explosionen ungesättigter Kohlenwasserstoffe, Sprengstoffe, verdämmte Gaswolken). Eine Detonation ist jedoch nur am Unfallort denkbar. Die in (Be 81II) festgelegten Sicherheitsabstände, wie sie bei neueren Kernkraftwerken eingehalten werden, sind beim SNR-300 nicht für alle Gebäude vorhanden. Die Häufigkeit für einen schweren Unfall eines Flüssiggastankers wurde mit einem Wert $< 10^{-3}$ pro Flußkilometer und Jahr ermittelt. Bei Berücksichtigung anderer grundsätzlich explosiver Stoffe erhöht sich diese Unfallhäufigkeit auf 10^{-2} pro Jahr und Kilome-

ter (Li 81). Aus Unfallanalysen und Simulationsexperimenten im Rahmen von Forschungsvorhaben ist abzuleiten, daß detonationsähnliche Vorgänge bei Flüssiggastransportunfällen, wenn überhaupt, dann nur mit sehr geringen Wahrscheinlichkeiten zu erwarten sind. Eine Abschätzung der Belastungen, die bei solchen Vorgängen an den betroffenen Gebäuden auftreten, zeigt, daß diese von der Größenordnung her vergleichbar sind mit Belastungen, wie sie beim Absturz eines schnellfliegenden Militärflugzeugs angenommen werden. Für Gebäude, die gegen Flugzeugabsturz ausgelegt sind, ist deshalb keine Gefährdung zu erwarten. Es kann davon ausgegangen werden, daß die Wahrscheinlichkeit einer Gefährdung durch Detonationen oder detonationsähnliche Vorgänge so gering ist, daß sich daraus kein relevanter Risikobeitrag ergibt.

● Einwirkung von schädlichen Stoffen

Aggressive, verstopfende, sauerstoffverdrängende oder toxische Stoffe, die bei Unfällen in Industrieanlagen oder auf Transportwegen freigesetzt werden können, stellen dann eine potentielle Gefahr für die Anlage dar, wenn diese

- auf mechanische, elektrische bzw. elektronische Anlagenteile über längere Zeit einwirken können,
- die Notstromdiesel beeinträchtigen können,
- das Betriebspersonal so schädigen können, daß es zu akuten Ausfällen bzw. zu Fehlhandlungen kommt.

In (BA 80) wurden solche Einwirkungen für einen DWR näher untersucht. Danach ist zu unterscheiden zwischen Schadstoffquellen außerhalb und innerhalb der Anlage. Die im Rahmen der SNR-Studie durchgeführten Untersuchungen lassen erkennen, daß mögliche Schadstoffquellen außerhalb der Anlage aufgrund der vorhandenen Entfernung keine Gefährdung erwarten lassen. Dies gilt auch für die Rheinschifffahrt, solange dort keine Chlortransporte erfolgen. Sie sind derzeit nicht zugelassen.

SNR-typische Schadstoffquellen innerhalb der Anlage könnten Rauchgase und Verbrennungsprodukte aus Na-Reaktionen im Bereich der Dampferzeugerhäuser sein. Aufgrund der vorhandenen Schutzmaßnahmen, insbesondere der räumlich getrennten Dieselluftansaugung, ist mit einer Gefährdung jedoch nicht zu rechnen. Über technische und administrative Vorkehrungen zur Verhinderung der Fehleinspeisung von Betriebsmitteln und Chemikalien liegen derzeit keine Informationen vor. Da aber davon ausgegangen werden kann, daß bis zur Inbetriebnahme der Anlage auch dieser Aspekt ausreichend geprüft wird, ist nicht zu erwarten, daß aus solchen Ereignissen relevante Risikobeiträge resultieren.

● Turbinenzerknall und Druckbehälterversagen im Maschinenhaus

Betrachtet werden die mechanischen Einwirkungen auf Gebäude oder Anlagenteile. Da diese Einwirkungen vergleichbar sind mit Auswirkungen von Explosionsdruckwellen oder Flugzeugabsturz, wurden die Ereignisse Turbinenzerknall und Druckbehälterversagen im Maschinenhaus - wie auch in der DRS - dem Teilaspekt "Einwirkungen von außen" zugeordnet. Die in der DRS durchgeführten Untersuchungen zeigen, daß ein Turbinenzerknall deshalb nicht relevant zum Risiko beiträgt, weil die Trefferwahrscheinlichkeit von Bruchstücken auf sicherheitstechnisch wichtige Anlagenteile gering ist (GE 80b). Dies ist durch eine entsprechende Anordnung der Turbine bedingt. Aus risikoorientierten Untersuchungen für einen Hochtemperaturreaktor in (KEGE 81) geht ebenfalls hervor, daß der Anordnung der Turbine eine maßgebliche Bedeutung zukommt. Beim SNR-300 liegt eine ungünstigere Anordnung vor. Dennoch ist hier keine Gefährdung gegeben, weil bei der Bauart des hier verwendeten Turbinenläufers eine Entstehung gefährdender Bruchstücke äußerst unwahrscheinlich ist.

Beim Versagen von Druckbehältern im Maschinenhaus kann es durch das teilweise hohe Energiepotential dieser Behälter zu

- Druckwellen beim Bersten,
- Strahlkräften beim Teilversagen und
- Geschoßwirkungen von Behälterbruchstücken

kommen. Im Rahmen des Genehmigungsverfahrens wird nachgewiesen, daß die Folgewirkungen die Integrität der strangspezifischen Nachwärmeabfuhrsysteme in den Dampferzeugerhäusern, im Schaltanlagegebäude und im Pumpenbauwerk bis auf wenige Ausnahmefälle nicht beeinträchtigen können. Die Ausnahmefälle, bei denen der Ausfall der strangspezifischen Nachwärmeabfuhrsysteme möglich ist, haben so geringe Wahrscheinlichkeiten, daß sie nicht zum Risiko beitragen. Infolge Erdbebens kann es dann zu Druckbehälterversagen kommen, wenn die Behälter durch einstürzende Bauwerksstrukturen getroffen werden. Untersuchungen zur Versagenshäufigkeit der Maschinenhausquerrahmen für die Kernkraftwerksblöcke A und B in Biblis (KÖ 81) in Verbindung mit (Be 81II) erreichen Versagenshäufigkeiten, die um Größenordnungen unter 10^{-3} pro Jahr liegen. Beim Maschinenhaus des SNR-300 dürfte diese Versagenshäufigkeit aufgrund der geringeren Erdbebenbeanspruchungen noch kleiner sein. Dementsprechend ergibt sich über diesen erdbebenbedingten Ereignisablauf kein wesentlicher Einfluß auf die Ausfallhäufigkeit der strangspezifischen Nachwärmeabfuhrsysteme.

6.1.3 Einzeluntersuchungen

6.1.3.1 Bewertung von Auslegungsmaßnahmen gegen Erschütterungen infolge von Sicherheitserdbeben bzw. Flugzeugabsturz

Komponenten, die während des Anlagenbetriebs oder bei Störfällen dynamischen Belastungen ausgesetzt sind, sollten möglichst so ausgelegt werden, daß ihre Grundeigenfrequenzen nicht mit den Anrefrequenzen der dominierenden Belastungen zusammenfallen. Die induzierten Erschütterungen aus Sicherheitserdbeben (SEB) und Flugzeugabsturz (FZA), die auf die Komponenten im Gebäude des SNR als Belastungen wirken, haben unterschiedliche Charakteristiken:

SEB:

- niederfrequente Anregung (≤ 5 Hz) ¹⁾
- geringe Beschleunigungen ($\leq 0,7$ g) ¹⁾
- längere Anregedauer der dominanten Beschleunigungen (im Sekunden-Bereich)

FZA:

- höherfrequente Anregung (10-40 Hz) ¹⁾
- höhere Beschleunigungen ($\leq 1,5$ g) ¹⁾
- kurze Anregedauer der dominanten Beschleunigungen (im Millisekunden-Bereich)

Von daher werden unterschiedliche Anforderungen an die Komponentenauslegung gestellt. Die maschinentechnischen Komponenten des SNR-300 im Reaktorgebäude (u.a. Reaktortank, Rohrleitungen, Zwischenwärmetauscher, Pumpen) werden gegen die Lasten der als "sehr seltene Ereignisse" (ASME-CODE) eingestuften Einwirkungen von außen wie bei zukünftigen Leichtwasserreaktoren ausgelegt bzw. abgesichert. Mit Hilfe

- der modalen Antwortspektrenmethode, in der die Zeitabhängigkeit der Anregung unberücksichtigt bleibt, da nur von den maximalen Antworten der Komponenten in den jeweiligen Frequenzen ausgegangen wird, oder
- eines quasi-statischen Ersatzlastverfahrens (frequenzunabhängige Ersatzbeschleunigung, $b(\omega) = \text{konst.}$)

werden die dynamischen Beanspruchungen der Komponenten aus dem SEB linear-elastisch ermittelt. Durch die konstruktive Auslegung der Komponenten wird sichergestellt, daß die Membranspannungen in den Komponenten die elastische Werkstoffgrenze (0,2%-Dehngrenze) nicht überschreiten. Damit werden die Beanspruchungsgrenzen für "seltene Ereignisse" (Emergency Conditions nach ASME-CODE) eingehalten.

Aufgrund der kurzzeitigen Anregung führen die hohen Beschleunigungen aus dem FZA zu nur kleinen Anregewegen (Größenordnung

¹⁾ Typische Vergleichswerte zwischen SEB und FZA

1 mm). Bei der Anwendung der Antwortspektrenmethode geht die Kurzzeitigkeit der hohen Beschleunigungsanteile verloren und die daraus resultierenden Komponentenbeanspruchungen werden unrealistisch hoch. Aus diesem Grunde wird bei der Auslegung gegen FZA im Reaktorgebäude eine statische frequenzunabhängige Ersatzbeschleunigung von 0,3 g als Etagenanzregung gewählt. Auch für zukünftige Leichtwasserreaktoren wird eine konstante Ersatzbeschleunigung als Auslegungsgrundlage gegen FZA angestrebt. Die über solche linear-elastische Analysen ermittelten Beanspruchungen der Komponenten des SNR-300 bleiben weitgehend unterhalb der 0,2%-Dehngrenze. Für wenige Komponenten ergeben diese Analysen - unter Berücksichtigung des elastoplastischen Werkstoffverhaltens - plastische Dehnungen der Größenordnung von 1 %. In jedem Fall werden die zulässigen Beanspruchungsgrenzen für "sehr seltene Ereignisse" (Faulted Conditions nach ASME-CODE) nicht überschritten.

Vergleichsrechnungen im Genehmigungsverfahren an repräsentativen Komponenten mit den ursprünglich aus den Gebäudeanalysen resultierenden Beschleunigungs/Zeit-Verläufen $b(t)$ als Komponentenanzregung auf den Etagen haben gezeigt, daß die so ermittelten Beanspruchungen der Komponenten deutlich unterhalb denen aus der statischen Ersatzbeschleunigung von 0,3 g liegen. Damit wurde gezeigt, daß die Anwendung der statischen Ersatzbeschleunigung beim FZA gerechtfertigt ist.

Durch diese Vorgehensweise für die beiden als "sehr seltene Ereignisse" (ASME-CODE) eingestufteten Einwirkungen von außen, wie SEB und FZA, ist es möglich, die maschinentechnischen Komponenten des SNR-300 so auszulegen und abzusichern, daß sie den gestellten Anforderungen gerecht werden.

6.1.3.2 Erdbeben

Als Grundlage für die realistische Einschätzung des Erdbebenrisikos für den SNR-300 am Standort Kalkar dienen die in diesem Abschnitt beschriebenen standortspezifischen Erdbebenlast-

annahmen. Diese Lastannahmen erlauben eine realistischere Erfassung der für das Erdbebenrisiko repräsentativen Magnituden und Herdentfernungen sowie der Ungewisheiten in Erdbebenparametern und Übertragungseigenschaften des Bodens; hierdurch wird die sonst übliche ingenieurmäßige obere Abgrenzung jedes einzelnen Einflusses überflüssig. Bild 6-1 zeigt das den Rechnungen zugrunde liegende Modellspektrum für eine Intensität $I = VII$ (MSK-Skala) am Standort Kalkar nach (Ah 82).

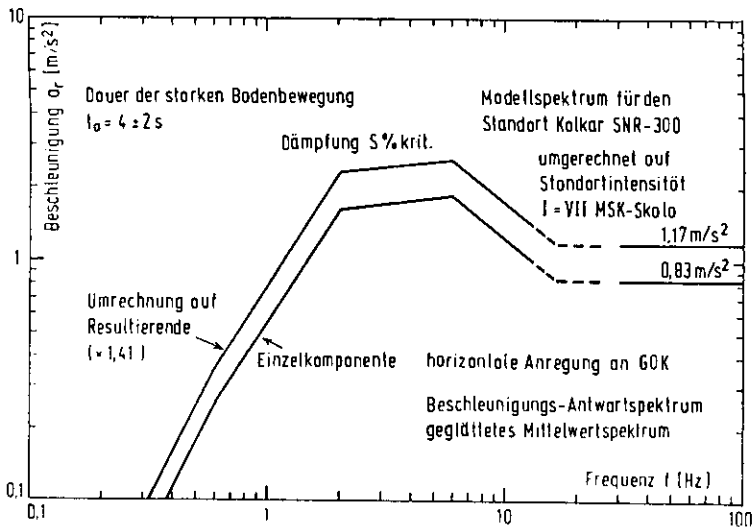


Bild 6-1:
Standortspezifische Erdbebenlastannahme für eine Intensität $I = VII$ (MSK-Skala)

In Bild 6-2 sind die Überschreitenshäufigkeiten pro Jahr für die Erdbebenintensitäten am Standort Kalkar nach (Ah 82) dargestellt. Als Parameter ist die Herdentfernung R eingetragen.

● Vorgehensweise zur Ermittlung des Erdbebenrisikos

Die Vorgehensweise zur Ermittlung des erdbebenbedingten Risikobeitrags für den SNR-300 gleicht im Ansatz dem Vorgehen in

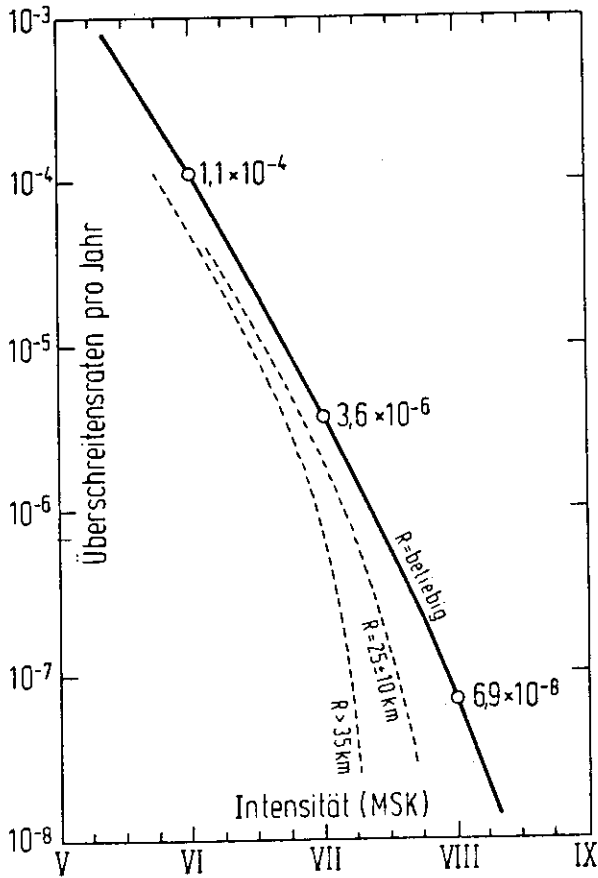


Bild 6-2:

Überschreitenshäufigkeiten für Erdbebenintensitäten am Standort Kalkar

der DRS. Für ausgewählte Gebäude, Bauteile und Komponenten werden dynamische Berechnungen mit dem Ziel durchgeführt, erdbebenbedingte Versagenswahrscheinlichkeiten zu ermitteln. Diese Versagenswahrscheinlichkeiten werden dann neben den Zuverlässigkeitskenngrößen der Quantifizierung der Ereignisablaufdiagramme in geeigneter Weise, d.h. direkt oder unter Berücksichtigung von Folgewahrscheinlichkeiten zugrunde gelegt. Für die Untersuchungen ausgewählt wurden das Reaktorgebäude, Teil A

und B, einschließlich des den Ringraum umgebenden Gebäudes, die Notkühlkamine Q1 und Q2, die Dampferzeugerhäuser D0/D2/D4 und das Schaltanlagegebäude E (vgl. Bilder 2-2 und 6-5). Bei dieser Auswahl handelt es sich - ausgehend vom Schutzkonzept des Genehmigungsverfahrens - nicht nur um sicherheitstechnisch unbedingt erforderliche Gebäude, sondern auch um im Schutzkonzept nicht berücksichtigte Gebäude, die nach einem stärkeren Erdbeben die Sicherheit der Anlage positiv beeinflussen können.

Während in der Phase A der DRS die Ereignisabläufe noch nicht quantifiziert wurden - die Risikoabschätzung orientierte sich dort unmittelbar an dem ermittelten Bauteilversagen -, werden in der vorliegenden Studie einzelne Ereignisabläufe quantitativ bewertet. Dabei werden die drei maßgebenden Intensitätsintervalle $I = VI \pm 0,5$, $I = VII \pm 0,5$ und $I = VIII \pm 0,5$ (MSK-Skala) berücksichtigt. Die Eintrittshäufigkeit für die jeweilige Erdbebenintensität wurde aus Bild 6-2 abgeleitet.

● Dynamische Bauwerksberechnungen

Die ausgewählten Bauwerke wurden für die dynamischen Berechnungen auf geeignete Stabmodelle mit konzentrierten Massen abgebildet. Der Baugrundeinfluß auf das Schwingungsverhalten wurde durch Federn mit frequenzunabhängiger Steifigkeit und Dämpfung erfaßt. Als Erdbebenerregung dienten künstlich generierte Beschleunigungs/Zeit-Verläufe für das Freifeld, d.h. für die freie Bodenoberfläche ohne Bauwerkseinfluß auf die Bodenbewegungen, deren Frequenzgehalt den durch ein Freifeld-Antwortspektrum vorgegebenen abdeckt. Die dynamische Berechnung erfolgt linear-elastisch mit dem Rechenprogramm SAP IV (modale Analyse). Übereinstimmend mit einer Forderung im Genehmigungsverfahren wurde bei der modalen Analyse die resultierende modale Dämpfung in den vom Bodeneinfluß dominierten Eigenformen auf 15 % für horizontale Erregung begrenzt.

Modellabbildung und Ergebnisse der Bauwerksberechnungen stimmen - sofern gleiche Lastannahmen verwendet werden - weitge-

hend mit denen des Genehmigungsverfahrens überein. Bei dem Reaktorgebäude wurde ein aufwendigeres Modell gewählt, das unter anderem die Wechselwirkung zwischen den Gebäudeteilen A und B einerseits und dem Außencontainment andererseits sowie die auf den Deckenebenen exzentrisch angreifenden Massen (Torsions- und Kippanregung) erfassen kann. Diese Effekte beeinflussen aber kaum die globale Bauwerksantwort auf die Erdbebenerregung.

Die neuen standortspezifischen Erdbeben-Lastannahmen mit einem geänderten Freifeld-Antwortspektrum und einer kürzeren Starkbebendauer führen bei der linear-elastischen Bauwerksberechnung kaum zu Abweichungen gegenüber den Lastannahmen des Genehmigungsverfahrens. Ursache hierfür sind die nahezu übereinstimmenden Spektralamplituden der Freifeld-Antwortspektren im Bereich der ersten Eigenfrequenzen des Reaktorgebäudes ($f = 1,4$ bis $4,0$ Hz). Nennenswerte Unterschiede sind daher nur dort zu erwarten, wo die Dauer der Erregung unmittelbar eine Rolle spielt.

● Dynamische und probabilistische Bauteiluntersuchungen

Dynamische und probabilistische Untersuchungen fanden für Auflagerkonstruktionen von Großkomponenten im Reaktorgebäude, für die Festpunktstützen der Reaktorgebäude-Dachkonstruktion sowie für aussteifende Wandscheiben in Dampferzeugerhäusern und Schaltanlagegebäuden statt. Hierbei wurde je nach dem erwarteten Versagensrisiko infolge Erdbebens unterschiedlich vorgegangen (HoWö 82).

Die Auflagerkonstruktionen von Großkomponenten wurden im Rahmen des Genehmigungsverfahrens für die dynamischen Lastfälle infolge Einwirkungen von innen und außen berechnet. Aus diesen Berechnungen ließ sich die auslegungsbestimmende Lastfallkombination und hierfür die bei 100%iger Ausnutzung aufnehmbare Auflagerkraft ermitteln. Sie wurde als Bauteilwiderstand mit geringen Streuungen in die probabilistischen Untersuchungen

eingeführt und mit der maximalen Auflagerkraft infolge Erdbebens unterschiedlicher Amplituden als stark streuende Einwirkung von außen verglichen. Daraus ergaben sich bedingte Versagenswahrscheinlichkeiten für variierte Freifeldbeschleunigung bzw. Standortintensität. Schließlich wurden aus der "Faltung" der bedingten Versagenswahrscheinlichkeit mit der Häufigkeit der betreffenden Erdbebenamplitude Gesamtversagenshäufigkeiten P_f errechnet.

Unter Zugrundelegung der Lastannahmen aus dem Genehmigungsverfahren lassen sich folgende Ergebnisse aufzeigen:

- Auflagerkonstruktion des Reaktortanks
Der aus Erdbeben resultierende Anteil der vertikal wirkenden Auflagerkräfte ist gegenüber anderen Lastfällen so gering, daß ein erdbebenbedingtes Versagen der Vertikalabstützung praktisch ausgeschlossen werden kann. Für die Horizontalabstützung wird eine Gesamtversagenshäufigkeit P_f von $6 \cdot 10^{-7}$ pro Jahr ermittelt.
- Wandkonsolen des Zwischenwärmetauschers
Die Gesamtversagenshäufigkeit P_f beträgt etwa 10^{-7} pro Jahr.
- Tragkonstruktion der Primärnatriumpumpen
Die Gesamtversagenshäufigkeit P_f liegt etwas höher als bei der Horizontalabstützung des Reaktortanks.

Bei realistischer Erfassung der Erdbebenbelastung entsprechend den standortspezifischen Lastannahmen reduzieren sich die genannten Versagenshäufigkeiten um eine Größenordnung, wie am Beispiel der Tragkonstruktion der Na-Pumpe gezeigt wurde. In den Fällen, in denen Bauteile und Komponenten plastisches Verformungsvermögen (Duktilität) besitzen, ist eine weitere Reduzierung der Versagenshäufigkeit zu erwarten, die nach (Howö 82) ungefähr eine Größenordnung betragen kann. Beides trifft auf die Horizontalabstützung des Reaktortanks zu.

Bild 6-3 zeigt beispielhaft für ähnliche Verläufe bei den anderen untersuchten Bauteilen den Verlauf der bedingten Versagenswahrscheinlichkeit in Abhängigkeit von der maximalen Frei-

feldbeschleunigung a_0 . Es ist deutlich der Einfluß der unterschiedlichen Lastannahmen auf die bedingte Versagenswahrscheinlichkeit zu erkennen.

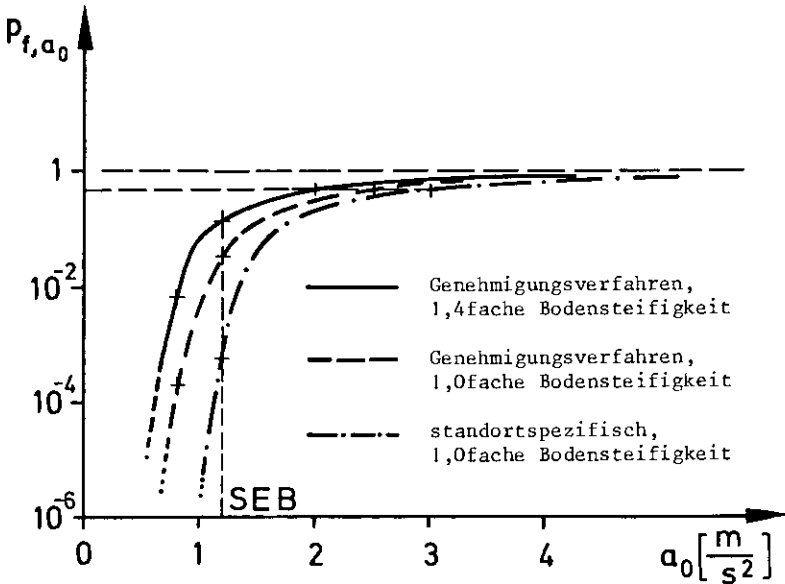


Bild 6-3:
Bedingte Versagenswahrscheinlichkeit der Tragkonstruktion der Primärnatriumpumpen bei Erdbeben

Die Festpunktstützen des Reaktorgebäudedaches müssen die horizontalen Massenkräfte aus Erdbebenschwingungen des Daches mehr oder weniger voll aufnehmen. Sie besitzen aufgrund ihrer Auslegung gegen Auslegungserdbeben und ihrer konstruktiven Durchbildung plastisches Arbeitsvermögen. Dessen Einfluß auf die Erdbebensicherheit wird durch einen Vergleich von linear-elastisch und nichtlinear berechneten Beanspruchungen aufgezeigt. Während mit linear-elastisch ermittelten Beanspruchungen aus Erdbeben im Mittel ausreichende Standsicherheit bis zu einer Freifeldbeschleunigung $a_0 \approx 0,76 \text{ m/s}^2$ (mit Erdbebenlastannahmen des Genehmigungsverfahrens) bzw. $a_0 \approx 0,83 \text{ m/s}^2$ (mit standortspezifischen Lastannahmen) nachgewiesen wird, sind unter

Ausnutzung der plastischen Verformbarkeit $a_0 \cong 1,32 \text{ m/s}^2$ bzw. $a_0 \cong 1,43 \text{ m/s}^2$ aufnehmbar. Die Versagenswahrscheinlichkeit infolge von Erdbeben beträgt dann $P_f \cong 5 \cdot 10^{-5}/a$ bzw. $3 \cdot 10^{-6}/a$. Hierbei wirkt sich die realistischer eingeschätzte Starkbeben-dauer bei den standortspezifischen Lastannahmen besonders günstig aus.

Die Versagenswahrscheinlichkeit der Horizontalaussteifungen von Dampferzeugerhäusern (D0) und Schaltanlagegebäuden (E) wird als Beispiel für globales Versagen von Gebäuden, die nur gegen Auslegungserdbeben ausgelegt sind, behandelt. Es werden grob vereinfachte Grenzzustände - Fließen der Zugbewehrung bzw. Überschreiten der aufnehmbaren schiefen Hauptdruckspannungen - an den Einspannstellen der kritischen Wandscheiben untersucht. Die Standsicherheit der Gebäude ist im Mittel bis etwa zum Sicherheitserdbeben (SEB) - bei Lastannahmen des Genehmigungsverfahrens - bzw. darüber - bei standortspezifischen Lastannahmen - gewährleistet. Als Versagenswahrscheinlichkeiten infolge von Erdbeben ergeben sich etwa $6 \cdot 10^{-5}/a$ (D0) bzw. $9 \cdot 10^{-6}/a$ (E) bei Lastannahmen des Genehmigungsverfahrens und $4 \cdot 10^{-6}/a$ (D0) bzw. $1 \cdot 10^{-5}/a$ (E) bei standortspezifischen Lastannahmen.

● Untersuchungen zum Komponentenversagen

Um die Beanspruchungen von Systemen des SNR-300 bei Auftreten eines Erdbebens zu ermitteln, wurde stellvertretend für die kühlmittelumschließenden Komponenten das Rohrleitungssystem Pumpe-Zwischenwärmetauscher eingehender analysiert. Es enthält gerade Rohrleitungsabschnitte, Krümmer und T-Stücke und wird mit Federhängern, Konstanthängern und Erdbebendämpfern in seiner Lage gehalten. Die Analyse erfolgte mit dem linearen Rohrleitungsanalyseprogramm NUPIPE. Die Spannungsbewertung wurde nach ASME Sect. III NB 3600 vorgenommen.

Die Untersuchungen wurden exemplarisch für ein Erdbeben der Intensität VIII durchgeführt unter Verwendung von Etagenant-

wortspektren, die anhand standortspezifischer Lastannahmen berechnet wurden. Einem Erdbeben dieser Intensität kann eine etwa um den Faktor 50 geringere Häufigkeit zugemessen werden als dem Sicherheitserdbeben ($I = VII$).

Die Auswertung der NUPIPE-Ergebnisse zeigt, daß an zwei Krümmern die bei Absicherung nach "Normal Conditions" zulässigen Spannungswerte leicht überschritten werden. Die für eine Absicherung nach "Emergency Conditions" zulässige Grenze wird jedoch nicht erreicht. Für die untersuchten Systeme ergeben sich demnach sehr geringe bedingte Versagenswahrscheinlichkeiten. Größere Lecks infolge Erdbebens können ausgeschlossen werden.

Die auftretenden Maximalspannungen sind überwiegend eine Folge von Biegebeanspruchungen. Bei detaillierterer Analyse der lokalen Spannungsverteilungen würden sich die bedingten Versagenswahrscheinlichkeiten weiter verringern.

Mit einer wesentlich größeren Wahrscheinlichkeit dürfte es aber infolge von Erdbeben bei den druckführenden Systemen zu Na-Leckagen, insbesondere an Armaturenanschlüssen, Anschlüssen von Meßleitungen und Dichtungen kommen. Es ist aber nicht anzunehmen, daß der Na-Verlust in diesen Fällen wesentlich über 10 l/h liegen kann.

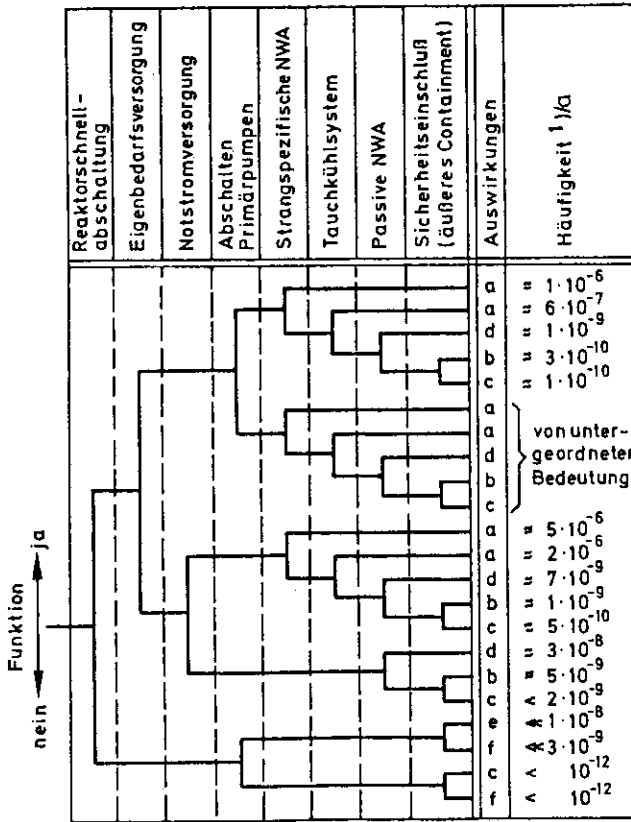
Die Abschätzung einer erdbebenbedingten Versagenswahrscheinlichkeit für Rohrleitungen im Bereich des Reaktornotkühlsystems stützt sich darauf, den Ausnutzungsgrad der Grenzbeanspruchung kritischer Bereiche qualitativ zu betrachten. Die bedingten Versagenswahrscheinlichkeiten sind hier ebenfalls gering.

Im Zusammenhang mit dem erdbebenbedingten Komponentenversagen war auch zu untersuchen, ob durch erdbebeninduzierte Schwingungen des Reaktortanks unmittelbar eine Kernzerstörung eingeleitet werden kann. Dieser Aspekt wurde im Genehmigungsverfahren eingehend geprüft. Dabei zeigte sich, daß keine unzulässigen Reaktivitätsänderungen auftreten. Auch die Abschaltbarkeit

wird durch mögliche Differenzbewegungen zwischen Kernoberkante und Drehdeckel nicht beeinträchtigt. Für größere als im Genehmigungsverfahren untersuchte Erdbeben, die mit geringerer Häufigkeit auftreten könnten, ist anzunehmen, daß ein wesentlicher Einfluß auf die Reaktivität oder Abschaltbarkeit ebenfalls nicht besteht, da insbesondere für die Abschaltbarkeit auch größere Differenzverschiebungen zulässig wären. In diesem Zusammenhang ist das Versagen der Horizontalabstützung des Reaktortanks infolge Erdbebens zu betrachten. Eine Überschreitung der Grenztragfähigkeit der Horizontalabstützung des Reaktortanks (rechnerisches Versagen infolge Erdbebens ca. 10^{-7} pro Jahr) führt zu plastischer Verformung im Bereich der Erdbebenanschläge. Die horizontalen Bewegungen des Reaktortanks werden dabei zusätzlich durch die anschließenden Rohrleitungen gedämpft. Größere zusätzliche Differenzbewegungen zwischen Drehdeckel und Core sind auch bei größeren horizontalen Bewegungen des Reaktortanks nicht zu erwarten. Da gesicherte Kenntnisse über die auftretenden Differenzbewegungen nicht vorliegen und im Rahmen der Studie noch nicht erarbeitet werden konnten, wird pessimistisch davon ausgegangen, daß die Abschaltbarkeit bei Versagen der Horizontalabstützung beeinträchtigt wird.

● Ereignisabläufe

Die Untersuchung der jeweiligen Aktivitätsinventare im Reaktorkern, in dem natriumgekühlten oder gasgekühlten Abklinglager führt zu unterschiedlichen Ereignisablaufdiagrammen. Während für das natriumgekühlte Abklinglager ausreichend erschien, die Häufigkeit einer massiven Freisetzung radioaktiver Stoffe infolge Erdbebens grob abzuschätzen, wurde für den Reaktor eine detaillierte Analyse durchgeführt. Für das gasgekühlte Abklinglager sind die erdbebenbedingten Risikobeiträge von untergeordneter Bedeutung. Bild 6-4 zeigt das Ereignisablaufdiagramm "Erdbeben". Als auslösendes Ereignis zur Ermittlung der Häufigkeiten der einzelnen Pfade wird hier ein Erdbeben der Intensität $I = VII \pm 0,5$ (MSK-Skala) betrachtet. Für



¹⁾ Beispiel für Erdbeben mit $I = VII \pm 0,5$ (MSK-Skala)

- a kein Ausfall der NWA
- b NWA-Ausfall bei Gebäudeabschluß
- c NWA-Ausfall ohne Gebäudeabschluß
- d passive NWA
- e Versagen der Schnellabschaltung bei Gebäudeabschluß
- f Versagen der Schnellabschaltung ohne Gebäudeabschluß

Bild 6-4:
Ereignisablaufdiagramm "Erdbeben" hinsichtlich der Wirkung auf den Reaktor

die anderen untersuchten Intensitäten sind die Ereignisablaufdiagramme - hier nicht dargestellt - im Aufbau gleich. Die Berücksichtigung der erdbebenbedingten Ausfallwahrscheinlichkeiten stützt sich im wesentlichen auf die ermittelten bzw. abgeschätzten Versagenswahrscheinlichkeiten für Bauteile und Kom-

ponenten. Dabei werden teilweise vereinfachende Annahmen getroffen. So wird z.B. die Versagenswahrscheinlichkeit für Bauteile im Schaltanlagegebäude oder in den Dampferzeugerhäusern für die erdbebenbedingte Ausfallwahrscheinlichkeit der strangspezifischen NWA-Systeme herangezogen. Eine solche Abschätzung ist deshalb gerechtfertigt, weil die Bauteil- und Komponentenuntersuchungen die Erwartung bestätigt haben, daß hauptsächlich die Auflagerkonstruktionen bzw. Abstützungen und nicht die Komponenten selbst kritisch sind. Für die erdbebenbedingte Ausfallwahrscheinlichkeit des Gebäudeabschlusses wurde die Versagenswahrscheinlichkeit des Reaktorgebäudedaches benutzt. Dabei wird angenommen, daß es beim Versagen zum Einsturz mit Abriß von Lüftungsleitungen kommt.

Um die Häufigkeit für Versagen der Schnellabschaltung abzuschätzen, wird von der Annahme ausgegangen, daß das Versagen der Horizontalabstützung des Reaktortanks möglicherweise die Schnellabschaltung verhindern kann. Da abgesicherte Kenntnisse über die möglichen Verschiebungen der Tankeinbauten infolge dieses Versagens nicht vorliegen, wird in dieser Studie pessimistisch angenommen, daß bei einem Versagen die Reaktorschnellabschaltung blockiert wird. Zu vermuten ist allerdings, daß ein solches Blockieren mit einer um Größenordnungen geringeren Häufigkeit als das Versagen der Horizontalabstützung eintritt.

● Ergebnisse relevanter Risikobeiträge

Tabelle 6-2 zeigt die wesentlichen Ergebnisse der Ereignisablaufanalysen für den Reaktor. Diese Häufigkeiten werden den entsprechenden Ereignisgruppen und Freisetzungskategorien zugeordnet, wie sie für anlageninterne Störfallursachen ermittelt wurden, und bei der Berechnung der Freisetzungshäufigkeiten berücksichtigt.

Beim natriumgekühlten Abklinglager ist ein Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch Erdbeben möglich. Die Häufigkeit dafür ist jedoch erheblich kleiner als $4 \cdot 10^{-5}$ pro Jahr, wie sie für an-

lageninterne Störfälle ermittelt wurde. Daher ergibt sich hier kein relevanter Risikobeitrag.

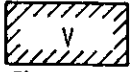
Tab. 6-2:

Häufigkeiten pro Jahr für Ereignisse infolge Erdbebens, die zur Kernzerstörung führen

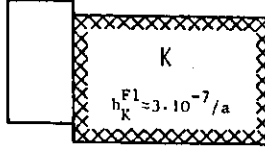
Ereignis	Erdbebenintensitätsintervall I			Summe
	VI ± 0,5	VII ± 0,5	VIII ± 0,5	
NWA-Ausfall mit Gebäudeabschluß	$< 1 \cdot 10^{-11}$	$\sim 6 \cdot 10^{-9}$	$4 \cdot 10^{-9}$	$\sim 1 \cdot 10^{-8}$
NWA-Ausfall ohne Gebäudeabschluß	$< 1 \cdot 10^{-13}$	$\sim 2 \cdot 10^{-9}$	$8 \cdot 10^{-9}$	$\sim 1 \cdot 10^{-8}$
Ausfall RESA mit Gebäudeabschluß	$< 5 \cdot 10^{-10}$	$< 9 \cdot 10^{-9}$	$< 5 \cdot 10^{-8}$	$< 6 \cdot 10^{-8}$
Ausfall RESA ohne Gebäudeabschluß	$< 1 \cdot 10^{-12}$	$< 3 \cdot 10^{-9}$	$< 4 \cdot 10^{-8}$	$< 4 \cdot 10^{-8}$

6.1.3.3 Flugzeugabsturz

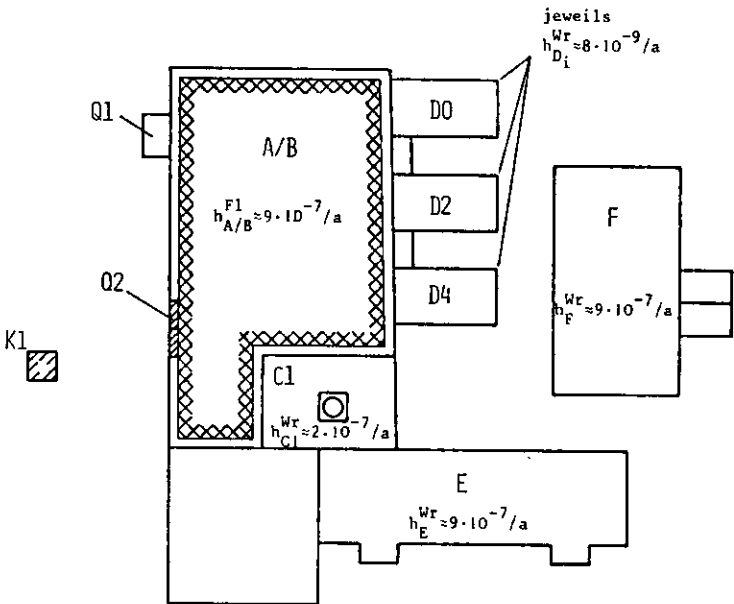
Der Absturz eines schnellfliegenden Militärflugzeugs stellt, wie in Abschnitt 6.1.3 aufgezeigt wurde, das für die Ermittlung von Risikobeiträgen durch Flugzeugabsturz maßgebende Ereignis dar. Nachfolgend werden verschiedene Absturzscenarien für dieses Ereignis untersucht. Für die Ermittlung der durch Flugzeugabsturz bedingten Ausfall- bzw. Versagenswahrscheinlichkeiten wird berücksichtigt, daß ein direkter Flugzeugaufprall nur zu einer örtlich begrenzten Einwirkung führt, wobei es allerdings auch zu einer Streuung von Wrackteilen und Gebäudetrümmern über eine größere Fläche und zu induzierten Erschütterungen in nicht direkt betroffenen Gebäudebereichen kommen kann. Bild 6-5 zeigt anhand eines Lageplans die jeweiligen Treffhäufigkeiten für die wichtigsten Gebäude des Kernkraftwerks und die bauliche Auslegung auf. Bei baulich gegen



$h_V^{F1} \approx 6 \cdot 10^{-8} / a$



$h_K^{F1} \approx 3 \cdot 10^{-7} / a$



Auslegung gegen direkten
 Flugzeugaufprall (Vollschutz)

Auslegung gegen Wrackteil-
 aufprall

- | | |
|----------|--------------------------------|
| A/B | Reaktorgebäude |
| C1 | Hilfsanlagentrakt |
| D0/D2/D4 | Dampferzeughäuser |
| E | Schaltanlagegebäude |
| F | Maschinenhaus |
| K | Notstromdieselgebäude |
| K1 | Redundante Dieselluftansaugung |
| V | Brunnengebäude |
| Q1/Q2 | Notkühlkamine |

Bild 6-5:

Lageplan mit Treffhäufigkeiten für Flugzeugabsturz h^{F1} bzw. Wrackteile h^{Wr}

FZA ausgelegten Gebäuden ist bezüglich einer Risikoermittlung die Häufigkeit für einen direkten Flugzeugaufprall h^{Fl} und bei nicht dafür ausgelegten Gebäuden die Häufigkeit für einen Wrackteilaufprall h^{Wr} maßgebend. Zur Ermittlung der Häufigkeiten wird auf (GE 80b) verwiesen; die Vorgehensweise ist mit den Untersuchungen in der DRS vergleichbar. In Bild 6-5 sind die Auftreffhäufigkeiten für die redundante Dieselluftansaugung K1 und die Notkühlkamine Q1 und Q2 nicht eingetragen, weil ein Treffen dieser Gebäude nur relevant ist, wenn gleichzeitig auch andere Gebäude, z.B. durch Wrackteile, getroffen werden.

● Absturzszenarien

Für die Ereignisablaufanalysen wurde von folgenden Absturzszenarien ausgegangen, die das Spektrum der denkbaren Abstürze hinsichtlich Häufigkeit und Schadensumfang abdecken:

- Absturz auf das Reaktorgebäude

Da die umgebende Gebäudeschale nicht geeignet ist, Belastungen, wie sie beim Flugzeugabsturz auftreten, aufzunehmen, kommt es zu räumlich begrenzten Schadensbereichen im Reaktorgebäuderingraum. Die Größe des Schadensbereiches ist im wesentlichen von der Dauer eines Treibstoffbrandes bzw. von Folgebränden abhängig. Aufgrund der getroffenen Maßnahmen (z.B. Abschotten von Brandgut, Ableiten von eingebrachtem Treibstoff) kann davon ausgegangen werden, daß nur Teile des Ringraumes betroffen sind. Eine Zerstörung der Stahlblechhülle im Ringraum ist aber in allen Fällen anzunehmen, in denen das Gebäude getroffen wird. Der Absturz im Bereich der Notkühlkamine Q1 und Q2 wird im Hinblick auf den Ereignisablaufpfad "NWA-Ausfall im Reaktor oder Na-Lager" getrennt untersucht.

Ein Absturz im Bereich des Übergangs Ringraum - Dampferzeugerhäuser kann zum Brand inaktiven Natriums im Ringraum führen. Die Häufigkeit, daß ein für diese Situation relevanter Gebäudebereich getroffen wird, ist ca. 10^{-7} /a. Die-

ser Fall wird derzeit im Rahmen des Genehmigungsverfahrens auf notwendige Maßnahmen hin überprüft. Für die Risikountersuchungen wird davon ausgegangen, daß nach Realisierung dieser Maßnahmen eine Beeinträchtigung von Anlagenteilen im Reaktorgebäude nicht anzunehmen ist.

Bezüglich möglicher Treffkombinationen wurden die Fälle, in denen durch das Flugzeug das Reaktorgebäude und gleichzeitig durch Wrackteile das Schaltanlagegebäude oder die Dampferzeugerhäuser mit getroffen werden, untersucht.

- Absturz auf das Hilfsanlagegebäude C1

Hierbei ist von größeren Zerstörungen in diesem Gebäude auszugehen. Die möglichen Aktivitätsfreisetzungen sind für die hier angestellten Risikoüberlegungen ohne Bedeutung. Systemausfälle werden bei den Ereignisablaufanalysen berücksichtigt.

- Absturz auf die Dampferzeugerhäuser D0, D2, D4

Aufgrund der baulichen und systemtechnischen Gegebenheiten muß mit der Zerstörung von Anlagenteilen gerechnet werden. Ausgangspunkt für die Ereignisablaufuntersuchung bildet der vollständige Ausfall der Systemfunktionen. Hinsichtlich Folgewirkungen auf Anlagenteile im Reaktorgebäude wird für eine obere Abschätzung der Mehrfachrohrbruch in den Dampferzeugern infolge von Flugzeugabsturz untersucht.

- Absturz auf das Schaltanlagegebäude E

Im Falle eines direkten Absturzes auf das Gebäude wird pessimistisch von einem vollständigen Ausfall aller Systemfunktionen ausgegangen. Der Aufprall eines Wrackteils wird durch die teilweise räumlich getrennte Anordnung von Sicherheitseinrichtungen berücksichtigt.

- Absturz auf das Maschinenhaus F und Bereiche der Eigenbedarfsversorgung auf dem Kernkraftwerksgelände

Da auch eine Vielzahl kleiner Wrackteile und Gebäudetrümmer an ungeschützten Anlagen der Eigenbedarfsversorgung zu Aus-

fällen führen kann, wird angenommen, daß bei allen Absturz-szenarien, bei denen der hier betrachtete Bereich im möglichen Streubereich von Wrackteilen liegt, die Eigenbedarfsversorgung ausfällt.

- Absturz auf das Notstromdieselgebäude K

Hierzu wird der Einfluß von Treibstoffbrand in der Umgebung des Geländes untersucht.

- Absturz auf die redundante Dieselluftansaugung K1

Hinsichtlich der Rauchgaseinflüsse bei einem Natriumbrand werden mögliche Treffkombinationen mit den Dampferzeugerhäusern betrachtet.

- Absturz auf das Brunnengebäude V

Treffkombinationen mit dem Schaltanlagegebäude E und dem Hilfsanlagentrakt C1 werden im Hinblick auf Ausfälle der Kühlwasserversorgung untersucht.

- Absturz auf den Notkühlkamin Q1

Maßgebend für die Ereignisablaufanalysen ist der Ausfall des Tauchkühlsystems. Demgegenüber sind andere Folgeereignisse im unmittelbaren Schadensbereich (z.B. Na-Bereich) von untergeordneter Bedeutung. Im Hinblick auf einen Ausfall der NWA wurden Treffkombinationen von Wrackteilen auf Q1 und auf die Schaltanlagegebäude oder Dampferzeugerhäuser untersucht.

- Absturz auf den Notkühlkamin Q2

Für die Ereignisablaufanalyse entscheidend sind Ausfälle des Notkühlsystems für das natriumgekühlte Abklinglager. Untersucht werden auch Treffkombinationen aus "Flugzeug auf Q2" und "Wrackteile auf das Schaltanlagegebäude".

- Absturz auf Kabelkanäle

Aufgrund der Auslegung der Kanäle gegen Aufprall von Wrackteilen und der weitgehend räumlich getrennten Anordnung re-

dundanter Kabelkanäle kommt diesem Fall nur geringe Bedeutung zu. Untersucht wurde ein Bereich, in dem eine Massierung redundanter Kabel vorliegt.

● Ereignisabläufe

Ausgehend von den beschriebenen Absturzscenarien wurden einzelne Ereignisabläufe analysiert und auf ihre Wahrscheinlichkeit hin bewertet. Dabei wurde unterschieden zwischen Ereignisabläufen, die den Reaktor betreffen, und solchen, die für das natriumgekühlte Abklinglager von Bedeutung sind. Ereignisabläufe, die sich auf das gasgekühlte Abklinglager beziehen, sind im Zusammenhang mit dem Flugzeugabsturz von untergeordneter Bedeutung; ihr Einfluß auf das Risiko ist in den anderen Abläufen mit erfaßt.

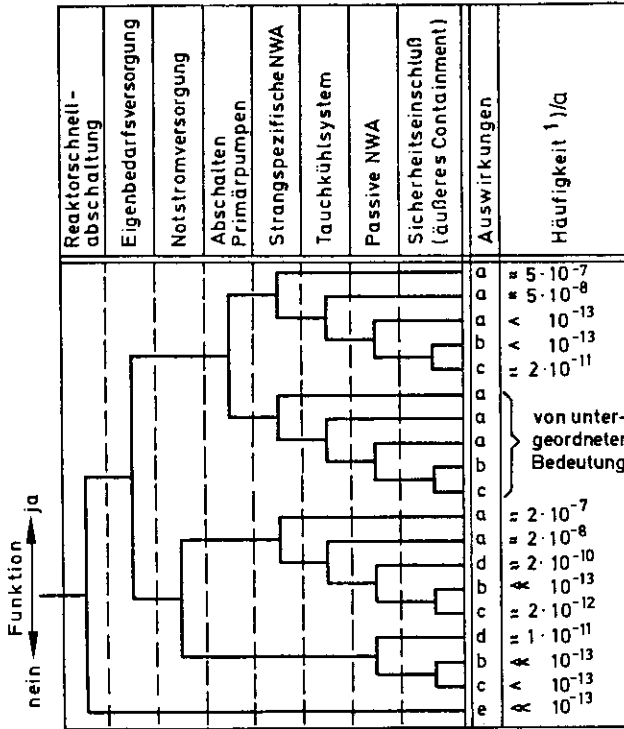
Exemplarisch für alle anderen nicht dargestellten Ereignisablaufdiagramme zeigt Bild 6-6 das Ereignisablaufdiagramm für das Absturzscenarium "Reaktorgebäude". Die Treffhäufigkeiten sind in den Häufigkeitswerten enthalten.

Aufsummiert über alle - auch die hier nicht gezeigten - untersuchten Ereignisabläufe, ergeben sich folgende Häufigkeitswerte für Auswirkungen auf den Reaktor:

NWA-Ausfall mit Gebäudeabschluß:	$\ll 1 \cdot 10^{-9}/a$
NWA-Ausfall ohne Gebäudeabschluß:	$\cong 1 \cdot 10^{-9}/a$
Versagen der Schnellabschaltung bei Anforderung (s.u.):	$\ll 1 \cdot 10^{-9}/a$

Für die Auswirkungen beim natriumgekühlten Abklinglager ergibt sich:

Kühlungsausfall mit Gebäudeabschluß:	$\leq 10^{-9}/a$
Kühlungsausfall ohne Gebäudeabschluß:	$< 10^{-9}/a$



¹⁾ Beispiel für Absturzzenarium "Reaktorgebäude"

- a kein Ausfall der NWA
- b NWA-Ausfall mit Gebäudeabschluß
- c NWA-Ausfall ohne Gebäudeabschluß
- d passive NWA
- e Versagen der Schnellabschaltung bei Anforderung

Bild 6-6:

Ereignisablaufdiagramm "Flugzeugabsturz" hinsichtlich der Wirkung auf den Reaktor

Ein Versagen geschützter Anlagenteile durch Flugzeugabsturz ist bei der Quantifizierung der Ereignisabläufe nicht berücksichtigt. Die Ergebnisse der Ereignisablaufuntersuchungen werden größtenteils durch Ausfälle nicht geschützter Anlagenteile bestimmt.

Zur Abschätzung des möglichen Risikobeitrags durch Flugzeugabsturz auf geschützte Anlagenteile werden in dieser Studie exem-

plarisch die Horizontalabstützung des Reaktortanks und die Auflagerkonstruktion der Zwischenwärmetauscher bei induzierten Belastungen infolge Flugzeugabsturzes untersucht. Die Häufigkeit, mit der ein Flugzeugabsturz Belastungen verursacht, die induziert zu einem Versagen der Horizontalabstützung des Reaktortanks oder der Auflagerkonstruktion der Zwischenwärmetauscher führen, liegt rechnerisch zwischen 10^{-8} und $10^{-9}/a$. Diese Belastungen sind für die genannten Teile weitgehend auslegungsbestimmend und die Folgeereignisse decken bei einem Versagen andere Folgeereignisse mit ab. Deshalb stellen diese Versagenhäufigkeiten insgesamt eine vernünftige Abschätzung für den Ausfall geschützter Anlagenteile dar. Als Folgeereignis kann es beim Versagen des untersuchten Anlagenteiles zum Ausfall der strangspezifischen NWA kommen. Eine mögliche Blockierung der Reaktorschnellabschaltung ist, wie in Abschnitt 6.1.3.2 im Zusammenhang mit Erdbeben diskutiert wurde, nur wenig wahrscheinlich.

● Abschätzung relevanter Risikobeiträge

Die ermittelten Häufigkeitswerte für den Ausfall der Nachwärmeabfuhr und das Versagen von Anlagenteilen mit möglichen Rückwirkungen auf die Abschaltbarkeit des Reaktors liegen deutlich unter den Häufigkeitswerten, die für andere Ereignisse, wie Erdbeben oder anlageninterne Störfälle, in dieser Studie aufgezeigt werden. Die Auslegung, insbesondere auch gegen die induzierten Erschütterungen, wurde im Rahmen des Genehmigungsverfahrens geprüft (siehe auch Abschnitt 6.1.3.1). Diese Prüfung berücksichtigte auch die Wirkung induzierter Erschütterungen auf den Reaktor selbst hinsichtlich möglicher Reaktivitätsänderungen. Danach sind ausreichende Sicherheitsabstände zu kritischen Verformungen oder Verschiebungen gegeben.

Insgesamt ist festzustellen, daß das Ereignis Flugzeugabsturz keinen relevanten Risikobeitrag liefert. Vergleicht man die globale Absturzhäufigkeit von $2 \cdot 10^{-6}/a$ - das ist die Häufigkeit, mit der irgendein wichtiges Kraftwerksgebäude getroffen

wird - mit dem ermittelten Häufigkeitswert für kritische Anlagenzustände infolge Flugzeugabsturzes (10^{-8} bis 10^{-9}), so wird deutlich, daß die Auslegung der Anlage gegen Flugzeugabsturz für den geringeren Risikobeitrag entscheidend ist.

6.2 Einwirkungen Dritter

6.2.1 Begriff des Risikos

Das Risiko durch Einwirkungen Dritter läßt sich grundsätzlich in gleicher Weise definieren wie das Risiko aufgrund technischer Störungen. Es besteht aus den beiden Komponenten:

- denkbare Schadensausmaß und
- Wahrscheinlichkeit für den Eintritt des Schadens.

Das Schadensausmaß ist vergleichbar dem aus Stör- und Unfällen aufgrund technischer Ursachen anzusetzen. Prinzipiell können Schadensabläufe, die durch Ausfall technischer Systeme möglich sind, auch durch böswillige Einwirkungen Dritter verursacht werden. Die Wahrscheinlichkeit für den Eintritt von Schäden infolge Einwirkungen Dritter ist dagegen wesentlich schlechter quantifizierbar als bei Störfällen aus technischen Ursachen.

Für beide Situationen sind gegen das Eintreten von Schäden eine Reihe von Schutzmaßnahmen getroffen, die dazu führen, daß das Schadensereignis unwahrscheinlich wird. Mangels aufgetretener Fälle läßt sich daher keine direkte empirische Aussage zur Häufigkeit des Schadensereignisses machen.

Bei technischen Störungen sind jedoch sowohl das störfallauslösende Ereignis als auch die zusätzlichen Ausfälle des Sicherheitssystems, die die Voraussetzung für den Eintritt des Schadens bilden, ihrer Natur nach statistische Ereignisse. In der Regel sind diese Teilereignisse, z.B. Ausfall einzelner Einrichtungen, weniger unwahrscheinlich als das Schadensereignis selbst. Ihre Häufigkeit ist aus Erfahrung bekannt oder zu-

mindest abschätzbar. Daher kann aus der Kombination der Wahrscheinlichkeit der Teilereignisse auf die Wahrscheinlichkeit des zusammengesetzten Schadensereignisses geschlossen werden.

Bei Einwirkungen Dritter liegen die Verhältnisse weit schwieriger. Die Parallelität ist noch insofern gegeben, als sich das Schadensereignis als Kombination von Einzelereignissen beschreiben läßt. Der Häufigkeit des auslösenden Ereignisses bei technischen Störungen entspricht die Wahrscheinlichkeit, daß ein Angriff gewisser Qualität unternommen wird. Der Wahrscheinlichkeit des Versagens von Sicherheitseinrichtungen bei technischen Störungen entspricht die Wahrscheinlichkeit, daß Sicherungsvorkehrungen in ausreichendem Umfang überwunden werden, um das Schadensereignis hervorrufen zu können. Da es sich bei diesen Ereignissen nicht um statistische Vorgänge, sondern um willentliche Akte handelt, ist es bereits vom methodischen Standpunkt her außerordentlich zweifelhaft, ob sich ein probabilistisches Modell zur Beschreibung dieser Fragestellung prinzipiell eignet. Selbst wenn ein solches probabilistisches Modell akzeptabel wäre, sind die Voraussetzungen für seine praktische Anwendung jedoch nicht gegeben. Da ernsthafte Sabotageanschläge gegen in Betrieb befindliche Kernkraftwerke bisher nicht beobachtet wurden, sind quantitative Angaben sowohl für die Häufigkeit solcher Anschläge als auch erst recht für die Wahrscheinlichkeit des Überwindens der Sicherungsmaßnahmen praktisch nicht möglich.

Im folgenden wird daher nicht versucht, das Risiko aus Einwirkungen Dritter quantitativ zu beschreiben, sondern statt dessen eine qualitative Darstellung gegeben.

6.2.2 Auslösende Ereignisse

Für Einwirkungen Dritter sind unterschiedliche Motivationen, Zielsetzungen und damit auch Arten der Tatausführung vorstellbar. Einige Beispiele aus der Vielzahl der denkbaren Szenarien sind:

- demonstrative Anschläge mit dem Ziel, die Verwundbarkeit der Anlage aufzuzeigen,
- Anschläge mit dem Ziel, ökonomischen Schaden hervorzurufen, z.B. durch unmittelbare Zerstörungen oder lange Anlagenstillstände,
- Erpressungsversuche mit der Drohung radiologischer Auswirkungen auf die Umgebung usw.

Offenbar ist es nicht praktikabel, Schutzvorkehrungen jeweils spezifisch gegen einzelne Arten unterstellbarer Angriffe vorzusehen. Zweckmäßigerweise sind vielmehr Randbedingungen vorzugeben, die die unterschiedlichen denkbaren Einzelfälle abdecken. Zielsetzung ist dabei, Aktivitätsfreisetzungen zu verhindern und nicht rein wirtschaftliche Schäden. Für die Auslegung und Beurteilung von Sicherungsmaßnahmen wird daher eine modellhafte Art der Einwirkung unterstellt, die auf die möglichen Aktivitätsfreisetzungen abhebt und schärfere Anforderungen stellt als andere Arten von Einwirkungen, diese also abdeckt. Solche Einwirkungen lassen sich wie folgt definieren:

Unterstellt werden ein oder mehrere Täter, deren Absicht es ist, Unfälle mit möglichst großen radiologischen Folgen hervorzurufen. Die Täter verfügen über optimale Kenntnisse der technischen Zusammenhänge und der örtlichen Gegebenheiten. Sie führen im Rahmen der polizeilichen Erkenntnisse optimale Hilfsmittel und Waffen zur Tatausführung mit sich.

Gegen Anschläge dieser Art werden die Anlagen ausgelegt. Diese Randbedingungen decken andere Arten von Einwirkungen ab und beinhalten damit bereits eine bemerkenswerte Konservativität. Es ist z.B. auszuschließen, daß eine Einwirkung, die auf Erzeugung eines ökonomischen Schadens abzielt, größere radiologische Auswirkungen haben kann als eine Tat, die konsequent unmittelbar auf dieses Ziel gerichtet ist. Ebenso ist die unterstellte Situation ungünstiger als bei einem Erpressungsversuch, weil der Angriff ohne Vorankündigung einen wesentlich engeren Spielraum für Gegenmaßnahmen setzt.

6.2.3 Sicherungsmaßnahmen

Aus Gründen der Geheimhaltung können die Sicherungsmaßnahmen an dieser Stelle nicht im Detail dargestellt werden. Es wird lediglich ein allgemeiner Überblick über den qualitativen Charakter der ergriffenen Vorkehrungen gegeben.

Prinzipiell sind zwei verschiedene Arten der Tatausführung zu unterscheiden:

- Einwirkungen von außerhalb der Anlage und
- Einwirkungen durch Täter im Innern der Anlage.

Wie bereits erwähnt, muß bei der Konzeption von Sicherungsmaßnahmen von der effektivsten Tatausführung ausgegangen werden. Bereits im Vorfeld ergeben sich für einen potentiellen Täter jedoch ganz erhebliche Schwierigkeiten, den unterstellten Grad an Perfektion zu erreichen.

Den wichtigsten Punkt stellt hierbei die Beschaffung der notwendigen Informationen dar. Informationen, die sich auf die Sicherung einer Anlage beziehen, werden in der Regel als Verschlussachen eingestuft und nur den Personen, die sie zur Ausübung ihrer Aufgaben benötigen, im hierfür erforderlichen Umfang zugänglich gemacht. Aber auch die normalen technischen Informationen sind in dem Umfang und Detaillierungsgrad, wie sie zur Vorbereitung eines Anschlages gebraucht werden, dessen Ausgang nicht dem Zufall überlassen bleiben soll, sehr schwierig zu beschaffen. Diese Informationen sind größtenteils nicht frei zugänglich und auch nicht an einer Stelle konzentriert. Ein potentieller Täter läuft daher Gefahr, keine ausreichenden Informationen zu erhalten, falsch informiert zu werden oder bei der Informationsbeschaffung Verdacht zu erregen. Ähnliche Schwierigkeiten können beim Beschaffen von Waffen oder anderen Hilfsmitteln auftreten. Diese Umstände, die zum größten Teil nicht unmittelbar auf Sicherungsvorkehrungen zurückzuführen sind, werden bei einer Risikobewertung mit berücksichtigt. Sie reduzieren das Risiko zum einen dadurch, daß die zu erwartenden

den Schwierigkeiten potentielle Täter abhalten, zum anderen dadurch, daß die Wahrscheinlichkeit für den Erfolg eines Anschlages sinkt.

6.2.3.1 Einwirkungen von außerhalb der Anlage

Bei Einwirkungen von außerhalb ist sowohl an Angriffe zu denken, bei denen die Täter das Anlagengelände nicht betreten, z.B. Beschuß von außerhalb, als auch an ein gewaltsames Eindringen auf das Gelände, mit der Absicht, dort gezielte Anschläge zu verüben.

Bei Einwirkungen ohne Betreten des Geländes müssen nur die Anlagenteile betrachtet werden, die von außen mit Waffen, Sprengstoff etc. überhaupt erreichbar sind und deren Zerstörung sicherheitstechnisch relevant ist. Dies schränkt die Möglichkeiten gegenüber Anschlägen mit Betreten des Geländes erheblich ein. Andererseits können hier Hilfsmittel in größerem Umfang herangezogen werden, weil außerhalb des Geländes die Transportmöglichkeiten nicht beschränkt sind. Der Schutz der Anlage vor Einwirkungen Dritter ist für diese Art von Anschlägen durch bauliche Maßnahmen und die Auslegung gegen technische Störungen gegeben. Bei der baulichen Ausführung ergeben sich aus anderen Lastfällen wie Flugzeugabsturz oder Explosionsdruckwellen Anforderungen, die die der Anlagensicherung für viele Fälle mit abdecken, so daß nur punktuell zusätzliche Maßnahmen erforderlich sind. Ebenso bringt die Auslegung der Anlage gegen technische Störungen mit sich, daß Störungen und Ausfälle einzelner Anlagenteile in weitem Umfang beherrscht werden können.

Gegen das Eindringen von Tätern in das Kraftwerksgelände ist eine Reihe von gestaffelten Sicherungsmaßnahmen vorgesehen. Die wesentlichen sind:

- Barrieren gegen das Eindringen in das Gelände. Sie haben die vordringliche Aufgabe, den Tätern die Mitnahme von Hilfsmitteln zu erschweren.

- Detektion von Eindringlingen durch technische und personelle Maßnahmen. Aufgabe dieser Maßnahmen ist die Mobilisierung von Hilfskräften.
- Bauliche Barrieren gegen das Eindringen vom Kraftwerksgelände in innere Sicherheitsbereiche. Diese Barrieren verhindern - je nach den unterstellten Hilfsmitteln, die die Täter verwenden - ein Eindringen entweder vollständig oder erschweren es so, daß ein effektives Eingreifen von Hilfskräften gegeben ist. Die baulichen Maßnahmen werden auch hier zum Teil nicht aus den Anforderungen der Anlagensicherung bestimmt, sondern aus anderen Lastfällen.
- Ständige Anwesenheit von Werkschutz auf dem Gelände sowie organisatorische Vorkehrungen für ein kurzfristiges Herbeirufen und Eingreifen staatlicher Sicherungskräfte.

Ziel aller dieser Maßnahmen ist es, das Eindringen von Tätern in die Anlage sicher zu verhindern. Das heißt, eine Wahrscheinlichkeit dafür, daß ein solches Eindringen trotzdem gelingt, ist nicht mit der Wahrscheinlichkeit großer Freisetzungen gleichzusetzen. Nach dem Eindringen müßten die Täter erst einen Störfall einleiten und die Sicherheitsvorkehrungen zu seiner Beherrschung außer Funktion setzen bzw. sogar die zu diesem Zeitpunkt mit hoher Wahrscheinlichkeit bereits eingeleiteten Sicherheitsaktionen wieder rückgängig machen. Angesichts ihres Umfangs und ihres mehrfachen Aufbaus würden die normalen Sicherheitsvorkehrungen auch in diesem extremen Fall noch einen erheblichen Schutz gegen massive Freisetzungen bieten.

6.2.3.2 Einwirkungen durch Täter im Innern der Anlage

Unter operierenden Tätern im Innern der Anlage sollen hier nicht gewaltsam von außen eingedrungene Personen verstanden werden, wie es im vorigen Abschnitt diskutiert wurde, sondern solche Täter, die ohne Gewaltanwendung in die Anlage gelangen können. Prinzipiell sind dabei sowohl Nichtzutrittsberechtigte

zu verstehen, die sich auf irgendeine Weise einschleichen, als auch Zutrittsberechtigte.

Gegen Einwirkungen von Personen, die sich unberechtigt Zutritt zur Anlage verschaffen, gibt es eine Reihe von Vorkehrungen. Der unbemerkte Zutritt zum Kraftwerksgelände wird durch technische Detektionseinrichtungen und zusätzliche personelle Maßnahmen verhindert. Das Betreten des Kraftwerks über die regulären Eingänge wird überwacht, und zwar der Zugang zum Kraftwerksgelände wie auch weitere Türen innerhalb des Kraftwerks. Ein Ausweissystem stellt dabei sicher, daß auch Berechtigte nicht zu allen Bereichen Zugang haben, vielmehr ist die Berechtigung an den Aufgaben der jeweiligen Person orientiert. Der Besitz eines Ausweises allein versetzt den Benutzer jedoch noch nicht in die Lage, die entsprechenden Bereiche zu betreten, weil bei den Kontrollen auch die Identität des Inhabers geprüft wird. Entsprechende Kontrollen werden bei der Anlieferung von Material durchgeführt.

Damit ist es unwahrscheinlich, daß sich Unbefugte Zutritt zu sicherheitstechnisch wichtigen Bereichen verschaffen können. Selbst wenn Unbefugte dorthin gelangen sollten, stehen der Herbeiführung eines schweren Störfalls erhebliche Schwierigkeiten entgegen. Infolge des mehrfachen Aufbaus von Schutzsystemen und der räumlichen Trennung müßte der Täter eine Reihe von Manipulationen an verschiedenen Stellen des Kraftwerkes ausführen. Die dafür zu betretenden Bereiche sind in der Regel auch für Befugte nicht ohne weiteres zugänglich, sondern nur im Einzelfall, wenn dort Arbeiten durchzuführen sind. Die Anzahl von Beschäftigten, die in einzelnen Bereichen arbeiten, ist sehr gering. Ein Fremder würde deshalb mit hoher Wahrscheinlichkeit Aufmerksamkeit erregen, insbesondere wenn er versucht, sich an Einrichtungen zu schaffen zu machen. Selbst wenn einem Täter der Zutritt gelingen würde, ginge er daher ein hohes und für ihn nicht im einzelnen kalkulierbares Risiko des Mißerfolges ein. Eine erfolgreiche Einwirkung auf diesem Wege ist daher unwahrscheinlich.

Analoge Überlegungen gelten für denkbare Täter, die sich be-
fugt in der Anlage aufhalten, z.B. Betriebsfremde, die aus ein-
nem besonderen Anlaß als Besucher Zutritt erhalten. Dies kön-
nen Personen sein, die als Mitarbeiter in die Anlage einge-
schleust werden mit dem Ziel eines späteren Anschlages, sowie
bereits Beschäftigte, die sich aus irgendeinem Grunde zu einem
Anschlag entschließen.

Besucher erhalten Zutritt nur zu den für ihre Besuchszwecke er-
forderlichen Bereiche. Sie unterliegen ebenfalls den Zugangs-
kontrollen und dürfen sich nur in Begleitung in der Anlage be-
wegen. Dies wird beim Passieren überwachter Türen kontrolliert.
Ein Besucher hat daher eher geringere Einwirkungsmöglichkeiten
als ein Täter, dessen unbemerktes Eindringen oben diskutiert
wurde.

Unterstellt man Einwirkungen von Betriebsangehörigen, so sind
zunächst Maßnahmen der Personalauswahl und der Personalüber-
prüfung zu berücksichtigen. Unter dem Aspekt der Anlagensiche-
rung sind diese Maßnahmen weitergehend als in Industriebetrie-
ben, in denen diese Gesichtspunkte keine Rolle spielen. Bei
der Einschleusung eines Täters ist außerdem in Rechnung zu
stellen, daß es sich um ein sehr langfristiges Unternehmen mit
ungewissem Ausgang handelt. Der potentielle Täter müßte sich
einer unter Umständen jahrelangen Ausbildung unterziehen, be-
vor er eine für die Tatausführung vergleichsweise günstige
Ausgangsposition erreicht. Zum Zeitpunkt der Einschleusung wä-
re eine Prognose über Erfolg und eventuellen Zeitpunkt eines
Anschlags außerordentlich ungewiß. Eine quantitative Angabe
zur Wahrscheinlichkeit, daß ein Mitarbeiter nach längerer Be-
triebszugehörigkeit einen Anschlag versucht, kann nicht gege-
ben werden. Qualitativ ist jedoch festzustellen, daß ein sol-
ches Verhalten für das Persönlichkeitsbild des in Frage kom-
menden Personals atypisch wäre. Bereits von den technischen
Aufgaben her sind neben der beruflichen Qualifikation Zuver-
lässigkeit und Verantwortungsbewußtsein wesentliche Anforde-
rungen. Diese Gesichtspunkte, die bei Personalauswahl und
-einsatz berücksichtigt werden, erhalten durch die Anforderun-
gen der Anlagensicherung zusätzliches Gewicht.

Diese Überlegungen erlauben es nicht, eventuelle Einwirkungen von Mitarbeitern auszuschließen. Zumindest ist es jedoch sehr unwahrscheinlich, daß Einwirkungen zu unterstellen sind, bei denen mehrere Täter zusammenarbeiten. Am ehesten käme ein einzelner Täter in Betracht.

Unterstellt man einem Mitarbeiter eine solche Tat, dann stehen der erfolgreichen Ausführung eine Reihe von Hindernissen entgegen. Der Zugang zur Anlage wäre zwar gegeben, die beschriebenen Personalkontrollen würden jedoch das Einbringen von Hilfsmitteln, wie Waffen oder Sprengstoff, sehr erschweren, so daß im wesentlichen in der Anlage befindliche Hilfsmittel in Betracht zu ziehen sind. Wie bereits ausgeführt, hat auch ein solcher Mitarbeiter keinen ungehinderten Zugang zu allen Bereichen, auch wenn er prinzipiell zugangsberechtigt ist. Im Einzelfall erhält er zu wichtigen Bereichen Zugang, wenn er dort Arbeiten ausführen muß. Weitere Beschränkungen der Zugänglichkeit ergeben sich aus Gründen des Strahlenschutzes. Darüber hinaus ist in vielen Fällen aus Arbeits- und Strahlenschutzgesichtspunkten das Arbeiten nur in Anwesenheit einer zweiten Person zulässig.

Wegen der verschiedenen vorhandenen Sicherheitssysteme und ihres strangweise und räumlich getrennten Aufbaus müßte der potentielle Täter an verschiedenen Stellen des Kraftwerkes eingreifen. Eine von ihm eingeleitete Störung würde nämlich erst dann nicht beherrscht, wenn er auch die entsprechenden Schutzvorrichtungen außer Funktion setzte. Eine einfache Zerstörung von Geräten würde dabei in vielen Fällen nicht zum Ziel führen, weil sie entweder nach ihrer Auslegung in die sichere Richtung ausfallen oder weil ihre Funktion automatisch geprüft und ihr Ausfall daher gemeldet würde. Der Täter müßte in solchen Fällen relativ komplizierte Manipulationen vornehmen. Neben einer ausgezeichneten Detailkenntnis auf unterschiedlichen Gebieten müßte er daher auch berücksichtigen, daß vorgenommene Manipulationen durch Funktionsprüfungen oder verändertes betriebliches Verhalten entdeckt werden. Funktionsprüfungen finden sowohl in regelmäßigen Abständen als auch nach Arbeiten an Systemen statt.

Die hier dargestellten Gegebenheiten, die eventuellen Einwirkungen eines Täters im Innern der Anlage entgegenwirken, sind zum großen Teil nicht auf Anforderungen aus dem Gesichtspunkt der Anlagensicherung zurückzuführen. Sie werden jedoch in das Konzept der Sicherung mit einbezogen und bei Bedarf entsprechend ergänzt.

Zur Beurteilung des Risikos durch Einwirkung eines Täters von innen ist auch von Bedeutung, daß es sich hierbei den Umständen entsprechend eher um Manipulationen als um Zerstörungen handelt. Das heißt, selbst wenn ein weitgehender Erfolg der Einwirkungen unterstellt wird, bleibt die Anlage im wesentlichen unbeschädigt. Das Betriebspersonal hat damit im Rahmen der Zeiträume, die durch den physikalischen Ablauf des jeweiligen Störfalls gegeben sind, die Möglichkeit, Maßnahmen zur Beherrschung des Störfalls zu ergreifen.

6.2.4 Bisherige Erfahrungen

Angriffe Dritter auf in Betrieb befindliche Kernkraftwerke sind bisher nur vereinzelt vorgekommen. In keinem Fall haben sie auch nur annähernd die Qualität erreicht, wie sie für die Auslegung der Sicherungsmaßnahmen zugrunde gelegt werden. Beispiele für aufgetretene Fälle sind etwa:

- In der Bundesrepublik und im Ausland wurden Angriffe auf Hochspannungsmasten unternommen. Zwar handelte es sich von der Größe des Objekts und vom Sachschaden her bereits um einen gravierenden Anschlag. Im Vergleich zu den Anschlügen, gegen die Vorsorge getroffen ist, ist ein solcher Angriff aber sowohl von der Schwierigkeit der Tatausführung als auch von den denkbaren Folgen her eher unbedeutend. Interessanterweise war bei dem in der Bundesrepublik aufgetretenen Fall bereits dieser vergleichsweise einfache Anschlag nicht ganz erfolgreich; die Hochspannungsleitung wurde nicht unterbrochen.

- In Frankreich wurde ein in Bau befindlicher Reaktor mit panzerbrechenden Waffen von außerhalb der Anlage beschossen. Angesichts des Anlagenzustandes ist dies wohl als demonstrativer Akt zu betrachten. Bemerkenswerterweise wurden dabei Waffen militärischen Charakters eingesetzt. Der Schaden an der Anlage war trotzdem gering und hätte auch bei einer in Betrieb befindlichen Anlage zu keinen Auswirkungen geführt.
- In den USA wurden Armaturen an einem sicherheitstechnisch wichtigen System in der falschen Stellung vorgefunden. Den Umständen nach bestand der Verdacht eines Sabotageaktes. Dies ließ sich jedoch nicht zweifelsfrei klären. Auswirkungen traten nicht auf.

Die bisherigen Erfahrungen lassen sich dahingehend zusammenfassen, daß Anschläge der Intensität, wie sie für die Vorsorgemaßnahmen unterstellt werden, in der bisherigen Betriebserfahrung von etwa 2000 Reaktorbetriebsjahren nicht aufgetreten sind. Die Wahrscheinlichkeit für einen Angriff stellt jedoch noch nicht die Größe dar, die für eine Risikobetrachtung heranzuziehen wäre. Hinzu kommt ja noch die Wahrscheinlichkeit, daß die beschriebenen umfangreichen Sicherheits- und Sicherungsmaßnahmen überwunden werden.

6.2.5 Zusammenfassung

Die Risiken aus technischen Störungen und solche aus Einwirkungen Dritter lassen sich nicht unmittelbar quantitativ vergleichen, weil letztere nicht ausreichend quantifizierbar sind. Sowohl die Betrachtung der vorgesehenen Sicherungsmaßnahmen als auch die bisherigen Erfahrungen zeigen jedoch, daß eine weitgehende Sicherheit auch gegen Einwirkungen Dritter gegeben ist. Es liegen keine Anhaltspunkte dafür vor, daß das aus Einwirkungen Dritter resultierende Risiko deutlich höher liegt als das aus technischen Störungen.

6.3 Einwirkungen aus Brand

In diesem Abschnitt wird ausschließlich auf anlageninterne Brände eingegangen. Brände als Folge äußerer Einwirkungen und Brände, die außerhalb von Gebäuden der Anlage entstehen und zu Auswirkungen auf Komponenten und Systeme innerhalb der Gebäude führen können, wurden in Abschnitt 6.1.3 untersucht.

Der derzeitige Planungsstand der Anlage läßt nur einen Überblick über die Brandschutzmaßnahmen zu. Daher kann der Einfluß von anlageninternen Bränden auf das Gesamtrisiko nur qualitativ behandelt werden.

Im Rahmen der DRS wurden für DWR-Anlagen potentielle Brandursachen und Brandherde untersucht und ermittelt (GE 80b). Die dort gewonnenen Erkenntnisse werden im Zuge der qualitativen Aussagen nach Funktion und Aufbau vergleichbarer Anlagen und Gebäude sinngemäß auf den SNR-300 übertragen. Für den SNR-300 ergibt sich durch die Verwendung von flüssigem Natrium als Kühlmittel gegenüber dem DWR ein zusätzliches Brandgut. Der Kühlmittelverlust mit zusätzlichem Brand im Sicherheitsbehälter ist beim DWR nicht von Bedeutung, weil hier durch das Kühlmedium "Wasser" die Randbedingungen für einen Brand denkbar ungünstig sind. Beim Schnellen Brüter dagegen muß bei einem Kühlmittelverlust und gleichzeitiger Anwesenheit von Sauerstoff mit größeren Energie- und Rauchfreisetzungen infolge von Natriumbränden gerechnet werden.

Bestimmender Faktor für das Risiko durch anlageninterne Brände ist das Versagen von Brandschutzmaßnahmen. Dadurch kann es zu einem Übergreifen des Brandes auf weitere Komponenten und Systeme bzw. Brandabschnitte und damit zu brandbedingten "Common-Mode-Ausfällen" mehrerer Redundanzen kommen. Darauf konzentrieren sich im wesentlichen die nachfolgenden Betrachtungen. Es werden mögliche Natriumbrände im Containment, im Bereich der Primär- und Sekundärnatriumanlagen, im Notkühlkamin Q1 und in den Dampferzeugerhäusern sowie konventionelle Brände im Reaktorgebäude untersucht.

6.3.1 Natriumbrände

Im Reaktorgebäude und in den Dampferzeugerhäusern sind besondere Maßnahmen zur Verhinderung und Bekämpfung von Natriumbränden vorgesehen. Speziell werden Raumbereiche, zu denen der Zugang aufgrund des Strahlenpegels und der mit einer Leckage verbundenen Aktivitätsfreisetzung erschwert ist, mit Stickstoff inertisiert.

● Natriumbrände im inertisierten Bereich

Ziel der Inertisierung ist es, bereits die Entstehung von Natriumbränden zu verhindern. Die inertisierten Bereiche liegen innerhalb des inneren und äußeren Containments. Im einzelnen gehören dazu die Raumbereiche, in denen sich die Primärkreisläufe einschließlich der Primärnatriumnebenanlagen, Teile der Sekundärkreisläufe sowie Teile des Tauchkühlsystems mit den zugehörigen Nebenanlagen befinden. Der Restsauerstoffgehalt im Bereich des inneren Containments wird auf 0,7 Vol.-% und in den inertisierten Bereichen des äußeren Containments auf 2 Vol.-% begrenzt. Zusätzlich sind alle Räume, in denen sich natriumführende Komponenten und Rohrleitungen befinden, mit Bodenwannen und Leckabzugseinrichtungen sowie die Wände mit Stahlblechauskleidungen gegen Natrium/Beton-Reaktionen geschützt. Die Bodenwannen haben die Aufgabe, bei Lecks an natriumführenden Anlagenteilen das in die Räume ausgeflossene Natrium aufzufangen. Die Leckabzugseinrichtungen führen diese Leckagen gezielt in die Leckauffangbehälter.

Bei der Auslegung der Räume wurde die maximal mögliche Temperatur- und Druckbelastung infolge von Na-Leckagen und anschließender Oxidation bis zum Verbrauch des Restsauerstoffs berücksichtigt. Aufgrund dieser Auslegung ist ein gleichzeitiger Ausfall von mehreren strangspezifischen NWA-Systemen nicht zu erwarten. Da das Tauchkühlsystem und die strangspezifischen NWA-Systeme räumlich und brandschutztechnisch voneinander getrennt sind, ist eine gegenseitige Beeinflussung bei einer Re-

aktion des Lecknatriums mit dem Restsauerstoff nicht möglich. Demzufolge kann ein Natriumbrand mit größeren brandbedingten Auswirkungen (Temperatur, Rauch) nur eintreten, wenn gleichzeitig ein Kühlmittelverlust und ein erhebliches Nachlassen der Inertisierung, zum Beispiel durch Lufteinbruch, stattfindet.

Hierbei ist zwischen großen und kleinen Lecks sowie dem Ausfall der Stickstoffversorgung zu unterscheiden. Ein katastrophaler Ausfall der Inertisierung kann nur durch den Abriß eines Inertisierungskanals oder durch eine erhebliche Querschnittsverengung eines Kanals auftreten. Vergleicht man die Höhe der zu erwartenden betrieblichen Belastung mit der gewählten Auslegung (z.B. gegen Erdbeben), so ist das Auftreten beider Versagensmechanismen sehr unwahrscheinlich.

Die über kleine Lecks, z.B. undicht werdende Absperrarmaturen, mögliche Luftleckage ist im Verhältnis zum Raumvolumen gering, so daß der Sauerstoffgehalt im inertisierten Bereich nur langsam ansteigt, zumal zunächst noch ein Druckgefälle vom inertisierten zum belüfteten Bereich besteht. Solche Lecks werden durch die redundante O₂-Messung rechtzeitig erkannt. Auch der Ausfall des Stickstoffversorgungssystems führt, ähnlich wie bei kleineren Lecks, nur zu einem allmählichen Anstieg der Sauerstoffkonzentration in den inertisierten Bereichen. Notmaßnahmen zur Stickstoffnachspeisung sind vorgesehen. Bei einem unzulässigen Anstieg der Sauerstoffkonzentration würde es dann zu einem Energieeintrag kommen, wenn größere Mengen von Lecknatrium im betrachteten Raumbereich vorhanden sind. Je nach Energieeintrag sind Ausfälle von Kabeln und Komponenten der Nachwärmeabfuhrsysteme möglich. Während kleine Lecks (Kühlmittelverlust ca. 10 l/h) nicht zu Ausfällen führen können, wären bei großen Lecks auch Ausfälle mehrerer Kreisläufe der NWA-Systeme denkbar. Aufgrund der geringen Eintrittshäufigkeit für das Auftreten einer größeren Kühlmittleckage (z.B. mittleres Leck mit $3 \cdot 10^{-3}$ pro Jahr entsprechend Abschnitt 4.2.2) und einem gleichzeitig davon unabhängigen Anstieg der Sauerstoffkonzentration sind maßgebliche Risikobeiträge für diesen Ereignisablauf nicht zu erwarten.

● Natriumbrände im belüfteten Bereich

Natriumleckagen in belüfteten Bereichen führen zu Natriumbränden. Im Hinblick auf brandbedingte "Common-Mode-Ausfälle" von strangspezifischen NWA-Systemen bzw. von Tauchkühlkreisläufen sind Natriumbrände im Bereich der Dampferzeugerhäuser und des Notkühlkamins Q1 von Bedeutung. Ziel der Brandschutzmaßnahmen in diesen Bereichen ist die Sicherung der Standfestigkeit des betroffenen Gebäudes und das Vermeiden von unzulässigen Auswirkungen (Temperatur, Rauch) auf weitere Nachwärmeabfuhrsysteme.

Es gibt drei räumlich und baulich getrennte Dampferzeugerhäuser mit je einem Wärmeübertragungskreislauf. Eine gegenseitige Beeinflussung bei internen Störfällen ist unwahrscheinlich. Es sind konstruktive und systemtechnische Maßnahmen vorgesehen, die bei einem Leck die ausströmende Na-Menge begrenzen und das Lecknatrium aus den Bodenwannen gezielt in Leckauffangbehälter abführen. Die Maßnahmen haben den Sinn, begrenzend auf die Branddauer einzuwirken. Das bei einem Leck in die Bodenwannen ausfließende Natrium wird durch die Schwerkraft in die Leckauffangbehälter abgeleitet. Um den Abzugsvorgang zu beschleunigen, werden an den Behältern Gasausgleichsleitungen geöffnet. Das Leckauffangsystem ist zur Begrenzung der Branddauer so ausgelegt, daß bei der maximal möglichen Leckagemenge nach 30 Minuten das freigesetzte Natrium vollständig in die inertisierten Behälter abgelaufen ist. Die Leckauffangwannen werden mit Siebabweckungen versehen, die nach Beendigung des Natriumzuflusses "zuwachsen". Dies führt zu einer Behinderung der Luftzufuhr und damit zu einer Verminderung der Brandintensität sowie nach kurzer Zeit zur Beendigung des Brandes. Für eine ausreichende Abfuhr der Verbrennungsprodukte sind Rauch- und Wärmeabzugseinrichtungen vorhanden. Der Ausfall dieser passiven Maßnahmen ist wenig wahrscheinlich.

Unabhängig von diesen Maßnahmen können eventuelle Brände von Restnatrium oder kleinen Leckagemengen durch eine fest installierte Pulverlöschanlage eingedämmt werden. Die Inbetriebnahme erfolgt durch Handmaßnahmen vor Ort oder von der Warte aus.

Durch die Begrenzung der Branddauer auf 30 Minuten und durch die aktiven Brandschutzmaßnahmen kann das Ziel, die Sicherung der Standfestigkeit des Gebäudes, als erfüllt angesehen werden. Ein maßgeblicher Risikobeitrag durch Gebäudeversagen aufgrund von thermischen Belastungen ist nicht zu erwarten, da die Gebäudestruktur und die Brandwände in den Brandabschnitten der Dampferzeugerhäuser überwiegend aus feuerbeständigen Bauteilen mit einer Brandwiderstandszeit von mindestens 90 Minuten (F90) bestehen. Wird zusätzlich noch berücksichtigt, daß auch eine Eindämmung des Brandes durch Feuerwehrkräfte in diesem Bereich möglich ist, so ist eine weitere Risikominderung gegeben.

Im Notkühlkamin Q1 sind die Rohrleitungen der Tauchkühlkreisläufe und die Luftkühler als Doppelkonstruktion ausgebildet, um eine Freisetzung von radioaktivem Natrium im belüfteten Bereich zu verhindern. Im Spalt zwischen Innen- und Außenrohr strömt inaktives Natrium. Ein gleichzeitiger Bruch von Innen- und Außenrohr ist unwahrscheinlich. Die Auslegung von Rohren und Luftkühlung weist ausreichend Reserven auf. Selbst bei einer zusätzlichen Belastung durch Erdbeben ist die Wahrscheinlichkeit für das gleichzeitige Versagen beider Rohre sehr gering.

Bei einem Leck am Außenrohr tritt inaktives Natrium in den Luftbereich aus. Im ungünstigsten Fall kann sich im Bereich der Luftkanal-Aufstellungsräume am Boden eine Lache von ca. 270 l Natrium bilden und bis zur völligen Verbrennung Wärme sowohl in den Beton wie an die Raumatmosphäre abgeben. Der Notkühlkamin Q1 ist gegen einen wiederholten Brand dieser Größe ausgelegt. Deshalb ist die brandbedingte Wahrscheinlichkeit für das Gebäudeversagen bzw. für das Übergreifen des Brandes auf weitere Raumbereiche sehr klein.

Entsprechend hat für die Risikobetrachtungen ein Brand in belüfteten Bereichen des Tauchkühlsystems nur dann Bedeutung, wenn gleichzeitig ein Anforderungsfall für dieses System vorliegt. Die Anforderung des Tauchkühlsystems und das Auftreten

einer Leckage am Tauchkühlsystem sind voneinander unabhängig. Die Häufigkeit für die Anforderung des Tauchkühlsystems aufgrund anlageninterner Störfälle beträgt ca. 10^{-2} /a. Ein brandbedingter Ausfall des gesamten Tauchkühlsystems ist nur dann möglich, wenn ein großes Leck an wenigen kritischen Stellen des Kreislaufs eintritt. Die Wahrscheinlichkeit, daß es im Anforderungsfall zu einem Leck an einer kritischen Stelle und dadurch zum brandbedingten Ausfall aller Redundanzen des Tauchkühlsystems kommt, ist so gering, daß dieser Fall gegenüber anderen Vorkommnissen, die zum Ausfall der NWA führen, von untergeordneter Bedeutung ist.

6.3.2 Konventionelle Brände

Bedingt durch die unvermeidliche Verwendung größerer Mengen brennbarer Stoffe in den einzelnen Gebäuden ergibt sich eine Vielzahl von möglichen Brandherden. Potentielle Brandherde und Brandursachen für konventionelle Brände im Kernkraftwerk (z.B. Schaltanlagegebäude oder Maschinenhaus) sind in (GE 80b) aufgeführt. Es sind aktive und passive Brandschutzmaßnahmen erforderlich, um bei einem Brand die Sicherheit der Anlage zu gewährleisten. Als passive Brandschutzmaßnahmen gelten Maßnahmen, durch die das Entzünden von brennbaren Stoffen weitgehend vermieden und die Ausweitung des Brandes verhindert wird. Unter aktiven Brandschutzmaßnahmen werden personelle und technische Maßnahmen verstanden, die geeignet sind, einen entstehenden Brand zuverlässig und frühzeitig zu erkennen und ausreichend zu bekämpfen.

Aktive technische Einrichtungen beim SNR-300 sind z.B. Rauchmelde- und Brandmeldeanlagen, ortsfeste Löschanlagen und ein umfassendes Feuerlöschsystem. Automatisch auslösende Sprühflutanlagen sind für die Kabelkeller und begehbaren Kabelkanäle vorgesehen.

Durch Trennung der Redundanzen auf verschiedene Brandabschnitte wird ein Übergreifen von Bränden von einer Redundanz auf

eine andere vermieden. Räumlich und verfahrenstechnisch bedingt ist eine Trennung jedoch nicht immer möglich. In solchen Fällen, z.B. bei Verlegung redundanter Systeme in demselben Brandabschnitt, werden besondere Schutzmaßnahmen ergriffen.

Das Reaktorgebäude stellt formal zwar nur einen Brandabschnitt dar; er wird jedoch durch Stahlbetonwände mit Wanddicken von 0,25 bis 2,0 m in zahlreiche Räume und Raumbereiche unterteilt. Diese stellen zwar keine vollständige Brandabschnittsbegrenzungen dar, jedoch verhindern diese Wände eine schnelle Brandausbreitung von Raum zu Raum. Zusätzlich sind für das Reaktorgebäude passive und aktive Brandschutzmaßnahmen vorgesehen, um ein weitergehendes Ausbreiten des Brandes zu verhindern. Besondere Maßnahmen sind speziell dort vorgesehen, wo sicherheitstechnisch wichtige Redundanzen nicht durch Brandwände voneinander getrennt werden können. Die aktiven Brandschutzmaßnahmen werden hier dadurch eingeschränkt, daß Wasser als Löschmittel aus anlagenspezifischen Gründen nicht verwendet werden kann.

An Kabeln und elektrotechnischen Einrichtungen soll durch zusätzliche passive Maßnahmen sichergestellt werden, daß eine Brandentstehung und -ausbreitung verhindert wird. Außerdem soll erreicht werden, daß die Freisetzung von Brandhitze und Brandfolgeprodukten so begrenzt wird, daß das Temperaturniveau in den einzelnen Bereichen keine die Umgebung schädigenden Werte erreicht und daß die Brandfolgeprodukte aufgrund ihrer geringen Menge nicht zu unzulässigen Schäden an anderen elektrotechnischen Redundanzen führen können.

In Räumen mit ölführenden Systemen, aus denen bei einer Leckage größere Ölmengen (> 10 kg) freigesetzt werden können, sind besondere passive und aktive Brandschutzmaßnahmen geplant. Für ölführende Einzelkomponenten in Räumen mit großem Volumen ist eine Kapselung der ölführenden Komponenten, eine Brandüberwachung und eine Löschung des gekapselten Bereiches vorgesehen. Für verzweigte Ölsysteme innerhalb eines Raumes ist eine Brandüberwachung und die Löschung des gesamten Raumes durch automatisch ausgelöste Gaslöschanlagen beabsichtigt.

Ein Ausfall von mehr als einer Redundanz der Systeme, die zur Nachwärmeabfuhr erforderlich sind, im Reaktorgebäude oder in anderen Gebäuden des Kernkraftwerkes durch unmittelbare Brandeinwirkungen oder durch Brandfolgeprodukte ist bei Verwirklichung aller Maßnahmen nur mit einer geringen Häufigkeit zu erwarten.

Zusammenfassend ist festzustellen, daß unter Berücksichtigung des Standes von Planung und Ausführung der Anlage sowie des derzeitigen Kenntnisstandes bezüglich Eintrittshäufigkeiten von Bränden in Kernkraftwerken und Ausfallhäufigkeiten von Brandschutzmaßnahmen nicht zu erwarten ist, daß Natrium- oder konventionelle Brände dominierend zum Risiko beitragen. Bei dieser Bewertung spielt auch die Tatsache eine wesentliche Rolle, daß beim SNR-300 eine passive Nachwärmeabfuhr möglich ist.

6.4 Zusammenfassung

In Kapitel 6 wurden der mögliche Risikobeitrag durch Einwirkungen von außen und der Einfluß von anlageninternen Bränden diskutiert.

Eine Reihe von Einwirkungen wurde qualitativ behandelt (Hoch- und Niedrigwasser, Unwetter, Blitzschlag, Explosionsdruckwellen, Einwirkung von schädlichen Stoffen, außerdem - als "quasi-externe" Störfälle - Turbinenzerknall und Druckbehälterversagen im Maschinenhaus). Diese qualitativen Untersuchungen führten zu dem Ergebnis, daß solche Einwirkungen keinen wesentlichen Risikobeitrag liefern.

Detaillierter wurden die Einwirkungen Erdbeben und Flugzeugabsturz untersucht. Dabei zeigte sich, daß der Flugzeugabsturz gegenüber Erdbebeneinwirkungen von untergeordneter Bedeutung ist.

Zur Einwirkung durch Erdbeben wurden standortspezifische Lastannahmen und Überschreitenswahrscheinlichkeiten für Erdbeben-

intensitäten am Standort ermittelt. Die Intensität VII (MSK-Skala) des Sicherheitserdbebens wird danach mit einer Häufigkeit von ca. $4 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr überschritten. Die Überschreitungswahrscheinlichkeit für die Intensität VIII (MSK-Skala) beträgt ca. $7 \cdot 10^{-8}$ pro Jahr.

Von diesen Untersuchungen ausgehend, wurden für wichtige Gebäude, Bauteile und Komponenten dynamische Berechnungen durchgeführt, um erdbebenbedingte Versagenswahrscheinlichkeiten zu ermitteln. Die Zielrichtung war dabei, abzuschätzen, mit welcher Häufigkeit Erdbebeneinwirkungen zum Versagen der Reaktorschnellabschaltung, der Nachwärmeabfuhr oder der Containment-Integrität führen. Es resultierten die aus Tabelle 6-3 ersichtlichen Ergebnisse.

Tab. 6-3:

Häufigkeiten von Systemausfällen infolge Erdbebens

Systemversagen	Häufigkeit
NWA-Ausfall (ANWA) mit Containment-Abschluß	$10^{-8}/a$
NWA-Ausfall (ANWA) ohne Containment-Abschluß	$10^{-8}/a$
Ausfall Reaktorschnellabschaltung (UKDS) mit Containment-Abschluß	$< 6 \cdot 10^{-8}/a$
Ausfall Reaktorschnellabschaltung (UKDS) ohne Containment-Abschluß	$< 4 \cdot 10^{-8}/a$

Diese Häufigkeiten wurden bei der Häufigkeitsermittlung der Freisetzungskategorien berücksichtigt.

Einwirkungen Dritter wurden nur qualitativ diskutiert. Eine genaue Untersuchung solcher Einwirkungen geht über die Aufgabenstellung der vorliegenden Studie hinaus.

7. UNFALLANALYSE

Der SNR-300 wird mit Einrichtungen versehen, die nach einer Zerstörung des Reaktorkerns die geschmolzenen Kernmaterialien einschließen (Sicherheitseinschluß, vgl. Abschnitt 2.1.3.9). Radionuklide, die bei einer Kernzerstörung aus dem Brennstoff in das Primärsystem freigesetzt werden, können damit nahezu vollständig in der Anlage zurückgehalten werden.

In diesem Kapitel der Risikoanalyse wird untersucht, unter welchen Umständen und mit welcher Wahrscheinlichkeit der Sicherheitseinschluß nach einer Kernzerstörung so versagen kann, daß es zu einer wesentlich erhöhten Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Umgebung kommt. Das Ausmaß der daraus resultierenden Aktivitätsfreisetzung nach Kernzerstörung und Versagen des Sicherheitseinschlusses wird in Kapitel 8 "Radionuklidverhalten" untersucht.

Die Unfallanalyse baut auf den Ergebnissen der Störfallanalyse (Kapitel 4) auf, in der die Häufigkeit einer Kernzerstörung und die wesentlichen Anlagenzustände bei Eintritt einer Kernzerstörung ermittelt wurden. Die wichtigsten Ergebnisse der Störfallanalyse sind in Abschnitt 4.3 und in Tabelle 4-2 zusammengefaßt. Danach lassen sich die möglichen Einleitungsereignisse zur Kernzerstörung in die folgenden sechs Gruppen einteilen:

- Unkontrollierter Kerndurchsatzstörfall (UKDS)
- Unzureichende Wärmeabfuhr bei Versagen der Reaktorabschaltung (UWVA)
- Unkontrollierte Reaktivitätszufuhr (URZ)
- Propagationsstörfall (PPS)
- Ausfall der Nachwärmeabfuhrsysteme (ANWA)
- Unterschreiten des Notspiegels und Versagen des Tauchkühlsystems (UNVT)

Insbesondere der "Unkontrollierte Kerndurchsatzstörfall" (häufig auch als LOF-Störfall bezeichnet) wird im Genehmigungsver-

fahren detailliert untersucht. Da für dieses Einleitungsereignis auch im Vergleich zu den anderen Einleitungsereignissen mit $1,2 \cdot 10^{-6}/a$ die größte Häufigkeit abgeschätzt wurde, wird der UKDS in der Unfallanalyse als Basisfall behandelt.

Bei Einleitung einer Kernzerstörung durch den UKDS haben Natriumtemperatur und Natriumfüllstand im Reaktortank praktisch ihre Nennwerte. Bei einer "Unzureichenden Wärmeabfuhr bei Versagen der Reaktorabschaltung" ist die Temperatur des Natriums dagegen wesentlich höher ($> 650 \text{ }^\circ\text{C}$), wenn es zur Kernzerstörung kommt. Wo dies den Unfallablauf wesentlich beeinflussen kann, wird das Einleitungsereignis UWVA in der Unfallanalyse getrennt behandelt.

Bei den Einleitungsereignissen "Unkontrollierte Reaktivitätszufuhr" und "Propagationsstörfall" weichen Natriumtemperatur und -füllstand im Reaktortank bei Eintritt der Kernzerstörung nicht wesentlich von den Nennwerten ab. Diese Einleitungsereignisse werden daher in der Unfallanalyse gemeinsam mit dem UKDS behandelt. In Abschnitt 7.1.2 wird dargelegt, daß die möglichen Konsequenzen der Einleitungsereignisse URZ und PPS durch den UKDS abgedeckt sind.

Nach den Einleitungsereignissen, die bei abgeschaltetem Reaktor zur Kernzerstörung - durch langsames Niederschmelzen - führen, befindet sich das Natrium im Reaktortank auf Siedetemperatur (ca. $900 \text{ }^\circ\text{C}$). Der Natriumfüllstand ist mindestens bis zur Kernoberkante abgesunken. In der Unfallanalyse wird (vor allem in den Abschnitten 7.1.2 und 7.2.2) untersucht, inwieweit diese Ausgangszustände zu Unfallabläufen führen können, die vom UKDS abweichen. Wegen seiner höheren Häufigkeit wird der "Ausfall der Nachwärmeabfuhrsysteme" als repräsentativ auch für das Einleitungsereignis "Unterschreiten des Notspiegels und Versagen des Tauchkühlsystems" behandelt. Die Häufigkeit des UNVT wird der Häufigkeit des ANWA zugeschlagen.

Die Untersuchungen des "Unkontrollierten Kerndurchsatzstörfalls" im Genehmigungsverfahren stellen eine wesentliche

Grundlage für die Unfallanalysen in dieser Studie dar. Dies gilt insbesondere für die Ereignisabläufe im Reaktorkern und Reaktortank.

Der Unfallablauf im Reaktorkern wird verfolgt, bis eine permanent unterkritische und kühlbare Konfiguration erreicht ist. Das Ergebnis dieser Untersuchungen (Abschnitt 7.1) sind Aussagen über Ausmaß und Wahrscheinlichkeit der mechanischen Energiefreisetzung bei einer Leistungsexkursion und über die Voraussetzungen für den Auswurf von Kernmaterialien aus dem Kernbereich. In die Zuordnung von Wahrscheinlichkeiten zu Wertebereichen der freigesetzten mechanischen Energie geht auch eine Umfrage unter Experten auf diesem Gebiet ein.

Ausgehend von den Ergebnissen der Untersuchungen über den Unfallablauf im Reaktorkern werden die Lastabtragung im Reaktortank und Drehdeckelsystem und die Rückhaltung der geschmolzenen Kernmaterialien im Reaktortank untersucht (Abschnitt 7.2).

Für die Fälle, bei denen der Reaktortank oder das Drehdeckelsystem durch thermische oder mechanische Überbeanspruchung versagt, wird in Abschnitt 7.3 der weitere Unfallablauf im Containmentsystem erörtert.

7.1 Ereignisablauf im Reaktorkern und mechanische Energiefreisetzung

7.1.1 Unkontrollierter Kerndurchsatzstörfall

7.1.1.1 Einleitung

Für die Analyse des Ereignisablaufs im Reaktorkern und die Untersuchung der mechanischen Energiefreisetzung ist es zweckmäßig, den UKDS in mehrere Phasen aufzuteilen (Bild 7-1). Im folgenden werden die wesentlichen Merkmale der verschiedenen Störfallphasen kurz zusammengefaßt:

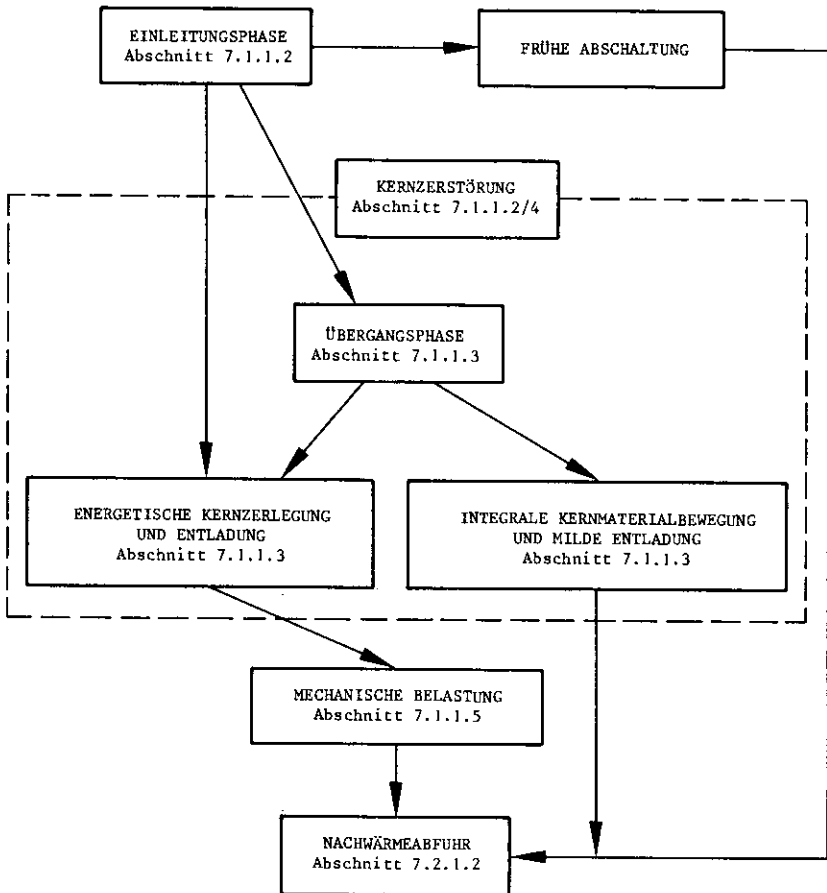


Bild 7-1:

Phasen eines Kernzerstörungfalls

- Einleitungsphase

Kühlungsstörung, Siedevorgänge, Brennstabversagen, Bewegung des geschmolzenen Hüllrohrmaterials und Brennstoffs innerhalb der intakten Brennelementkästen.

- Übergangsphase

Fortschreitendes Aufschmelzen bzw. Zerstörung der Brennelemente bei niedriger Leistung, Entstehung eines Mehrphasen-

Mehrkomponenten-Gemisches im gesamten Kernbereich, Möglichkeit einer Rekritikalität durch Brennstoffkompaktion bzw. -rückkehr in die Spaltzone.

- Integrale Kernmaterialbewegung und milde Entladung

Bewegung des Mehrphasen-Mehrkomponenten-Gemisches im Kernbereich, Wechselwirkung des Gemisches mit den axialen und radialen Begrenzungen, Materialentladung aus dem Kernbereich bei niedrigen Dampfdrücken.

- Energetische Kernzerlegung und Entladung

Extreme Leistungsentwicklung in der Nähe des promptkritischen Kernzustandes, nukleare Abschaltung durch Bewegung bzw. Ausstoßen des geschmolzenen Brennstoffs aus dem mittleren Kernbereich infolge des hohen Druckaufbaus durch Kernmaterialien, starke Kernzerstörung und Umverteilung des Brennstoffs im Reaktortank.

- Mechanische Belastung

Thermische und mechanische Belastungen der Tankeinbauten, der Primärrohrleitungen und des Tanksystems infolge einer Expansion der Kernmaterialien aus dem Kernbereich nach einer energetischen Kernzerlegung.

- Nachwärmeabfuhr

Kühlung des Materials nach einer permanenten nuklearen Abschaltung.

Zur Charakterisierung der Auswirkungen des Unfallablaufs wird u.a. die freigesetzte mechanische Energie nach der nuklearen Abschaltung des Reaktors ermittelt. Die Zuordnung einer Eintrittshäufigkeit zu Wertebereichen der freigesetzten mechanischen Energie und deren Beurteilung hängen von der Einschätzung des phänomenologischen Ablaufs des Unfalls ab. Daher werden im folgenden die Phänomene angesprochen, die entscheidend zur Freisetzung mechanischer Energie beitragen. Die freigesetzte mechanische Energie wird derart ermittelt, daß man eine Expansion der Kernmaterialien auf ein Endvolumen von 70 m^3 an-

nimmt, das dem Schutzgasvolumen einschließlich der möglichen Tankdehnung entspricht.

Als Maß für die mechanische Belastung in der Einleitungs- und Übergangsphase (Rekritikalität) wird das Arbeitspotential des Brennstoffes verwendet. Unter Arbeitspotential des Brennstoffes wird die Arbeit verstanden, die bei einer isentropen Expansion des zweiphasigen Brennstoffes auf ein Endvolumen von 70 m^3 geleistet wird. Dieser Wert wird im folgenden kurz als "Arbeitspotential" bezeichnet. Zur Bestimmung der tatsächlich freigesetzten mechanischen Energie müssen noch Wechselwirkungen des heißen Brennstoffes mit den anderen Kernmaterialien berücksichtigt werden (Abschnitt 7.1.1.5).

Untersuchungen (Düua 78, Frua 76, JaLu 79, Roua 79) haben gezeigt, daß die Auswirkungen des UKDS beim abgebrannten Kern auch diejenigen bei jedem anderen Kernzustand abdecken. Folglich steht hier der UKDS beim abgebrannten Kern im Mittelpunkt.

In Abschnitt 7.1.1.2 wird die Entwicklung des Unfalles in der Einleitungsphase, in Abschnitt 7.1.1.3 in der Übergangsphase mit den Anfangsbedingungen für eventuelle Rekritikalitäten untersucht. Die energetische Kernzerlegungsphase, die aus einer energetischen Einleitungsphase bzw. aus einer Rekritikalität entsteht, wird in den Abschnitten 7.1.1.2 und 7.1.1.4 erläutert. Die Phase der integralen Materialbewegung und milden Entladung wird bei der Diskussion der Übergangsphase im Abschnitt 7.1.1.3 behandelt.

Der UKDS wird seit vielen Jahren weltweit theoretisch und experimentell intensiv untersucht. Der Störfallablauf ist bestimmt durch das Zusammenspiel einer Reihe von Phänomenen, die sich teils in gleiche, teils in entgegengesetzte Richtung auswirken. Zum Teil sind diese Phänomene, sowohl als Einzeleffekte als auch in Verbindung mit anderen Effekten, gut bekannt und quantifizierbar. Bei anderen Phänomenen bestehen Unsicherheiten in der quantitativen Beurteilung. Zum Teil handelt es sich hierbei um statistische Unsicherheiten, zum Teil um ungenaue Kenntnis fester Größen oder funktionaler Zusammenhänge.

Um das Spektrum vorhandener Erfahrungen und Kenntnisse für die Einschätzung bzw. Quantifizierung solcher weniger gut bekannter Effekte nutzen zu können, wurde mit Hilfe eines Fragebogens eine Befragung von 18 Experten aus den auf diesem Gebiet maßgeblichen Institutionen in Frankreich, Japan, Großbritannien, den USA und der Bundesrepublik Deutschland durchgeführt.

Auf der Grundlage dieser Expertenbefragung wurde u.a. abgeschätzt, mit welcher Wahrscheinlichkeit bei einer Kernzerstörung eine mechanische Energiefreisetzung von 400 MJ, die etwa dem Auslegungswert des Primärsystems entspricht, überschritten wird.

Der Fragebogen und die Details der Vorgehensweise bei der Auswertung der beantworteten Fragen sind in den Anhängen 7-I und 7-II wiedergegeben. In dem Fragebogen wurde

- einerseits um subjektive Schätzung von Wahrscheinlichkeiten zu einzelnen angegebenen Wertebereichen relevanter Größen gebeten. Die subjektiven Wahrscheinlichkeitsschätzungen der antwortenden Experten wurden zum einen gewichtet zu einer besten Schätzung zusammengefaßt und dienten zum anderen in ihrer Variation zur quantitativen Beschreibung der Unsicherheit in der Kenntnis der gesuchten Wahrscheinlichkeiten.
- Andererseits wurde um die Angabe von Wahrscheinlichkeiten - in der Interpretation als Grad an Sicherheit -, mit dem ein Wertebereich für die Lage eines ungenau bekannten, aber an sich festen Wertes (Konstanten und Gesetzmäßigkeiten) für zutreffend gehalten wird, gebeten. Die Antworten zu diesen Fragen beschreiben subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilungen, die gewichtet zu einer subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilung zusammengefaßt werden. Diese dient zur Quantifizierung der Unsicherheit in der Kenntnis der betrachteten festen Größen und zur Fortpflanzung dieser Unsicherheiten bis zu den Ergebnissen, für die sich dadurch subjektive Vertrauensbereiche ergeben.

Durch die gewichtete Zusammenfassung der Antworten entsteht eine verbesserte Basis für die Quantifizierung des Einflusses der abgefragten Größen. Außerdem kann durch die Angabe von Vertrauensbereichen der Einfluß von Schätzunsicherheiten ausgewiesen werden.

7.1.1.2 Einleitungsphase

Während des UKDS nimmt der Kerndurchsatz bei konstanter Leistung kontinuierlich ab, wodurch das Kühlmittel nach etwa 8 Sekunden zu sieden anfängt. Die positive Reaktivitätsrückwirkung infolge des Kühlmittelsiedens und die schlechter werdende Brennstabkühlung führen zu einem Anstieg der Brennstofftemperatur. Bei weiterhin steigender Leistung ist ein großer Teil des Kernbereichs gevoidet, d.h. das Natrium ist verdampft, so daß die Hüllrohre bzw. der Brennstoff ihre Schmelztemperatur erreichen. Die Brennstäbe brechen zuerst im gevoideten Bereich auf. Der Brennstoff dringt aus den aufgebrochenen Stäben in die Kühlkanäle ein. Im mittleren Kernbereich der gevoideten Brennelemente kann es durch die Natrium- und Stahldampfdrücke und durch Spaltgase zu Brennstoffdispersion bzw. -verdünnung kommen. Dadurch kann die Energiefreisetzung begrenzt bzw. die nukleare Abschaltung des Reaktors bewirkt werden.

Bei einer Brennstoffkompaktion bzw. schwacher Brennstoffdispersion in gevoideten Brennelementen erhöht sich unter Umständen die Reaktivität oder die Leistung derart, daß die Brennstäbe auch in nicht gevoideten Brennelementen mit flüssigem Natrium versagen können. In einer solchen Situation steigt die Reaktivität durch die Brennstoffkompaktion in den Brennstäben und durch die Kühlmittelverdampfung infolge einer thermischen Brennstoff-Natrium-Reaktion (BNR). Dies führt zu einem energetischen Störfallablauf mit einem deutlichen Druckaufbau durch Brennstoffdampf, der letztlich eine nukleare Abschaltung durch die Brennstoffverdünnung verursacht.

Beim gegenwärtigen Verständnis des Störfallablaufs sind Unwägbarkeiten bei der detaillierten Beschreibung folgender Vorgänge vorhanden:

- thermische axiale Brennstoffexpansion,
- Brennstabaufbrechen in den gevoideten Brennelementen,
- Bewegung des geschmolzenen Hüllrohrmaterials und Brennstoffes sowie Brennstoffdispersion durch Spaltgase, Natriumdampf und Stahldampf in gevoideten Brennelementen,
- Brennstabversagen, Bewegung des geschmolzenen Brennstoffes und thermische Brennstoff-Natrium-Reaktion in den teilweise oder nicht gevoideten Brennelementen.

Seit Jahren werden theoretische und experimentelle Untersuchungen durchgeführt, um die oben erwähnten Vorgänge quantitativ beschreiben zu können. Von Bedeutung sind vor allem die In-Pile-Versuche mit einigen Brennstäben in den TREAT- und CABRI-Anlagen (Diao 77, Kuua 80).

Zur Untersuchung der Einleitungsphase gibt es mehrere umfangreiche Rechenprogramme. SAS3D, eine ANL-Entwicklung, gilt zur Zeit als das modernste Rechenprogramm und wurde mehrfach anhand der In-Pile-Versuche getestet und im Rahmen des Genehmigungsverfahrens für den SNR-300 eingesetzt.

Theoretische Untersuchungen (Boao 77, JaLu 79, Meao 77, Roua 79) zum UKDS mit dem Rechenprogramm SAS3D haben gezeigt, daß Unsicherheiten bei der detaillierten quantitativen Beschreibung der oben genannten Vorgänge während der Einleitungsphase durch eine pessimistische Kombination der Schlüsselparameter überbrückt werden können. Ferner haben die Analysen (JaLu 79, Roua 79) ergeben, daß der Störfallablauf hauptsächlich von der Wirksamkeit der axialen Brennstoffexpansion und der relativ frühen Brennstoffdispersion durch Spaltgase, Natriumdampf und Stahldampf in den gevoideten Brennelementen abhängt. Die Brennstoffdispersion charakterisiert die Umverteilung des festen und geschmolzenen Brennstoffs in einer zu-

sammenhängenden Gasphase. Die relativ frühe Dispersion bedeutet eine Brennstoffdispersion unmittelbar nach dem Brennstab-aufbrechen in den gevoideten Brennelementen, deren Kästen noch intakt sind. Sind axiale Brennstoffexpansion und Brennstoffdispersion ausreichend wirksam, wird eine milde Störfallentwicklung erwartet, im gegenteiligen Fall eine energetische Störfallentwicklung.

Experimente an In-Pile-Versuchsständen liefern deutliche Hinweise dafür, daß die axiale Brennstoffexpansion und die Brennstoffdispersion durch Spaltgase, Natriumdampf und Stahldampf in den gevoideten Brennelementen die Energetik des Störfalls stark begrenzen können (De 79, Roua 79). Eindeutige Aussagen über ihre Wirksamkeit in einer Störfallsituation sind allerdings bisher nicht möglich.

In den nicht gevoideten Brennelementen wird der weitere Störfallablauf stark beeinflusst vom Versagen der Brennstäbe, von der Bewegung des geschmolzenen Brennstoffes innerhalb der Stäbe, die durch die Kinetik der Spaltgas- bzw. Füllgasfreisetzung bestimmt wird, von der thermischen Wechselwirkung zwischen dem flüssigen Natrium und dem Brennstoff sowie von der Brennstoffaustragung durch die zweiphasige Natriumströmung.

Durch das Zusammenwirken von reaktivitätserhöhenden Vorgängen kann die Reaktivität so stark ansteigen, daß es zu einem Reaktivitätsstörfall, verursacht durch einen Kerndurchsatzstörfall (Loss of Flow driven Transient Overpower, LOF-d-TOP-Accident), kommt. Dieser Ablauf hat stark energetische Auswirkungen. Eine abgesicherte detaillierte Beschreibung des wichtigsten Vorgangs, der Brennstoffbewegung unter Spaltgaseinfluß, ist derzeit nicht verfügbar. Die vorhandenen Rechenmodelle geben jedoch die Vorgänge parametrisch derart wieder, daß bei einer pessimistischen Kombination der Schlüsselparameter Aussagen über maximale Auswirkungen gemacht werden können.

Die Bewertung der vorhandenen Unsicherheiten bei der Analyse der oben genannten relevanten Vorgänge stützt sich auf die erwähnte Expertenbefragung. Die Befragung ergab die in Tabel-

le 7-1 aufgeführten Wahrscheinlichkeiten für den Einfluß bzw. für die Wirksamkeit der wichtigsten Vorgänge:

Tab. 7-1:

Wahrscheinlichkeiten für den Einfluß der wichtigsten Vorgänge auf den Störfallablauf in der Einleitungsphase, ermittelt aus der Expertenbefragung

	Wahrscheinlichkeit ¹⁾
<ul style="list-style-type: none"> Wirksamer Anteil der theoretischen thermischen axialen Brennstoffexpansion zur Bestimmung der negativen Reaktivitätsrückwirkung 	
0 - 0,25	0,097
0,25 - 0,50	0,329
0,50 - 0,75	0,348
0,75 - 1	0,226
<ul style="list-style-type: none"> Brennstoffdispersion durch Spaltgase 	
stark	0,357
mäßig	0,421
kaum	0,222
<ul style="list-style-type: none"> Brennstoffdispersion durch Natriumdampf 	
stark	0,264
mäßig	0,389
kaum	0,347
<ul style="list-style-type: none"> Brennstoffdispersion durch Stahldampf 	
stark	0,161
mäßig	0,305
kaum	0,534
<ul style="list-style-type: none"> Überlagerung der Brennstoffbewegungen innerhalb und außerhalb des Stabes in den nicht gevoideten Brennelementen 	
Reaktivität erhöhend	0,323
geringer Einfluß auf Reaktivität	0,335
Reaktivität senkend	0,342
<ul style="list-style-type: none"> Brennstoff-Natrium-Reaktion nach dem Brennstabversagen in den nicht gevoideten Brennelementen 	
energetisch	0,073
schwach energetisch	0,364
mild	0,563

¹⁾ Bezüglich der genaueren Interpretation des Begriffes "Wahrscheinlichkeit" siehe Anhänge 7-I und 7-II.

Aus den obigen Angaben kann man folgern, daß mit einer subjektiven Aussagesicherheit von etwa 70 % die den Störfall mildernden Vorgänge, wie axiale Brennstoffexpansion, Brennstoffdispersion, wirksam werden.

Zur Bestimmung der Wahrscheinlichkeiten verschiedener Störfallabläufe aus den Angaben verschiedener Experten wurde folgender Weg gewählt:

- Aufstellung von getrennten Ereignisablaufdiagrammen für die verschiedenen Vorgänge in den gevoideten und nicht gevoideten Brennelementen,
- Überlagerung dieser Ereignisablaufdiagramme zur Erfassung verschiedener Störfallabläufe.

Ein Maß für die freigesetzte mechanische Energie bei verschiedenen Störfallabläufen in der Einleitungsphase ist das Brennstoff-Arbeitspotential, das aus sämtlichen verfügbaren SAS3D-Rechnungen für den SNR-300 ermittelt wurde. Dabei wurden verschiedene Störfallabläufe hinsichtlich des Brennstoff-Arbeitspotentials in vier Gruppen aufgeteilt. Die Ergebnisse sind in Tabelle 7-2 zusammengefaßt. Die Tabelle enthält auch Ergebnisse aus den direkten Angaben der Experten. Dabei enthalten:

Tab. 7-2:

Subjektive Aussagesicherheit über die Höhe des Brennstoff-Arbeitspotentials am Ende der Einleitungsphase

Brennstoff-Arbeitspotential am Ende der Einleitungsphase [MJ]	Subjektive Aussagesicherheit			
	A	B	C	D
0 - 50	0,803	0,736	0,654	0,737
50 - 150	0,168	0,192	0,234	0,208
150 - 400	0,019	0,061	0,110	0,048
über 400	0,010	0,011	0,002	0,007

- Spalte A: Berechnete Werte aus den Angaben zu den wichtigsten Vorgängen, wie z.B. axiale Expansion, Brennstoffdispersion, Brennstoffkompaktion
- Spalte B: Berechnete Werte aus den Angaben zu der maximalen Brennstofftemperatur am Ende der Einleitungsphase
- Spalte C: Direkte Angaben zum Brennstoff-Arbeitspotential am Ende der Einleitungsphase
- Spalte D: Referenzwerte für die weitere Analyse: gewichtete Zusammenfassung der Spalten A, B, C (Anhang 7-I)

Aus der Tabelle ergibt sich, daß das Brennstoff-Arbeitspotential am Ende der Einleitungsphase mit hoher subjektiver Aussagesicherheit unterhalb 150 MJ bleibt.

Zu einer Bestimmung der effektiven Freisetzung mechanischer Energie müssen neben dem Brennstoff-Arbeitspotential auch die möglichen Beiträge der anderen Kernmaterialien - Stahl, Natrium und Spaltgase - berücksichtigt werden. Diese Beiträge werden in Abschnitt 7.1.1.5 behandelt.

7.1.1.3 Übergangsphase

Der Kerndurchsatzstörfall durchläuft die Übergangsphase, wenn in der Einleitungsphase und in der Primärexkursion so wenig Brennstoff aus dem Kernbereich ausgeworfen wird, daß eine weitere Kritikalität möglich ist. Es wird im folgenden angenommen, daß eine Rekritikalität dann nicht mehr auftritt, wenn eine dichte Schmelze aus Brennstoff, Stahl und Spaltprodukten nicht mehr kritisch werden kann. Dies ist der Fall, wenn 40 % des Brennstoffes aus dem Kernbereich entfernt sind.

Ein wesentlicher Parameter für das Ausmaß der Entladung ist die Eindringtiefe des Kernmaterials in die axialen Brutmäntel, bevor das Kernmaterial erstarrt. Die Bestimmung der Eindringtiefe wurde in die Expertenbefragung mit aufgenommen. Bei der Auswertung wurde für die erstarrten Kernmaterialien eine Poro-

sität von 30 % angenommen. Für Brennelemente, deren Eindringtiefe nach oben größer ist als die Höhe des oberen axialen Brutmantels (50 cm), wird angenommen, daß diese Elemente durch Auswurf nach oben vollständig entladen werden. Vollständiges Entladen wird auch unterstellt, wenn der mittlere Druck in einem Element so hoch (über 15 bar) ist, daß der Brennelementkasten abreißt und nach oben geschleudert wird.

Der Brennstoff, der in den unteren axialen Brutmantel gelangt, kann nicht mehr zu Rekritikalitäten beitragen, denn er würde bei seiner Rückkehr in den Kernbereich von großen reaktivitätssenkenden Brutstoffmengen begleitet. Der Brennstoff, der im oberen axialen Brutmantel weniger als 50 cm eindringt und erstarrt, kann im weiteren Verlauf wieder in den Kernbereich gelangen. Er wird daher als nicht ausgeworfen behandelt. Diese Kriterien legen demnach fest, daß die Übergangsphase dann eintritt, wenn die Summe des in der Spaltzone und im oberen axialen Brutmantel verbliebenen Brennstoffes nach der Einleitungsphase mehr als 60 % des Kerninventars beträgt. Unter Berücksichtigung der ermittelten subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilung für das isentrope Brennstoff-Arbeitspotential am Ende der Einleitungsphase ergibt sich, daß es mit ca. 77 % subjektiver Wahrscheinlichkeit bei einem UKDS zum Eintritt in die Übergangsphase kommt.

In Tabelle 7-3 ist in Abhängigkeit vom Arbeitspotential der Einleitungsphase aufgeführt, mit welcher subjektiven Aussagesicherheit es zum Eintritt in die Übergangsphase kommt.

Die Fälle mit mehr als 40 % Auswurf, die nicht in die Übergangsphase eintreten, haben unmittelbar eine mechanische Energiefreisetzung zur Folge, die in Abschnitt 7.1.1.5 bestimmt wird. Bei Fällen ohne starken Auswurf findet definitionsgemäß keine Expansion des Kernmaterials über den eigentlichen Kernbereich hinaus statt, so daß dadurch auch keine mechanische Energie freigesetzt werden kann. Diese Abläufe können erst im weiteren Verlauf den Reaktortank durch eventuelle Rekritikalitäten gefährden.

Tab. 7-3:

Subjektive Aussagesicherheit für den Eintritt in die Übergangsphase

Arbeitspotential der Einleitungs- phase [MJ]	Subjektive Aussagesicherheit		
	insgesamt	mehr als 40 % Auswurf	Eintritt in die Übergangs- phase
0 - 50	0,737	0,1000	0,900
50 - 150	0,208	0,495	0,505
150 - 400	0,048	1,000	0,000
über 400	0,007	1,000	0,000

Die Übergangsphase ist beendet, wenn eine starke Reaktivitätserhöhung eine heftige Rekritikalität mit starkem Auswurf aus dem Kern einleitet, oder wenn das im Kernbereich verbliebene Material nicht mehr kritisch werden kann. Dies kann dadurch eintreten, daß Kernmaterial den Kernbereich durch Siede- oder Schmelzprozesse verläßt oder daß größere Mengen reaktivitätssenkender Brutstoffe mit dem Brennstoff vermischt werden. In beiden Fällen geht der Unfall durch die Phase integraler Kernmaterialbewegung in die Nachwärmeabfuhrphase über. Die Übergangsphase liefert demnach die Anfangs- und Randbedingungen für eventuelle Rekritikalitäten bzw. für die Nachwärmeabfuhrphase.

Der Reaktorkern ist zu Beginn der Übergangsphase ein uneinheitliches, teilzerstörtes Gebilde, weil wegen des heterogenen Kernaufbaues und des Leistungsprofils die einzelnen Brennelemente und -stäbe in der Einleitungsphase unterschiedlich stark beschädigt werden. Die Brennelementkästen sind zunächst noch vorhanden und verhindern eine Kopplung von Vorgängen in verschiedenen Brennelementen. Für die Abläufe in der Übergangsphase ist dieser differenzierte Zustand von Bedeutung, weil die von Kerngebiet zu Kerngebiet unterschiedlichen Bedingungen zu zeitlich und örtlich inkohärenten Vorgängen führen.

Die Vorgänge in der Einleitungsphase bewirken innerhalb der Brennelementkästen eine Verdrängung von Brennstoff und Hüllrohrstahl aus den heißesten zentralen Bereichen zum oberen und unteren axialen Brutmantel hin, wo sich diese Stoffe dann abkühlen und Blockaden bilden können. Danach ist ein Abwärtsfließen bzw. Zusammensacken von Brennstoff in der Spaltzone möglich, wodurch Rekritikalitäten bei noch intakten Brennelementkästen entstehen können (Abschnitt 7.1.1.4).

Obwohl diese Vorgänge in vielen Brennelementen ablaufen können, ist vor allem wegen der unterschiedlichen Bedingungen in den voneinander entkoppelten Elementen keine schnelle Reaktivitätserhöhung zu erwarten. Es ist wahrscheinlicher, daß eine nur geringe bis mäßige Reaktivitätszufuhr eine Leistungstransiente bewirkt, die durch negative Reaktivitätsrückwirkungen, wie z.B. Dopplereffekt oder Aufsieden des Kernmaterials, begrenzt wird. Bei schwachen Transienten führt die erzeugte Wärme lediglich zu einem schnelleren Schmelzen und Aufheizen des Kernbereiches.

Während des fortschreitenden Aufschmelzens im Kern kann Brutstoff in die Schmelze gelangen. Auch wenn sich dadurch zugleich das Brennstoffinventar der Schmelze erhöht, wird unter Umständen durch den Brutstoff eine Rekritikalität verhindert. So kann z.B. der Brennstoff, der in den unteren axialen Brutmantel gelangt, nicht mehr zu Rekritikalitäten beitragen. Selbst wenn er durch Aufschmelzen wieder in den Kernbereich kommt, wird er vom entsprechenden Brutstoffanteil aus dem unteren Brutmantel begleitet, wobei die Reaktivität sinken würde, anstatt zuzunehmen. Dadurch kann auch ohne Entfernung des Brennstoffs eine ständige Unterkritikalität erreicht werden. Dieser Ablauf mit der Ausbildung einer großen unterkritischen Schmelze im Kernbereich wird als Kernzerstörung SCH bezeichnet. Er führt ohne mechanische Energiefreisetzung direkt in die Nachwärmeabfuhrphase (Abschnitt 7.2.1.2).

Wenn in einzelnen Bereichen oder in einem größeren Gebiet die Stahlsiedetemperatur erreicht wird, entstehen selbst bei ge-

ringer Nachwärmeleistung erhebliche Dampfvolumenströme. Der Brennstoff wird vom Stahldampf mitgerissen und aufgewirbelt. Falls in dieser Phase Öffnungen aus dem siedenden Bereich nach außen bestehen, können erhebliche Brennstoffmengen ausgetragen werden. Diese Entladungen durch Siedevorgänge haben kein mechanisches Zerstörungspotential, sondern sie verteilen lediglich das Kernmaterial in das obere Kühlmittelplenum. Diese unenergetischen Auswürfe werden als Kernzerstörung UEA bezeichnet. Sie münden direkt in die Nachwärmeabfuhrphase (Abschnitt 7.2.1.2). Ein Auswurf in das untere Kühlmittelplenum ist nicht anzunehmen, da die Festigkeit der unteren Kernstrukturen wesentlich höher ist als die der oberen.

Falls nur wenig Brutstoff ausgeworfen wird und in die Schmelze gelangt, kann die Übergangsphase zu Rekritikalitäten in der geschmolzenen und siedenden Kernzone führen. Da viele Brennelementkästen bereits zerstört sind, können kohärente, gekoppelte Bewegungen des Kernmaterials auftreten. Grundsätzlich sind dabei zwei verschiedene Arten von Rekritikalitäten denkbar: Hineinfallen von Brennstoff in die Schmelze und Reaktivitätserhöhung durch Fluidbewegungen in der Schmelze (Abschnitt 7.1.1.4).

Zusammenfassend kann die Übergangsphase als der Störfallabschnitt charakterisiert werden, in dem der zunächst nur zum Teil zerstörte Reaktorkern relativ langsam weiter erhitzt wird, aufschmilzt und siedet. Dabei kann es zur Reaktivitätsabsenkung durch Beimischung von Brutstoff oder zum unenergetischen Auswurf von Brennstoff in das obere Kühlmittelplenum kommen. Falls diese Vorgänge nicht ausreichend wirksam sind, werden sich Rekritikalitäten ergeben. In Bild 7-2 sind die möglichen Störfallentwicklungen während der Übergangsphase dargestellt. Die dort angegebenen Wahrscheinlichkeiten für die einzelnen Zweige sind aus der Expertenbefragung ermittelt.

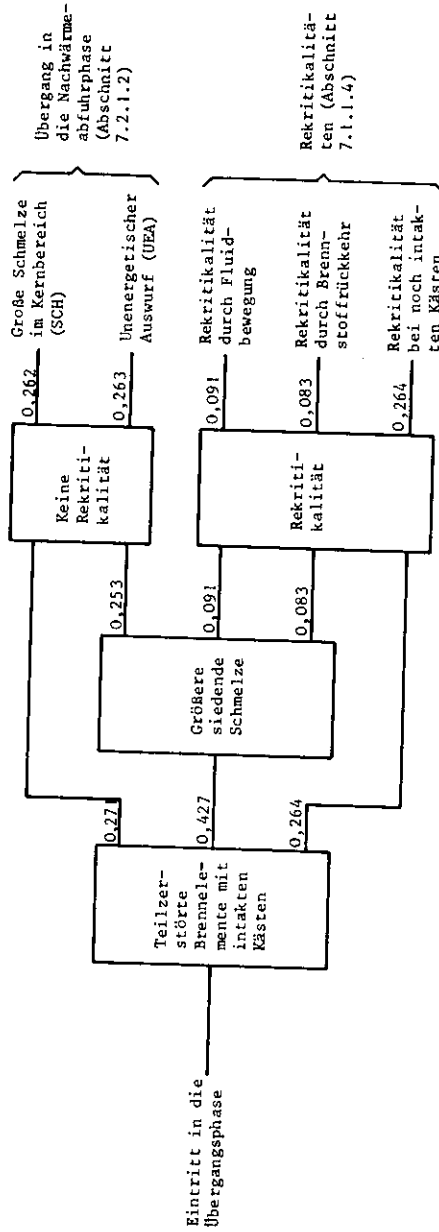


Bild 7-2:
Mögliche Störfallentwicklung während der Übergangsphase

7.1.1.4 Rekritikalitäten

Die Bestimmung der Energiefreisetzung bei Rekritikalitäten beruht auf der durchgeführten Expertenbefragung. Es ist hier nicht möglich, aufzuzeigen, welche Überlegungen die einzelnen befragten Experten ihren Antworten zugrunde gelegt haben. Daher werden hier nur einige grundsätzliche Zusammenhänge geschildert. Darüber hinaus wird auch angegeben, in welcher Weise die Antworten bei der Auswertung interpretiert oder weiterverarbeitet wurden. Genauere Angaben zu den verwendeten Auswertemethoden sind im Anhang 7-I zu finden.

Unter Rekritikalitäten werden hier nur energetische Leistungsexkursionen verstanden, die zu einem so starken Auswurf von Kernmaterial in das obere Plenum führen, daß weitere Rekritikalitäten ausgeschlossen sind. Schwache Leistungstransienten, die das Kernmaterial nur aufheizen, ohne weitere Rekritikalitäten auszuschließen, sind hier nicht von Bedeutung.

Die Angaben zur mechanischen Energiefreisetzung gehen aus von einer isentropen Brennstoffexpansion auf ein Endvolumen von 70 m³. Dieser Wert wird als "Arbeitspotential" bezeichnet. Die mechanische Belastung des Reaktortanks wird daraus in Abschnitt 7.1.1.5 abgeleitet.

● Rekritikalitäten bei noch intakten Brennelementkästen

Nach der Einleitungsphase ist bei praktisch allen Brennstäben in den betroffenen Brennelementen die Brennstabhülle zerstört oder beschädigt. In vielen Elementen haben druckgetriebene Brennstoffbewegungen von der heißeren inneren Zone nach außen hin stattgefunden. Nach dem Abfall des Druckes, z.B. durch Kondensation an den kälteren Brennelementkästen, können die nach oben verdrängten Anteile wieder zurückfallen. Auch in den weniger stark beschädigten Elementen können die von den Brennstabhüllen nicht mehr gestützten Brennstoffsäulen zusammensinken. Es wurde abgeschätzt, daß es nach Eintritt in die Über-

gangsphase mit 26 % Wahrscheinlichkeit zu einer derartigen Rekritikalität kommt.

Die quantitative Einschätzung der entstehenden Reaktivitätsrampen wird vor allem durch zwei Faktoren beeinflusst:

- Die größtenteils noch vorhandenen Brennelementkästen verhindern eine Kopplung der Vorgänge in verschiedenen Elementen.
- Die Bewegung des Brennstoffes ist stark behindert.

Obwohl die beschriebenen Vorgänge in sehr vielen Brennelementen ablaufen können, ist es wegen der trennenden Brennelementkästen und der unterschiedlichen Bedingungen in jedem Element unwahrscheinlich, daß in vielen Elementen zur selben Zeit starke reaktivitätserhöhende Bewegungen stattfinden.

Die engen geometrischen Verhältnisse im Brennelementkasten schließen eine unbehinderte kompaktive Bewegung des Brennstoffes aus. Ein langsames Fließen oder Zusammensacken ist wesentlich wahrscheinlicher als ungehinderter freier Fall. Aufgrund der kurzen Fallwege von maximal 0,5 m können selbst bei freiem Fall Geschwindigkeiten über 3 m/s nicht erreicht werden. Auch wenn in einzelnen Elementen, entgegen den bisher gewonnenen experimentellen Erfahrungen, durch Drücke die Brennstoffbewegung beschleunigt werden sollte, wirkt sich dies bei der Vielzahl der Elemente kaum auf die mittlere Geschwindigkeit der Kompaktion aus.

Für den SNR-300 liegen Rekritikalitätsrechnungen vor (MaFr 78), aus denen der Zusammenhang zwischen bewegter Brennstoffmasse, Geschwindigkeit und Reaktivitätsrampe abgeleitet wurde. Bei Fragebogen, die sowohl Antworten zu bewegten Massen und Geschwindigkeiten als auch zu Reaktivitätsrampen selbst enthalten, sind die abgeleiteten und direkt angegebenen Reaktivitätsrampen mit gleichem Gewicht berücksichtigt worden. Die Auswertung in Tabelle 7-4 gibt die Verteilung der Reaktivitätsrampen wieder.

Tab. 7-4:

Verteilung der Reaktivitätsrampen für Rekritikalitäten bei noch intakten Brennelementkästen

Reaktivitätsrampe [$\$/s$]	Wahrscheinlichkeit (beste Schätzung)
0 - 20	0,733
20 - 50	0,208
50 - 100	0,052
über 100	0,007

Üblicherweise wird die Energiefreisetzung durch Rekritikalitäten unter der Annahme berechnet, daß nur der Brennstoffdampf als treibende Kraft der Kernzerlegung und der nuklearen Abschaltung wirkt. Unter den hier vorliegenden Bedingungen, daß nämlich viele Brennstäbe teilweise noch intakt sein können, ist es wahrscheinlich, daß auch Spaltgase aus aufbrechenden Stabstümpfen zur Abschaltung beitragen. Solche Vorgänge bewirken in der Einleitungsphase eine drastische Reduzierung der Energiefreisetzung. Da aber über die Wirksamkeit dieser Vorgänge keine abgesicherten Aussagen möglich sind, wurde für den Zusammenhang zwischen Energiefreisetzung und Reaktivitätsrampe eine Verteilung unter Benutzung einer oberen und unteren Abschätzung gewählt. Die obere Abschätzung beruht auf pessimistischen Rechnungen mit dem Rechenprogramm KADIS (MaFr 78), während die untere Abschätzung auf SAS3D-Rechnungen beruht, bei denen unenergetische Einleitungsphasen bis in eine Rekritikalität fortgesetzt wurden. Die Verteilung wurde so gewählt, daß mit 30 % Aussagesicherheit die SAS3D-Ergebnisse unterschritten und mit 99 % Aussagesicherheit die KADIS-Ergebnisse nicht überschritten werden.

Mit dieser Vorgehensweise ergibt sich unter Benutzung der oben abgeleiteten Reaktivitätsrampen die in Tabelle 7-7 angegebene Verteilung des isentropen Brennstoff-Arbeitspotentials der Rekritikalität bei noch intakten Brennelementkästen.

- Rekritikalitäten durch Brennstoffrückkehr in eine siedende Kernschmelze

Es ist vorstellbar, daß Brennstoff aus den oberen Brennelementstümpfen in die siedende Schmelze fällt. Um relevante Rekritikalitäten auszulösen, müssen diese Bewegungen schnell und mit großen beteiligten Brennstoffmassen ablaufen. Es liegt nahe, daß behinderte Bewegungen kleinerer Massen häufiger auftreten als unbehinderte großer Massen. Von daher sind heftige Rekritikalitäten unwahrscheinlicher als unenergetische.

Für die Bewertung der Rekritikalität durch Brennstoffrückkehr in die siedende Schmelze sind vor allem folgende Gesichtspunkte von Bedeutung: Sowohl die Temperaturen als auch die Festigkeit sind in den Reststrukturen oberhalb des geschmolzenen Kerns stark unterschiedlich. Falls die oberen Brennelementteile durch die Nachwärmeleistung eine bestimmte Temperatur erreichen, stürzen pro Sekunde im Durchschnitt 10 Brennelementteile ab. Um aber z.B. Reaktivitätsrampen um 25 \$/s zu erreichen, deren Energiefreisetzung etwa einem Zehntel der vom Reaktortank aufnehmbaren Belastung entspricht, muß die Zahl der gleichzeitig fallenden Teile 40mal höher sein. In diesem Beispiel wurde außerdem pessimistisch unterstellt, daß kein Brutstoff mit herabfällt. Es ist jedoch praktisch unvermeidlich, daß Brutstofftabletten, die von schmelzenden Hüllen umgeben sind, zusammen mit dem Brennstoff abstürzen. Dadurch kann die Reaktivitätsrampe gegenüber dem Fall reinen Brennstoffes stark verringert werden.

Die Geschwindigkeit des abstürzenden Materials am promptkritischen Punkt hängt von der bis dahin zurückgelegten Fallstrecke und dem Widerstand ab, der dem freien Fall entgegenwirkt. Allein die hohe Dichte der siedenden Schmelze, in die die fallenden Brennelementteile eher eintauchen als hineinfallen, reduziert die Beschleunigung schon erheblich.

Die Reaktivitätsrampen sind für jeden Fragebogen gemittelt worden aus den direkt angegebenen Rampen und denen, die ent-

sprechend (MaFr 78) aus den fallenden Massen und Fallgeschwindigkeiten abgeleitet wurden. Die Verteilung ergibt sich aus Tabelle 7-5.

Tab. 7-5:

Verteilung der Reaktivitätsrampen für Rekritikalitäten durch Brennstoffrückkehr in eine siedende Schmelze

Reaktivitätsrampe [$\$/s$]	Wahrscheinlichkeit (beste Schätzung)
0 - 20	0,692
20 - 50	0,226
50 - 100	0,075
über 100	0,007

Für die Zusammenhänge zwischen Energiefreisetzung und Reaktivitätsrampen wurde eine Verteilung unter Benutzung einer oberen und unteren Abschätzung gewählt. Die obere Abschätzung beruht auf einer Reihe von KADIS-Rechnungen mit verschiedenen Reaktivitätsrampen, die pessimistische Parametereingaben benutzen. Es wird angenommen, daß die so berechneten Energiefreisetzungen noch mit 1 % Wahrscheinlichkeit überschritten werden. Der zweite Stützpunkt für die Verteilung beruht auf einer Rekritikalitätsrechnung mit dem Rechenprogramm SIMMER (Bo 79), die auf den SNR-300 und die vorliegenden Reaktivitätsrampen übertragen wurde. Dieses Rechenprogramm berücksichtigt im Gegensatz zu den KADIS-Rechnungen detaillierte Materialverteilungen innerhalb der Schmelze und verfolgt den Reaktivitätsverlauf anhand der berechneten Fluidbewegungen. Es stellt die derzeit fortgeschrittenste Methode dar. Da sie jedoch noch nicht als ausreichend abgesichert gelten kann, wird angenommen, daß die damit erzielten Ergebnisse mit 70 % Wahrscheinlichkeit überschritten werden. Mit diesen Annahmen ergibt sich die in Tabelle 7-7 angegebene Verteilung für das

isentropie Brennstoff-Arbeitspotential der Rekritikalität durch Brennstoffrückkehr in eine siedende Schmelze.

● Rekritikalitäten durch Fluidbewegungen einer siedenden Schmelze

Innerhalb einer siedenden Schmelze können reaktivitätserhöhende Bewegungen entstehen. Ursache hierfür kann beispielsweise unregelmäßige Dampfbildung oder Wellenbewegungen nach dem Hineinstürzen von oberen oder seitlichen Elementteilstücken sein. Als Folge solcher lokaler Ereignisse sind im allgemeinen Bewegungen der Schmelze zu erwarten, die nicht gleichgerichtet reaktivitätserhöhend sind. Vielmehr ist anzunehmen, daß sich erhebliche Schmelzeanteile auch reaktivitätsvermindernd bewegen. Eine gleichgerichtete Bewegung wird auch von einzelnen Brennelementresten und den Sonderelementen behindert, die in einer siedenden Schmelze wahrscheinlich noch vorhanden sind.

Die aus solchen Vorgängen zu erwartenden Reaktivitätsrampen wurden in die Expertenbefragung aufgenommen. Die Verteilung der Rampe für Bewegungen in der siedenden Schmelze ergibt sich aus Tabelle 7-6.

Tab. 7-6:

Verteilung der Reaktivitätsrampen für Rekritikalitäten durch Fluidbewegungen einer siedenden Schmelze

Reaktivitätsrampe [\$/s]	Wahrscheinlichkeit (beste Schätzung)
0 - 20	0,417
20 - 50	0,338
50 - 100	0,198
über 100	0,047

Die Energiefreisetzung als Funktion der Reaktivitätsrampe wurde auf dieselbe Weise bestimmt wie bei den Rekritikalitäten durch Brennstoffrückkehr in eine siedende Schmelze. Mit diesen Festlegungen ergibt sich die in Tabelle 7-7 gegebene Verteilung für das Arbeitspotential der Rekritikalität durch Fluidbewegung einer siedenden Schmelze.

Tab. 7-7:

Wahrscheinlichkeiten für das isentrope Brennstoff-Arbeitspotential von Rekritikalitäten bei Expansion auf 70 m^3 für einen UKDS, der in die Übergangsphase mündet

Art der Rekritikalität	Bereiche des Arbeitspotentials [MJ]			
	0-50	50-150	150-400	> 400
Rekritikalität bei noch intakten Brennelementkästen	0,214	0,045	0,005	0,0001
Rekritikalität durch Brennstoffrückkehr in eine siedende Schmelze	0,064	0,014	0,004	0,001
Rekritikalität durch Fluidbewegung einer siedenden Schmelze	0,058	0,020	0,009	0,005
Gesamt	0,336	0,079	0,018	0,0061

(Die Abläufe ohne Rekritikalität haben eine Wahrscheinlichkeit von 0,53. Mit einer Wahrscheinlichkeit von 0,038 werden noch andere Abläufe angegeben, die in dieser Tabelle ebenfalls nicht aufgeführt sind.)

● Zusammenfassung

In Tabelle 7-7 ist das Arbeitspotential der drei verschiedenen Rekritikalitäten bei isentroper Brennstoffdampfexpansion auf 70 m^3 angegeben. Die tatsächlich wirksame effektive mechanische Energiefreisetzung wird in Abschnitt 7.1.1.5 bestimmt.

In diese Werte der Arbeitspotentialverteilung ist sowohl die zuvor beschriebene detaillierte Bewertung als auch die direkte Angabe der befragten Experten zum Arbeitspotential eingegan-

gen. Zusätzlich wurden auch aus Angaben zur Brennstoff-Maximaltemperatur auf der Basis von Rechnungen (MaFr 78) weitere Werte für das Arbeitspotential gewonnen. Diese Arbeitspotentialverteilungen sind gewichtet in der Tabelle 7-7 enthalten.

7.1.1.5 Freisetzung mechanischer Energie

In den Abschnitten 7.1.1.2 und 7.1.1.4 wurden die Auswirkungen der Einleitungsphase (Primärexkursion) und der Rekritikalität (Sekundärexkursion) durch das isentrope Brennstoff-Arbeitspotential bis zu einem Expansionsvolumen von 70 m^3 quantifiziert. Dieses Vorgehen, das bei der Analyse von Störfallauswirkungen üblich ist, wird aus folgenden Gründen gewählt:

- Am Ende der nuklearen Abschaltung beim unkontrollierten Kerndurchsatzstörfall ist im Kern wenig oder kein flüssiges Natrium vorhanden. Der Brennstoff ist auf hohem Temperatur- und Druckniveau. Deswegen wird die Expansionsarbeit zunächst überwiegend durch den zweiphasigen Brennstoff geleistet. Ferner läuft die Expansion so schnell ab, daß eine Wärmeübertragung zwischen dem Brennstoff und den anderen Kernmaterialien in der Anfangsphase der Expansion nicht wirksam werden kann. Erst im Laufe der Expansion können Stahl und Natrium durch die Wärmeaufnahme von Brennstoff die freigesetzte Arbeit beeinflussen, sobald die expandierende Brennstoffblase mit diesen Materialien in ausreichendem Umfang in Wechselwirkung tritt.
- Bei intaktem Reaktortank kann die Expansion des heißen Gemisches nur das Volumen des Schutzgases einschließlich der möglichen Tankdehnung erreichen. Dieses Endvolumen beträgt etwa 70 m^3 . Eine weitere, über das Schutzgas hinausgehende Expansion wird durch den Reaktortank behindert. Für die mechanischen Belastungen des intakten Reaktortanks ist daher nur die Expansion auf das Schutzgasvolumen relevant.
- Die isentrope Expansion liefert thermodynamisch maximale (ideale) Arbeit, die in Wirklichkeit nicht erzielt werden kann.

Mit hoher Wahrscheinlichkeit wird die freigesetzte mechanische Energie das Brennstoff-Arbeitspotential nicht überschreiten. Trotzdem stellt dieses Arbeitspotential aber keine obere Schranke für die freigesetzte mechanische Energie dar, weil die anderen Kernmaterialien - Stahl, Spaltgase und Natrium - infolge thermischer Wechselwirkung mit Brennstoff die freigesetzte mechanische Energie gegenüber dem isentropen Brennstoff-Arbeitspotential erhöhen bzw. reduzieren können.

Verschiedene Untersuchungen (Ab 77, EsMa 80, Düua 81) haben gezeigt, daß der Stahl zu einer Erhöhung der mechanischen Energie praktisch nicht beitragen kann. Vielmehr reduziert der Wärmeaustausch zwischen dem Brennstoff und Stahl die freigesetzte mechanische Energie gegenüber dem isentropen Brennstoff-Arbeitspotential.

Die Spaltgase, die sich weitgehend im thermischen Gleichgewicht mit Brennstoff befinden, können einen geringen zusätzlichen Beitrag zur mechanischen Energiefreisetzung liefern (Düua 81, Sc 78II).

Die aus dem Kern expandierende zweiphasige Brennstoffblase kann mit dem flüssigen Natrium, das sich oberhalb des Brennelementaustritts befindet, thermisch reagieren. Die vorhandenen Modelle zur Untersuchung der thermischen Wechselwirkung zwischen der Brennstoffblase und dem Natrium ergeben, abhängig von gewählten Annahmen, eine Reduzierung oder Erhöhung der freigesetzten mechanischen Energie gegenüber dem isentropen Arbeitspotential (BuRo 79, ChEp 74, Ro 81).

Es gibt zahlreiche Hinweise dafür, daß eine thermische Brennstoff-Natrium-Reaktion (BNR) mit einer merklichen Erhöhung der freigesetzten mechanischen Energie sehr unwahrscheinlich ist. Eine wichtige Voraussetzung für eine energetische Reaktion - Flüssig/Flüssig-Berührung zwischen den Reaktionspartnern - kann wegen des hohen Dampfvolumentils im oberen Plenum nicht erfüllt werden.

Analysen mit dem Rechenprogramm SIMMER-II liefern ebenfalls Hinweise dafür, daß bei Berücksichtigung des Wärme- und Impulsaustausches zwischen dem Brennstoff und den übrigen Materialien eine deutliche Reduzierung der freigesetzten mechanischen Energie gegenüber dem isentropen Brennstoff-Arbeitspotential zu erwarten ist (Beao 79). Diese Aussagen werden noch als qualitative Hinweise eingestuft, weil die verwendete Rechenmethode nicht ausreichend verifiziert ist.

Zur Überbrückung vorhandener Unwägbarkeiten bei der Bestimmung der effektiven mechanischen Energiefreisetzung werden die Ergebnisse der Expertenbefragung herangezogen. Sie hat die in Tabelle 7-8 zusammengefaßten Wahrscheinlichkeiten ergeben. Als charakteristischer Parameter wurde das Verhältnis der effektiv wirksamen mechanischen Energie zum isentropen Brennstoff-Arbeitspotential erfragt. Es wird mit dem Buchstaben f bezeichnet. Aus der Tabelle ist zu entnehmen:

Tab. 7-8:

Subjektive Aussagesicherheiten für das Verhältnis von effektiv wirksamer mechanischer Energiefreisetzung zum isentropen Brennstoff-Arbeitspotential

f ¹⁾	Subjektive Aussagesicherheit			
	Primär- exkursion	Sekundärexkursion		
		Intakte Brennelement- kästen	Fluid- bewegung	Brennstoff- rückkehr
< 0,4	0,686	0,621	0,470	0,551
0,4 - 0,8	0,191	0,244	0,236	0,224
0,8 - 1,2	0,089	0,098	0,228	0,141
1,2 - 1,6	0,018	0,021	0,041	0,024
über 1,6	0,016	0,016	0,025	0,020

¹⁾ $f = \frac{\text{effektiv wirksame mechanische Energie}}{\text{isentropes Brennstoff-Arbeitspotential}}$

- Primärexkursion
Mit 92 % subjektiver Aussagesicherheit ist der Faktor $f \leq 1$.
- Sekundärexkursion
Mit mehr als 80 % subjektiver Aussagesicherheit ist der Faktor $f \leq 1$.

Werden die in den Abschnitten 7.1.1.2 und 7.1.1.4 gemachten Angaben zum Brennstoff-Arbeitspotential und die oben angegebenen Werte für f zusammengefaßt, ergeben sich die Wahrscheinlichkeiten für die effektive Freisetzung mechanischer Energie. Tabelle 7-9 gibt die beste Schätzung für die effektive mechanische Energiefreisetzung pro UKDS an.

Tab. 7-9:

Beste Schätzung der Wahrscheinlichkeiten für die effektive mechanische Energiefreisetzung

Effektive Freisetzung mechanischer Energie [MJ]	Wahrscheinlichkeit pro UKDS (beste Schätzung)
< 50	0,948 ¹⁾
50 - 150	0,040
150 - 400	0,009
> 400	0,003

¹⁾ davon 0,539 für Abläufe ohne mechanische Energiefreisetzung (Ausbildung einer großen Schmelze im Kernbereich oder unenergetischer Auswurf aus dem Kernbereich)

7.1.2 Sonstige Einleitungsereignisse (UWVA, URZ, PPS, ANWA, UNVT)

In Abschnitt 7.1.1 wurden die Vorgänge im Reaktorkern und die mechanische Energiefreisetzung nach einem "Unkontrollierten Kerndurchsatzstörfall" behandelt. Der UKDS wird, wie in der Einführung zu Kapitel 7 dargelegt, als Basisfall verwendet für die übrigen Einleitungsereignisse UWVA, URZ, PPS, ANWA und UNVT (Abschnitt 4.3).

In diesem Abschnitt wird diskutiert, inwieweit die für den UKDS durchgeführten Untersuchungen zu den Vorgängen im Reaktorkern und zur mechanischen Energiefreisetzung auf die anderen Einleitungsereignisse übertragbar sind.

- Unzureichende Wärmeabfuhr bei Versagen der Reaktorabschaltung (UWVA)

Wenn es durch unzureichende Wärmeabfuhr bei Versagen der Reaktorabschaltung zur Kernzerstörung kommt, befindet sich das Natrium im Reaktortank auf deutlich höherer Temperatur ($>650\text{ °C}$) als beim unkontrollierten Kerndurchsatzstörfall (zwischen 380 °C und 550 °C). Auch bei unzureichender Wärmeabfuhr kann aber die Kernzerstörung letztlich dadurch eingeleitet werden, daß die Primärpumpen versagen, der Kerndurchsatz rasch zurückgeht und das Natrium im Kern zu sieden beginnt. Insoweit besteht kein wesentlicher Unterschied zum UKDS. Orientierende Untersuchungen haben gezeigt, daß durch die höhere Natriumtemperatur die mögliche mechanische Energiefreisetzung bei der Leistungsexkursion nicht stark beeinflusst wird. Im Rahmen einer Risikoabschätzung können daher für das Einleitungsereignis UWVA die in Abschnitt 7.1.1 für den UKDS ermittelten Wahrscheinlichkeiten für die Energiefreisetzung bei einer Kernzerstörung verwendet werden.

Das Tankverhalten bei der Beanspruchung durch die freigesetzte Energie ist allerdings für höhere Temperaturen anders zu beurteilen als im Bereich der Betriebstemperaturen.

In den folgenden Abschnitten 7.2 "Ereignisablauf im Reaktortank" und 7.3 "Ereignisablauf im Containment" wird daher neben dem Basisfall UKDS auch das Einleitungsereignis UWVA behandelt.

- Unkontrollierte Reaktivitätszufuhr (URZ)

In Abschnitt 4.2.3 wurde die Eintrittshäufigkeit für eine "Unkontrollierte Reaktivitätszufuhr" zu $< 10^{-7}$ /Jahr abgeschätzt.

Dieses Einleitungsereignis zur Kernzerstörung wurde eingehend untersucht (Fruea 76, JaLu 80, Roua 79). Der gesamte Störfallablauf kann wie beim UKDS in verschiedene Störfallphasen (Bild 7-1) aufgeteilt werden. Den prinzipiellen Ablauf in der Einleitungsphase zeigt Bild 7-3.

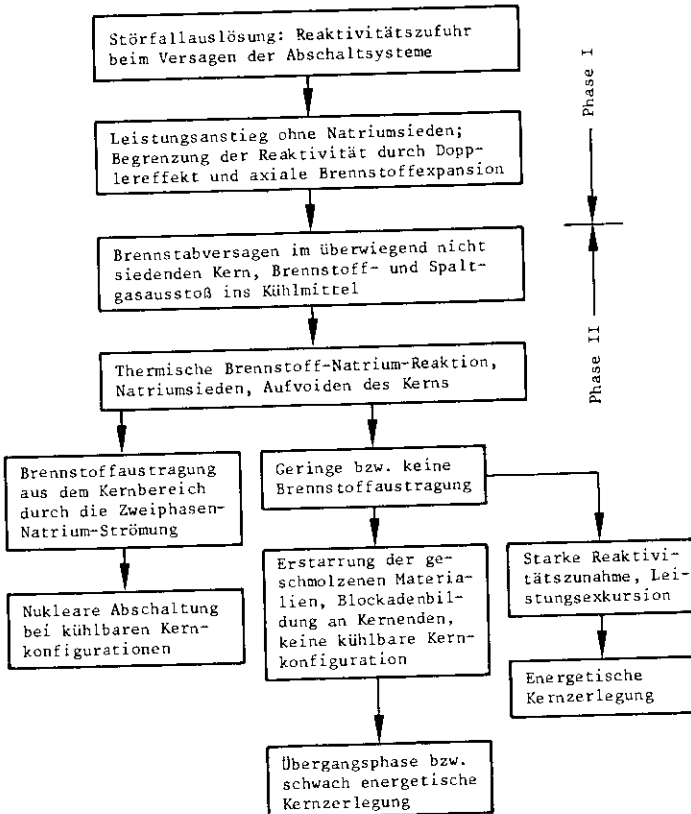


Bild 7-3:
Ablauf einer Kernzerstörung bei unkontrollierter Reaktivitätszufuhr

P h a s e I: Vor dem Brennstabversagen

Der Reaktivitätsstörfall wird dadurch eingeleitet, daß dem Reaktor Reaktivität bei konstantem Kerndurchsatz und gleichzeitigem Versagen der beiden Abschaltssysteme zugeführt wird. Dies führt zu einer Leistungssteigerung und damit zu einer Erhöhung der Brennstoff- und Natriumtemperaturen. Die negativen Reaktivitätsrückwirkungen infolge des Dopplereffekts und der axialen Brennstoffexpansion bremsen den Reaktivitätsanstieg. Das Kühlmittel erreicht gerade die Siedetemperatur.

Da die innerste Brennelementreihe jeder Anreicherungszone ein Leistungsmaximum aufweist, ist zu erwarten, daß die Brennstäbe dieser Brennelementreihe zuerst Grenzwerte erreichen, bei denen die Brennstäbe versagen.

Die Zeitspanne vom Beginn eines Störfalls bis zum Versagen erster Brennstäbe beträgt, abhängig vor allem von der zugeführten Reaktivität und vom Abbrandzustand, etwa 20 bis 50 Sekunden.

P h a s e II: Nach dem Brennstabversagen

Es wird angenommen, daß nach dem Brennstabversagen der geschmolzene Brennstoff innerhalb des Brennstabs zum Versagensort wandert. Durch die Kompaktierung des Brennstoffs steigt die Reaktivität. Aus dem Brennstab werden Spaltgase und ein Gemisch aus festem und geschmolzenem Brennstoff in den Kühlkanal ausgestoßen, in dem das Natrium noch in flüssiger Form vorhanden ist.

Sobald der geschmolzene Brennstoff in das flüssige Natrium gelangt, fragmentiert er zu kleinen Partikeln. Die thermische Wechselwirkung zwischen dem Brennstoff und Natrium läßt das Natrium im Kernbereich sehr rasch ausdampfen. Dies kann einen schnellen Reaktivitätsanstieg bewirken. Der weitere Ablauf hängt vor allem vom weiteren Brennstabversagen und von der

Brennstoffbewegung ab. Dabei kommen prinzipiell drei Möglichkeiten in Frage:

- Der fragmentierte Brennstoff wird durch die Zweiphasen-Natriumströmung aus dem Kernbereich ausgetragen. Durch die Brennstoffaustragung wird die Reaktivität so stark verringert, daß keine weiteren Brennstäbe versagen und der Reaktor bei einer kühlbaren Kernkonfiguration abgeschaltet wird.
- Der fragmentierte Brennstoff wird durch die Zweiphasen-Natriumströmung an das obere Ende der Spaltzone transportiert und dort infolge des Wärmeaustausches mit den Stabstümpfen erstarren und Blockaden bilden. Dadurch wird eine Brennstoffverdünnung in der Spaltzone bewirkt, die eine Reaktivitätsabnahme verursacht. Gleichzeitig verhindern die Blockaden die Brennstoffaustragung und Kernkühlung. Dies verursacht ein fortschreitendes Versagen der Brennelemente bei niedriger Leistung. Der Störfall läuft in die Übergangsphase.
- Falls nur wenig oder kein Brennstoff ausgetragen wird, bleibt der Reaktor auf einem hohen Reaktivitätsniveau und die Leistung nimmt weiter zu. Dadurch werden weitere Brennstäbe versagen. Dies führt infolge der Brennstoffkompaktion in den Stäben und der Voidentwicklung durch die BNR zu einem steilen Leistungsanstieg und zu einer energetischen Kernzerlegung. In diesem Fall wird die Leistungsexkursion erst durch Brennstoffexpansion und Kerndeformation beendet, die hauptsächlich durch den Dampfdruck des Brennstoffs verursacht werden.

Die Phase II dauert weniger als 1 Sekunde.

Untersuchungen (JaLu 80) zur URZ bis zu 15 g/s haben gezeigt:

- Mechanische Energie durch Expansion von Brennstoffdampf wird nicht freigesetzt, da die Brennstofftemperaturen bei der nuklearen Abschaltung am Ende der Leistungsexkursion deutlich unter dem Siedepunkt des Brennstoffes liegen.

- Eine energetische Kernzerlegung ist nicht zu erwarten. Der Störfall mündet entweder in die Übergangsphase oder in eine permanent kühlbare Kernkonfiguration.

Für die Auswirkungen einer eventuell auftretenden Übergangsphase sind keine grundsätzlich anderen Phänomene als beim UKDS zu erwarten. Daran können auch die Auswirkungen einer URZ in der Übergangsphase orientiert werden.

Auch wenn für eine URZ die gleichen Auswirkungen wie bei einem UKDS angenommen werden, erhöht sich die Wahrscheinlichkeit für die Freisetzung mechanischer Energie, wie sie in Abschnitt 7.1.1 ermittelt wurde, praktisch nicht. Auch für die Belastungen des Reaktortanks und die Vorgänge im Containment sind keine Umstände zu erwarten, die wesentlich vom UKDS abweichen. Die "Unkontrollierte Reaktivitätszufuhr" wird daher im folgenden nicht mehr separat untersucht.

- Propagationsstörfall (PPS)

Zum Propagationsstörfall wurde in Abschnitt 4.2.4.3 festgestellt, daß lediglich ein langsames Fortschreiten der Störung zu erwarten ist. Dabei steht die thermische Propagation der Störung auf die Nachbarelemente im Vordergrund.

Bei den Auswirkungen einer Kernzerstörung - ausgelöst durch das langsame Fortschreiten der Störung nach einer thermischen Propagation (Hinzuschmelzen von Nachbarelementen) - sind keine für die Risikoabschätzung wesentlichen Unterschiede zum UKDS zu erwarten. Da gleichzeitig für den PPS im Vergleich zum UKDS eine deutlich geringere Häufigkeit angenommen werden kann, wird der Propagationsstörfall im weiteren nicht explizit behandelt.

- Ausfall der Nachwärmeabfuhrsysteme (ANWA)

Nach einem Versagen aller Nachwärmeabfuhrsysteme ist aufgrund der großen Speicherfähigkeit frühestens nach einem Tag mit der

Unterbrechung des Naturumlaufes in den Hauptkühlkreisläufen (passive Nachwärmeabfuhr) zu rechnen. Danach werden die Temperaturen des Kühlmittels bis zur Natriumsiedetemperatur ansteigen. Das Natrium dampft infolge Undichtigkeiten in der Kühlmittelumschließung aus. Wegen der großen zu verdampfenden Kühlmittelmenge von über 100 m³ vergehen etwa 2 Tage, bis der Füllstand auf die Kernoberkante abgesunken ist und der Reaktorkern zu schmelzen beginnt.

Es kann nicht ausgeschlossen werden, daß durch Kompaktion des Brennstoffs beim Kernschmelzen ähnlich wie nach einem unkontrollierten Kerndurchsatzstörfall eine Sekundärkritikalität eintritt. Da die Nachwärmeleistung gering ist, wird der Kern nur langsam schmelzen. Damit ist auch bei einer Brennstoffkompaktion bzw. einer Umverlagerung von Absorbermaterial lediglich ein langsamer Reaktivitätsanstieg möglich. Die Vorgänge werden daher weniger heftig ablaufen als bei einer Kernzerstörung durch den UKDS.

Die Strukturen des oberen axialen Brutmantels sind bereits sehr stark aufgeheizt, bevor oder während der Reaktorkern niederschmilzt. Damit wird die Kernzone nicht durch eine relativ stabile Barriere nach oben abgeschlossen, so daß sich im Kernbereich keine abgeschlossene siedende Schmelze bilden kann. Rekritikalitäten in siedenden Schmelzen - wie sie für den UKDS untersucht wurden - sind demnach nicht möglich. Aus diesem Grund wird für die Art der Kernzerstörung und für die Wahrscheinlichkeit der Energiefreisetzungsguppen die Verteilung verwendet, die aus der Expertenbefragung unter Ausklammerung der Einleitungsphase und der Vorgänge in einer größeren siedenden Schmelze resultiert (Bild 7-2). Die sich ergebenden Wahrscheinlichkeiten pro Einleitungsereignis ANWA für die verschiedenen Arten der Kernzerstörung zeigt Tabelle 7-10.

Andere Voraussetzungen für den Ablauf der Kernzerstörung nach einem Versagen der Nachwärmeabfuhr könnten sich ergeben, wenn der Reaktortank aufgrund der hohen Temperaturbeanspruchung im zylindrischen Teil versagt und auf den Doppeltank aufsetzt,

bevor der Kern geschmolzen ist. Da der Reaktorkern auf dem Boden des Reaktortanks abgestützt ist, würde er sich gemeinsam mit dem Tank nach unten bewegen. Die Abschaltelemente, die sich nach Abschaltung im Kern befinden, werden durch die im Drehdeckel befestigten Antriebe und Gestänge in ihrer Position gehalten und bewegen sich nicht gleichermaßen mit nach unten. Daher kommt es zu einer Relativbewegung zwischen Absorbern und Reaktorkern, die unter Umständen eine erhebliche Reaktivitätszufuhr bewirken könnte.

Tab. 7-10:

Wahrscheinlichkeiten für die verschiedenen Arten der Kernzerstörung nach ANWA

Ausbildung einer großen Schmelze im Kernbereich	0,25
Unenergetischer Auswurf aus dem Kernbereich	0,25
Starker Auswurf mit Arbeitspotential	
unter 50 MJ	0,40
50 - 150 MJ	0,085
150 - 400 MJ	0,009
über 400 MJ	0,00025

Bei der Diskussion eines solchen Unfallszenariums ist jedoch folgendes zu berücksichtigen:

- Die Berechnung der Natriumtemperatur (in Abschnitt 4.2.5) erfolgte mit einer Pauschalabschätzung der Isolierverluste. Eine detaillierte und damit realistische Untersuchung würde deutlich höhere Isolierverluste der Natriumsysteme ausweisen. Um 20 % erhöhte Isolierverluste vermindern die maximale mittlere Kreislaufftemperatur um ca. 40 K.
- Beim Versagen der passiven Nachwärmeabfuhr über das Tauchkühlsystem wurde angenommen (Abschnitt 4.2.5), daß die Luftklappen geschlossen bleiben. Sie können jedoch durch eine einfache Handmaßnahme geöffnet werden. Hierfür steht

etwa ein Tag zur Verfügung. Es ist nicht vorstellbar, daß die Betriebsmannschaft in dieser Zeit keine geeigneten Maßnahmen ergreift.

- In den Analysen ist die Möglichkeit der Wiederinbetriebnahme der aktiven Nachwärmeabfuhr nicht in Betracht gezogen worden. In vielen Fällen dürfte es gelingen, in dem zur Verfügung stehenden Zeitraum die Betriebsbereitschaft der Nachwärmeabfuhrsysteme wiederherzustellen und damit die Temperaturen im Reaktortank wieder abzusenken.

Wird dennoch ein Ausfall der passiven Nachwärmeabfuhr durch Gaseinbruch unterstellt, dann ist nicht zwangsläufig mit einer Rekritikalität beim Tankabsturz zu rechnen.

- Bei einer detaillierten Überprüfung der Reaktivitätsbilanz hinsichtlich des Abbrandzustands sowie der Kerngeometrie bei den vorliegenden Natriumtemperaturen kann erwartet werden, daß der Kern bei einem Aufsetzen des Reaktortanks auf den Doppeltank nicht wieder kritisch wird.
- Darüber hinaus könnten unter Umständen die Gestänge einiger Abschaltetelelemente des Erstabschaltsystems von ihren Antrieben entkoppelt werden. Die Absorber dieser Elemente würden dann, sollte der Tank abreißen, im Kern verbleiben, wodurch dieser unterkritisch bliebe. Das Abkoppeln der Absorbergestänge ist vom Betriebspersonal bei jedem Brennelementwechsel durchzuführen. Es wäre zu überprüfen, ob unter den Störfallbedingungen die Durchführung dieser Maßnahmen anzunehmen ist.

Es sind außerdem weitere konstruktive Maßnahmen denkbar, die ohne wesentliche Änderungen des Anlagenkonzepts einen solchen Unfall ausschließen würden. Aus den dargelegten Gründen wurden in der Studie hierzu keine weiteren Untersuchungen durchgeführt.

- Unterschreiten des Notspiegels und Versagen des Tauchkühlsystems (UNVT)

Bei einem UNVT liegen im Hinblick auf die Art der Kernzerstörung praktisch die gleichen Verhältnisse vor wie beim ANWA. Dieses Einleitungsereignis wird daher in den folgenden Abschnitten nicht mehr explizit behandelt. Der Beitrag ist in der Häufigkeit des ANWA enthalten.

7.2 Ereignisablauf im Reaktortank

In diesem Abschnitt wird untersucht, mit welcher Wahrscheinlichkeit der Reaktortank nach einer Kernzerstörung durch mechanische oder thermische Überbeanspruchung versagt. Die auftretenden Belastungen wurden in Abschnitt 7.1 ermittelt. Zunächst werden die Versagensarten des Reaktortanks beim UKDS, dem Basisfall der Unfallanalyse, behandelt (Abschnitt 7.2.1). In Abschnitt 7.2.2 wird untersucht, welche Besonderheiten bei den Einleitungsereignissen UWVA und ANWA zu berücksichtigen sind. In Abschnitt 7.1.2 wurde dargelegt, daß für die weitere Unfallanalyse auf eine explizite Behandlung der anderen Einleitungsereignisse URZ, PPS und UNVT verzichtet werden kann. Die Häufigkeit dieser Ereignisse wird dem UKDS bzw. dem ANWA zugeschlagen.

7.2.1 Unkontrollierter Kerndurchsatzstörfall

7.2.1.1 Auswirkungen der mechanischen Energiefreisetzung

Im folgenden werden die Auswirkungen der mechanischen Belastungen auf die Komponenten des Primärsystems bei einem UKDS untersucht.

Im Rahmen des Genehmigungsverfahrens wurde nachgewiesen, daß der Reaktortank einschließlich seiner Einbauten, der Reaktordeckel und die Primärkühlmittelleitungen einer mechanischen Energiefreisetzung von 370 MJ standhalten.

In dieser Studie wird davon ausgegangen, daß diese Komponenten versagen, wenn die bei einem UKDS freigesetzte mechanische Energie einen Wert von 400 MJ überschreitet.

Im Rahmen einer Risikoanalyse sind auch für Energiefreisetzen unterhalb des Auslegungswertes Wahrscheinlichkeiten für das Versagen derjenigen Strukturen und Komponenten zu ermitteln, die für die Integrität des Reaktortanks und die Kühlbarkeit des geschmolzenen Kerns wesentlich sind.

In Bild 7-4 sind die Bereiche des Reaktortanks hervorgehoben, die für die Kühlbarkeit des Kernmaterials nach einer Leistungsexkursion und für den Aktivitätseinschluß innerhalb des Containments besondere Bedeutung haben. Dies sind:

- ungestörte Reaktortankschale,
- Einschweißung der Hauptkühlmittelstützen,
- Verbindungsstelle Reaktortank/Tragzylinder,
- Mischnaht im oberen Reaktortankbereich,
- Tauchkühler und
- Stempel der Tauchplattenabstützung.

Zur Abschätzung von bedingten Versagenswahrscheinlichkeiten für diese Strukturen wurde ein Modell benutzt, das den Zusammenhang zwischen der Versagenswahrscheinlichkeit und dem Ausnutzungsgrad der Grenzbeanspruchung darstellt. Der obere Grenzwert (Versagenswahrscheinlichkeit bei voller Ausnutzung der gesetzten Kriterien der Grenzbeanspruchung) läßt sich aus dem Streuband experimenteller Ergebnisse an Großplattenversuchen ableiten (ScGl 79). Das Modell wurde für das Beispiel einer rißbehafteten Schalenstruktur mit einem probabilistischen Rechenansatz qualitativ bestätigt. Mit dieser Vorgehensweise ergeben sich für unterschiedliche Strukturen und Belastungsarten technisch realistische Abstufungen für bedingte Versagenswahrscheinlichkeiten.

Tabelle 7-11 zeigt die Maximalbeanspruchungen der genannten Strukturen im Reaktortank und der Primärkühlmittelleitungen bei einer Energiefreisetzung von 370 MJ.

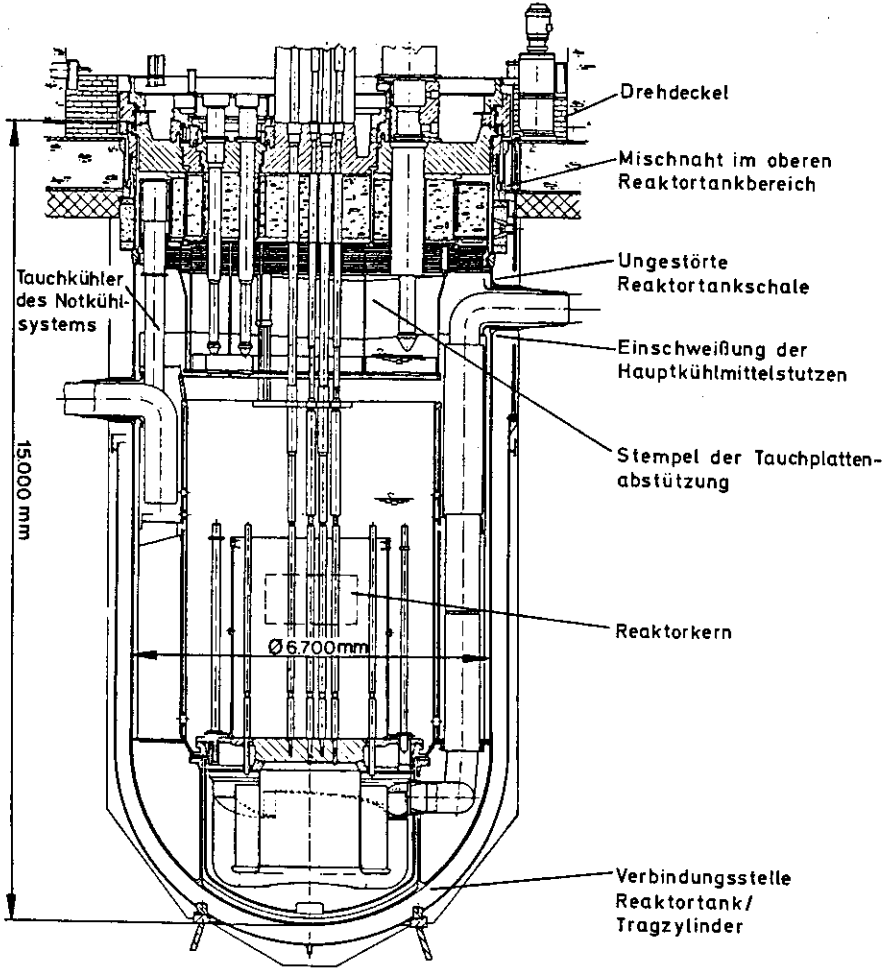


Bild 7-4:

Wesentliche Bereiche des Reaktortanks

Tab. 7-11:

Reaktortank und Primärleitungen: maximale Beanspruchung bei 370 MJ freigesetzter mechanischer Energie und festgelegte Grenzen für die Tragfähigkeit

Komponentenbereiche	Maximalbeanspruchungen	Festgelegte Grenzen	Bemerkungen
Reaktortankschale, ungestört	5,5 % Vergleichsdehnung	7,5 - 9 % ¹⁾ zulässige Dehnung	Die festgelegten zulässigen Dehnungen berücksichtigen alle ungünstig wirkenden Einflußfaktoren und gelten für die Lebensdauer der Anlage. Die experimentelle Absicherung erfolgte zum Teil an Großplatten- und Behälterversuchen.
Einschweißung der Hauptkühlmittelstützen	9 % Vergleichsdehnung	> 10 % zulässige Dehnung	
Verbindungsstelle Reaktortank/Tragzylinder	10,5 % Vergleichsdehnung	14,5 - 18 % ¹⁾ zulässige Dehnung	
Mischnaht im oberen Reaktortankbereich	270 N/mm ² Vergleichsspannung	290-350 N/mm ² zulässige Spannung	Die zulässigen Spannungen entsprechen den Grenzen des Regelwerks für seltene Ereignisse.
Tauchkühler des Notkühlsystems	115 N/mm ² Schraubenspannung	250 N/mm ² zulässige Spannung	
Stempel der Tauchplattenabstützung	50 N/mm ² Druckspannung	115 N/mm ² zulässige Spannung	Die zulässige Spannung wurde so gewählt, daß kein Instabilitätsversagen auftritt.
Primärhauptkühlmittelleitungen	5 % Vergleichsdehnung	7,5 - 9 % ¹⁾ zulässige Dehnung	Bei Berücksichtigung der geringen Wanddicke wären höhere Werte zulässig.

¹⁾ abhängig vom Spannungsmehrachsigkeitsgrad

In Tabelle 7-12 sind die abgeschätzten Versagenswahrscheinlichkeiten für die in Bild 7-4 aufgeführten Komponentenbereiche bei freigesetzter mechanischer Energie von 150 MJ und 400 MJ dargestellt.

Als "partieller Integritätsverlust" wird das Teilversagen einer Komponente bezeichnet, z.B. Kühlmittelfreisetzung aus dem

Tab. 7-12:

Reaktortank und Primärleitungen: bedingte Versagenswahrscheinlichkeiten

Komponentenbereiche	Bedingte Versagenswahrscheinlichkeiten		Bemerkungen
	für 150 MJ ¹⁾	für 400 MJ ¹⁾	
Reaktor-tankschale, ungestört	$2 \cdot 10^{-3}$	$2 \cdot 10^{-2}$	Integritätsverlust (hohe Biegedehnungsanteile)
Einschweißung der Hauptkühlmittelstutzen	10^{-2} ²⁾	10^{-1} ²⁾	Partieller Integritätsverlust (Biegedehnungsanteile)
Verbindungsstelle Reaktortank/Tragzylinder	10^{-3}	10^{-2}	Partieller Integritätsverlust (Biegedehnungsanteile)
Mischnaht im oberen Reaktortankbereich	$2 \cdot 10^{-3}$	$2 \cdot 10^{-2}$	Integritätsverlust (Sicherheitsfaktor 1,4 gegen Bruch)
Tauchkühler des Notkühl-systems	10^{-3} ²⁾	10^{-2} ²⁾	Partieller Integritätsverlust (Biegedehnungen)
Stempel der Tauchplattenabstützung	10^{-3} ²⁾	10^{-2} ²⁾	Integritätsverlust (Instabilitätsversagen)
Primärhauptkühlmittel-leitungen	$2 \cdot 10^{-3}$ ²⁾	$2 \cdot 10^{-2}$ ²⁾	Partieller Integritätsverlust

¹⁾ mechanische Energiefreisetzung

²⁾ unter Berücksichtigung der Anzahl der Komponenten

Reaktortank oder aus den Rohrleitungen, als "Integritätsverlust" das vollständige Versagen.

Die mechanischen Belastungen bei einer Energiefreisetzung bis 50 MJ sind so gering, daß ein Versagen der Komponenten, die für eine Energiefreisetzung von 370 MJ ausgelegt sind, für eine Risikoabschätzung nicht in Betracht kommt.

Im folgenden werden die Belastungen der einzelnen Komponenten untersucht. Die möglichen Ereignisabläufe, die zum mechanischen Versagen des Reaktortanks führen, werden für die verschiedenen Arten der Kernzerstörung und Bereiche der Energiefreisetzung in Ereignisablaufdiagrammen dargestellt (siehe Bild 7-5).

- Belastung des Reaktortanksystems bei einer Energiefreisetzung ≤ 400 MJ

V e r s a g e n i m B e r e i c h d e r H a u p t k ü h l m i t t e l s t u t z e n (MTV1)

Aus Tabelle 7-12 läßt sich schließen, daß ein örtliches Versagen der Reaktortankwand zuerst im Bereich der Einschweißungen der Hauptkühlmittelstützen zu erwarten ist, da dieser Bereich am stärksten belastet wird. Nach einem Versagen in diesem Bereich sinkt der Natriumspiegel bis zur Unterkante der Austrittsstützen. Der Notspiegel im Reaktortank wird dabei nicht unterschritten.

Wenn ein oder zwei Stützenfelder versagen, wird der Tank unsymmetrisch belastet. Er legt sich seitlich an den Doppeltank an. Die Belastung des Doppeltanks bei diesem Vorgang liegt noch im Rahmen der für Stöorzustände üblichen Grenzen. Ein Versagen des Doppeltanks ist daher nicht zu erwarten.

Nach einem Bruch im Stützenfeld wird das Natrium im Bruchbereich aus dem Tank in die Rohrverteilerkammer ausgetrieben. Es muß angenommen werden, daß die Rohrverteilerkammer versagt und ausgetriebenes Natrium auf die der Bruchöffnung gegenüberliegende Containmentwand auftrifft. Die durch den Natriumstrahl hervorgerufene örtliche Belastung der Wand ist geringer als die durch Flugzeugabsturz, gegen die das Containment ausgelegt ist.

Die Menge des Natriums, das durch die Bruchöffnung ausgeworfen wird, hängt von der treibenden Kraft des expandierenden Brenn-

stoffdampfes ab. Nach einem Versagen des Tanks bricht der Druck in der Brennstoffblase sehr rasch zusammen. Die treibende Kraft für den Auswurf des Natriums wird damit stark reduziert. Ein Teil des austretenden Natriums gelangt in Containmentbereiche außerhalb der Auffangwanne, der weitaus größere Teil fließt jedoch in den Doppeltank und in die Auffangwanne.

Der Notspiegel wird bei diesem Störfall nicht unterschritten. Da die Brennstoffblase rasch kollabiert, verbleibt der größte Teil des Brennstoffs im Reaktortank. Für den weiteren Ereignisablauf ist dann entscheidend, ob die Nachwärme aus dem geschmolzenen Kern im Reaktortank abgeführt werden kann. Diese Frage wird in Abschnitt 7.2.1.2 untersucht.

Versagen der Mischnaht im oberen Tankbereich (MTV2)

Wenn die Reaktortankwand im Bereich der Mischnaht zwischen dem ferritischen Oberteil und der austenitischen Reaktortankschale versagt, setzt der Reaktortank auf den Doppeltank und damit auf die Doppeltankabstützung auf. Nach einer großen Energiefreisetzung im Bereich von 150 bis 400 MJ herrscht im Reaktortank ein Druck von ca. 20 bar. Durch diesen Druck und durch die Schwerkraft wird der in der Mischnaht abgerissene Tank nach unten beschleunigt. Die Doppeltankabstützung ist zwar in der Lage, das Eigengewicht des Reaktortanks samt Einbauten und Natrium zu tragen. Die Belastung aus der Strahlkraft führt jedoch zum Versagen der Doppeltankabstützung.

Auch für geringere Energiefreisetzungen muß beim Versagen der Mischnaht mit dem Versagen der Doppeltankabstützung gerechnet werden. Damit sind die Integrität und die Funktionstüchtigkeit der Bodenkühleinrichtung sowie die Integrität der Auffangwanne nicht mehr sichergestellt. Die Strahlkraft wird radial abgeleitet und kann nach Zerstörung der Abschirmwände und des biologischen Schilds auf die Containmentwände treffen. Die Belastung der Wände ist, wie im oben diskutierten Fall, geringer als die Belastung durch einen Flugzeugabsturz.

Bei Versagen der Mischnaht im oberen Tankbereich gelangen große Mengen an Natrium und der in der Reaktionsblase befindliche Brennstoff ins innere Containment. Der Störfallablauf wird in Bild 7-5 mit MTV2 bezeichnet. Die weiteren Auswirkungen auf das Containmentverhalten werden in Abschnitt 7.3 behandelt.

V e r s a g e n d e r r e s t l i c h e n K o m p o n e n t e n d e r T a n k s (Tab. 7-12)

Das Versagen anderer Komponenten des Reaktortanks läßt sich für die weitere Analyse einem der beschriebenen Fälle MTV1 und MTV2 zuordnen. Insbesondere deckt der Ereignisablauf MTV2 andere Versagensabläufe ab, die zum Aufsetzen des Reaktortanks bzw. eines Teils seiner Einbauten auf den Doppeltank und damit auf die Doppeltankabstützung führen. Eine mechanische Zerstörung der Tauchkühler beeinträchtigt die Kühlbarkeit der geschmolzenen Kernmaterialien im Reaktortank. Dieser Aspekt wird in Abschnitt 7.2.1.2 diskutiert.

- Belastung des Drehdeckelsystems nach Versagen der Tauchplattenabstützung

Wenn bei einer Kernzerstörung Natrium nach oben beschleunigt wird, verhindert die Tauchplatte einen Natriumaufschlag auf den Drehdeckel. Das aufwärts strömende Natrium setzt seine kinetische Energie an der Tauchplatte in Druckenergie um. Die dadurch an der Tauchplatte hervorgerufenen Kräfte werden über die Tauchplattenabstützung an das Drehdeckelsystem übertragen und von dort über Dehnbolzen in die Tragstruktur weitergeleitet.

Abschätzungen zeigen, daß die Dehnbolzen erst bei einer deutlich höheren Energiefreisetzung versagen als die Tauchplattenabstützung. Ein Versagen des Drehdeckelsystems ist daher vor allem dann zu erwarten, wenn die Tauchplattenabstützung nachgibt. Für die Untersuchungen der Kräfte, die dann auf den

Drehdeckel einwirken, wurde angenommen, daß die Tauchplattenabstützung nach Erreichen der Grenzbelastung instantan versagt und sich verformt. Die Tauchplatte setzt dem Natriumstrom keinen Widerstand mehr entgegen. Das aufwärts strömende Natrium bewegt sich großflächig auf den Drehdeckel zu. Die Druckbelastung auf das Deckelsystem durch den Natriumaufschlag läßt sich aus der Dichte, der Schallgeschwindigkeit und der Geschwindigkeit des aufwärts beschleunigten Natriums bestimmen. Die am Deckel reflektierte Druckwelle läuft in den Tank zurück und wird dort vor allem durch Tankboden und Gitterplatte zurückreflektiert und erreicht erneut den Deckel. Durch die Impulsbelastung wirken auf den Deckel aufwärts gerichtete Kräfte und belasten die Dehnschrauben, die den Deckel in seiner Position halten sollen. Beim Überschreiten der Dehngrenze dieser Schrauben wird ein gleichzeitiges und instantanes Versagen aller beteiligten Schrauben unterstellt. Zu diesem Zeitpunkt herrscht in der Brennstoffblase ein Überdruck, der die vor der Blase liegende Natriumsäule einschließlich Drehdeckel beschleunigt.

Die Beschleunigungsphase dauert an, bis sich der Druck in der Brennstoffblase weitgehend abgebaut oder - nach Ausschleichen des Deckels und Natriums - ins innere Containment entlastet hat. Für die Analyse wurde pessimistisch angenommen, daß der Deckel während dieser Phase reibungslos in seiner Führung gleitet.

Eine Energiefreisetzung unterhalb 150 MJ führt bei Versagen der Tauchplattenabstützung zu einem Versagen der Dehnschrauben des mittleren und kleinen Drehdeckels. Durch die Belastung werden die Deckel so beschleunigt, daß ihre Energie ausreicht, die Zellenabdeckung mit dem Drehdeckeleinsatz anzuheben. Damit kommt es zu einer Verbindung zwischen dem inneren und äußeren Containment. Die Energie reicht jedoch nicht aus, die Deckel nach dem Stoß mit der Zellenabdeckung in das äußere Containment zu befördern. Der Natriumauswurf in das innere Containment wurde für diesen Fall mit maximal 20 t abgeschätzt.

Wenn bei einer Energiefreisetzung zwischen 150 und 400 MJ die Tauchplattenabstützung versagt, so ist ein Versagen des gesamten Drehdeckelsystems zu erwarten. Der durch den Natriumaufschlag auf das Drehdeckelsystem übertragene Impuls belastet den Drehdeckel so stark, daß die Dehnschrauben versagen und anschließend der Deckel nach oben beschleunigt wird. Die weiteren Auswirkungen werden entscheidend von der Größe und Wirkungsdauer des anstehenden Brennstoffblasendruckes bestimmt. Wenn während der Beschleunigungsphase der Druck durch schnelle Energieabgabe von der Brennstoffblase in das umgebende Natrium reduziert wird, so mündet der Störfall in den Ereignisablauf MDV1 (Bild 7-5). Andernfalls gelangt der Drehdeckel, und mit ihm große Mengen Natrium, ins äußere Containment.

Für Energiefreisetzungen über 400 MJ wird angenommen, daß die Tauchplattenabstützung versagt. Dem Drehdeckelsystem wird so viel Energie zugeführt, daß die Dehnschrauben des großen Drehdeckels versagen. Das Drehdeckelsystem wird nach oben beschleunigt und zusammen mit der Zellenabdeckung ins äußere Containment geschleudert. In diesem Fall können bis zu 80 t Natrium ins äußere Containment gelangen. Der geschilderte Ereignisablauf wird in Bild 7-5 als MDV2 bezeichnet. Auch wenn der Tank an der Mischnaht abreißt (MTV2) oder an den Stützenfeldern aufreißt (MTV1), wird die Belastung des Drehdeckels nicht wesentlich geringer sein.

● Zusammenfassung

Die Untersuchungen zum Tank- oder Drehdeckelversagen sowie zum mechanischen Versagen der Tauchkühler wurden in Ereignisablaufdiagramme für die verschiedenen Bereiche mechanischer Energiefreisetzung umgesetzt (Bild 7-5).

Die bedingten Wahrscheinlichkeiten für die vier Bereiche mechanischer Energiefreisetzung (0-50, 50-150, 150-400, > 400 MJ) wurden aus Abschnitt 7.1.1 übernommen. Aus diesen Wahrscheinlichkeiten läßt sich durch Multiplikation mit der Häufigkeit

des UKDS, $1,2 \cdot 10^{-6}/a$, die Häufigkeit einer mechanischen Energiefreisetzung im jeweiligen Bereich errechnen.

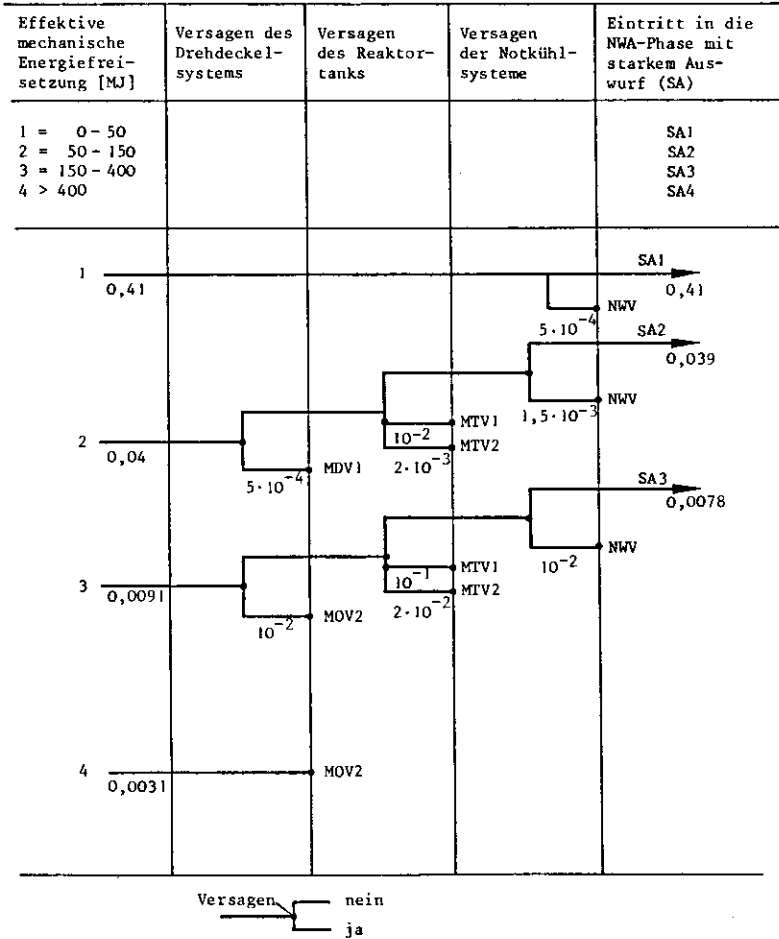


Bild 7-5:

Ereignisablaufdiagramm: Auswirkungen der mechanischen Energiefreisetzung

Die bedingten Wahrscheinlichkeiten für das mechanische Versagen des Drehdeckelsystems, Reaktortanks und Tauchkühl-systems ergeben sich im wesentlichen aus Tabelle 7-12. Hierin wurden

pessimistisch die bis 150 und 400 MJ genannten Versagenswahrscheinlichkeiten für die Bereiche 50 - 150 bzw. 150 - 400 MJ verwendet. Beim Tauchkühlsystem wird auch die systemtechnische Nichtverfügbarkeit ($5 \cdot 10^{-4}$ pro Anforderung, vgl. Abschnitt 5.2.2) berücksichtigt.

Bei einer mechanischen Energiefreisetzung bis zu 50 MJ ist ein mechanisches Versagen des Drehdeckelsystems, Tanks und der Tauchkühler nicht zu erwarten. Der Ereignisablauf geht in die Nachwärmeabfuhrphase über. Es besteht nur die sehr geringe Wahrscheinlichkeit ($5 \cdot 10^{-4}$), daß der Tauchkühler systemtechnisch ausfällt. In diesem Fall wird der Tank nach längerer Zeit durchschmolzen, da die Nachwärme nicht mehr abgeführt werden kann (Tankversagensart NWV, siehe Abschnitt 7.2.1.2).

Bei einer mechanischen Energiefreisetzung zwischen 50 und 150 MJ wird mit einer Wahrscheinlichkeit von $5 \cdot 10^{-4}$ mit einem Deckelversagen MDV1 gerechnet. Nach einem Versagen der Tauchplattenabstützung ist in diesem Energiebereich nur unter gewissen Voraussetzungen (Tauchplatte bleibt in horizontaler Lage, Natriumaufschlag auf das Drehdeckelsystem, Dehnbolzen reißen ab, Deckel gleitet praktisch reibungsfrei in Deckelführungen, Druck zur Deckelbeschleunigung steht an usw.) mit einem Versagen der Deckelabstützung und des Abhebens der Zellenabdeckung zu rechnen. Die Versagenswahrscheinlichkeit für die Tauchplattenabstützung bei 150 MJ (10^{-3} , aus Tab. 7-12) wurde deshalb um den Faktor 2 reduziert.

Ein Tankversagen (MTV1, MTV2) ist für den weiteren Unfallablauf nur dann von Bedeutung, wenn es nicht zuvor zum Deckelversagen MDV1 kommt. Die Wahrscheinlichkeiten für Tankversagen MTV1 und MTV2 ergeben sich aus Tabelle 7-12 (Versagenswahrscheinlichkeit Hauptkühlmittelstützen bzw. Mischnaht bei 150 MJ). Wenn der Tank mechanisch intakt bleibt, führt der Ereignisablauf in die Nachwärmeabfuhrphase, die in Abschnitt 7.2.1.2 behandelt wird. Voraussetzung für eine Nachwärmeabfuhr ist auch hier, daß die Tauchkühler mechanisch intakt bleiben (Versagenswahrscheinlichkeit $1 \cdot 10^{-3}$) und das Tauchkühlsystem

nicht ausfällt (Nichtverfügbarkeit $5 \cdot 10^{-4}$ pro Anforderung). Die möglichen Ereignisabläufe bei einer mechanischen Energiefreisetzung zwischen 150 und 400 MJ stimmen weitgehend mit den Abläufen für Energien zwischen 50 und 150 MJ überein. Die bedingten Wahrscheinlichkeiten für Deckel-, Tank- und Tauchkühlerversagen liegen allerdings höher. Sie ergeben sich aus Tabelle 7-12 (für 400 MJ). Bei einem Deckelversagen ist hier mit der Versagensart MDV2 zu rechnen.

Bei einer mechanischen Energiefreisetzung über 400 MJ wird immer ein Deckelversagen MDV2 angenommen. Ein Versagen des Tanks oder der Tauchkühler ist dann für den weiteren Unfallablauf nicht mehr von Bedeutung. Die Abläufe, die in die Nachwärmefahrphase führen, werden in Abschnitt 7.2.1.2 weiter untersucht. Bild 7-5 zeigt, daß die Abläufe mit einer mechanischen Energiefreisetzung unter 400 MJ mit sehr hoher Wahrscheinlichkeit nicht zum Versagen der Strukturen und Komponenten führen, die für die Rückhaltung des geschmolzenen Kerns im Reaktortank von Bedeutung sind.

7.2.1.2 Verhalten der geschmolzenen Kernmaterialien

Die Untersuchungen zum mechanischen Versagen des Primärsystems haben gezeigt, daß in der überwiegenden Zahl aller Unfälle der Reaktortank zunächst mechanisch intakt bleibt. Er wirkt dann weiterhin als Barriere gegen ein Vordringen des Kernmaterials in das innere Containment.

In diesem Abschnitt wird untersucht, auf welche Weise und mit welcher Wahrscheinlichkeit der Reaktortank im weiteren Unfallverlauf von den Kernmaterialien durchdrungen werden kann. Der Reaktortank könnte vor allem dann gefährdet werden, wenn die Rückhaltestrukturen durch die Nachwärme bis an Versagensgrenzen aufgeheizt werden. Die Nachwärme ist im Vergleich zur Wärmekapazität der vorhandenen Natrium- und Strahlenmassen gering, so daß eine wesentliche Aufheizung nur im Zeitraum von Stunden erfolgt. Die Ereignisabläufe, die in der "Nachwärmefahrphase"

fuhrphase" zum Versagen des Reaktortanks führen können, werden mit Hilfe von Ereignisablaufdiagrammen untersucht (Bild 7-7).

● Verteilung der Kernmaterialien im Reaktortank

Die Einbauten des Reaktortanks, auf die wesentliche Teile des geschmolzenen Kerns gelangen können, sind außer dem Kernbereich der untere Sammelbehälter, der Boden des internen Brennelementlagers und der untere Teil der Schildtank-Tragstruktur (Bild 7-6). Der Ablauf in den vorangegangenen Unfallphasen bestimmt, welche Anteile des Kernmaterials sich auf den einzelnen Rückhaltestrukturen ablagern. Unenergetische Abläufe - ohne mechanische Energiefreisetzung und damit ohne Auswurf von Kernmaterial - ergeben hohe Materialmengen im Kernbereich bzw. im unteren Sammelbehälter, während energetische Abläufe - mit Auswurf aus dem Kernbereich - die anderen Strukturen stärker mit Kernmaterial belasten.

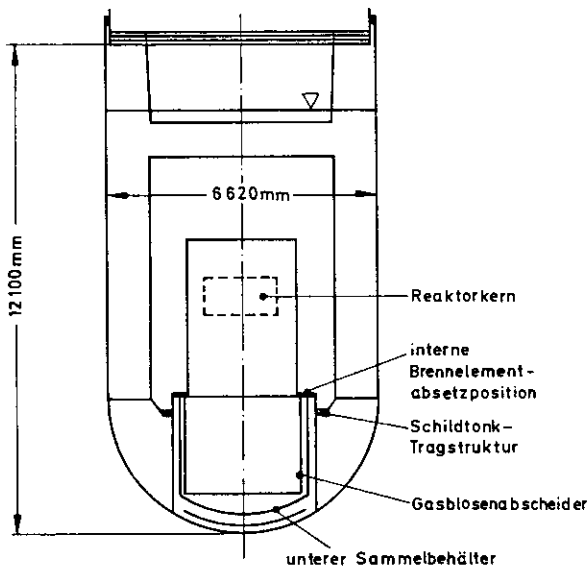


Bild 7-6:

Rückhaltestrukturen im Reaktortank

Für die Verteilung des Kernmaterials wurden folgende Fälle definiert: als Grenzfälle zwei Verteilungen nach vollständigem bzw. ohne Kernmaterialauswurf, außerdem ein weiterer Fall, bei dem 50 % des Kernmaterials ausgeworfen sind. Diese Verteilungen werden den vorangegangenen Unfallphasen wie folgt zugeordnet (Tabelle 7-13): Bei allen Fällen mit mechanischer Energiefreisetzung (Abläufe SA1 bis SA4) ist ein vollständiger Kernmaterialauswurf in das obere Kühlmittelplenium anzunehmen. Das ausgeworfene Kernmaterial wird in kleine Partikel zerteilt, die ihre Wärme sehr schnell an das umgebende Natrium abgeben und dadurch erstarren. Es wird angenommen, daß sich die Partikel homogen im oberen Kühlmittelplenium innerhalb des Schildtanks verteilen und flächenproportional absetzen. Alle Materialmengen, die in den äußeren Ringraum oder in die Primärkreisläufe gelangen, würden die eigentlichen Rückhaltestrukturen nicht belasten. Sie würden keinen nennenswerten Anteil zur Wärmebelastung der Tankstrukturen liefern, da sie sich über sehr große Flächen verteilen und so ihre Wärmeleistung leicht abgeführt werden kann. Die Beschränkung der Materialverteilung auf die inneren Strukturen ist daher pessimistisch. Da sich der ausgeworfene Brennstoff flächenproportional absetzt, gelangen Anteile auch wieder in den Kern zurück, so daß selbst nach vollständigem Auswurf mit gewissen Brennstoffmengen im Kern zu rechnen ist.

Partikel, die über den Brut- oder Reflektorelementen absinken, rutschen in oder zwischen diese Elemente, bleiben auf der oberen Kernverspannungsebene liegen oder werden von Natriumströmungen fortgetragen. Diese Partikel werden sich daher sehr uneinheitlich ablagern und keine größeren Ansammlungen bilden, so daß sie zur Wärmebelastung der Tankstrukturen nicht nennenswert beitragen.

Für die Unfallabläufe, bei denen in der Übergangsphase ein unenergetischer Auswurf der heißen Materialien aus dem Kern ohne Rekritikalität stattfindet (Ablauf UEA), wurde etwa die Hälfte des Kernmaterials als ausgeworfen angesetzt. Das ausgeworfene Material verteilt sich gleichmäßig auf Brut- und Reflektorelemente, Schildtank-Tragstruktur und internes Brennelementlager.

Tab. 7-13:

Verteilung der Kernmaterialien zu Beginn der Nachwärmeabfuhrphase

Vorangegangener Unfallablauf	Kernbereich [%]	Brut- und Reflektorelemente [%]	Schildtank-Tragstruktur [%]	Internes Brennelementlager [%]
Fälle mit mechanischer Energiefreisetzung	15	25	30	30
Unenergetischer Auswurf aus dem Kernbereich	55	15	15	15
Große Schmelze im Kernbereich	100	0	0	0

Für Unfallabläufe, bei denen Rekritikalitäten durch Brutstoffzufuhr verhindert werden (Ablauf SCH), verbleibt das gesamte Kernmaterial einschließlich der axialen Brutzonen im Kernbereich. Dort befindet sich dann eine große Schmelze aus Brennstoff, Stahl und Brutstoff.

Bei diesen Kernmaterialverteilungen sind Rekritikalitäten in der Nachwärmeabfuhrphase auszuschließen. Starke Auswürfe ergeben eine weiträumige Verteilung der Kernmaterialien, so daß sich keine kritischen Massen mehr bilden können. Schwache Auswürfe führen zur Aufnahme von reaktivitätssenkendem Brutstoff in die Schmelze.

● Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktortank

Kernmaterialien können im Reaktortank langfristig zurückgehalten werden, wenn die freiwerdende Nachzerfallsleistung abgeführt werden kann, ohne daß die Rückhaltestrukturen unzulässig hohe Temperaturen erfahren.

Im SNR-300 bestehen günstige Voraussetzungen für die Nachwärmeabfuhr:

- Das Tauchkühlsystem ist redundant und wie der Reaktortank gegen eine mechanische Energiefreisetzung von 370 MJ ausgelegt.
- Der Notspiegel im Reaktortank wird auch dann eingehalten, wenn ein Tankleck und einzelne Lecks in den Primärkreisen auftreten.
- Das Brennstoffvolumen ist sehr klein im Vergleich zum Tank- bzw. Kühlmittelvolumen.
- Das Kühlmittel Natrium hat sehr gute Wärmeübertragungseigenschaften und eine hohe Siedetemperatur.
- Die Nachwärmeabfuhr ist nicht nur über das Tauchkühlsystem, sondern auch über die Hauptkreisläufe möglich.

Die Nachwärmeabfuhrsysteme sind innerhalb des Reaktortanks nicht auf aktive Systeme angewiesen. Für die Nichtverfügbarkeit des Tauchkühlsystems wurde in Abschnitt 5.2.2 ein Wert von $5 \cdot 10^{-4}$ pro Anforderung ermittelt.

Ein Ausfall der Nachwärmeabfuhr ist außerdem als Folge von mechanischen Beschädigungen durch hohe Energiefreisetzungen denkbar. Die entsprechenden Versagenswahrscheinlichkeiten wurden in Abschnitt 7.2.1.1 bestimmt.

Wenn die Nachwärmeabfuhr ausfällt, heizt sich der gesamte Reaktortank über mehrere Stunden auf, bis die Natriumsiedetemperatur erreicht ist. Falls die Rückhaltestrukturen noch längere Zeit (einige Tage) intakt bleiben, können erhebliche Natriummengen verdampfen, bevor der Reaktortank von den Kernmaterialien durchdrungen wird. In diesem Falle ergibt sich ein spätes Tankversagen bei hohen Temperaturen und geringem Natriumspiegel. Dies wird als Tankversagensart NWV bezeichnet (Tabelle 7-14). Die Wahrscheinlichkeit dafür beträgt etwa $5 \cdot 10^{-4}$ pro UKDS, über alle Energiebereiche addiert.

Tab. 7-14:

Versagensarten des Reaktortanks durch Einwirkung geschmolzener Kernmaterialien in der Nachwärmeabfuhrphase

Versagensart	Beschreibung
MDV1 ($1 \cdot 10^{-5}$) MDV2 ($4 \cdot 10^{-5}$) MTV1 ($3 \cdot 10^{-4}$) MTV2 ($5 \cdot 10^{-5}$)	Mechanische Beschädigung des Drehdeckels bzw. des Reaktortanks durch eine energetische Brennstoff-Natrium-Reaktion. Zur genaueren Beschreibung siehe Abschnitt 7.2.1.1.
MWV ($5 \cdot 10^{-4}$)	Versagen der Nachwärmeabfuhr über Tauchkühler und Primärkreisläufe. Langfristiges Aufheizen und Sieden des Natriums. Spätes Tankversagen bei tiefem Natriumspiegel.
UTV (0,074)	Kernmaterial durchdringt den unteren Sammelbehälter, den Reaktortank und den Doppeltank. Tritt vor allem nach Kernzerstörung mit geringem Auswurf auf.
STV (0,00B)	Kernmaterial durchdringt die Schildtank-Tragstruktur, den Reaktortank und den Doppeltank. Tritt vor allem nach Kernzerstörungen mit starkem Auswurf auf.

(in Klammern Wahrscheinlichkeit pro UKDS)

Die Tankversagensart NWV wird in dem Ereignisablaufdiagramm "Auswirkungen der mechanischen Energiefreisetzung" (Bild 7-5) erfaßt. Bei der Ermittlung der Wahrscheinlichkeit ist zu berücksichtigen, daß auch bei den unenergetischen Abläufen SCH und UEA, die in Bild 7-5 nicht enthalten sind, die systemtechnische Nichtverfügbarkeit des Tauchkühlsystems anzusetzen ist.

● Belastung der Strukturen unter dem Kernbereich

Ein schneller Abfluß der Brennstoffschmelze aus dem Kernbereich nach unten ist nicht anzunehmen, weil sie in den engen

und relativ "kalten" natriumgefüllten Kühlkanälen des unteren axialen Brutmantels, des Spaltgasplenums und des Brennelementfußes beim Eindringen erstarrt. Daher wird die Schmelze zunächst im ursprünglichen Kernbereich zurückgehalten. Die langfristige Kühlbarkeit der unteren Brennelementstümpfe, auf denen die Schmelze ruht, kann nur grob abgeschätzt werden, weil die Strömungspfade für das Natrium zwischen und in den Brennelementkästen durch Brennstoffteilchen in verschiedenster Weise verstopft werden können. Es wurden folgende Wahrscheinlichkeiten für die Rückhaltung im Kernbereich angenommen (Bild 7-7 "Durchdringen der Gitterplatte"):

- geringer Auswurf (SCH): keine Rückhaltung,
- mäßiger Auswurf (UEA): Rückhaltung in der Hälfte der Fälle,
- starker Auswurf (SA1, SA2, SA3): Rückhaltung in drei von vier Fällen.

Wenn die Kernmaterialien nicht zurückgehalten werden, schmelzen sie langsam weiter nach unten, nehmen dabei den unteren axialen Brutmantel in die Schmelze mit auf und erreichen frühestens nach einer Stunde die Höhe der Gitterlatteneinsätze. Diese Einsätze haben einen freien Durchmesser von ca. 8 cm und werden von der Schmelze direkt durchflossen.

Der Schmelzestrahle tritt in das natriumgefüllte untere Kühlmittelplenum ein, wo er einen Weg von ca. 2,2 m zurücklegen muß, bis er auf den Boden des Gasblasenabscheiders trifft. Wenn der Strahl auf diesem Weg in Wechselwirkung mit dem Natrium tritt, wird er aufgespalten und abgekühlt. Der Gasblasenabscheider wird demnach mit einem Niederschlag aus teilweise erstarrten Partikeln belegt. Die vom Brennstoff an das Natrium abgegebene Wärme kann ausreichen, um das gesamte Natrium innerhalb des Gasblasenabscheiders bis zum Siedepunkt zu erhitzen und erhebliche Natriummengen zu verdampfen. Dadurch entsteht ein Überdruck im Gasblasenabscheider, der den weiteren Zufluß der Schmelze von oben verhindert und Natrium aus dem Gasblasenabscheider in die Brutelemente und Eintrittsleitungen verdrängt.

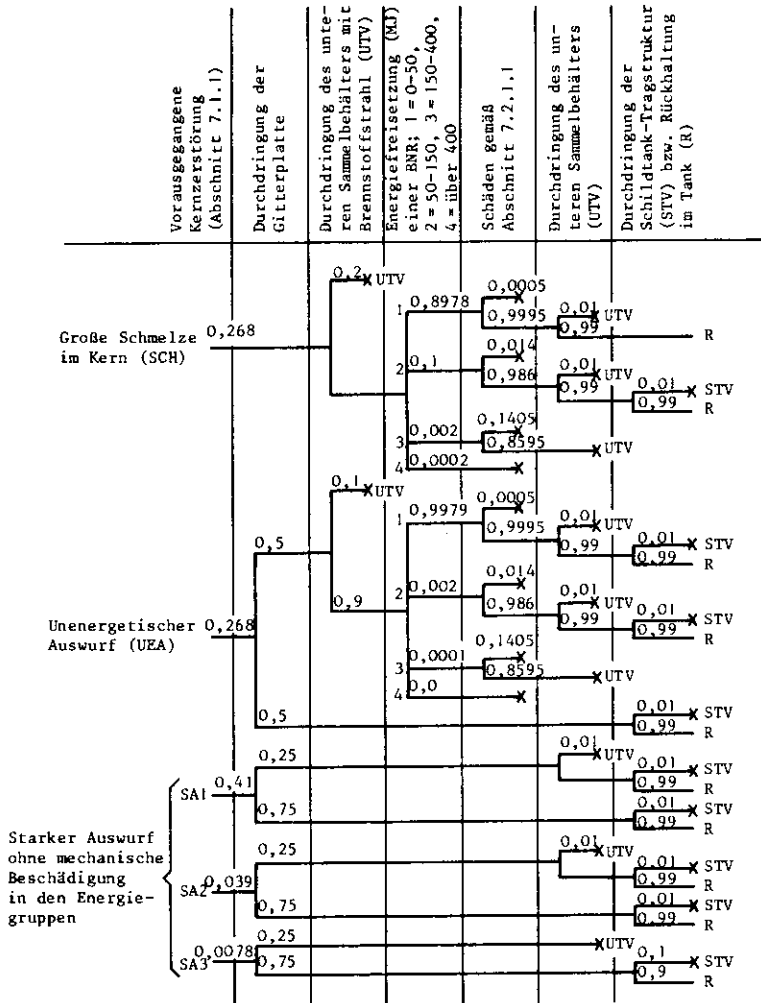


Bild 7-7:
 Ereignisablaufdiagramm: Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktortank

Bei der Beurteilung dieser Störfallphase, in der die Kernschmelze in das untere Kühlmittelpfenium eintritt, müssen über den oben beschriebenen Ablauf hinaus folgende Aspekte berücksichtigt werden:

- Die Zerteilung des Schmelzestrahls in kleine Partikel kann nicht in allen Fällen als gesichert gelten. Demnach trifft zeitweise möglicherweise nicht ein Niederschlag von Partikeln, sondern ein Schmelzestrahls auf den Gasblasenabscheider bzw. nach dessen Versagen auf den Boden des unteren Sammelbehälters.
- Die thermische Belastung von Stahlstrukturen durch einen Schmelzestrahls ist sehr groß. Sie ist aber nur schwer quantifizierbar, da Effekte durch Brennstoffkrusten oder die Wirkung von Stahlanteilen in der Schmelze noch nicht abschließend geklärt sind.
- Es ist schwer abzuschätzen, welche Zeiten vergehen, nachdem das Natrium im Gasblasenabscheider stark erhitzt und teilweise verdampft und verdrängt worden ist, bis die beteiligten Bauteile wieder mit flüssigem kaltem Natrium benetzt und gekühlt werden. Bei hohen Temperaturen können auch relativ geringe Druckpulse diese Bauteile erheblich verformen.
- Wenn der Gasblasenabscheider zunächst zwar standhält, später aber von der auf ihm abgelagerten Kernschmelze durchdrungen wird, kann der darunterliegende untere Sammelbehälter - der die letzte Rückhaltestruktur von der Reaktortankschale darstellt - von diesem Schmelzestrahls unter Umständen beschädigt werden.

Diese Überlegungen führen zu folgenden Annahmen für Versagenswahrscheinlichkeiten der Rückhaltung im Zusammenhang mit dem Eintritt von Kernschmelze in das untere Kühlmittelplenium (Bild 7-7 "Durchdringung des unteren Sammelbehälters durch Brennstoffstrahl"): Bei 20 % der Fälle mit geringem Auswurf (SCH) und bei 10 % der Fälle mit mäßigem Auswurf (UEA) führen diese Vorgänge zu so starken thermischen Belastungen des Gasblasenabscheiders und des unteren Sammelbehälters, daß eine Rückhaltung im Reaktortank nicht mehr möglich ist. Diese Versagensart wird als UTV bezeichnet.

Im Zusammenhang mit diesen Vorgängen ist auch die Möglichkeit einer energetischen Brennstoff-Natrium-Reaktion (BNR) sowohl

im unteren Kühlmittelpodium als auch im Kernbereich in Betracht zu ziehen. Die Effekte werden weiter unten eigens behandelt.

In den wahrscheinlicheren Fällen, die zunächst nicht zur Versagensart UTV führen, werden die Kernmaterialien den Gasblasenabscheider als eine Schüttung aus fragmentierten Partikeln belegen, die von Natrium bedeckt sind. Bei intaktem Gasblasenabscheider kann die Schüttung unter Umständen dort dauerhaft zurückgehalten werden.

Die Rückhaltefähigkeit des Gasblasenabscheiders wurde in der quantitativen Analyse außer acht gelassen. Die eigentliche Rückhaltestruktur mit einem hohen Potential zur Rückhaltung ist der untere Sammelbehälter (USB). Er wird an seiner Unterseite durch Natrium-Naturumlauf gekühlt und nimmt dadurch auch bei Belegung mit einer Kernschmelze keine übermäßig hohen Temperaturen an. Unter diesen Umständen ist ein direktes Durchschmelzen ausgeschlossen. Ein Versagen des USB ist - neben der bereits diskutierten Belastung durch einen Schmelzestrahle - durch zwei Vorgänge denkbar:

- unzureichende Festigkeit bei Belastung durch große Schmelzemassen und
- Verformungen durch vorangegangene mechanische Energiefreisetzung.

Die Versagenswahrscheinlichkeit durch ungenügende Festigkeit ist sehr gering, da der USB bei den auftretenden thermischen und mechanischen Belastungen noch hohe Festigkeitsreserven aufweist.

Verformungen des USB durch vorausgegangene mechanische Einwirkungen können aber so stark sein, daß er entweder Risse aufweist oder bei verengten Strömungswegen nicht mehr ausreichend von Natrium gekühlt werden kann.

Für Energiefreisetzungen zwischen 0 und 150 MJ wurde angenommen, daß in 1 % der Fälle eine Rückhaltung nicht mehr möglich ist (Bild 7-7 "Durchdringung des unteren Sammelbehälters"). Obwohl das Auftreten von Rissen im USB nach einer Energiefreisetzung zwischen 150 und 400 MJ nicht unmittelbar eine Beeinträchtigung der Rückhaltung bedeuten muß, ist pessimistisch ein Versagen der Rückhaltung in allen diesen Fällen unterstellt worden. Diese Abläufe münden ebenfalls in die Tankversagensart UTV. Bei einer mechanischen Energiefreisetzung über 400 MJ ist die Rückhaltung im USB nicht mehr relevant, da hier immer ein massives Versagen des Tank- oder Drehdeckelsystems angenommen wird.

● Belastung sonstiger Rückhaltestrukturen

Größere Kernmaterialmengen können auf das Bodenblech des internen Brennelementlagers und auf die Schildtanktragstruktur gelangen. Beide Bauteile können vom umgebenden Natrium so gut gekühlt werden, daß ein direktes Durchschmelzen auszuschließen ist.

Ein Versagen der Rückhaltefähigkeit ist denkbar, wenn entweder die Festigkeit bei erhöhten Temperaturen nicht ausreicht oder wenn die Bauteile durch eine mechanische Energiefreisetzung nennenswert beschädigt oder in ihrer Kühlbarkeit beeinträchtigt worden sind. Bei geringem Auswurf ist eine Überlastung der Strukturen auch unter hohen Temperaturen nicht zu erwarten.

Für Fälle mit starkem oder mäßigem Auswurf - d.h. bei starker Belegung mit Kernmaterial - werden folgende Versagenswahrscheinlichkeiten für die Schildtank-Tragstruktur abgeschätzt (Bild 7-7 "Durchdringung der Schildtank-Tragstruktur"):

- mechanische Energiefreisetzung unter 150 MJ: Versagen in 1 % der Fälle,

- mechanische Energiefreisetzung von 150-400 MJ: Versagen in 10 % der Fälle.

Nach dem Versagen der Schildtank-Tragstruktur gelangt das Kernmaterial in den unteren natriumgefüllten Totraum. Dort kann es auf Dauer nicht zurückgehalten werden. Es wird den Reaktortank durchdringen. Diese Art des Tankversagens wird als STV bezeichnet.

In Abschnitt 7.2.1.1 wurde als eine mögliche Art der Beschädigung des Reaktortanks der Ablauf MTV1 beschrieben. Dabei bleibt trotz eines Tankversagens im Stützenfeld das meiste Natrium und praktisch der gesamte Brennstoff im Reaktortank. Daher dürfte in diesem Fall eine erhebliche Wahrscheinlichkeit für eine Rückhaltung im Tank bestehen. Es ist jedoch möglich, daß wegen starker Beschädigung der Tankeinbauten oder ungünstiger Brennstoffverteilung die Rückhaltung versagt. Daher wird im folgenden pessimistisch davon ausgegangen, daß nach einem Tankversagen MTV1 der Brennstoff den Reaktortank durchdringt. Da bei einem mechanischen Tankversagen notwendigerweise eine starke Energiefreisetzung und ein starker Auswurf stattgefunden haben muß, wird in der weiteren Analyse die Tankversagensart MTV1 phänomenologisch wie die Tankversagensart STV behandelt.

- Thermische Brennstoff-Natrium-Reaktionen in der Nachwärmefuhrphase

Beim Vordringen von Schmelze aus dem Kernbereich durch die Gitterplattenöffnungen in das untere Kühlmittelpodium können thermische Brennstoff-Natrium-Reaktionen (BNR) auftreten. Dabei werden zunächst Reaktionen im unteren Kühlmittelpodium ablaufen, die höhere Natriumdampfdrücke erzeugen. Größere Energiefreisetzungen mit mechanischem Zerstörungspotential sind hier jedoch nicht zu unterstellen, da bei der kontinuierlichen Schmelzezufuhr keine schlagartige Verdampfung größerer Mengen zu erwarten ist.

Allerdings kann der Dampfdruck im unteren Kühlmittelpodium die noch im Kernbereich befindliche Schmelze daran hindern, weiter nach unten vorzudringen. Bei ausreichendem Druck ist es auch denkbar, daß die Schmelze nach oben in das darüber befindliche Natrium gedrückt wird und dort thermisch reagiert.

Für die mechanische Energiefreisetzung bei solchen Vorgängen sind die Menge des gleichzeitig reagierenden Brennstoffs und die spezifische mechanische Energie (Energie/Masse) der Reaktion bestimmend. Das insgesamt im Kern und in den axialen Brutmänteln vorhandene Inventar an Brenn- und Brutstoff beträgt ca. 11 300 kg, zusätzlich sind noch 5 900 kg Stahl vorhanden. Bevor die BNR im Kernbereich ablaufen kann, werden jedoch während des Voranschmelzens bis zu den Gitterplatteneinsätzen wahrscheinlich erhebliche Mengen der Schmelze an der heftig bewegten, siedenden Grenzfläche zum darüberliegenden Natrium ausgetragen. Weiterhin sind die Mengen abzuziehen, die als feste Krusten am Schmelzrand vorliegen und nicht an einer BNR teilnehmen können. Schließlich müssen Anteile in den unteren Sammelbehälter gelangt sein, da die BNR erst durch Druckaufbau im unteren Sammelbehälter ausgelöst wird. Die insgesamt maximal vorhandene Schmelzmasse bei Eintritt einer BNR ist mit maximal 10 000 kg anzusetzen.

Die gesamte Schmelzmasse ist eine theoretische Obergrenze für das an einer thermischen BNR teilnehmende Material, da die tatsächlichen Vorgänge während der Reaktion örtlich und zeitlich inkohärent ablaufen. Die Annahme, daß sich die gesamte Schmelzmasse an der Reaktion beteiligt, ist als äußerst unwahrscheinlich einzustufen. Es kann zunächst nur die Menge an der Reaktion beteiligt sein, die in einem direkten Kontakt mit Natrium steht. Unter Berücksichtigung der obigen Überlegungen wird pessimistisch die in Tabelle 7-15 aufgeführte Wahrscheinlichkeitsverteilung für die beteiligte Brennstoffmenge angenommen.

In theoretischen und experimentellen Untersuchungen, die seit Jahren in verschiedenen Ländern durchgeführt werden, ist über-

einstimmend festgestellt worden, daß eine energetische thermische Reaktion nur dann möglich ist, wenn eine feine, innige Vermischung zweier Flüssigkeiten derart stattfindet, daß eine rapide kohärente Wärmeübertragung von der Schmelze ins Kühlmittel erreicht wird (BoCa 77).

Tab. 7-15:

Wahrscheinlichkeitsverteilung für die an der thermischen BNR beteiligte Brennstoffmenge

An der thermischen Brennstoff-Natrium-Reaktion beteiligte Brennstoffmenge [%]	Wahrscheinlichkeit
0 - 20	0,689
20 - 50	0,3
50 - 80	0,01
80 - 100	0,001

Eine feine Vermischung ist dann gegeben, wenn der Brennstoff beim Kontakt mit dem Natrium in kleine Partikel fragmentiert. Dies ist mehrfach beobachtet worden. Die Fragmentation ist eine wichtige und notwendige, aber nicht ausreichende Voraussetzung für eine energetische BNR. Viele Untersuchungen haben gezeigt, daß das gleichzeitige Eintreten einer feinen Fragmentation und einer rapiden, kohärenten Wärmeübertragung, also einer energetischen Reaktion in den tatsächlichen Reaktorverhältnissen äußerst unwahrscheinlich ist (Ba 78, BoCa 77).

Frühere, einfache thermodynamische Rechenmodelle lieferten eine maximale mechanische Energiefreisetzung infolge der thermischen BNR von 450 J/g Brennstoff bei einer Expansion der Dampfphase auf den Enddruck von 1 bar (HiMe 65, Pa 71). Diese Ansätze gehen von idealisierten, stark pessimistischen Annahmen aus (Vernachlässigung der zeitlichen Vorgänge, thermodynamisches Gleichgewicht zwischen Brennstoff und Natrium, adiabata-

tische Expansion usw.). Die so bestimmte maximale mechanische Energiefreisetzung ist als äußerst unwahrscheinlich einzustufen. Fortschrittliche Rechenmodelle berücksichtigen die instationären Vorgänge während der thermischen BNR und ergeben, abhängig von den gewählten Schlüsselparametern, eine mechanische Energiefreisetzung bis zu 200 J/g Brennstoff. Dieser hohe Wert ist nur bei einer pessimistischen Kombination der Schlüsselparameter (Brennstoffpartikeldurchmesser = 0,2 mm, instantane Wärmeübertragung) zu erreichen (Chao 72, Pa 71). Bei einer realistischeren Kombination der Schlüsselparameter (Partikeldurchmesser $\geq 0,5$ mm, Fragmentations- bzw. Mischungszeit $\geq 10^{-2}$ s) liefern die fortschrittlichen Rechenmodelle eine mechanische Energiefreisetzung von weniger als 50 J/g Brennstoff (PoJa 73).

Neben den theoretischen Untersuchungen wurden Experimente mit den tatsächlichen Reaktormaterialien, Brennstoff und Natrium, bei verschiedenen Versuchsbedingungen durchgeführt. Die meisten Experimente zeigen eine sehr geringe mechanische Energiefreisetzung von weniger als 10 J/g Brennstoff (Ja 78).

Unter Berücksichtigung der genannten Daten und Argumente wird hier pessimistisch die in Tabelle 7-16 gezeigte Wahrscheinlichkeitsverteilung für die spezifische mechanische Energiefreisetzung angenommen.

Tab. 7-16:

Wahrscheinlichkeiten für die spezifische mechanische Energiefreisetzung bei einer BNR

Mechanische Energiefreisetzung bei der Expansion auf 1 bar in J/g Brennstoff	Wahrscheinlichkeit
0 - 20	0,6889
20 - 50	0,3
50 - 100	0,01
100 - 200	0,001
200 - 450	0,0001

Werden die beiden obigen Wahrscheinlichkeiten (Tabelle 7-15, 7-16) zusammengefaßt, so erhält man die Wahrscheinlichkeiten für mechanische Energiefreisetzungen durch BNR (Tabelle 7-17).

Tab. 7-17:

Wahrscheinlichkeiten für mechanische Energiefreisetzungen durch BNR

Auswurf aus dem Kern vor der BNR	Mechanische Energiefreisetzung [MJ]			
	0 - 50	50 - 150	150 - 400	über 400
gering	0,8978	$1 \cdot 10^{-1}$	$2 \cdot 10^{-3}$	$2 \cdot 10^{-4}$
mäßig	0,9979	$2 \cdot 10^{-3}$	$1 \cdot 10^{-4}$	0,0
stark	BNR	u n e r h e b l i c h		

(Die Wahrscheinlichkeiten für BNR bei starkem Auswurf aus dem Kern, gewichtet mit der Wahrscheinlichkeit für starken Auswurf, sind so gering, daß sie gegenüber den anderen Werten nicht ins Gewicht fallen.)

Diese Wahrscheinlichkeiten wurden in die Ereignisablaufdiagramme (Bild 7-7 "Energiefreisetzung einer BNR") übernommen.

Nennenswerte BNR können sich demnach nur ergeben, wenn zuvor kein starker Auswurf und somit keine mechanische Energiefreisetzung stattgefunden hat. Überlagerungen mehrfacher, wesentlich mechanischer Belastungen werden nicht auftreten. Für die Beurteilung der Belastung von Strukturen durch BNR können daher dieselben Formalismen angewendet werden wie bei der Belastung durch Arbeitsprozesse nach der Leistungsexkursion. Die Versagenskriterien und -wahrscheinlichkeiten, die in Abschnitt 7.2.1.1 beschrieben worden sind, gelten also auch hier. In Bild 7-7 wurden daher die Wahrscheinlichkeiten für das mechanische Versagen des Drehdeckels, des Tanks und der Tauchkühler aus Bild 7-5 übernommen.

Sobald eine BNR mit merklicher mechanischer Energiefreisetzung stattgefunden hat, ist davon auszugehen, daß die an der BNR

beteiligten Brennstoffmengen umverteilt werden. Dies wird für die weitere Nachwärmeabfuhrphase so berücksichtigt, daß nach BNR mit mechanischen Energiefreisetzung über 50 MJ ein starker Auswurf unterstellt wird, so daß dann für die Schildtank-Tragstruktur die entsprechenden Versagenswahrscheinlichkeiten eingesetzt werden müssen.

● Zusammenfassung

In Bild 7-7 sind Ereignisabläufe im Reaktortank in der Nachwärmeabfuhrphase dargestellt. In diesen Teil des Ablaufs gehen alle Ereignisabläufe ein, die nicht bereits durch die mechanische Energiefreisetzung bei der Leistungsexkursion oder durch Versagen des Tauchkühlsystems zu einem Tankversagen führen.

Die möglichen Versagensarten des Reaktortanks und deren Wahrscheinlichkeiten pro UKDS durch Einwirkungen geschmolzener Kernmaterialien in der Nachwärmeabfuhrphase sind in Tabelle 7-14 aufgeführt.

Die Auswirkungen der mechanischen Energiefreisetzung wurden in Abschnitt 7.2.1.1 behandelt. Die entsprechenden Abläufe sind in Bild 7-5 dargestellt.

Die Häufigkeiten für verschiedene Arten des Deckel- bzw. Tankversagens infolge eines UKDS (Häufigkeit UKDS mal bedingte Versagenswahrscheinlichkeit) sind in Tabelle 7-18 zusammengestellt. Tabelle 7-18 enthält auch die Häufigkeiten des Deckel- bzw. Tankversagens bei den Einleitungsereignissen UWVA und ANWA; diese Häufigkeiten werden im folgenden Abschnitt diskutiert.

7.2.2 Sonstige Einleitungsereignisse (UWVA, ANWA)

In Abschnitt 7.1.2 wurde dargelegt, daß die Einleitungsereignisse URZ und PPS für die Unfallanalyse gemeinsam mit dem Einleitungsereignis UKDS (Basisfall für die Unfallanalyse) und

das Einleitungsereignis UNVT gemeinsam mit dem Einleitungsereignis ANWA behandelt werden (zur Bezeichnung der Einleitungsereignisse vgl. Tabelle 4-2). URZ, PPS und UNVT werden deshalb hier nicht diskutiert.

- Unzureichende Wärmeabfuhr bei Versagen der Reaktorabschaltung (UWVA)

Bei einer Kernzerstörung, wie sie aus dem Einleitungsereignis UWVA resultiert, ist die bedingte Versagenswahrscheinlichkeit der verschiedenen Tankstrukturen anders zu beurteilen als beim UKDS. Dies ist dadurch bedingt, daß zum Zeitpunkt der Kernzerstörung die Natriumtemperaturen im Reaktortank mit ca. 650 °C deutlich höher sind als im Betriebszustand. Der Natriumspiegel im Reaktortank entspricht dagegen dem Nennfüllstand.

Die Tauchplattenabstützung nimmt in ihrem Eintauchbereich die Natriumtemperatur von etwa 650 °C an. Die Einspannstelle am Deckelsystem ist durch Schockbleche geschützt. Sie erreicht Temperaturen von maximal 550 °C. Bei einer mechanischen Energiefreisetzung unter 150 MJ läßt sich der Tauchplattenabstützung aufgrund der relativ geringen Belastung eine bedingte Versagenswahrscheinlichkeit (für MDV2) von 10^{-3} zuordnen. Für eine Energiefreisetzung von 400 MJ ist diese Wahrscheinlichkeit mit 10^{-1} vorzusehen.

Die bedingte Versagenswahrscheinlichkeit für den Reaktortank (MTV2) bei Natriumtemperaturen von 650 °C ist bei einer Energiefreisetzung von 150 MJ mit 10^{-1} anzusetzen, bei einer Energiefreisetzung von 400 MJ ist ein Versagen des Tanks zu erwarten.

Auch bei der Beurteilung der tankinternen Rückhaltung in der Nachwärmeabfuhrphase ergeben sich für das Einleitungsereignis UWVA Unterschiede gegenüber den Untersuchungen für den UKDS in Abschnitt 7.2.1.2. Der Ausfall des Reaktorschutzsystems, der zur UWVA führt, würde möglicherweise auch die Inbetriebnahme der NWA-Systeme verhindern. Obwohl Zeiträume im Stundenbereich

für Handmaßnahmen zur Aktivierung dieser Systeme zur Verfügung stehen, wird pessimistisch angenommen, daß alle Abläufe nach einer UWVA, die nicht zu Tankbeschädigungen geführt haben, später in die Tankversagensart NWV (spätes Durchschmelzen bei hohen Natrium-Temperaturen) münden.

● Ausfall der Nachwärmeabfuhrsysteme bei abgeschaltetem Reaktor (ANWA)

Beim langsamen Niederschmelzen des Kerns als Folge des ANWA liegen die Temperaturen des Reaktortanks und seiner Einbauten bei ca. 900 °C. Der Füllstand im Reaktortank sinkt bis in Höhe des Reaktorkerns. Bei einer mechanischen Energiefreisetzung ist wegen der hohen Temperaturen mit einem Versagen des Reaktortanks (MTV2) zu rechnen.

Durch den niedrigen Füllstand ist allerdings eine Belastung des Deckelbereiches nicht zu erwarten. Die Dampfblase, in der die Energie nach einer Leistungsexkursion gespeichert ist, würde eine eventuell darüberliegende Natriumsäule durchbrechen. Daher kann es nicht zu einem Natriumhammer und damit zu einer Pulsbelastung auf den Drehdeckel kommen. Ein Deckelversagen und eine Beeinträchtigung der Trennung zwischen dem inneren und äußeren Containment sind damit bei ANWA auszuschließen.

Bei der Bewertung der tankinternen Rückhaltung nach einem Niederschmelzen des Kerns muß berücksichtigt werden, daß die Kernzerstörung durch ein Versagen aller aktiven und passiven Möglichkeiten der Nachwärmeabfuhr verursacht wurde. Deshalb muß angenommen werden, daß bei einem ANWA die geschmolzenen Kernmaterialien nicht im Reaktortank zurückgehalten werden können. Allerdings ist der Zeitpunkt des Durchschmelzens (NWV) später als beim UKDS (Abschnitt 7.2.1.2) zu erwarten.

Die Häufigkeiten für die verschiedenen Arten des Deckel- und Tankversagens für UWVA und ANWA sind, wie für den Basisfall UKDS, in Tabelle 7-18 zusammengestellt.

Tab. 7-18:

Versagenswahrscheinlichkeiten des Reaktortanks [10⁻⁶/a]

Art der Kernzerstörung und ihre Wahrscheinlichkeit bei den jeweiligen Einleitungsereignissen	M D V Versagen des Drehdeckels wegen mechanischer Belastung		M T V Versagen des Reaktortanks wegen mechanischer Belastung		N W V Durchdringung des Reaktortanks nach NMA-Ausfall	U T V Durchdringung des unteren Sammelbehälters und Reaktortanks	S T V Durchdringung der Schildtanktragstruktur und des Reaktortanks	R T Rückhaltung der Kernmaterialien im Reaktortank
	MDV1	MDV2	MTV1	MTV2				
SCH UKDS D,322 große Schmelze (geringer Auswurf) ANNA 0,077	1,0 E-5 2,0 E-6 D,0	5,0 E-5 1,0 E-5 0,0	3,0 E-4 0,0 0,0	6,0 E-5 2,5 E-4 0,0	1,5 E-4 0,024 0,077	0,068 0,007 0,0	2,5 E-4 2,5 E-5 0,0	0,253 0,0 0,0
UEA UKDS 0,322 unenerg. Ablauf UWVA 0,032 (mäßiger Auswurf) ANNA 0,077	1,5 E-7 0,0 0,0	1,4 E-7 1,4 E-7 D,0	5,0 E-6 D,0 0,0	1,0 E-6 4,0 E-6 0,0	7,0 E-5 0,031 0,077	1,5 E-3 1,5 E-4 0,0	3,0 E-3 3,0 E-4 0,0	0,317 0,0 0,0
SAL UKDS 0,492 starker Auswurf UWVA 0,049 E < 50 MJ ANNA 0,12	0,0 0,0 0,0	D,0 D,0 D,0	0,0 0,0 0,0	0,0 0,0 D,12	D,25 E-4 2,5 E-4 0,0	1,2 E-3 1,2 E-3 0,0	5,0 E-3 5,0 E-4 0,0	0,485 0,0 0,0
SA2 UKDS 0,048 starker Auswurf UWVA 0,005 E 50 - 150 MJ ANNA 0,025	2,5 E-5 5,0 E-6 D,0	0,0 0,0 D,0	5,0 E-4 0,0 0,0	1,0 E-4 5,0 E-4 D,025	7,0 E-5 0,004 0,0	1,2 E-4 1,0 E-5 0,0	4,7 E-4 5,0 E-5 0,0	0,0467 0,0 0,0
SA3 UKDS 0,011 starker Auswurf UWVA 0,001 E 150 - 400 MJ ANNA 0,003	0,0 0,0 0,0	1,0 E-4 1,0 E-4 0,0	1,0 E-3 0,0 0,0	2,0 E-4 9,0 E-4 0,003	1,0 E-4 0,0 D,0	0,0024 0,0 0,0	7,0 E-4 0,0 0,0	0,0066 0,0 0,0
SA4 UKDS 0,0037 starker Auswurf UWVA 0,0004 E > 400 MJ ANNA 8,0E-5	0,0 0,0 0,0	0,0037 4,0 E-4 0,0	0,0 0,0 0,0	0,0 0,0 8,0 E-5	0,0 0,0 D,0	0,0 0,0 0,0	0,0 0,0 0,0	0,0 0,0 0,0
Σ	3,5 E-5 7,0 E-6 0,0	3,9 E-3 5,5 E-4 0,0	1,9 E-3 0,0 0,0	3,6 E-4 1,7 E-3 0,148	6,4 E-4 0,107 0,154	0,072 0,007 0,0	0,01 8,8 E-4 0,0	1,108 0,0 0,0

7.2.3 Zusammenfassung

In Abschnitt 7.2 wurde untersucht, durch welche Arten und mit welcher Wahrscheinlichkeit nach einer Kernzerstörung Drehdeckelsystem oder Reaktortank durch mechanische oder thermische Überbeanspruchung versagen. Dabei wurden folgende Versagensarten identifiziert:

- mechanisch verursacht:

MDV1 Versagen von Teilen des Drehdeckels und Abheben der Zellenabdeckung zwischen innerem und äußerem Containment

MDV2 Versagen des gesamten Drehdeckels und Auswurf von Drehdeckel und Zellenabdeckung in das äußere Containment

MTV1 Versagen der Tankwand im Bereich der Hauptkühlmittelsutzen

MTV2 Versagen der Mischnaht im oberen Tankbereich, Absturz des Tanks und Doppeltanks

- thermisch verursacht:

NWV spätes Tankversagen aufgrund der Durchdringung des Reaktortanks nach Ausfall der Nachwärmeabfuhr

UTV mittelfristiges Durchdringen des unteren Sammel tanks und des Reaktortanks

STV mittelfristiges Durchdringen von Schildtank-Tragstruktur und Reaktortank

(Mit RT wird die langfristige Rückhaltung des geschmolzenen Kerns im Reaktortank bezeichnet.)

In Tabelle 7-18 sind die Häufigkeiten dieser Versagensart nach Kernzerstörung durch UKDS, UWVA und ANWA, aufgeteilt auf unterschiedliche Arten der Kernzerstörung, zusammengestellt. Dabei werden folgende Arten der Kernzerstörung unterschieden (vgl. auch Abschnitt 7.1):

SCH	große Schmelze (geringer Auswurf)	
UEA	unenergetischer Ablauf, z.B. Leistungsexkursion ohne mechanische Energiefreisetzung (mäßiger Auswurf)	
SA1	starker Auswurf durch mech. Energiefreisetzung	< 50 MJ
SA2	starker Auswurf durch mech. Energiefreisetzung	50-150 MJ
SA3	starker Auswurf durch mech. Energiefreisetzung	150-400 MJ
SA4	starker Auswurf durch mech. Energiefreisetzung	> 400 MJ

Aus den Ergebnissen des Abschnitts 7.2 lassen sich folgende Schlußfolgerungen ziehen: Für Versagen des Drehdeckels (MDV1, MDV2) ist eine Häufigkeit von $5 \cdot 10^{-9}$ pro Jahr bestimmt worden. Der Hauptbeitrag stammt hierbei aus energetischen Rekritikalitäten des Unfalles UKDS.

Für ein massives Versagen des Reaktortanks (MTV2) wurde eine Häufigkeit von $0,15 \cdot 10^{-6}$ ermittelt. Dieser Wert wird hauptsächlich vom Einleitungsereignis ANWA bestimmt, das zwar nur relativ geringe mechanische Energiefreisetzungen verursacht, bei dem aber der Reaktortank wegen der hohen Temperaturen auch schon bei geringen Belastungen versagt.

Der Unfall ANWA ist auch für das späte Durchdringen des Reaktortanks bei hohen Temperaturen und niedrigem Natriumspiegel (NWV) dominant.

Der zweite wesentliche Beitrag zu dieser Tankversagensart stammt aus dem Unfall UWVA, da hier pessimistisch unterstellt wurde, daß die Nachwärmeabfuhrsysteme infolge eines Ausfalls des Reaktorschutzsystems nicht in Betrieb gehen. Die Häufigkeit der Versagensart NWV ist insgesamt zu $0,26 \cdot 10^{-6}/a$ ermittelt worden.

Das Durchdringen des Reaktortanks wegen Versagens der tankinternen Rückhaltestrukturen (UTV, STV) tritt vor allem beim Unfall UKDS auf. Die Häufigkeit dafür ist $0,083 \cdot 10^{-6}/a$. Für eine Belastung des inneren Containments nach Versagen des Reaktortanks wurde insgesamt eine Häufigkeit von etwa $0,5 \cdot 10^{-6}/a$ ermittelt.

Für die nachfolgende Untersuchung des Containment-Verhaltens nach einer Kernzerstörung (Abschnitt 7.3) können die in Tabelle 7-18 detailliert angegebenen Häufigkeiten der einzelnen Versagensarten (MDV1 bis STV) jeweils für UKDS, UWVA und ANWA über alle Arten der Kernzerstörung (SCH bis SA4) aufsummiert werden. Für die Vorgänge im Containment kommt es im wesentlichen darauf an, in welcher Weise - nicht aber aufgrund welcher Art der Kernzerstörung - Drehdeckel- oder Tankversagen eintritt.

Die aufsummierten Häufigkeiten für die verschiedenen Einleitungsereignisse und Arten des Drehdeckel- und Tankversagens sind in Tabelle 7-18 angegeben. Die Tabelle enthält außerdem die Häufigkeit für die tankinterne Rückhaltung (RT) beim UKDS.

7.3 Ereignisablauf im Containment

7.3.1 Ereignisablaufdiagramme

7.3.1.1 Sicherheitssysteme

Nach einer Kernzerstörung mit Versagen des Reaktortanks, untersucht in den Abschnitten 7.1 und 7.2, kommt dem Containmentsystem des SNR-300 die entscheidende Bedeutung für die Rückhaltung der Radionuklide zu.

Der Aufbau des Containmentsystems (inneres und äußeres Containment) ist in Abschnitt 2.1.3.9 geschildert. Im folgenden werden die wesentlichen Systeme genannt, die die Rückhaltefunktion des Containmentsystems sicherstellen bzw. unterstützen. Hierzu zählen im inneren Containment:

- die Bodenkühleinrichtung zur Rückhaltung und Kühlung des aus dem Reaktortank austretenden Brennstoffs,
- der Stickstoffnaturumlauf zum Transport der Wärme aus der Reaktorzone in den Druckentlastungsraum,

- das Dampfdruckentlastungssystem zur Abfuhr und Kondensation des durch die Aufheizung aus dem Beton austretenden Dampfes und damit zum Schutze des Liners vor einem Druckaufbau.

Für das äußere Containment sind von Bedeutung:

- der Containmentabschluß zur Sicherstellung des Spaltprodukteinschlusses,
- die Umluftkühlung im belüfteten Bereich und die Stickstoffkühlung im inertisierten Bereich zur Wärmeabfuhr aus dem äußeren Containment und zur Kondensation eventuell anfallenden Wasserdampfes,
- das Reventingsystem zur Unterdruckhaltung im Spalt zwischen Gebäude und Stahlblechhülle und zur Verhinderung von Leckagen nach außen,
- das Exventingsystem zur kontrollierten Abgabe von Containmentatmosphäre über Filter und Kamin und damit zur Verhinderung des Überdruckversagens des Containments.

Neben diesen Systemen sind noch betriebliche Systeme vorhanden, für die jedoch in den folgenden Untersuchungen ein Ausfall als Folge des Störfalls unterstellt wird. Die oben angeführten Systeme sind mit Ausnahme der Bodenkühleinrichtung notstromversorgt, so daß sie auch bei Ausfall der Eigenbedarfsversorgung (Notstromfall) betrieben werden können. Nachfolgend werden die Ausfallmöglichkeiten der genannten Systeme zunächst qualitativ angesprochen. Für die Risikoanalyse ist zu untersuchen, in welcher Weise und mit welcher Wahrscheinlichkeit diese Systeme nach einer Kernzerstörung versagen können und welche Auswirkungen ein Ausfall hat.

● Bodenkühlung

Die Bodenkühlung kann durch Versagen der aktiven Komponenten des NaK-Systems ausfallen. Zwar besteht dann die Möglichkeit, daß die Nachwärme des Brennstoffs noch durch Naturkonvektion

im NaK-System abgeführt werden kann, im Rahmen der vorliegenden Studie wurde jedoch unterstellt, daß ein Ausfall des aktiven Betriebs des NaK-Systems einen Ausfall des Gesamtsystems bewirkt. Zuverlässigkeitsuntersuchungen (Abschnitt 5.2.7) haben für den Zufallsausfall der Bodenkühleinrichtung eine Wahrscheinlichkeit von 0,06 pro Anforderung ergeben. Als weitere Ausfallart ist die Beschädigung der Rohre oder der Sammler des NaK-Systems als Folge des Störfalls zu betrachten. Dies kann thermisch durch Beaufschlagung der Rohre mit Brennstoffschmelze oder mechanisch durch Herabfallen der Primärabschirmung geschehen. Außerdem besteht die Möglichkeit, daß bei hohen mechanischen Energiefreisetzung der Tank und der Doppeltank sowie die Doppeltankabstützung versagen und der Doppeltank auf die Bodenkühleinrichtung schlägt und diese zerstört. Als letzte Möglichkeit bleibt noch eine Beschädigung der Bodenkühleinrichtung durch eine Brennstoff/Natrium-Wechselwirkung in der Bodenkühlung selbst.

● Naturumlauf

Der Stickstoffnaturumlauf zwischen der Reaktorzelle und dem Druckentlastungsraum kann beeinträchtigt werden, wenn die Klappen zu den Primärzellen geschlossen sind. Solange hiervon nur eine Zelle betroffen ist, sind die Auswirkungen dieser Strömungsbehinderung vernachlässigbar, da dies durch eine erhöhte Strömungsgeschwindigkeit in den anderen Primärzellen und durch eine etwas erhöhte Gastemperatur ausgeglichen wird. Ein Ausfall des Naturumlaufs ist nur dann anzunehmen, wenn die Klappen zu allen drei Primärzellen geschlossen sind. Ein Versagen der Natriumauffangwanne unterbindet ebenfalls den Naturumlauf, sofern genügend Natrium vorhanden ist, das beim Auslaufen aus der Wanne in die Reaktorzelle die Rückströmkanäle blockiert. Diese Möglichkeit ist in allen Tankversagensarten gegeben, außer in der Versagensart NWV. Der Naturumlauf kann auch durch Verschleppung von Wärmequellen (Spaltprodukten) in den Druckentlastungsraum erschwert werden. Dieser Anteil ist allerdings gering, so daß er ebenfalls durch Erhöhung der Gas-

temperatur ausgeglichen werden kann. Aber nur wenig Einfluß auf den Naturumlauf hat der Anteil des Brennstoffs, der im Tank verbleibt. Bei der Tankversagensart STV befindet sich zwar relativ viel Brennstoff im Reaktortank, jedoch wird nur ein geringer Anteil der Wärme über die Tankwand an das Gas abgegeben. Der größte Teil gelangt durch Wärmestrahlung in den Natriumpool, so daß nicht davon ausgegangen werden muß, daß durch eine relativ hochsitzende Wärmequelle der Naturumlauf beeinträchtigt wird (Be 811).

● Dampfdruckentlastungssystem

Das Dampfdruckentlastungssystem kann durch Versagen seiner aktiven Komponenten ausfallen. Dadurch wird der aus dem Beton der Reaktorzelle und der Primärzellen durch die Aufheizung austretende Dampf nicht mehr kondensiert, so daß sich im gesamten System ein Druck aufbaut, der die Integrität des Liners des inneren Containments gefährden könnte. Um ein Abreißen des Liners zu verhindern, ist vorgesehen, einen Bypass zum Gebläse zu öffnen, so daß der Dampf ins äußere Containment abströmen kann. Diese Möglichkeit ist jedoch nicht in jedem Fall gegeben.

In einem Teil des Dampfdruckentlastungssystems des biologischen Schildes ist dieser Bypass während des Betriebs offen und wird im Störfall durch den Reaktorschutz geschlossen. In den anderen Teilsystemen ist der Bypass im Normalbetrieb geschlossen. Nimmt man den totalen Energieausfall als Einleitungsereignis für die Kernzerstörung an, so bleibt das Teilsystem des biologischen Schildes und damit des höchstbelasteten Bereichs des Liners offen, weil trotz des anstehenden Signals die Energie zum Schließen der Armatur fehlt. Ist das Einleitungsereignis ein Ausfall des Reaktorschutzsystems, dann ist dieser Bypass wegen des fehlenden Signals offen. Nur wenn auf die Kernzerstörung ein Energieausfall folgt, wird der Bypass geschlossen und kann nicht mehr geöffnet werden. In den anderen Teilsystemen ist der Bypass in den genannten Fällen immer geschlossen. Bei einem dichten Dampfdruckentlastungssystem erhebt sich die Frage, ob es durch den anstehenden Druck zuerst

im Bereich des inneren oder des äußeren Containments versagt. Im äußeren Containment trägt der ausströmende Dampf nur zum Druckaufbau bei, während es im inneren Containment zu einer Reaktion des Wasserdampfes mit Natrium kommen kann. Dadurch wird wiederum Wasserstoff erzeugt, der durch Leckagen oder durch Ansprechen des Sicherheitsventils des inneren Containments ins äußere Containment gelangen kann. Eine Gefährdung des Liners mit der Folge derartiger Reaktionen ließe sich vermeiden, wenn die Bypassarmatur des Dampfdruckentlastungssystems bei Energieausfall automatisch öffnen würde oder wenn im Dampfdruckentlastungssystem eine Sollbruchstelle zum äußeren Containment in Form einer Berstscheibe vorhanden wäre.

● Containmentabschluss

Der Containmentabschluss kann in zweierlei Weise versagen. Die schwerwiegendsten Auswirkungen hat ein Weiterlaufen des Zu- und Abluft-Betriebes, weil in diesem Fall die durch Leckagen aus dem inneren ins äußere Containment gelangenden Spaltprodukte über die Gebläse aktiv nach außen abgegeben werden. Ein solcher Fall ist jedoch nur denkbar, wenn das Signal des Reaktorschutzsystems zum Gebäudeabschluss ausfällt und das Abluftsystem auch nicht von Hand abgeschaltet wird.

Weniger kritisch ist der Ausfall der Absperrklappen eines Stranges der Lüftung oder ein Offenbleiben der Armatur der Gebäudeentwässerung. In diesem Fall wird die Leckagemenge vom äußeren Containment nach außen im wesentlichen der Leckagemenge aus dem inneren Containment entsprechen. Dabei wirkt der größte Teil des äußeren Containments als Verdünnungsvolumen.

Weiterhin wäre der Containmentabschluss auch dann ausgefallen, wenn die Kühlrohre der Bodenkühleinrichtung beschädigt werden und gleichzeitig - eventuell als Folgeschaden - im Luftkühler des NaK-Systems ein Leck auftritt. In diesem Fall müßte jedoch zur Überwindung der Natriumsäule ein Druck im inneren Containment anstehen, der über dem Versagensdruck des Containments liegt.

● Umluftkühlung, Inertisierungssystem

Durch die Kühlung der Raumatmosphäre des äußeren Containments wird der Druckanstieg verlangsamt. Ein Ausfall der Umluftanlage des belüfteten Bereichs bzw. des Stickstoffkühlsystems des inertisierten Bereichs durch Ausfall der aktiven Komponenten hat mit einem schnelleren Druckanstieg zur Folge, daß möglicherweise früher als im Auslegungsfall auf Exventingbetrieb umgeschaltet werden muß und damit Radionuklide über Filter und Kamin an die Außenatmosphäre abgegeben werden.

● Reventingsystem

Aufgabe des Reventingsystems ist es, im Spalt zwischen dem Gebäude und der Stahlblechhülle Unterdruck zu halten und damit sicherzustellen, daß keine Spaltprodukte über Leckagen in der Stahlblechhülle nach außen abgegeben werden. Die über das Gebäude und über die Stahlblechhülle in den Reventingspalt leakenden Gasmengen werden bei Reventingbetrieb in das äußere Containment zurückgespeist. Bei Ausfall des Reventingsystems ist frühzeitig mit Abgabe von Spaltprodukten an die Umgebung zu rechnen. Dabei sind die auf die jeweiligen Druckdifferenzen bezogenen Auslegungsleckagen der Betonstruktur bzw. der Stahlblechhülle des Reventingspalts zugrunde zu legen.

● Exventingsystem

Das Exventingsystem soll ein Überdruckversagen des Containments des SNR-300 dadurch verhindern, daß Containmentatmosphäre über Filter und Kamin nach außen abgegeben wird. Bei Ausfall des Exventingsystems wird der Druck im Containment langsam ansteigen und erreicht je nach Störfallablauf nach mehreren Wochen die Versagensgrenze des Containments. Unter gewissen Randbedingungen kann auch die Leckage über die Stahlblechhülle ausreichen, um einen Druckanstieg zu verhindern.

● Versagensdruck des Containments

Das äußere Containment des SNR-300 besteht aus einer dickwandigen, stark bewehrten Betonkonstruktion, die in einem Abstand von 60 cm von einer gasdichten Stahlblechhülle umgeben ist. Die Stahlblechhülle ist über Pendelstützen mit den im Beton angebrachten Ankerplatten verbunden. Die Anbindung der Pendelstützen an die Stahlblechhülle erfolgt über querverlaufende Rippen. Als Werkstoff für die tragende Schale und Teile der Verbindungselemente wird Stahl 15MnNi63 verwendet. Die Stahlblechhülle ist gegen den gleichen Überdruck wie das Betoncontainment (0,25 bar) ausgelegt. Die zulässigen Spannungen und die einzuhaltenden Herstellungsbedingungen entsprechen der KTA-Regel 3401. Die maßgebenden Decken und Außenwandbereiche des Betoncontainments können bei Zugrundelegung des üblichen Grenzzustandes für Einzelquerschnitte (zulässige Dehnung 5 % Bewehrung, 3,5 % Beton) mehr als 1 bar Überdruck ertragen, ohne daß Strukturversagen zu befürchten ist (ZE 82).

Bei der Abschätzung des Versagensdruckes für die Stahlblechhülle ist die Tragfähigkeit der eigentlichen Schale und der Stützelemente (Pendelstützen) sowie die Tragfähigkeit und Einhaltung der Dichtheitsbedingungen in den Durchführungsbereichen zu untersuchen.

Die Stahlblechhülle ist in den doppeltgekrümmten Bereichen am höchsten belastet. Die höchstbelasteten konstruktiven Elemente der Pendelstützen sind die Zwischenplatte (Anbindung der Pendelstütze an die Ankerplatte im Beton) und die Gewindestange. Aufgrund der Untersuchungen kann bei den höchstbelasteten Stellen der Stahlhülle und der Verankerungselemente eine Tragfähigkeit bis 0,7 bar Überdruck vorausgesetzt werden. Örtliche Überschreitungen dieses Wertes aufgrund von Biegeanteilen sind dabei zulässig.

Die Prüfung der verschiedenen Durchführungsbereiche (RH 82) ergibt, daß bei den Rohrdurchführungen, Metallkompensatoren und Druckglasdurchführungen große Tragfähigkeitsreserven vorhanden sind. Bei den Rahmenkonstruktionen der Kabeldurchfüh-

rungen (Brattbergrahmen mit Türen) sowie bei den Gummikompen-
satoren der Materialschleuse und Personenschleuse ist bei der
ursprünglich vorgesehenen Auslegung mit einem Versagen ober-
halb 0,5 bar Überdruck zu rechnen.

Damit sind ab 0,5 bar Überdruck die Abdichtungen zwischen Be-
toncontainment und Reventingspalt nicht mehr wirksam, so daß
die Stahlblechhülle mit Druck beaufschlagt wird. Die Prüfung
der Durchführungsbereiche an der Stahlblechhülle zeigt, daß
die Verriegelung des Außentores der Materialschleuse die am
höchsten belastete Stelle ist. Bei einem Überdruck ab 0,6 bar
ist zu erwarten, daß die Dichttheitsbedingungen am Außentor
nicht mehr eingehalten werden können. Bei einer weiteren Druck-
steigerung ist mit einer Plastifizierung der Haltenocken der
Verriegelung zu rechnen, so daß ein Versagen der Verriegelung
unterstellt werden muß.

Eine Gesamtbewertung des Betoncontainments, der Stahlblechhül-
le und der Durchführungsbereiche ergibt, daß selbst bei Drük-
ken oberhalb von 1 bar Überdruck ein strukturelles Versagen
des Betoncontainments nicht anzunehmen ist, daß aber bei Drük-
ken oberhalb von 0,6 bar Überdruck die Leckage im Bereich der
Materialschleuse so groß wird, daß die Dichttheit der Stahl-
blechhülle nicht mehr gegeben ist.

In den Containmentanalysen wurde dennoch ein Versagensüber-
druck von 1 bar angesetzt, da es möglich ist, die kritischen
Stellen gegenüber der früher vorgesehenen Auslegung mit rela-
tiv geringem Aufwand so aufzurüsten, daß dieser Versagensdruck
etwa erreicht wird. Bei der Untersuchung der Auswirkungen im
Containment (Abschnitt 7.3.3) wird jedoch in jedem Fall ange-
geben, ob und zu welchem Zeitpunkt mit einem Versagen gemäß
der ursprünglich vorgesehenen Auslegung zu rechnen ist.

7.3.1.2 Erstellung von Ereignisablaufdiagrammen

Der Ereignisablauf im Containment und damit die Auswirkungen
auf die Umgebung nach einer Kernzerstörung mit Versagen des

Primärsystems (Drehdeckel oder Tank) hängen entscheidend davon ab, ob die Systeme zum Containmentabschluß und zur Kühlung des Containments verfügbar sind. Im folgenden (Bilder 7-8 bis 7-11) ist mit Hilfe von Ereignisablaufdiagrammen dargestellt, welche Abläufe - ausgehend von den in Abschnitt 7.2 diskutierten Deckel- bzw. Tankversagensarten - denkbar sind. Die Ereignisablaufdiagramme wurden für den Basisfall der Unfallanalyse, den "Unkontrollierten Kerndurchsatzstörfall", beispielhaft auch für andere Einleitungsereignisse erstellt.

Bild 7-8 zeigt die möglichen Ereignisabläufe für die Tank- bzw. Deckelversagensarten MDV2, MDV1, MTV2 und NWV, Bild 7-9 für die Versagensarten STV und MTV1, die praktisch übereinstimmen, Bild 7-10 (1) und (2) für die Versagensart UTV.

Die Ereignisablaufdiagramme vereinfachen sich erheblich, wenn aufgrund des zur Kernzerstörung führenden Störfallablaufs davon ausgegangen wird, daß die elektrische Energieversorgung ausgefallen ist. Damit sind alle auf elektrische Energie angewiesenen Systeme von vornherein ausgefallen. Bild 7-11 zeigt die dann verbleibenden Ereignisabläufe für die Kernversagensarten MDV1, MTV2 und NWV. Im folgenden werden die Ereignisablaufdiagramme näher erläutert.

Bei einer Kernzerstörung mit Versagen des Reaktordeckels (Tankversagensart MDV2; Bild 7-8) ist der Energieeintrag in das Containmentsystem durch Natriumbrand so groß, daß die Funktionsfähigkeit von Kühlsystemen nur von untergeordneter Bedeutung für den Ereignisablauf ist. Nennenswerten Einfluß auf den Ereignisablauf hat nur der Containmentabschluß. Sofern er funktioniert, ist das Rückhaltevermögen des Containmentsystems gewährleistet, solange das Containment nicht durch Überdruck versagt.

Bei einer Kernzerstörung mit Versagen des Reaktordeckels und Beschädigung der Zellenabdeckung (Tankversagensart MDV1; Bild 7-8) wird davon ausgegangen, daß durch den Aufprall des herabfallenden Deckels die Doppeltankabstützung versagt. Dem-

nach ist anzunehmen, daß auch die Bodenkühleinrichtung und die Natriumauffangwanne versagen, so daß im wesentlichen ebenfalls nur noch der Containmentabschluß von Bedeutung ist.

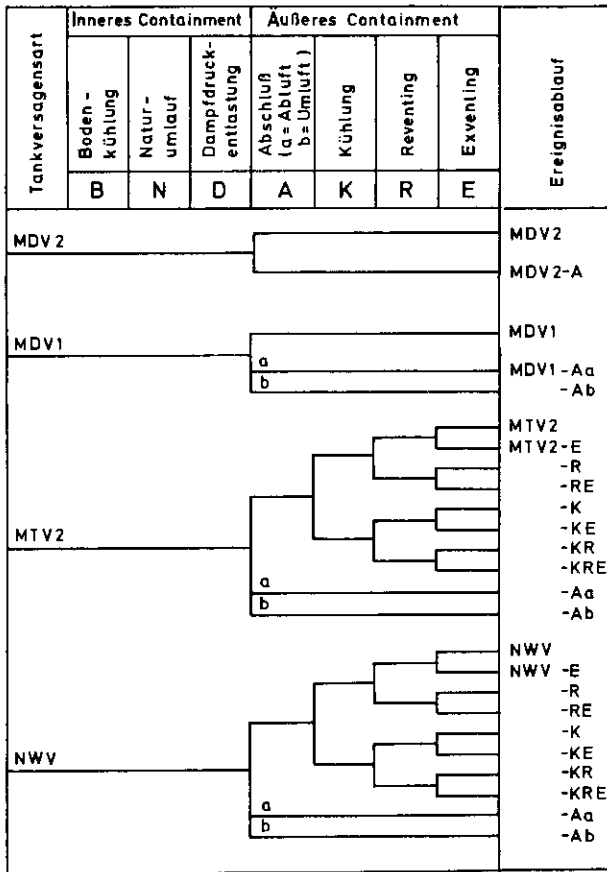


Bild 7-8:

Ereignisablauf im Containment nach einer Kernzerstörung mit Tankversagen (MDV2, MDV1, MTV2, NWV)

Beim Abriß des Tanks im Bereich der Mischnaht (Tankversagensart MTV2; Bild 7-8) ist zu erwarten, daß durch den abstürzenden Tank die Doppeltankabstützung versagt und sowohl die Bo-

denkühleinrichtung als auch die Natriumauffangwanne zerstört werden. Somit werden durch auslaufendes Natrium auch die Rückströmkanäle des Naturumlafs blockiert, so daß dieses System ebenfalls als ausgefallen angesehen werden muß. Daher sind für den Ereignisablauf im Fall des mechanischen Versagens des Reaktortanks nur noch die Systeme im äußeren Containment von Bedeutung. Da ein Linerdefekt zu erwarten ist, ist auch die Funktion des Dampfdruckentlastungssystems irrelevant.

Beim Abriß eines Stützenfeldes (Tankversagensart MTV1; Bild 7-9) wird ein Teil des im oberen Plenum befindlichen Natriums in die Rohrverteilerkammer ausgeworfen. Nachdem die Brennstoffblase kollabiert ist, läuft das oberhalb des Lecks befindliche Natrium aus. Der Notspiegel wird dabei nicht unterschritten. Der weitere Störfallablauf ist praktisch der gleiche wie bei einem thermischen Tankversagen der Art STV.

Beim thermischen Tankversagen durch einen Ausfall der Nachwärmeabfuhr als Folge der Kernzerstörung (Tankversagensart NWV; Bild 7-8) wird der Brennstoff so lange im Reaktortank zurückgehalten, bis ein großer Teil des Kühlmittels ausgedampft ist. Damit ergibt sich eine Zeitdauer von etwa fünf Tagen bis zum Durchschmelzen des Reaktortanks. Die Umgebung der Primärabschirmung heizt sich während der Siedephase auf und erreicht eine Temperatur von etwa 880 °C. Bei diesen Temperaturen ist die Tragfähigkeit der Abstützung der Primärabschirmung nicht mehr gewährleistet. Wenn diese Abstützung versagt, können Teile der Abschirmung auf die Sammler des NaK-Systems fallen und sie zerschlagen. Es wird daher angenommen, daß in allen Fällen dieser Art die Bodenkühlung zwangsläufig versagt. Da der Wärmetransport vom Brennstoff zur Wand der Natriumauffangwanne nicht mehr durch Konvektion über das Natrium, sondern nur noch durch Wärmestrahlung geschehen kann, wird pessimistisch angenommen, daß der Naturumlauf stark behindert ist. Der weitere Ereignisablauf wird bestimmt von Zufallsausfällen der Systeme des äußeren Containments. Da die Bodenkühlung als ausgefallen betrachtet wird, ist anzunehmen, daß der Liner defekt wird. Der Betrieb des Dampfdruckentlastungssystems ist damit nicht mehr relevant.

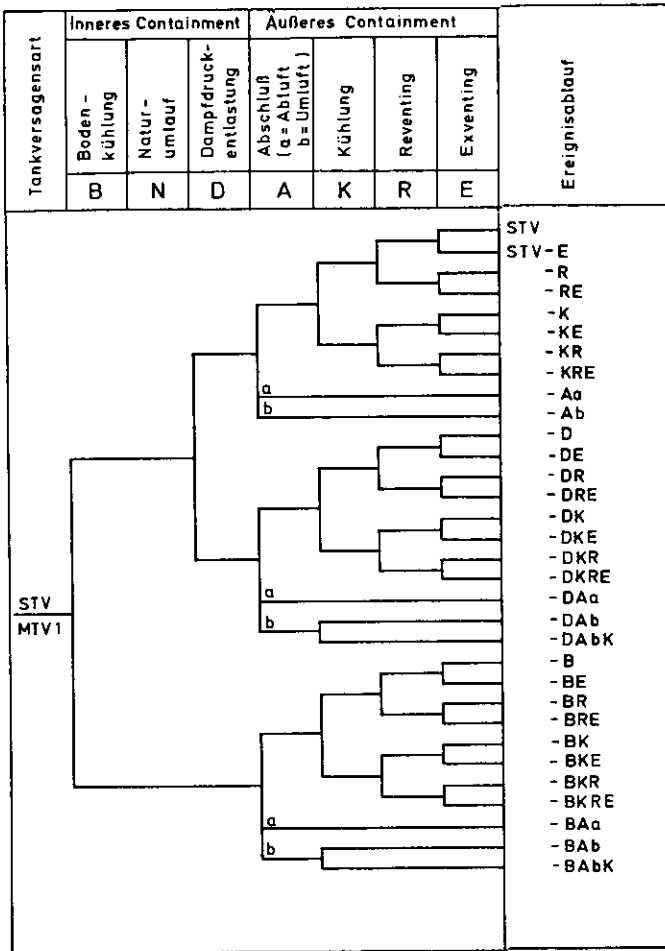


Bild 7-9:

Ereignisablauf im Containment nach einer Kernzerstörung mit Tankversagen (STV, MTV1)

Beim thermischen Versagen des Reaktortanks im Bereich der Schildtank-Tragstruktur (Tankversagensart STV; Bild 7-9) wird nur in wenigen Fällen der Doppeltank exzentrisch versagen. Dann gelangt ein Teil der Brennstoffschmelze außerhalb der Schutzschicht der Bodenkühleinrichtung. Durch den Brennstoff werden die Sammler des NaK-Systems thermisch belastet. Da je-

doch der Brennstoffschmelze flüssiges Natrium folgt, das den Brennstoff kühlt, hat ein exzentrisches Doppeltankversagen nicht zwangsläufig ein Versagen der Bodenkühleinrichtung zur Folge.

Ein weiterer Pfad für das Versagen der Bodenkühlung kommt aus der thermischen Belastung der Primärabschirmung. Beim Tankversagen STV verbleiben nach dem Durchschmelzen relativ große Mengen an Brennstoff innerhalb des Reaktortanks. Dieser Brennstoff heizt den Tank und die umgebenden Strukturen durch Wärmestrahlung auf. Die Abschirmwand erreicht dabei eine Maximaltemperatur von etwa 720 °C, während die Temperatur ihrer Abstützung in dem für die Tragfähigkeit kritischen Bereich auf etwa 500 °C ansteigt. Bei diesen Temperaturen ist die Wahrscheinlichkeit für ein Versagen sehr niedrig anzusetzen, da die Belastungen der Tragstruktur gegenüber zulässigen Spannungen gering sind. Damit dominiert für das Versagen der Bodenkühlung der Zufallsausfall. Hinzu kommt noch ein Anteil durch das exzentrische Tankdurchschmelzen. Der Naturumlauf wird davon nicht beeinträchtigt. Bei funktionierender Bodenkühlung wird der weitere Ereignisablauf von Zufallsausfällen des Dampfdruckentlastungssystems und der Systeme des äußeren Containments bestimmt. Bei Versagen der Bodenkühlung ist die Funktionsfähigkeit des Dampfdruckentlastungssystems nicht relevant.

Beim Tankversagen infolge Durchschmelzens des unteren Sammelbehälters (Tankversagensart UTV; Bild 7-10) kann die Bodenkühlung durch eine Brennstoff-Natrium-Reaktion versagen. Hiervon ist dann auch die Natriumauffangwanne betroffen. Die weiteren Ereignisabläufe ergeben sich wieder aus Zufallsausfällen des Dampfdruckentlastungssystems und der aktiven Systeme des äußeren Containments.

Wenn die elektrische Energieversorgung der Sicherheitsysteme ausgefallen ist, sind alle aktiven Systeme - außer dem Containmentabschluß, der keine elektrische Energie benötigt - als ausgefallen zu betrachten. Damit reduzieren sich die Ereignis-

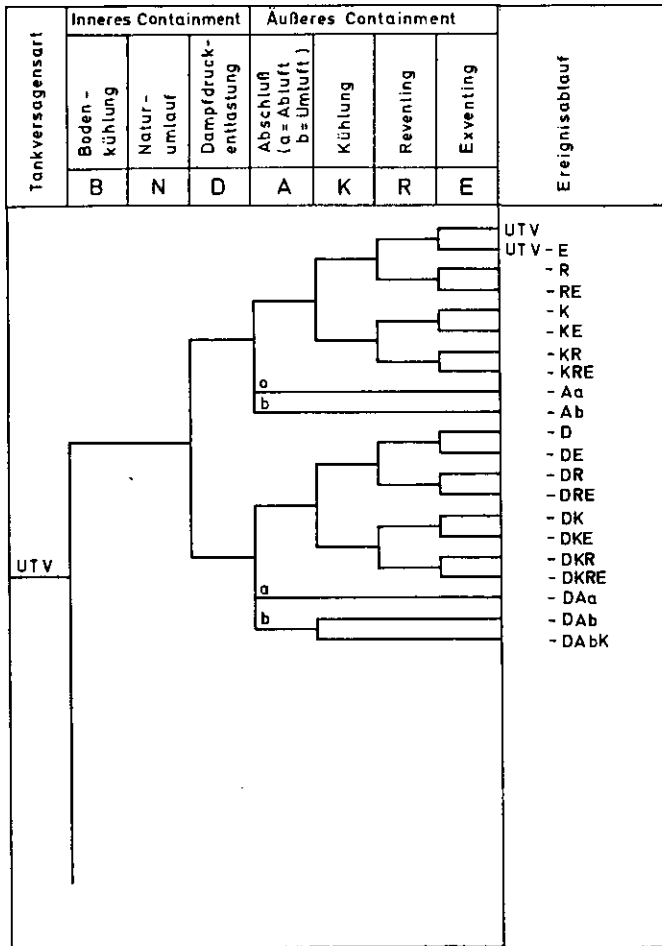


Bild 7-10 (1):

Ereignisablauf im Containment nach einer Kernzerstörung mit Tankversagen (UTV)

ablaufdiagramme sehr stark (Bild 7-11 für die Tankversagensarten MDV1, MTV2, NWV).

Beim Deckelversagen aufgrund sehr hoher mechanischer Energiefreisetzung (Tankversagensart MDV2) spielen die aktiven Systeme ohnehin keine Rolle für den Ereignisablauf. Von Einfluß ist, wie in Bild 7-8, nur der Containmentabschluß.

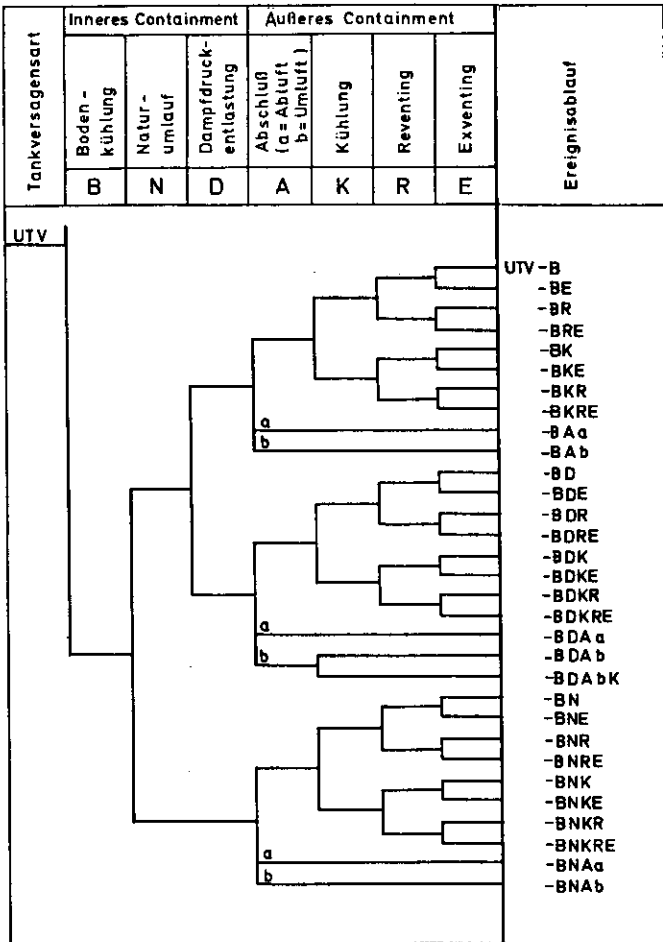


Bild 7-10 (2):

Ereignisablauf im Containment nach einer Kernzerstörung mit Tankversagen (UTV)

Beim Deckelversagen mit Beschädigung der Zellenabdeckung (Tankversagensart MDV1) sind die Systeme des inneren und äußeren Containments als ausgefallen zu betrachten. Damit bleibt auch hier als Unterscheidungsmerkmal nur noch der Containmentabschluß. Im Gegensatz zu Bild 7-8 ist jedoch hier ein Weiterbetrieb des Abluftsystems nicht möglich.

Tankversagensort	Inneres Containment			Äußeres Containment				Ereignisablauf
	Boden- kühlung	Natur- umlauf	Dampfdruck- entlastung	Abschluß (a= Abluft b= Umluft)	Kühlung	Reventing	Exventing	
	B	N	D	A	K	R	E	
MDV1								MDV1 -S MDV1 -SA
MTV2								MTV2 -S MTV2 -SA
NWV								NWV -S NWV -SA

Bild 7-11:

Ereignisablauf im Containment nach einer Kernzerstörung mit Tankversagen (MDV1, MTV2, NWV)

Auch beim mechanischen Tankversagen im Bereich der Mischnaht (Tankversagensart MTV1) gibt es nur noch zwei Ereignisabläufe. Es ist nur zu unterscheiden, ob der Containmentabschluß funktioniert oder nicht. Ein Weiterbetrieb des Abluftsystems bei offenem Containment ist nicht möglich, da die Energieversorgung für die Gebläse nicht vorhanden ist. Das gleiche gilt für das Durchschmelzen des Reaktortanks wegen Ausfalls der Nachwärmeabfuhr (Tankversagensart NWV). Bei einem Ausfall der elektrischen Energieversorgung treten die Tankversagensarten MTV1, UTV und STV nicht auf.

7.3.2 Zusammenfassung der Ereignisabläufe

Die Ereignisablaufdiagramme in den Bildern 7-8 bis 7-11 sollten an einem Beispiel aufzeigen, daß eine detaillierte Untersuchung des Containmentverhaltens eine sehr große Anzahl unterschiedlicher Ereignisabläufe behandeln müßte. Allein für

die ausgewählten Beispiele UKDS - mit und ohne elektrischer Energieversorgung - wurden über 100 unterschiedliche Abläufe identifiziert. Eine detaillierte Untersuchung dieser Abläufe wäre nur angebracht, wenn eine systemtechnische Optimierung der beteiligten Systeme vorgenommen werden sollte.

Für eine Risikoabschätzung kann man sich im wesentlichen darauf beschränken, typische Abläufe mit relativ gravierenden Auswirkungen genauer zu analysieren. Abläufe mit geringeren Konsequenzen können dann einem analytisch behandelten Ablauf mit gleichen oder höheren Konsequenzen zugeordnet werden.

Beim SNR-300 kommt außerdem hinzu, daß bei gravierenden Abläufen die Funktion einer Reihe von Systemen von untergeordneter Bedeutung ist, da sie nur unwesentlich den Störfallablauf und dessen Auswirkungen beeinflussen. Entscheidend für die radiologischen Auswirkungen ist vor allem, ob bei einer Kernzerstörung die Trennung zwischen dem inneren und äußeren Containment erhalten bleibt und ob der Containmentabschluß erfolgt. Von größerem Einfluß ist außerdem, ob bei einem Versagen des Containmentabschlusses das Abluftsystem in Betrieb bleibt und ob der Stickstoff-Naturumlauf im inneren Containment zustande kommt. Für die Risikoabschätzung kann daher ein sehr pessimistischer Ansatz getroffen werden.

Mit Ausnahme der genannten Funktionen

- Trennung zwischen innerem und äußerem Containment (Zellenabdeckung),
- Containmentabschluß,
- Abluftbetrieb,
- Stickstoff-Naturumlauf

werden für die Containmentuntersuchungen alle anderen Systeme grundsätzlich als ausgefallen behandelt. Auf die Aufspaltung der Ereignisablaufdiagramme für diese Systeme und damit auf eine Bewertung ihrer Zuverlässigkeit kann daher verzichtet werden. Für diese Systeme wird also eine Nichtverfügbarkeit von 1 unterstellt.

Eine derart pessimistische Vorgehensweise wird vor allem durch das hohe Maß an Rückhaltefähigkeit des Containmentsystems ermöglicht. Zu Vergleichszwecken werden jedoch auch zwei Abläufe untersucht, bei denen die Kühlsysteme im inneren und äußeren Containment in Betrieb sind.

Für die detaillierten Containmentanalysen wurden entsprechend der geschilderten Vorgehensweise die folgenden acht Rechenfälle definiert (Tabelle 7-19):

Tab. 7-19:

Zusammenstellung der Containmentrechenfälle

Fall Nr.	Einleitungsereignis ¹⁾	Tankversagen ²⁾	Systemausfälle							
			Inneres Containment			Äußeres Containment				
			B	N	D	A	K	R	E	
1	UKDS	UTV	+	+	+	+	+	+	+	
2	UKDS	UTV	+	+	+	-b	+	o	o	
3	UWVA	NWV	-	+	-	-a	-	-	-	
4	UWVA	MTV2	-	-	-	-a	-	-	-	
5	ANWA	NWV	-	+	-	+	-	-	-	
6	ANWA	NWV	-	+	-	-b	-	-	-	
7	ANWA/UWVA	MTV2	-	-	-	+	-	-	-	
B	UKDS	MDV2	-	o	-	+	-	-	-	

¹⁾ vgl. Tabelle 4-2

²⁾ vgl. Abschnitt 7.2

+ = System funktioniert

- = System ausgefallen

o = System nicht relevant

Systeme:

B = Bodenkühlung

N = Stickstoffnaturumlauf

D = Dampfdruckentlastungssystem

A = Containmentabschluss

a) Abluftbetrieb

b) Klappen schließen nicht

K = Kühlung im äußeren Containment

R = Reventingsystem

E = Exventingsystem

● Containmentrechenfall 1

Als Folge einer Kernzerstörung mit einer geringen mechanischen Energiefreisetzung kommt es zu einem thermischen Versagen des

Reaktortanks (Tankversagensart UTV). Der Brennstoff gelangt zusammen mit einer Primärnatriummenge von 365 t in die Bodenkühleinrichtung. Die Bodenkühleinrichtung sowie alle Systeme des inneren und äußeren Containments funktionieren auslegungsgemäß. Dieser Rechenfall deckt den analogen Ereignisablauf bei der Tankversagensart STV mit ab, bei dem zwar relativ viel Brennstoff im Tank verbleibt, dessen Nachwärme jedoch zum größten Teil über Wärmestrahlung in den Natriumpool gelangt. Er wurde auch im Genehmigungsverfahren als Auslegungsfall behandelt.

● Containmentrechenfall 2

Auch hier kommt es - wie bei Fall 1 - in der Folge einer Kernzerstörung mit geringer mechanischer Energiefreisetzung zu einem thermischen Reaktortankversagen im unteren Sammelbehälter oder im Bereich der Schildtank-Tragstruktur. Die Bodenkühlung wird mit dem Brennstoff und 365 t Natrium beaufschlagt. Die Wärmeabfuhrsysteme im inneren und äußeren Containment funktionieren, doch der Containmentabschluß fällt aus, da alle drei Armaturen in einem Lüftungskanal offen bleiben. Dieser Rechenfall deckt die Ereignisabläufe ab, in denen die Sicherheitssysteme funktionieren und der Containmentabschluß erfolgt, jedoch das Reventing- oder das Exventingssystem ausfällt.

● Containmentrechenfall 3

Dieser Fall wird durch das Einleitungsereignis UWVA verursacht. Der Reaktortank versagt nach einem Niederschmelzen des Kerns thermisch, da die Nachwärme nicht abgeführt wird. Daraufhin gelangen etwa 80 t Natrium in die Bodenkühleinrichtung. Da beim Einleitungsereignis UWVA der Ausfall des Reaktorschutzsystems angenommen wird, werden alle aktiven Sicherheitseinrichtungen als ausgefallen behandelt. Außerdem wird die Abluftanlage nicht abgeschaltet. Dieser Rechenfall deckt alle anderen Fälle ab, bei denen die Abluftanlage läuft und einzelne Sicherheitssysteme ausfallen, jedoch die Natriumauffangwanne und das innere Containment intakt bleiben.

● Containmentrechenfall 4

Auch dieser Fall tritt aufgrund des Einleitungsereignisses UWVA ein. Im Unterschied zu Fall 3 wird jedoch angenommen, daß der Tank mechanisch versagt, die Natriumauffangwanne beschädigt wird und das Natrium ausläuft. Der Stickstoff-Naturumlauf wird damit unterbunden.

● Containmentrechenfall 5

Nach einem unbeherrschten Notstromfall kommt es infolge des Ausfalls der Nachwärmeabfuhrsysteme zu einer Kernzerstörung (ANWA). Der Reaktortank versagt durch Niederschmelzen des Kerns nach einem Ausdampfen eines Teils des Natriums im Tank. Da keine elektrische Energie zur Verfügung steht, sind alle aktiven Systeme im Containment ausgefallen; der Containmentabschluß funktioniert, weil die Lüftungsklappen bei einem Energieausfall selbsttätig schließen.

● Containmentrechenfall 6

Dieser Fall stimmt mit dem Rechenfall 5 überein mit der Ausnahme, daß der Containmentabschluß versagt, weil eine Entwässerungsleitung fälschlich offen ist und wegen des Energieausfalls auch nicht zugefahren werden kann oder weil Lüftungsklappen mechanisch offen bleiben. Fälle, bei denen elektrische Energie zur Verfügung steht und der Containmentabschluß funktioniert, aber die Bodenkühlung oder das Reventing- bzw. das Exventingssystem ausfallen, werden durch diesen Rechenfall abgedeckt.

● Containmentrechenfall 7

Als dritte Variante zu den Rechenfällen 5 und 6 wird der Fall untersucht, daß Natrium aus der Auffangwanne ausläuft, weil diese durch ein mechanisches Tankversagen beschädigt wurde.

Wenn die Auffangwanne versagt, wird auch der Stickstoff-Naturumlauf unterbrochen.

● Containmentrechenfall 8

Als Folge einer Kernzerstörung und hoher mechanischer Energiefreisetzung wird der Reaktordeckel gegen die Abdeckung der Deckelgrube geschleudert, die ebenfalls versagt. Dadurch ist die Barriere zwischen innerem und äußerem Containment zerstört. Die Integrität des äußeren Containments wird jedoch nicht direkt beeinträchtigt. Mit dem Reaktordeckel werden auch Primärnatrium und ein Teil des Brennstoffs ins äußere Containment ausgeworfen, wo es dann zu einem Natriumbrand kommt. Das Containmentsystem verliert seine Integrität bei Erreichen des Versagensdruckes.

Tabelle 7-19 enthält eine Zusammenfassung der Containmentrechenfälle.

7.3.3 Auswirkungen im Containment

In diesem Abschnitt wird untersucht, welche Auswirkungen die zu den Rechenfällen 1 bis 8 (Tabelle 7-19) definierten Abläufe im Containment haben. Diese Untersuchungen liefern Anfangs- und Randbedingungen für die Analyse des Radionuklidverhaltens (Kapitel 8). Abschnitt 7.3.3.1 beschreibt die Rechenmethoden für die Analyse der thermodynamischen Vorgänge im Containmentsystem, Abschnitt 7.3.3.2 die Ergebnisse der Analysen für die Rechenfälle 1 bis 8.

7.3.3.1 Rechenmethoden

Zur Analyse des thermodynamischen Verhaltens des Containmentsystems sind eine Reihe von Rechenprogrammen einzusetzen. Für die verschiedenen Bereiche des Containments bzw. zur Beschrei-

bung der unterschiedlichen Phänomene wurden Rechenprogramme verwendet, die im Genehmigungsverfahren des SNR-300 überprüft und positiv beurteilt wurden.

Für die Beschreibung der Vorgänge im inneren Containment mit der Bodenkühlung und dem Stickstoff-Naturumlauf wird das Rechenprogramm NACON (LaSc 71) eingesetzt. NACON beschreibt die Abfuhr eines Teils der in der Bodenkühleinrichtung freiwerdenden Nachwärme durch das NaK-System, den Übergang des restlichen Teils der Nachwärme in den Natriumpool, den Wärmetransport zu der Wand der Natriumauffangwanne sowie die Wärmestrahlung von der Natriumoberfläche an die darüberliegenden Strukturen. Außerdem kann es Natriumverdampfung und -kondensation berücksichtigen. Durch den Wärmeübergang an das Gas der Reaktorzelle heizt sich das Gas auf und strömt aufgrund von Dichteunterschieden in die Primärzellen und den Druckentlastungsraum. Dort gibt es Wärme an die Wände ab und strömt über die Rückströmkanäle in die Reaktorzelle zurück. Die Ergebnisse von NACON geben Aufschluß über die Gastemperaturen in den verschiedenen Räumen des inneren Containments, den Druckaufbau aufgrund des Energieeintrags und eventuellen Masseneintrags, die Leckagen und die Wärmeflüsse aus dem inneren ins äußere Containment. Der Druckaufbau im äußeren Containment wird mit einem einfachen Behältermodell ermittelt. Zur detaillierten Beschreibung der Vorgänge im äußeren Containment und im Reventingspalt dient das Rechenprogramm THERCON (OeMü 76, Mü 81). Dieses Programm berücksichtigt den Wärme- und Masseneintrag aus dem inneren Containment und neben den Kühlsystemen als Wärmesenken auch die im äußeren Containment befindlichen Maschinen u.ä. als Wärmequellen. Die Einwärtsleckage über die Stahlblechhülle in den Reventingspalt wird in den Räumen des äußeren Containments als Massenquelle behandelt. Da die Vorgänge über mehrere Tage oder Wochen ablaufen, werden Temperaturschwankungen der umgebenden Atmosphäre als Randbedingungen berücksichtigt.

Für das Containmentverhalten bei Natriumbränden wird das Rechenprogramm NABRAND (Gi 74) eingesetzt. NABRAND ist in der

Lage, die Temperaturbelastungen von Gebäudeteilen bei gleichzeitigem Natriumbrand in angrenzenden Räumen oder Raumteilen zu berechnen. Das in NABRAND verwendete Modell geht davon aus, daß sich zwischen Flamme und Natriumlache eine Dampfschicht ausbildet. Für die Dampfschicht wird eine konstante Temperatur von 1150 K angenommen. Die aus experimentellen Untersuchungen abgeleitete effektive Flammentemperatur beträgt 1250 K. Die in der Reaktionszone freigesetzte Wärme ist eine Funktion der Reaktionsrate, der Brandfläche und der freigesetzten Verbrennungswärme. Die Brandrate wird aus der reaktionskinetischen Theorie für ideale Gase bestimmt und ist eine Funktion der Sauerstoffmassen, der Gastemperaturen und der Anfangsbrandrate. Letztere wurde mit $35 \text{ kg Na/h}\cdot\text{m}^2$ angesetzt. Dies stellt einen im Vergleich mit Literaturwerten vernünftigen Mittelwert dar. Die in der Zeiteinheit freigesetzte Wärme teilt sich in folgende drei Teile auf:

- Ein Teil der Wärme wird an das Natrium übertragen. Die Wärme wird über eine Leitung an den unter der Lache liegenden Beton weitergeleitet.
- Ein Teil der Wärme wird über Konvektion und Strahlungsanteile an das Gas abgegeben. Es überträgt die Wärme wiederum an die umgebenden Wände.
- Ein weiterer Teil der Wärme stellt den direkt an die Wände abgestrahlten Anteil dar.

Zwischen den einzelnen Gaszonen wird die Wärme durch Naturkonvektion übertragen. Der Druckverlauf wird über das ideale Gasgesetz ermittelt. Das Programm berücksichtigt keine Natrium/Wasser- bzw. Natrium/Beton-Reaktionen oder Wärmefreisetzungen durch die Nachwärme. Deshalb wurden für gewisse Zeitschritte die Wärmefreisetzungen aus diesen Quellen berechnet. Die Werte wurden Versuchen entnommen.

Diese Wärmemengen und die aus den Brandrechnungen gewonnenen Werte wurden dann zu Brandraten umgerechnet und als feste Werte in das Programm eingegeben. Die hierbei getroffene Annahme, daß die Wärme der Beton- bzw. Wasserreaktionen in der Re-

aktionszone (Flammenzone) des Natriumbrandes freigesetzt wird, unterschätzt die wirklichen Verhältnisse. Da diese Anteile normalerweise unterhalb des Natriums auftreten, führt dies zu einer stärkeren Erwärmung des Natriums und dadurch auch zu einer größeren Brandrate bzw. Wärmefreisetzung durch den Brand.

Neben diesen Programmen wurde unabhängig davon das in den USA entwickelte Rechenprogramm CACECO (Pe 77, Pe 79, Pe 80) herangezogen. Die Rechnungen wurden im Auftrag und unter Mitwirkung der GRS bei Science Applications Inc. (SAI), Palo Alto, durchgeführt. CACECO berechnet das thermodynamische Verhalten des gesamten Containmentsystems, und zwar sowohl unter Normalbedingungen als auch bei Natriumbränden und bei Natrium/Beton-Wechselwirkungen.

Zur Ermittlung der Natrium/Beton-Wechselwirkung dienten Versuche, die in Hanford durchgeführt wurden und die zum Teil veröffentlicht (Coao 79) und zum Teil in Berichten (Haa0 74, HiBo 75) dokumentiert sind. Auch die Betrachtung von Folgeaktionen basiert auf Hanford-Untersuchungen (WiHi 76). Das Brandmodell von CACECO stützt sich im wesentlichen auf das Rechenprogramm SOFIRE (Beao 73).

Durch einen Vergleich der Rechnungen mit den weiter oben beschriebenen Rechenprogrammen und mit dem Rechenprogramm CACECO sollten die Ergebnisse breiter abgestützt werden. Für die Fälle, bei denen chemische Reaktionen eine große Rolle spielen, nämlich durch Natriumbrand oder Natrium/Beton-Wechselwirkung, wurde CACECO eingesetzt, während das Programm NABRAND zur Absicherung herangezogen wurde. Zur weiteren Abstützung wurden auch die in der SAI-Studie (RuSc 81) dokumentierten Rechnungen verwendet.

Die Vergleichsrechnungen zeigten eine zufriedenstellende Übereinstimmung mit den Basisrechnungen. Abweichungen der Ergebnisse waren jeweils durch den unterschiedlichen Detaillierungsgrad der einzelnen Modelle erklärbar.

7.3.3.2 Ergebnisse

Im folgenden werden die Ergebnisse der Rechnungen für die verschiedenen Rechenfälle 1 bis 8 (Tabelle 7-19) diskutiert.

● Containmentrechenfall 1

Der Rechenfall 1 unterscheidet sich in den Annahmen von der Untersuchung im Rahmen des Genehmigungsverfahrens nur in einzelnen Randbedingungen für die Wärmeabfuhr. Erwartungsgemäß sind die Ergebnisse daher nicht sehr verschieden von denen des Genehmigungsverfahrens. Die Verläufe der wichtigsten Prozeßgrößen des inneren und äußeren Containments sind in den Bildern 7-12 bis 7-15 dargestellt. Die Drücke liegen zu jedem Zeitpunkt weit unter den Auslegungswerten sowohl des inneren als auch des äußeren Containments. Auch die Temperaturen erreichen zu keinem Zeitpunkt kritische Werte. Natriumsieden tritt nicht ein. Entsprechend den Festlegungen im Genehmigungsverfahren wurde angenommen, daß nach 10 Tagen von Reventing- auf Exventingbetrieb umgeschaltet wird.

● Containmentrechenfall 2

Dieser Fall weicht vom Rechenfall 1 nur dadurch ab, daß der Abschluß des äußeren Containments ausfällt. Dadurch unterscheiden sich die in den Abbildungen 7-16 bis 7-18 gezeigten Verläufe der Prozeßgrößen im inneren Containment nur unwesentlich vom Fall 1.

Die Leckagen aus dem inneren Containment sind wegen des fehlenden Gegendrucks etwas größer, wodurch der Druck im inneren Containment etwas niedriger liegt. Rechnungen für das äußere Containment wurden nicht durchgeführt. Es wurde angenommen, daß die Leckagemengen aus dem inneren Containment nach der Vermischung mit der Containmentatmosphäre unverzüglich nach außen abgegeben werden.

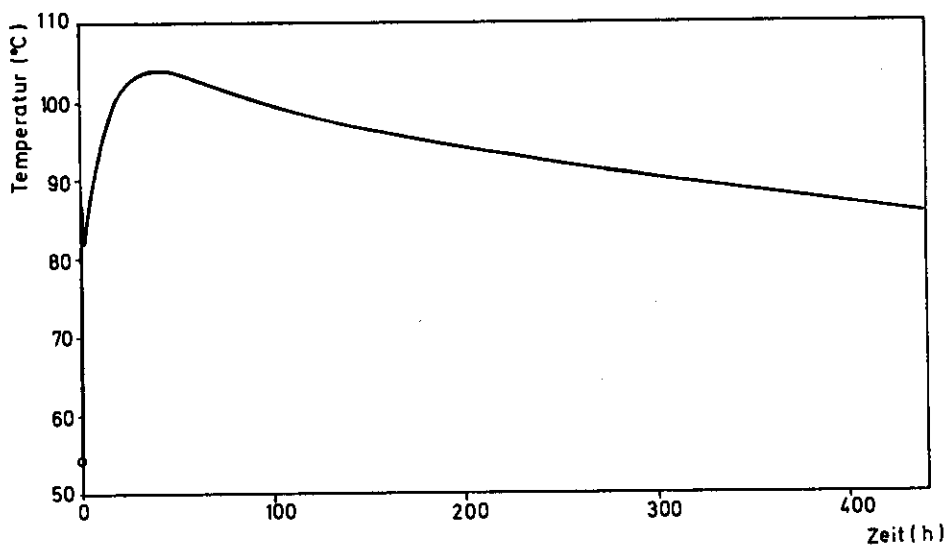


Bild 7-12:

Mittlere Gastemperatur im inneren Containment, Rechenfall 1

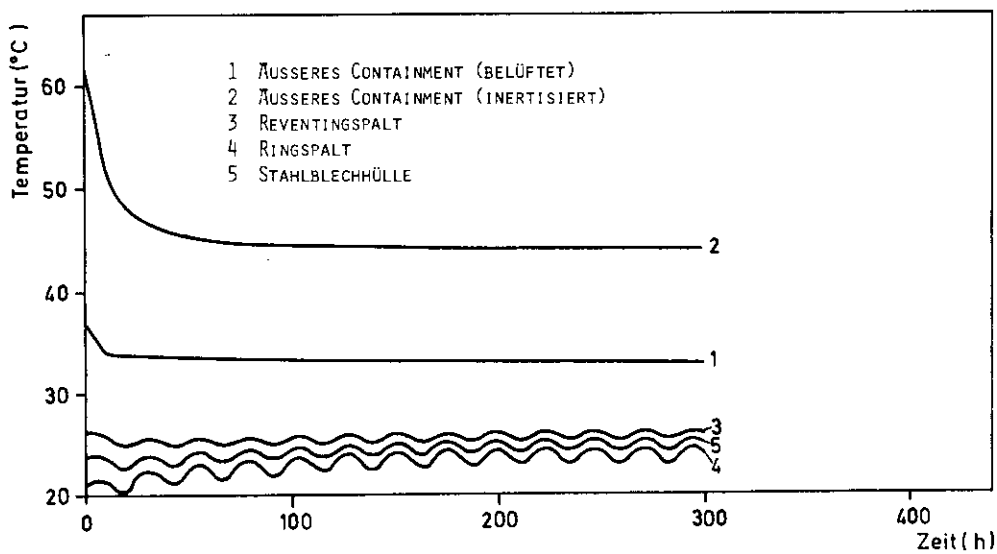


Bild 7-13:

Temperaturen im äußeren Containment, Rechenfall 1

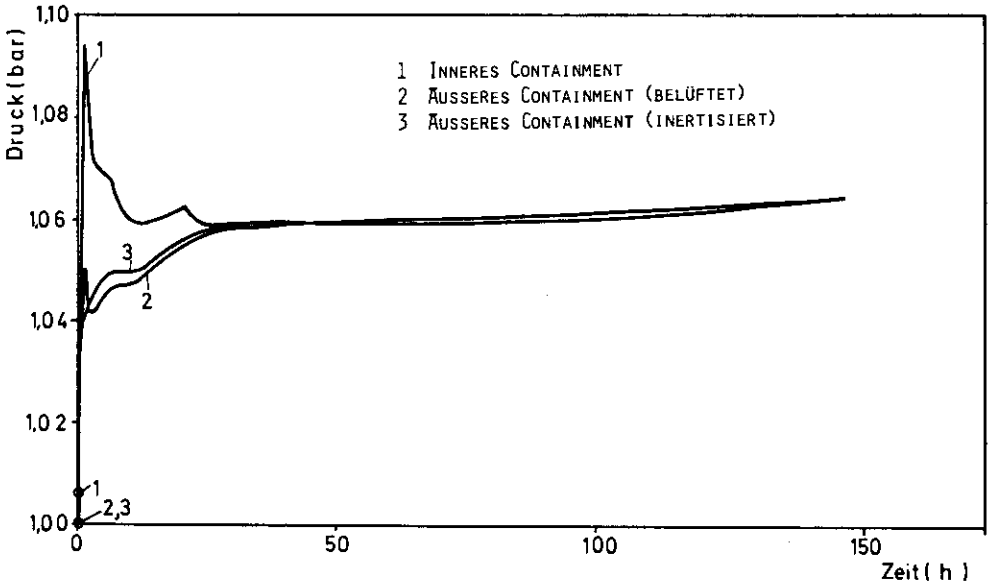


Bild 7-14:

Drücke im inneren und äusseren Containment, Rechenfall 1

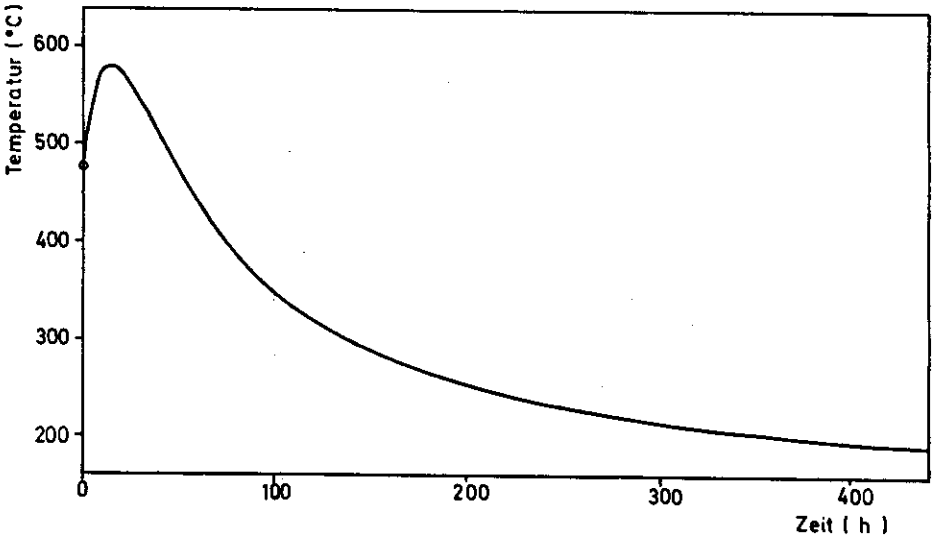


Bild 7-15:

Temperatur im Natriumpool in der Reaktorzelle, Rechenfall 1

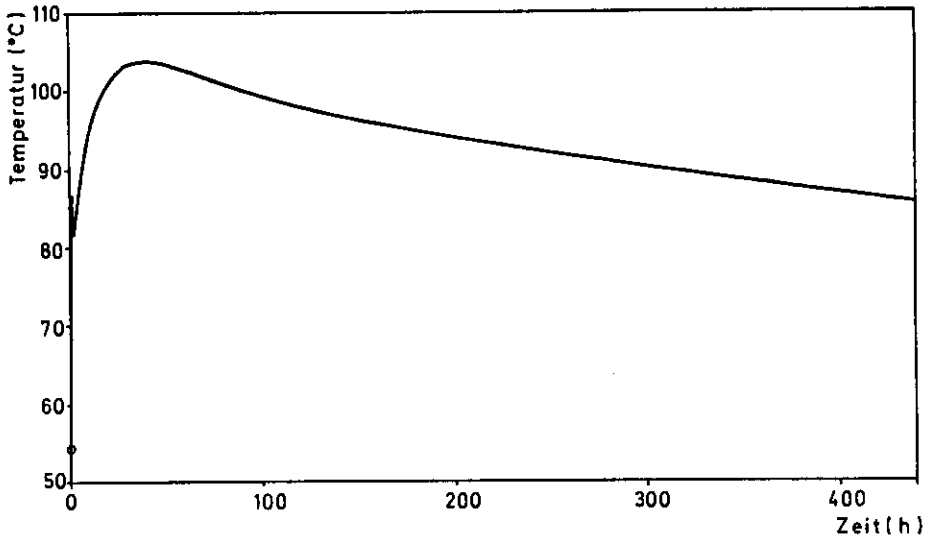


Bild 7-16:
Mittlere Gastemperatur im inneren Containment, Rechenfall 2

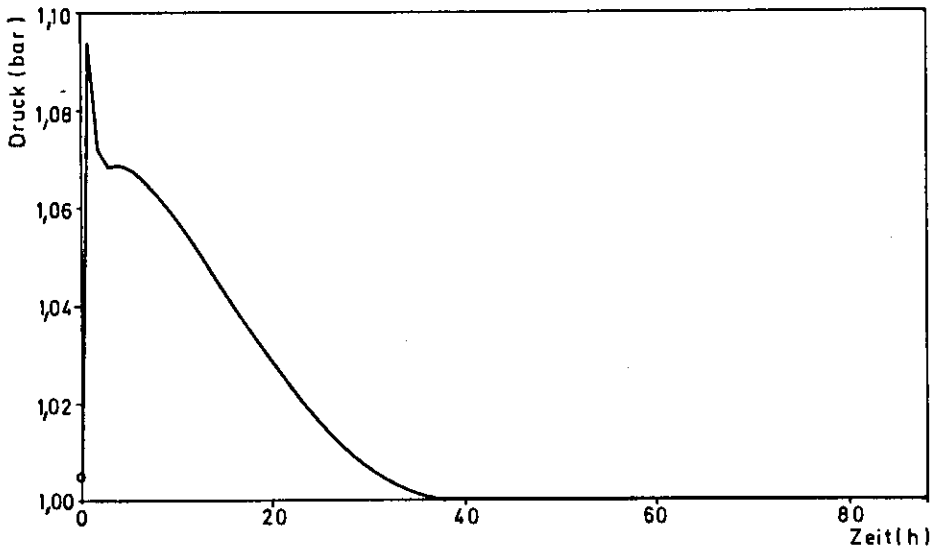


Bild 7-17:
Druck im inneren Containment, Rechenfall 2

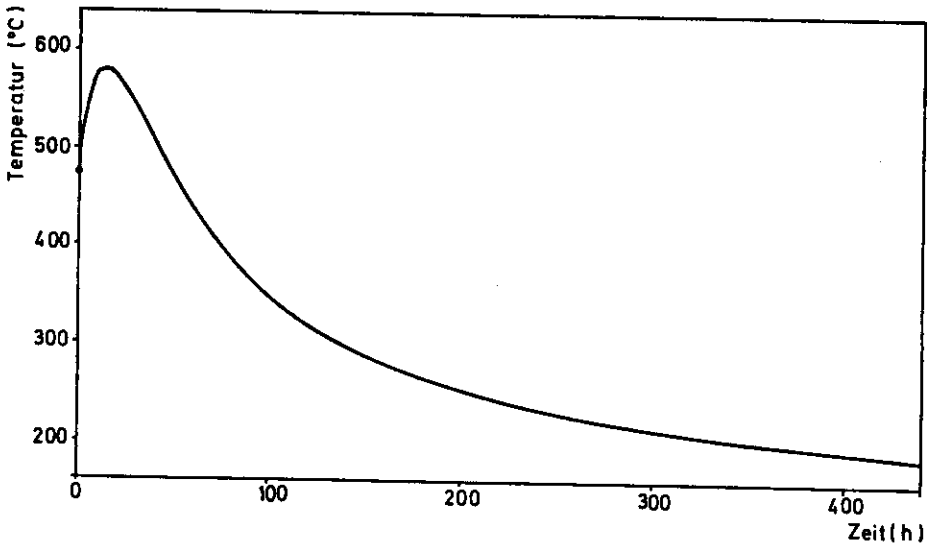


Bild 7-18:

Temperatur im Natriumpool in der Reaktorzelle, Rechenfall 2

● Containmentrechenfall 3

Bei diesem Fall wird im Gegensatz zu dem später diskutierten Fall 6 die Atmosphäre des äußeren Containments nicht nur passiv über den Druckaufbau durch die ins äußere Containment einströmenden Massen, sondern aktiv über die Lüftung abgegeben. Aus diesem Grunde unterscheiden sich die Verläufe im inneren Containment nicht von denen des Falles 6. Es waren daher keine neuen Containmentrechnungen für diesen Fall nötig, denn das Verhalten des äußeren Containments ist wegen der Zufuhr kalter Luft über das Zuluftsystem nicht von Bedeutung. Die Temperaturen im äußeren Containment sind deshalb als konstant anzusehen.

● Containmentrechenfall 4

Der Rechenfall 4 unterscheidet sich von dem unten besprochenen Rechenfall 7 dadurch, daß der Containmentabschluß wegen Versagens des Reaktorschutzsignals nicht funktioniert und Teil-

le der Containmentatmosphäre aktiv über die Lüftung nach außen abgegeben werden. Eigene Rechnungen für diesen Fall wurden nicht durchgeführt, da seine Auswirkungen durch den Rechenfall 8 abgedeckt werden. Um die radiologischen Auswirkungen abschätzen zu können, wurden die Leckagen des Rechenfalls 7 pessimistisch auf die beim Fall 4 vorliegenden Druckverhältnisse (kein Überdruck im äußeren Containment gegenüber der Umgebung) umgerechnet.

● Containmentrechenfall 5

Beim Rechenfall 5 wird im Unterschied zu Fall 1 ein Ausfall der elektrischen Energieversorgung angenommen. Damit fallen alle aktiven Kühlsysteme aus. Es wird davon ausgegangen, daß das äußere Containment ordnungsgemäß abgeschlossen wird, da die Absperrarmaturen der Lüftungsanlage bei Energieausfall selbsttätig schließen. Die Ergebnisse für den Fall 5 sind in den Bildern 7-19 bis 7-22 aufgezeigt. Da für die Bodenkühlung der Naturumlauf nicht berücksichtigt wird, muß die gesamte Nachwärme aus dem in der Bodenkühleinrichtung befindlichen Brennstoff vom Natriumpool und vom inneren Containment aufgenommen werden. Ein Teil davon wird über die Schutzschicht der Bodenkühlung nach unten geleitet und heizt die Tragkonstruktion auf. Es wird angenommen, daß die Tragkonstruktion versagt, wenn sie eine Temperatur von etwa 1400 °C erreicht. Vorher muß jedoch ein Versagen des Liners unterstellt werden, da der heiße Liner den durch Ausdampfen des Betons auftretenden Dampfdruck nicht abtragen kann. Der dort austretende Dampf wird dann mit dem Natrium in der Auffangwanne reagieren und damit Reaktionswärme freisetzen. Nach einem Zusammenbrechen der Bodenkühlung wird der Liner schmelzen. Natrium tritt damit in direkten Kontakt mit Beton. Durch die einsetzende Natrium/Beton-Reaktion wird ebenfalls Wärme frei, die dem Natriumpool zugeführt wird. Dadurch kommt es nach kurzer Zeit zum Natriumsieden in der Bodenwanne. Für das thermische Verhalten des Containments wird pessimistisch vorausgesetzt, daß der Reaktorkern nicht in den Beton eindringt, sondern weiterhin die

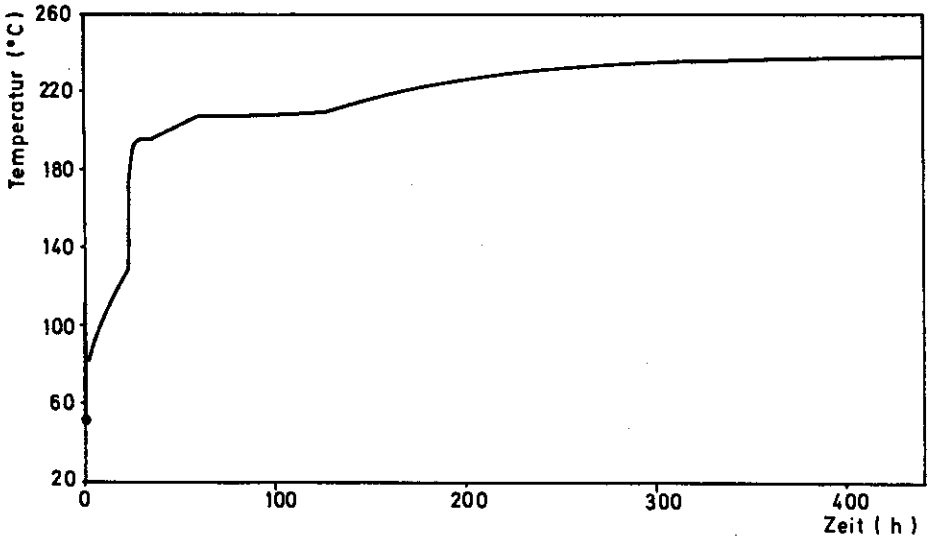


Bild 7-19:
Mittlere Gastemperatur im inneren Containment, Rechenfall 5

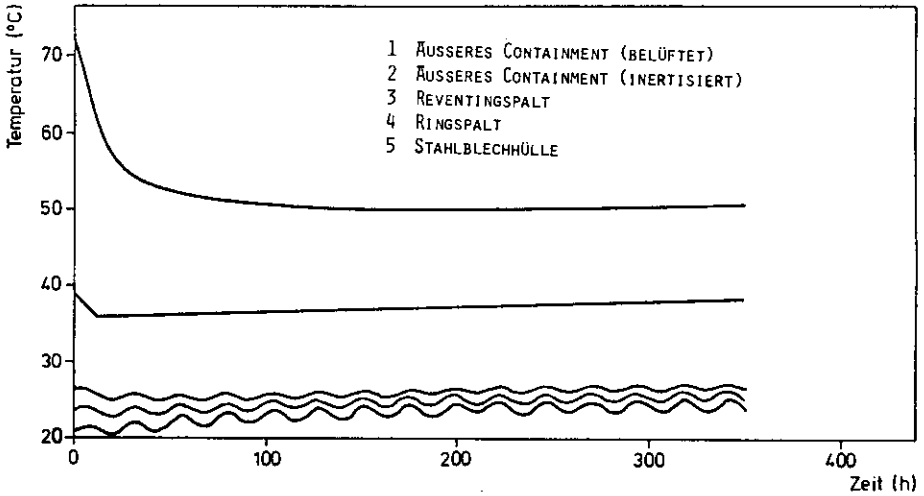


Bild 7-20:
Temperaturen im äußeren Containment, Rechenfall 5

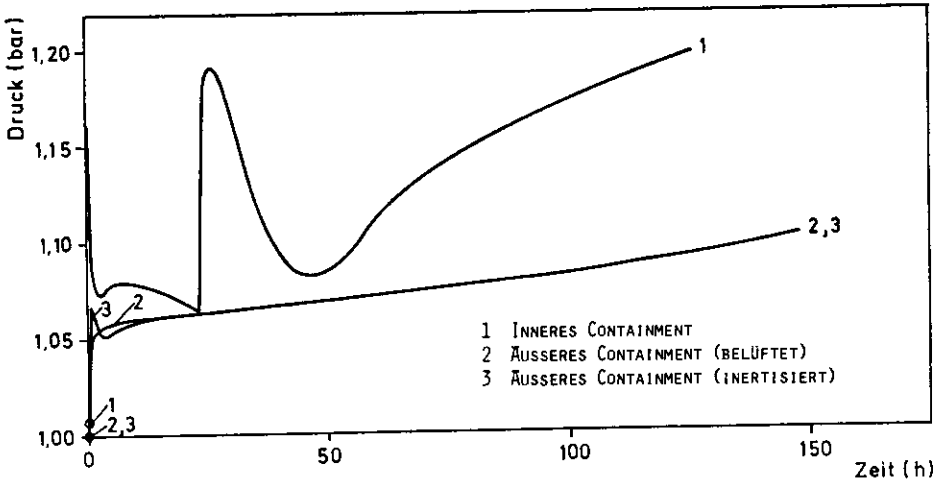


Bild 7-21:

Drücke im inneren und äusseren Containment, Rechenfall 5

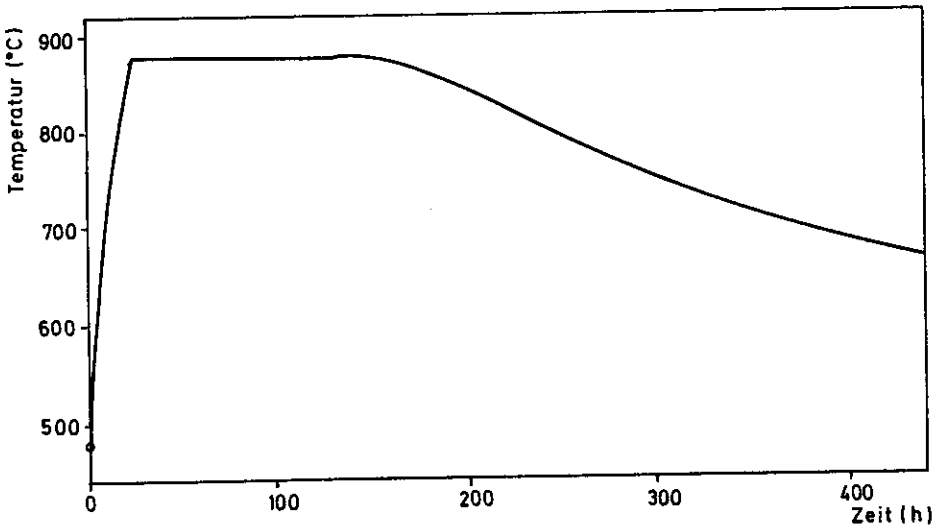


Bild 7-22:

Temperatur im Natriumpool in der Reaktorzelle, Rechenfall 5

Nachwärme in den Natriumpool freisetzt. Demgegenüber wird für die Natrium/Beton-Wechselwirkung für die Ausbildung einer Schutzschicht, wie sie in Versuchen beobachtet wurde, angenommen, daß sie immer wieder durch die Wärmefreisetzung aus dem Reaktorkern zerstört wird. Erst wenn die Nachwärme abgesunken ist und sich eine verstärkte Naturkonvektion eingestellt hat, ist das Sieden beendet und die Natriumtemperatur sinkt wieder ab. Das im Vergleich zum Rechenfall 1 stark unterschiedliche Druckverhalten kommt zustande durch den Ausfall aller Kühlsysteme, die damit verbundene Natriumverdampfung, chemische Reaktionen und die mit dem Ausfall des Reventingsystems verbundene Leckage aus dem äußeren Containment.

● Containmentrechenfall 6

Im Fall 6 wird unterstellt, daß der Containmentabschluß nicht funktioniert, weil Lüftungsklappen oder die Absperrarmaturen der Abwassersysteme offen bleiben. Dabei wird eine Wasservorlage nicht berücksichtigt. Wie die Bilder 7-23 bis 7-25 zeigen, unterscheidet sich der Fall 6 mit offenem äußeren Containment bezüglich des Verhaltens des inneren Containments nur unwesentlich von Fall 5. Die Leckagen sind etwas höher, die Drücke etwas niedriger. Wie im Fall 2 wurden auch hier keine Rechnungen für das äußere Containment durchgeführt.

● Containmentrechenfall 7

Im Rechenfall 7 (Bilder 7-26 bis 7-28) wird zusätzlich zu Fall 5 angenommen, daß die Natriumauffangwanne zerstört wird und auslaufendes Natrium den Stickstoff-Naturumlauf blockiert. In diesem Fall muß auch mit einer größeren Reaktionsfläche für eine Natrium/Beton-Wechselwirkung gerechnet werden, da der Bodenliner durch Wärmespannungen an mehreren Stellen aufreißen wird. Pessimistisch gilt als Reaktionsfläche die Bodenfläche des Bereichs der Reaktorzone innerhalb des biologischen Schildes. Dabei siedet das Natrium weiter. Der größte Teil

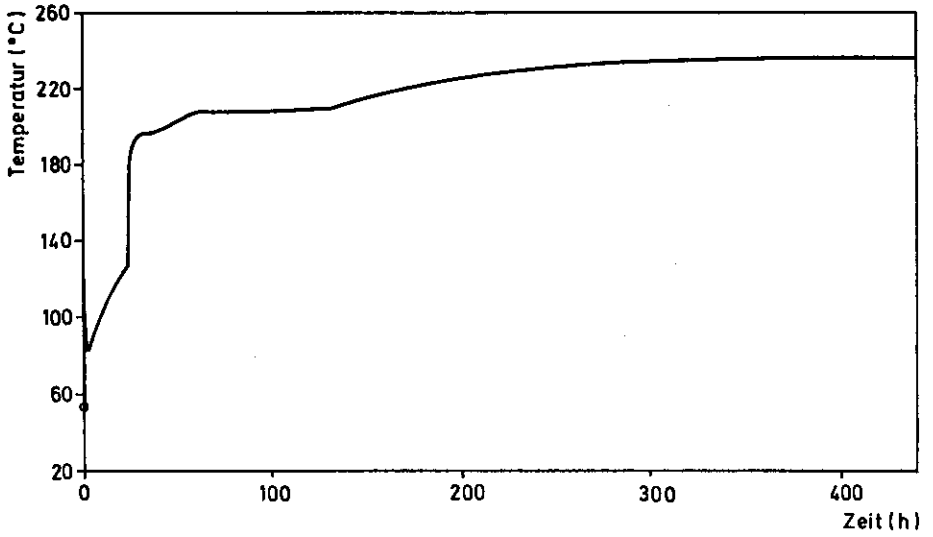


Bild 7-23:

Mittlere Gastemperatur im inneren Containment, Rechenfall 6

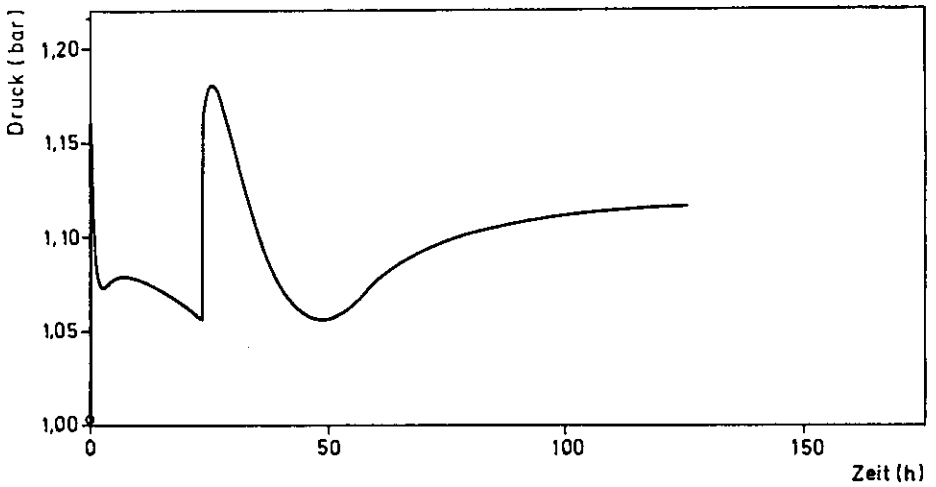


Bild 7-24:

Druck im inneren Containment, Rechenfall 6

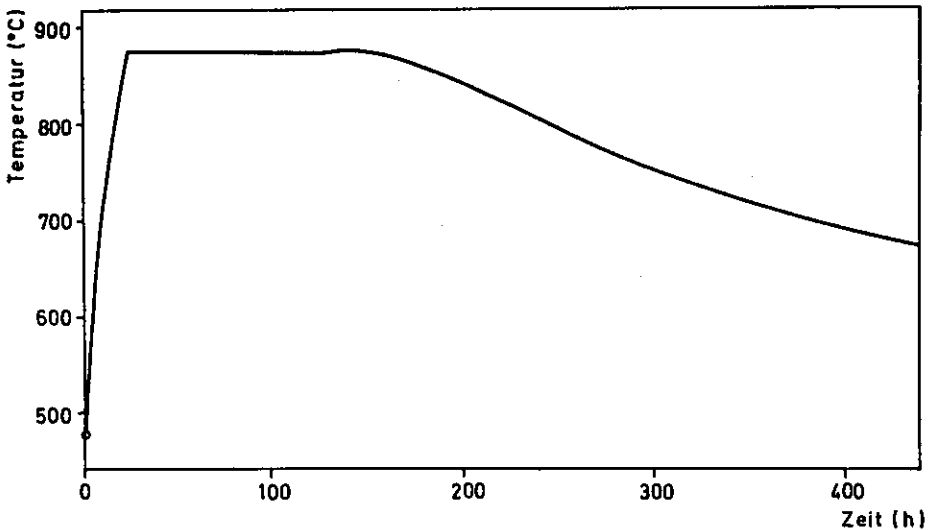


Bild 7-25:

Temperatur im Natriumpool in der Reaktorzelle, Rechenfall 6

des Natriums wird jedoch in diesem Fall durch die Reaktion mit dem Wasserdampf und mit dem Beton verbraucht. Durch die Reaktion mit dem Wasserdampf, der aus dem Beton austritt, entsteht freier Wasserstoff, der zum weiteren Druckaufbau im inneren Containment beiträgt. Dieser Wasserstoff gelangt über Leckagen und über das Sicherheitsventil des inneren Containments, das im Laufe des Störfalls öffnet, ins äußere Containment. Dort kann er zusammen mit dem Luftsauerstoff ein explosives Gemisch bilden. Nach etwa 22 Stunden sind die Zündbedingungen (ausreichende Konzentration von Wasserstoff, Zündquelle in Form von reagierendem Natriumdampf) erfüllt. Das Containment kann dieser Wasserstoffverbrennung nicht standhalten. Danach wird weiterhin Wasserstoff produziert. Es ist jedoch davon auszugehen, daß dieser Wasserstoff sofort beim Übergang ins äußere Containment abbrennt, da gleichzeitig Natriumdampf mit austritt, der durch seine Reaktion mit dem Luftsauerstoff für eine Entzündung des Wasserstoffs sorgt.

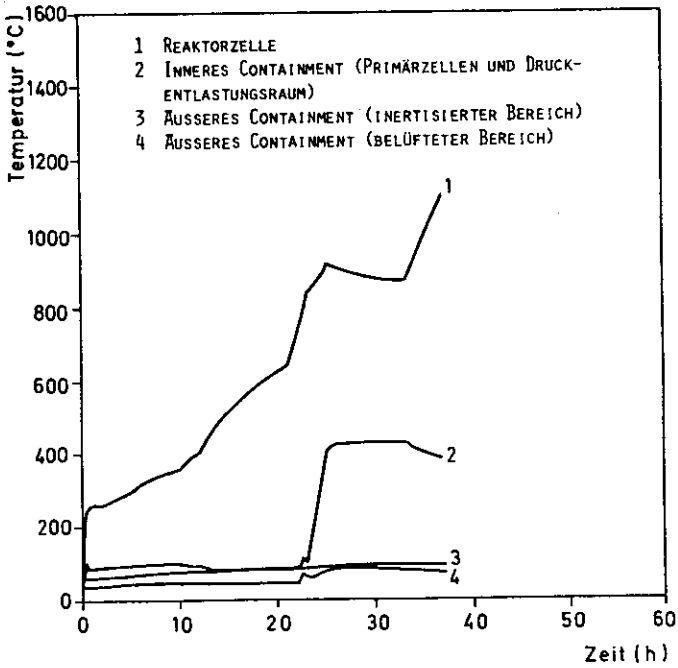


Bild 7-26:

Temperaturen im inneren und äusseren Containment, Rechenfall 7

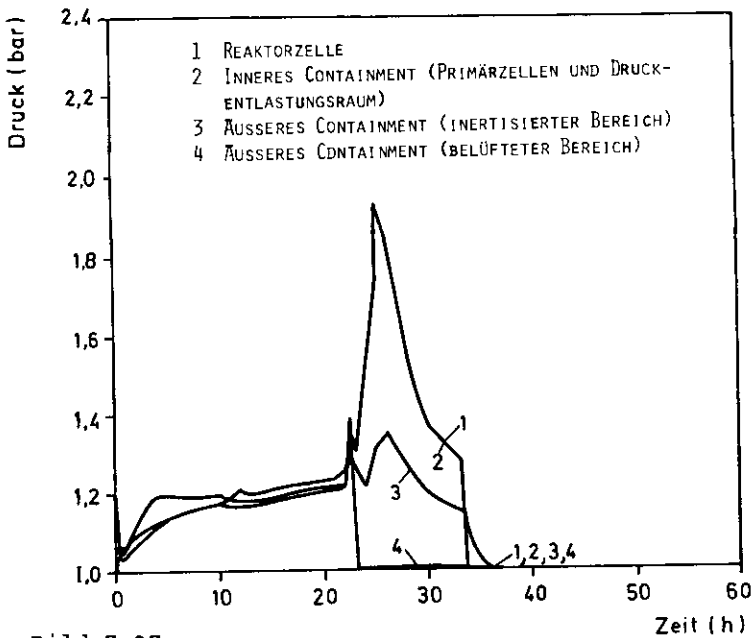


Bild 7-27:

Drücke im inneren und äusseren Containment, Rechenfall 7

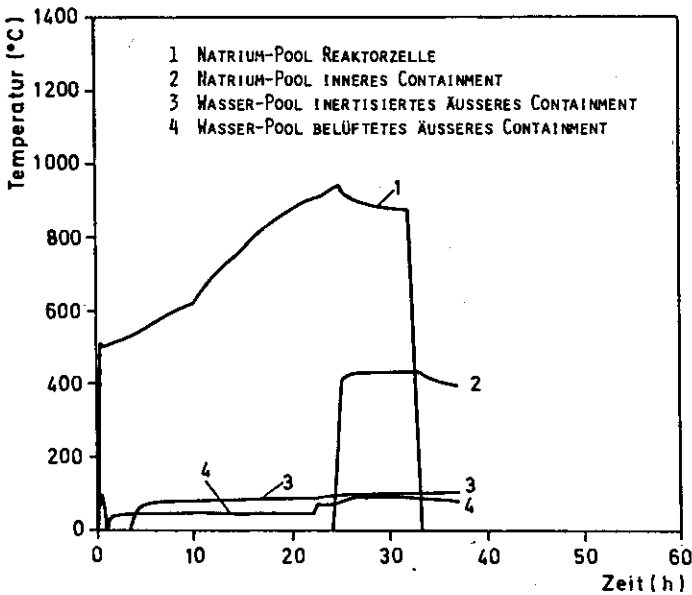


Bild 7-28:

Temperaturen des Natrium- bzw. Wasserpools,
Rechenfall 7

● Containmentrechenfall 8

Bei einer Kernzerstörung mit sehr hoher mechanischer Energiefreisetzung wird die Barriere zwischen Reaktortank, innerem und äusserem Containment massiv zerstört. Ein Teil des Brennstoffs sowie etwa ein Viertel des Natriums werden ins äussere Containment ausgeworfen. Von den 880 kg Stahl, die als Kondensationströpfchen ins äussere Containment gelangen, wird angenommen, daß sie in kurzer Zeit vollständig mit dem Luftsauerstoff reagieren. Mit diesen Vorgängen ist ein Energieeintrag ins äussere Containment verbunden, der zu einer Temperaturerhöhung der Containmentatmosphäre von etwa 40 K führt. Darüber hinaus muß angenommen werden, daß ein Teil des ausgeworfenen Natriums zerspritzt. Diese Menge wurde zu 2500 kg abgeschätzt, die in Form von Tröpfchen mit einem mittleren Durchmesser von 5 mm vorliegt (Mo 79). Wie sich aufgrund entsprechender Versuche (Sh 77) abschätzen läßt, verbrennen davon in der zur

Verfügung stehenden Zeit von 2 Sekunden etwa 600 kg, was eine weitere Energiezufuhr, verbunden mit einer Druckerhöhung, bedeutet. Daran schließt sich ein Lachenbrand des verbleibenden Natriums an samt einer Natrium/Beton-Wechselwirkung und einer Reaktion mit dem Wasserdampf, der aus dem Beton austritt. Es wird angenommen, daß der dabei erzeugte Wasserstoff aufgrund der hohen Temperaturen des Natriumbrandes sofort wieder abrennt. Die Ergebnisse der durchgeführten Rechnungen sind in den Bildern 7-29 bis 7-31 dargestellt. Es zeigt sich, daß der Druck im äußeren Containment innerhalb von wenigen Sekunden den doppelten Auslegungsdruck erreicht, jedoch längere Zeit nach Beendigung des Spritzbrandes unterhalb des vierfachen Auslegungsdruckes bleibt. Für den Druck im Reventingspalt ist der Zustand des Gebäudes entscheidend. Wenn größere Risse auftreten oder die Dichtungen der Durchführungen versagen, so wird der Druck im Spalt schnell dem Druck im Containment folgen. Behält das Gebäude jedoch seine Dichtigkeit, so folgt der Druck sehr langsam, wie die unterste Kurve in Bild 7-30 zeigt.

Beträgt der Versagensdruck im äußeren Containment etwa 1 bar (Überdruck), so kann das Containment bis auf geringe Leckagen etwa 5 Minuten dichtgehalten werden. Dies bewirkt eine wesentliche Verbesserung der Rückhaltung der Radionuklide. Für die Ermittlung der Leckagen aus dem Containment wurde von einem Dichtungsversagen im Bereich des Materialtores ausgegangen.

Wie in Abschnitt 7.3.1.1 dargelegt wurde, kann der Versagensdruck im Containment durch entsprechende Gestaltung der kritischen Stellen auf mindestens 0,9 bar (Überdruck) erhöht werden. Sollte eine solche Aufrüstung nicht vorgenommen werden, so ist das Rückhaltevermögen des Containments gering, da innerhalb weniger Sekunden mit einem Versagen gerechnet werden muß.

7.4 Störungen in den Brennelementlagern

Größere Radionuklidinventare können sich außer im Reaktorkern auch im natriumgekühlten und gasgekühlten Brennelementabkling-

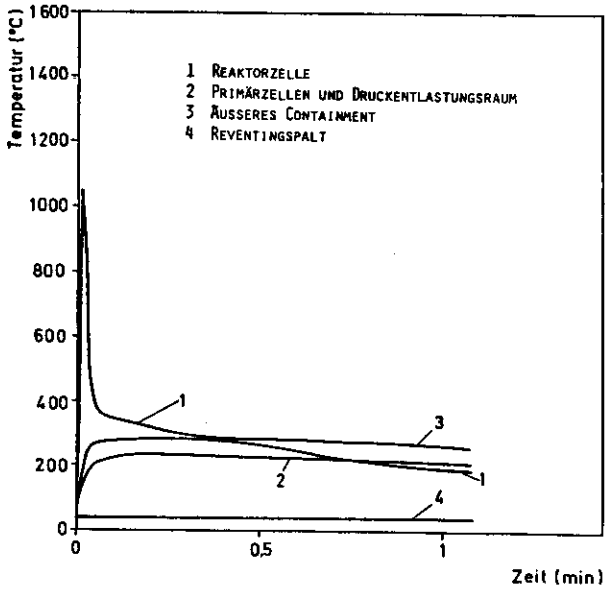


Bild 7-29 (1):

Temperaturen im inneren und äußeren Containment (Minutenbereich), Rechenfall 8

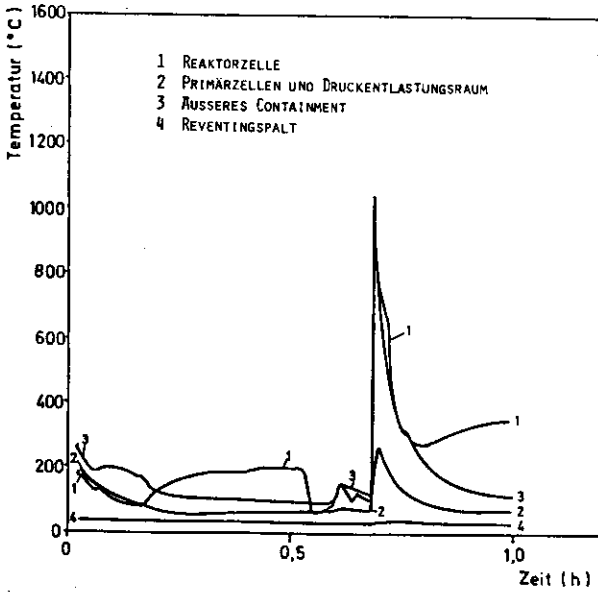


Bild 7-29 (2):

Temperaturen im inneren und äußeren Containment (Stundenbereich), Rechenfall 8

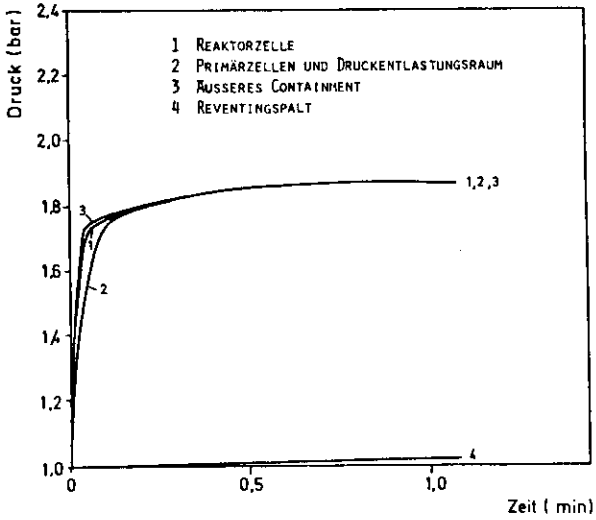


Bild 7-30 (1):

Drücke im inneren und äusseren Containment (Minutenbereich), Rechenfall 8

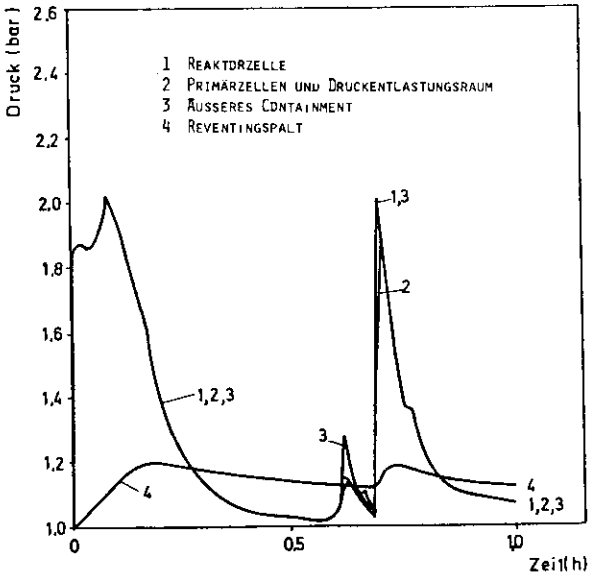


Bild 7-30 (2):

Drücke im inneren und äusseren Containment (Stundenbereich), Rechenfall 8

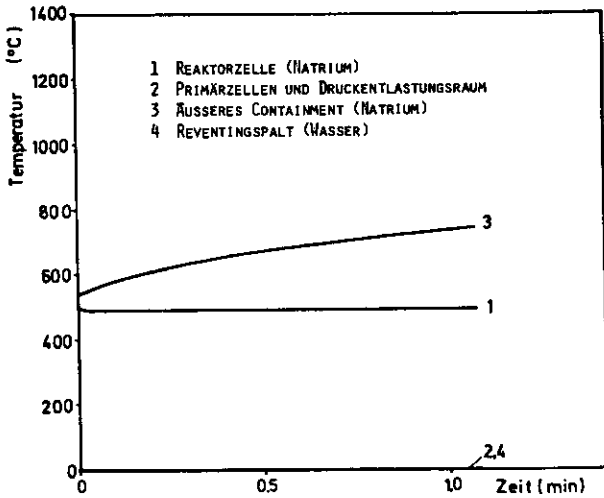


Bild 7-31 (1):
Pooltemperaturen (Minutenbereich),
Rechenfall 8

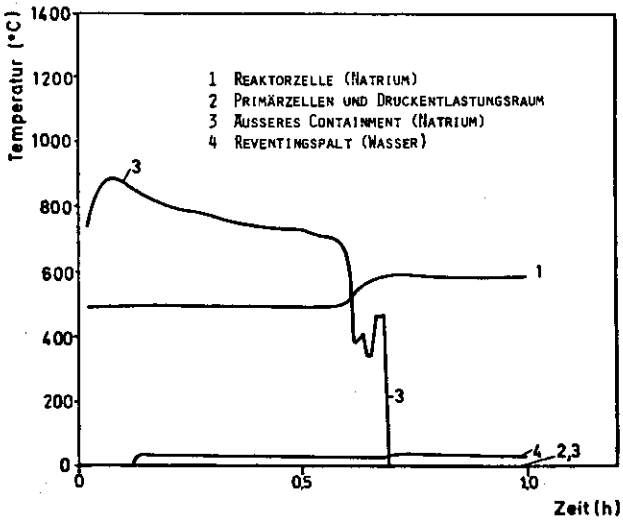


Bild 7-31 (2):
Pooltemperaturen (Stundenbereich),
Rechenfall 8

lager befinden (zur Auslegung dieser Abklinglager vgl. Abschnitt 2.1.3.5). Die Nachwärme, die in den gelagerten Brennelementen entsteht, wird durch redundante Kühlsysteme abgeführt. Zu einer Aktivitätsfreisetzung aus den Brennelementabklinglagern könnte es kommen, wenn die Kühlsysteme versagen und als Folge die Brennstabhüllen undicht werden oder der Brennstoff schmilzt.

Im folgenden werden die Vorgänge im natriumgekühlten Abklinglager (Abschnitt 7.4.1) und im gasgekühlten Abklinglager (Abschnitt 7.4.2) nach einem Ausfall der Kühlsysteme erörtert. Das Spaltproduktverhalten nach einem Versagen der Aktivitätsbarrieren wird in Abschnitt 8.5 untersucht. Die Häufigkeiten für den Ausfall des Kühlsystems sind in den Abschnitten 5.2.8 bzw. 5.2.9 ermittelt worden.

7.4.1 Natriumgekühltes Abklinglager (Natriumlager)

Brennelemente, die dem Reaktorkern entnommen werden, entweder beim Brennelementwechsel oder bei einer Entladung des Reaktorkerns, werden zunächst im Natriumlager gelagert. Entsprechend dem Belegungszyklus werden von den 210 zur Verfügung stehenden Absetzpositionen maximal 199 mit Brennelementen belegt. Ausgelegt ist das Natriumlager für eine Nachwärmeleistung von 1,15 MW. Das Natriumlager besteht aus einem doppelwandigen Tank, dessen Zwischenraum mit Stickstoff gefüllt ist. Die äußere Tankwand ist mit Steinwolle isoliert. Die Brennelemente stehen in natriumgefüllten Büchsen, die in den Bohrungen eines Traggerüsts hängen. Das Traggerüst wird von einem Stützring auf der Tankwand getragen. Für die Abfuhr der Nachwärme stehen drei Kühlkreisläufe zur Verfügung.

Nach Ausfall der Umwälzkühlung heizt die Nachwärme das Natrium und die umgebenden Strukturen auf. Unter der Annahme, daß sich im Lager die maximale Anzahl von 199 Brennelementen befindet, die eine Leistung von 0,85 MW erzeugen, wird die Natrium-Siedetemperatur nach etwa 40 Stunden erreicht. Natriumsieden führt zu einer Druckerhöhung sowohl im Natriumtank als

auch in den Kühlkreisläufen und in dem Argonsystem. Das Argonsystem ist mit einem Sicherheitsventil ausgerüstet, das den Druck im Tank auf 1,3 bar begrenzt.

Schon vor dem Versagen des Lagertanks ist der Raum des Containments, in dem sich das Lager befindet, von der Störung betroffen. Während der Aufheizphase wird dessen Beton erwärmt und setzt im Beton gespeichertes Wasser in dampfförmiger Form aus dem Beton frei. Da angenommen werden kann, daß die Luftkühlung intakt ist - das Natriumlager befindet sich im belüfteten Bereich -, kondensiert der Wasserdampf und sammelt sich auf dem Boden des Natriumlagers. Diese Annahme ist pessimistisch, da ein Austrag von Wasser und Wasserdampf durch den Lüftungsstrom nicht in Rechnung gestellt wird. Wenn der Tank wegen der hohen Temperaturen versagt, läuft die gesamte Menge von 107 t Natrium aus. Durch den Verlust des zur Kühlung notwendigen Natriums heizen sich die Brennelemente weiter auf. Wenn die Hüllrohre geschmolzen sind, fallen die Brennstoffpellets in den Natriumpool und geben dort ihre Nachwärme ab. Pessimistisch wird angenommen, daß mit dem Tankversagen auch der Brennstoff auf den Boden des Natriumlagers fällt. Untersuchungen dieser Vorgänge haben ergeben, daß selbst unter extrem ungünstigen Annahmen eine Kritikalität nicht auftreten kann.

Das auslaufende Natrium reagiert mit dem aus dem Beton ausgedampften Wasser. Dadurch werden in exothermen Reaktionen Natriumoxid und Natriumhydroxid gebildet, so daß Reaktionswärme freigesetzt wird. Der bei der Natrium/Wasser-Reaktion entstehende Wasserstoff reagiert mit dem Sauerstoff ebenfalls unter Freisetzung von Reaktionswärme. Diese unmittelbar nach dem Tankversagen stattfindenden Reaktionen verursachen einen Wärme- und Massenstrom in das äußere Containment. Der hieraus resultierende Druckaufbau im äußeren Containment bewirkt ein Versagen des Containments.

Im Anschluß an diese chemischen Reaktionen, die unmittelbar nach dem Tankversagen im Sekundenbereich ablaufen, dringt die erzeugte Wärme weiter in die Betonwände des Natriumlagers ein.

Dadurch wird wieder Wasserdampf freigesetzt, der mit dem Natrium reagiert. Nach etwa einem Tag ist das Natrium durch Natriumbrand, Natrium/Wasser-Reaktionen, Natrium/Beton-Wechselwirkung und Natriumverdampfen aufgezehrt.

Für die nächste Störfallphase wird angenommen, daß die Nachwärme aus dem Brennstoff je zur Hälfte nach oben und nach unten transportiert wird. Zwischen Brennstoff und Beton befinden sich Natriumoxid und Natriumhydroxid und oberhalb des Brennstoffs das aus dem Natriumbrand entstandene Natriumoxid, soweit es nicht als Aerosol entwichen ist. Darüber liegt Stahl. Die Nachwärme führt entsprechend der Sublimations- bzw. der Verdampfungstemperatur zum Sublimieren des Natriumoxids und zum Verdampfen des Natriumhydroxids. Nach dem Verdampfen des Natriumhydroxids bewirkt die Nachwärme das Schmelzen des Stahls und ein Eindringen des Brennstoffes in den Beton. Die abgestrahlte und in den Beton fließende Wärme ist so groß, daß die Brennstofftemperatur unterhalb der Schmelztemperatur bleibt.

7.4.2 Gasgekühltes Abklinglager (Gaslager)

Nach Erreichen einer Mindestabklingzeit können die Brennelemente vom Natriumlager in das Gaslager umgesetzt werden. Nach (BeVo 82) beträgt die maximale Brennelementbelegung nach dem derzeit gültigen Belegungsplan 97 Elemente, die 8 Monate abgeklungen sind und eine Leistung von 112 kW produzieren. Die Nachwärme wird über ein redundantes Kühlsystem abgeführt, dessen Kühlmittel Stickstoff ist. Bei Ausfall der Kühlung heizen sich das Gaslager und die umgebenden Betonwände auf.

Unter ungünstigen Voraussetzungen (maximale Beladung, frisch eingelagerte Elemente) erreicht 200 Stunden nach Störfallbeginn die maximale Hüllrohrtemperatur 980 °C und die Temperatur der Tankwand 880 °C. Es ist anzunehmen, daß die Hüllrohre bei diesen Temperaturen nicht mehr dicht sind. Das gleiche gilt für die Dichtungen im Deckel des Gaslagers. Damit ist eine

Verbindung zum äußeren Containment gegeben. Nach 200 Stunden steigen die Temperaturen nur noch sehr langsam. So beträgt nach 500 Stunden die Tankwandtemperatur ca. 910 °C, die Hüllrohrtemperatur ca. 1000 °C.

Wie auch beim Natriumlager kann im Gaslager eine mögliche Kritikalität ausgeschlossen werden. Kritikalitätsrechnungen zeigen, daß selbst die dichteste denkbare Anordnung der Büchsen und der darin enthaltenen Brennelemente weit unterkritisch ist.

Mit dem Versagen der Abdichtung zum äußeren Containment können Radionuklide aus den ebenfalls defekt gewordenen Hüllrohren ins äußere Containment entweichen. Durch die Messung der erhöhten Aktivität in der Containmentatmosphäre wird der Gebäudeabschluß vom Reaktorschutzsystem angefordert. Wegen des erhöhten Gasanfalls wird angenommen, daß nach einem Reventingbetrieb von sechs Tagen auf Exventingbetrieb umgeschaltet wird.

7.5 Häufigkeiten der Unfallabläufe

Für die Risikoabschätzung ist die Häufigkeit derjenigen Unfallabläufe zu ermitteln, die durch die in Abschnitt 7.3 untersuchten Rechenfälle definiert worden sind. Diese Häufigkeiten werden durch folgende Größen bestimmt:

- Häufigkeit der Kernzerstörung,
- bedingte Wahrscheinlichkeiten für Deckel- bzw. Tankversagen,
- bedingte Wahrscheinlichkeit für Versagen des Containmentabschlusses.

In der Unfallanalyse werden zum Teil auch andere Systeme, die den Unfallablauf beeinflussen, als ausgefallen behandelt, insbesondere Containment-Kühlsysteme. In Abschnitt 7.3 wurde dargelegt, daß für diese Systeme bei den entsprechenden Abläufen vereinfachend die Versagenswahrscheinlichkeit 1 angenommen wird.

Im folgenden werden die zur Ermittlung der Häufigkeiten der Unfallabläufe benötigten Werte zusammengestellt und daran anschließend die Häufigkeiten ermittelt. Dabei werden die Beiträge durch Einwirkungen von außen berücksichtigt.

● Kernzerstörung

In Kapitel 4 wurden die Häufigkeiten für eine Kernzerstörung durch unterschiedliche Einleitungsereignisse ermittelt. Die Ergebnisse sind in Tabelle 4-2 zusammengefaßt.

In den Abschnitten 7.1.2 und 7.2.2 wurde gezeigt, daß sich die Unfallanalyse auf die Einleitungsereignisse UKDS, UWVA und ANWA beschränkt. Für diese Einleitungsereignisse ergaben sich, einschließlich der Häufigkeiten der entsprechend zugeordneten Einleitungsereignisse, folgende Häufigkeiten:

UKDS: $1,2 \cdot 10^{-6}/a$ (einschließlich URZ und PPS)
UWVA: $1,2 \cdot 10^{-7}/a$
ANWA: $3,0 \cdot 10^{-7}/a$ (einschließlich UNVT)

● Tankversagen

In Abschnitt 7.2 wurden die Häufigkeiten für unterschiedliche Tank- bzw. Deckelversagensarten bei einer Kernzerstörung bestimmt. Die Ergebnisse sind in Tabelle 7-18 zusammengefaßt.

Für die Ermittlung der Häufigkeit der Unfallabläufe ist eine Detaillierung, wie sie in Tabelle 7-18 zum Ausdruck kommt, nicht erforderlich. Zum einen können die Häufigkeiten der Tankversagensarten, jeweils für jedes Einleitungsereignis (UKDS, UWVA, ANWA), über alle Arten der Kernzerstörung (SCH, UEA, SA1 bis SA4) aufsummiert werden, da es für die Häufigkeit des Tankversagens unerheblich ist, durch welche Art der Kernzerstörung das Tankversagen verursacht wurde. Zum anderen lassen sich die Tankversagensarten MTV1, NWV, UTV, STV, die alle ein mittel- bis langfristiges thermisches Versagen des Tanks

beschreiben, in einer Häufigkeit je Einleitungsereignis darstellen. Sofern die spezifische Art der Kernzerstörung oder des Tankversagens, deren Häufigkeiten so zusammengefaßt werden, für den Unfallablauf und das Spaltproduktverhalten von Bedeutung ist, wird in den Analysen die Versagensart mit den gravierenderen Auswirkungen bzw. der größten Häufigkeit zugrunde gelegt. Die Ergebnisse enthält Tabelle 7-20.

Tab. 7-20:

Häufigkeiten für Kernzerstörung mit Tankversagen

Einleitungsereignis	Häufigkeit (pro Jahr)					
	Kernzerstörung	Tankversagen				Tankinterne Rückhaltung
MDV2		MDV1	MTV2	MWV, UTV STV, MTV1		
UKDS	$1,2 \cdot 10^{-6}$	$3,9 \cdot 10^{-9}$	$\ll 10^{-9}$	$< 10^{-9}$	$8,5 \cdot 10^{-8}$	$1,1 \cdot 10^{-6}$
UWVA	$1,2 \cdot 10^{-7}$	$< 10^{-9}$	$\ll 10^{-9}$	$1,7 \cdot 10^{-9}$	$1,2 \cdot 10^{-7}$	0
ANWA	$3 \cdot 10^{-7}$	0	0	$1,5 \cdot 10^{-7}$	$1,5 \cdot 10^{-7}$	0

Die Tabelle zeigt, daß die Tankversagensart MDV1 - bei den Einleitungsereignissen UKDS und UWVA - gegenüber der Tankversagensart MDV2 vernachlässigt werden kann, da ihre Häufigkeit nicht ins Gewicht fällt und außerdem die Auswirkungen geringer sind. Für die folgende Zusammenstellung der Unfallhäufigkeiten ist es von Vorteil, für die Tankversagensarten bedingte Wahrscheinlichkeiten pro Einleitungsereignis anstelle von Häufigkeiten zu verwenden. Diese Wahrscheinlichkeiten sind in der Tabelle 7-21 zusammengestellt.

● Versagen des Containmentabschlusses

In Abschnitt 5.2.6 wurden für das Versagen des Containmentabschlusses die in Tabelle 7-22 zusammengestellten bedingten Wahrscheinlichkeiten pro Einleitungsereignis ermittelt.

Tab. 7-21:

Bedingte Wahrscheinlichkeiten für Tankversagen

Einleitungs- ereignis	Bedingte Wahrscheinlichkeit für			
	T a n k v e r s a g e n			
	MDV2	MTV2	NWV, UTV STV, MTV1	(dominant)
UKDS	$3,2 \cdot 10^{-3}$	$3 \cdot 10^{-4}$	$7 \cdot 10^{-2}$	(UTV 86 %)
UWVA	$4,6 \cdot 10^{-3}$	$1,4 \cdot 10^{-2}$	~ 1	(NWV 93 %)
ANWA	0	$5 \cdot 10^{-1}$	$5 \cdot 10^{-1}$	(NWV 100 %)

Tab. 7-22:

Bedingte Wahrscheinlichkeiten für das Versagen des Containmentabschlusses

Einleitungs- ereignis	Bedingte Wahrscheinlichkeit für das Versagen des Containmentabschlusses (pro Anforderung)
UKDS	$2 \cdot 10^{-3}$
UWVA	$1 \cdot 10^{-1}$
ANWA	$2 \cdot 10^{-3}$

● Häufigkeitsbeitrag durch Einwirkungen von außen

In Kapitel 6 wurde untersucht, mit welcher Häufigkeit durch Einwirkungen von außen eine Kernzerstörung, eventuell bei gleichzeitigem Ausfall des Containmentabschlusses, verursacht wird. Danach sind die dominanten Beiträge durch Erdbebeneinwirkung zu erwarten. Die Beiträge aus einem Flugzeugabsturz auf die Anlage sind demgegenüber sehr gering.

Für Ereignisse infolge Erdbebens, die zur Kernzerstörung führen, wurden in Abschnitt 6.1.3.2 die in Tabelle 7-23 angegebenen Häufigkeiten ermittelt.

Tab. 7-23:

Häufigkeiten für Kernzerstörung infolge Erdbebens

Einleitungsereignis	Containmentabschluß	Häufigkeit aus Erdbeben	Häufigkeit aus anlageninterner Ursache
UKDS	ja	($<$) $6 \cdot 10^{-8}$	$1,2 \cdot 10^{-6}$
UKDS	nein	($<$) $4 \cdot 10^{-8}$	$2,4 \cdot 10^{-9}$
ANWA	ja	$1 \cdot 10^{-8}$	$3 \cdot 10^{-6}$
ANWA	nein	$1 \cdot 10^{-8}$	$< 10^{-9}$

In der letzten Spalte ist die jeweilige Häufigkeit für UKDS und ANWA, mit und ohne Containmentabschluß, aus anlageninternen Ursachen aufgeführt. Diese Gegenüberstellung zeigt, daß bei den Abläufen mit Containmentabschluß die Häufigkeit aus anlageninternen Ursachen dominiert, bei den Abläufen ohne Gebäudeabschluß die aus Erdbeben. Für das Einleitungsereignis UWVA ergibt sich kein Beitrag aufgrund von Erdbeben.

● Zusammenfassung

In Tabelle 7-24 sind die wesentlichen Versagenskombinationen, die zur Aktivitätsfreisetzung führen, zusammengestellt. Für die Einleitungsereignisse UKDS, UWVA und ANWA ist die jeweilige Häufigkeit eingetragen, für die Tankversagensarten NWV/UTV/STV/MTV1, MTV2, MDV2 und für das Versagen des Containmentabschlusses die oben genannten bedingten Wahrscheinlichkeiten, die vom Einleitungsereignis abhängen. Außerdem ist gekennzeichnet, welche anderen Systemzustände bei der jeweiligen Versagenskombination berücksichtigt wurden. Für diese Varianten wird jeweils die Wahrscheinlichkeit 1 angenommen. Daraus ergibt sich grundsätzlich eine Überschätzung der Häufigkeit insbesondere bei Versagen dieser Systeme.

Für die einzelnen Kombinationen wird schließlich die Häufigkeit aus anlageninterner Ursache ermittelt und in der Spalte

Tab. 7-24:
Zusammenstellung der Häufigkeit von Unfallabläufen

Veragenskombination	EINLEITUNGSEREIGNISSE		TANKVERSAGENSART		CONTAINMENT-ABSCHLUSS			Häufigkeit/Jahr (Einwirkungen von außen)	Rechenfall	Häufigkeit/Jahr (insgesamt)					
	UKDS	UMVA	ANVA	NMV, UTV (STV, MTV1)	MTV2	KDV2 (KDV1)	intakt				ausgefallen	Überdruckversagen	Abluftsystem	Containment-Kühlsysteme	Häufigkeit/Jahr (Anlagenintern)
1	$1,2 \cdot 10^{-6}$			$7 \cdot 10^{-2}$			1	$2 \cdot 10^{-3}$		q	+	$8,5 \cdot 10^{-8}$	1	$4,3 \cdot 10^{-9}$	$9,0 \cdot 10^{-8}$
2	$1,2 \cdot 10^{-6}$			$7 \cdot 10^{-2}$			1	$2 \cdot 10^{-3}$	*		+	$1,7 \cdot 10^{-10}$	2	$2,8 \cdot 10^{-9}$	$3,0 \cdot 10^{-9}$
3	$1,2 \cdot 10^{-6}$				$3 \cdot 10^{-4}$		1	$2 \cdot 10^{-3}$		a	+n	$3,6 \cdot 10^{-10}$	(7)	$1,8 \cdot 10^{-11}$	$3,8 \cdot 10^{-10}$
4	$1,2 \cdot 10^{-6}$				$3 \cdot 10^{-4}$		1	$2 \cdot 10^{-3}$	*		-n	$7,2 \cdot 10^{-13}$	-	$1,2 \cdot 10^{-11}$	$1,3 \cdot 10^{-11}$
5	$1,2 \cdot 10^{-6}$				$3,2 \cdot 10^{-3}$		1	$2 \cdot 10^{-3}$		a	-	$3,8 \cdot 10^{-9}$	8	$1,9 \cdot 10^{-10}$	$4,0 \cdot 10^{-9}$
6	$1,2 \cdot 10^{-6}$				$3,2 \cdot 10^{-3}$		1	$2 \cdot 10^{-3}$		a	-	$7,6 \cdot 10^{-12}$	-	$1,3 \cdot 10^{-10}$	$1,4 \cdot 10^{-10}$
7	$1,2 \cdot 10^{-7}$			1			1	0,1		a	+	$1,2 \cdot 10^{-7}$	(1)	-	$1,2 \cdot 10^{-7}$
8	$1,2 \cdot 10^{-7}$			1			1	0,1		a	+	$1,2 \cdot 10^{-8}$	3	-	$1,2 \cdot 10^{-8}$
9	$1,2 \cdot 10^{-7}$				$1,4 \cdot 10^{-2}$		1	0,1		a	-n	$1,7 \cdot 10^{-9}$	7	-	$1,7 \cdot 10^{-9}$
10	$1,2 \cdot 10^{-7}$				$1,4 \cdot 10^{-2}$		1	0,1		a	-n	$1,7 \cdot 10^{-10}$	4	-	$1,7 \cdot 10^{-10}$
11	$1,2 \cdot 10^{-7}$				$4,6 \cdot 10^{-3}$		1	0,1	*		-	$5,5 \cdot 10^{-10}$	(8)	-	$5,5 \cdot 10^{-10}$
12	$1,2 \cdot 10^{-7}$				$4,6 \cdot 10^{-3}$		1	0,1		a	-	$5,5 \cdot 10^{-11}$	-	-	$5,5 \cdot 10^{-11}$
13				$3 \cdot 10^{-7}$			1	$2 \cdot 10^{-3}$		b	-	$1,5 \cdot 10^{-7}$	5	$5,0 \cdot 10^{-9}$	$1,6 \cdot 10^{-7}$
14				$3 \cdot 10^{-7}$			1	$2 \cdot 10^{-3}$		b	-	$3,0 \cdot 10^{-10}$	6	$5,0 \cdot 10^{-9}$	$5,3 \cdot 10^{-9}$
15				$3 \cdot 10^{-7}$			1	$2 \cdot 10^{-3}$	*		-n	$1,5 \cdot 10^{-7}$	7	$5,0 \cdot 10^{-9}$	$1,6 \cdot 10^{-7}$
16				$3 \cdot 10^{-7}$			1	$2 \cdot 10^{-3}$		a	-n	$3,0 \cdot 10^{-10}$	(4)	$5,0 \cdot 10^{-9}$	$5,3 \cdot 10^{-9}$

Überdruckversagen: * = ja
 Abluftsysteme: a = in Betrieb, b = ausgefallen bzw. abgeschaltet
 Containmentkühlsysteme: + = in Funktion, - = ausgefallen bzw. ohne Einfluß, n = Auffangwanne defekt

"Rechenfall" ist angegeben, welchem Containmentrechenfall (Abschnitt 7.3) sie entsprechen bzw. zugeordnet werden. Die darauffolgende Spalte enthält den Häufigkeitsbeitrag aufgrund von Erdbeben und schließlich die Summenhäufigkeit.

Aus Tabelle 7-24 lassen sich die Häufigkeiten für die Rechenfälle 1 bis 8 entnehmen bzw. aufsummieren (Tabelle 7-25).

Tab. 7-25:

Häufigkeiten pro Jahr für die Containmentrechenfälle 1 bis 8

Rechenfall	Häufigkeit pro Jahr insgesamt	davon	
		anlagenintern	Erdbeben
1	$2,1 \cdot 10^{-7}$	$2,1 \cdot 10^{-7}$	$4,3 \cdot 10^{-9}$
2	$3 \cdot 10^{-9}$	$< 10^{-9}$	$2,8 \cdot 10^{-9}$
3	$1,2 \cdot 10^{-8}$	$1,2 \cdot 10^{-8}$	-
4	$5,3 \cdot 10^{-9}$	$< 10^{-9}$	$5 \cdot 10^{-9}$
5	$1,6 \cdot 10^{-7}$	$1,5 \cdot 10^{-7}$	$5 \cdot 10^{-9}$
6	$5,3 \cdot 10^{-9}$	$< 10^{-9}$	$5 \cdot 10^{-9}$
7	$1,6 \cdot 10^{-7}$	$1,5 \cdot 10^{-7}$	$5 \cdot 10^{-9}$
8	$4,6 \cdot 10^{-9}$	$4,4 \cdot 10^{-9}$	$< 10^{-9}$

Die Versagenskombinationen 6 und 12 in Tabelle 7-24, die sich keinem der Rechenfälle zuordnen lassen, wurden nicht analysiert, da ihre Häufigkeiten wesentlich unter 10^{-9} pro Jahr liegen.

Die Häufigkeiten für Freisetzungen aus den Abklinglagern ergeben sich direkt aus denen für Ausfall der Kühlung (Abschnitte 5.2.8 und 5.2.9):

- Na-Lager $4 \cdot 10^{-5}/a$
- Gaslager $1,1 \cdot 10^{-3}/a$

In Kapitel 8 wird untersucht, welche Anteile des Nuklidinventars im Kern bei den Versagenskombinationen, die den Rechenfällen 1 bis 8 entsprechen, in die Umgebung freigesetzt werden. Anhand dieser Ergebnisse wird dann festgelegt, welche Freisetzungskategorien zu bilden sind und wie die Zuordnung zwischen Rechenfällen und Freisetzungskategorien vorzunehmen ist.

Aufgrund dieser Untersuchungen wurde die in Tabelle 7-26 gezeigte Zuordnung von Rechenfällen und Freisetzungskategorien vorgenommen. In der Tabelle sind auch die Häufigkeiten der Freisetzungskategorien - insgesamt, aus anlageninternen Ursachen und durch Erdbeben - aufgeführt.

Tab. 7-26:

Zuordnung zwischen Rechenfällen und Freisetzungskategorien

Freisetzungskategorie	Rechenfall	Häufigkeit pro Jahr		
		insgesamt	anlagenintern	Erdbeben
1	8 4	10^{-8}	$4,8 \cdot 10^{-9}$	$5,2 \cdot 10^{-9}$
2	7	$1,6 \cdot 10^{-7}$	$1,5 \cdot 10^{-7}$	$5 \cdot 10^{-9}$
3	3 2 6	$2 \cdot 10^{-8}$	$1,2 \cdot 10^{-8}$	$8 \cdot 10^{-9}$
4	5	$1,6 \cdot 10^{-7}$	$1,5 \cdot 10^{-7}$	$5 \cdot 10^{-9}$
5	1	$2,1 \cdot 10^{-7}$	$2,1 \cdot 10^{-7}$	$4,3 \cdot 10^{-9}$

Die zu erwartenden Häufigkeiten pro Jahr der Freisetzungskategorien 1 bis 5 werden aus zahlreichen Schätzwerten ermittelt und sind damit selbst mit Schätzunsicherheiten behaftet. Ihr Einfluß wird durch Vertrauensintervalle quantifiziert, die mit 90 % subjektiver Aussagesicherheit den zutreffenden Häufigkeitswert enthalten.

Zunächst werden die funktionalen Zusammenhänge zwischen den Freisetzungshäufigkeiten einerseits und den Häufigkeiten aus-

lösender Ereignisse und bedingten Wahrscheinlichkeiten andererseits zusammengestellt. Tabelle 7-18 enthält die bedingten Wahrscheinlichkeiten der Tankversagensarten in Abhängigkeit von Einleitungsereignissen und der Kernzerstörungsart.

Tabelle 7-24 gibt eine Zusammenstellung der wesentlichen Versagenskombinationen, die zur Aktivitätsfreisetzung führen. In Kapitel 8 "Spaltproduktverhalten", Tabelle 8-14, wird gezeigt, wie diese Abläufe zu Freisetzungskategorien zusammengefaßt werden.

Aus Tabelle 8-14 gemeinsam mit Tabelle 7-24 geht z.B. hervor, daß in der Freisetzungskategorie FKL die Versagenskombinationen 5, 10, 11 und 16 zusammengefaßt sind. Aus Tabelle 7-24 entnimmt man dann weiterhin, daß z.B. die Versagenskombination 5 einen UKDS als Einleitungsereignis hat, daß die Tankversagensart MDV2 vorliegt und der Containmentabschluß intakt ist, aber später zwangsläufig Überdruckversagen eintritt. Schließlich kann aus Tabelle 7-18 ersehen werden, daß die Wahrscheinlichkeit des Tankversagens MDV2 unter der Bedingung eines UKDS als Einleitungsereignis im wesentlichen durch die Wahrscheinlichkeit einer Energiefreisetzung $E > 400$ MJ bestimmt ist.

Der Beitrag der Versagenskombination 5 zu der zu erwartenden Häufigkeit von FKL ist also näherungsweise: zu erwartende Häufigkeit (UKDS) · Wahrscheinlichkeit ($W > 400$ MJ/UKDS) · Wahrscheinlichkeit (Containment intakt unter der Bedingung eines UKDS).

Entsprechend der hier beispielhaft geschilderten Vorgehensweise und unter Verwendung der Bezeichnungen

- u_1 : zu erwartende Häufigkeit eines UKDS
- u_2 : zu erwartende Häufigkeit eines UWVA
- u_3 : zu erwartende Häufigkeit eines ANWA
- x_1 : bedingte Wahrscheinlichkeit für mech. Energiefreisetzung > 0

- x_2 : bedingte Wahrscheinlichkeit für mech. Energiefreisetzung > 150 MJ
- x_3 : bedingte Wahrscheinlichkeit der aktiven Energiefreisetzung > 400 MJ
- x_4 : bedingte Wahrscheinlichkeit für Ausfall aktiver NWA beim Notstromfall
- x_5 : bedingte Wahrscheinlichkeit für Ausfall aktiver NWA beim Dampferzeugerstörfall
- x_6 : bedingte Wahrscheinlichkeit für Ausfall aktiver NWA beim allgemeinen NWA-Fall
- x_7 : zu erwartende Häufigkeit einer Betriebsstörung
- x_8 : bedingte Wahrscheinlichkeit dafür, daß beim UWVA die Schnellabschaltung wirklich benötigt wird
- x_9 : zu erwartende Häufigkeit des Notstromfalls
- x_{10} : bedingte Wahrscheinlichkeit für Versagen der mechanischen Schnellabschaltung
- x_{11} : bedingte Wahrscheinlichkeit für Ausfall des Reaktorschutzsignals
- x_{12} : bedingte Wahrscheinlichkeit für Versagen der passiven NWA
- x_{13} : zu erwartende Häufigkeit des Dampferzeugerstörfalls
- x_{14} : zu erwartende Häufigkeit des allgemeinen NWA-Falls
- x_{15} : bedingte Wahrscheinlichkeit für Ausfall des Containmentabschlusses unter der Bedingung eines UKDS
- x_{16} : bedingte Wahrscheinlichkeit für Ausfall des Containmentabschlusses unter der Bedingung einer UWVA
- x_{17} : bedingte Wahrscheinlichkeit für Durchdringung des Reaktortanks unter der Bedingung einer großen Schmelze nach NWA-Ausfall
- x_{18} : bedingte Wahrscheinlichkeit für Tankversagensart MTV2 unter der Bedingung einer UWVA

ergeben sich folgende funktionale Zusammenhänge zwischen den zu erwartenden Freisetzungshäufigkeiten y_j , $j = 1, \dots, 5$ einerseits und den zu erwartenden Häufigkeiten auslösender Ereignisse und bedingten Wahrscheinlichkeiten andererseits.

$$y_1 = u_1 x_3 (1 - x_{15}) + u_2 (x_{18} x_{16} + x_2 (1 - x_{16})) + u_3 x_1 x_{15}$$

$$y_2 = u_3 x_1 (1 - x_{15})$$

$$y_3 = u_2(1 - x_{18})x_{16}$$

$$y_4 = u_3(1 - x_1)(1 - x_{15})$$

$$y_5 = u_1 \frac{1 - x_1}{2} x_{17}(1 - x_{15}) + u_2(1 - x_{18})(1 - x_{16})$$

$$u_1 = x_{10}x_7$$

$$u_2 = x_8x_{11}x_7$$

$$u_3 = (x_9x_4 + x_{13}x_5 + x_{14}x_6)x_{12}$$

In der Zusammenfassung zu den Freisetzungskategorien sind die Versagenskombinationen 2, 3, 4, 9, 12 und 14 nicht berücksichtigt, da ihre Beiträge zu den in Frage kommenden Kategorien unbedeutend sind.

Unter Benützung der funktionalen Zusammenhänge werden Punktwerte und subjektive Vertrauensintervalle der zu erwartenden Freisetzungshäufigkeiten bestimmt.

Quantifikation sowie probabilistische Modellierung und Fortpflanzung der Schätzunsicherheiten in den Parametern x_i , $i = 1, \dots, 18$, liefern subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilungen der zu erwartenden Freisetzungshäufigkeiten y_j , $j = 1, \dots, 5$. Aus den Verteilungen lassen sich dann subjektive Vertrauensintervalle für die Lage des zutreffenden Häufigkeitswertes ablesen.

Zur Quantifikation werden in Tabelle 7-27 10 % (bzw. 5 %) und 90 % (bzw. 95 %) Fraktile der unsicheren Parameter x_i (nun als Zufallsgrößen aufgefaßt) angegeben.

Sofern aus vorangegangener Quantifikation, probabilistischer Modellierung und Fortpflanzung von Unsicherheiten aus tieferliegenden Analyseebenen subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilungen zu Parametern x_i vorliegen, wurden 5 % und 95 % Fraktile daraus entnommen. Als bester Schätzwert diente in diesem Fall der Erwartungswert der Verteilung bei unsicheren skalaren Größen bzw. das Referenzergebnis bei unsicheren Funktionsverläufen.

Tab. 7-27:

Fraktile aus ermittelten subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilungen (x_1-x_6) bzw. Expertenschätzungen von Fraktile (x_7-x_{18})

Parameter Index	Fraktile				Bester Schätzwert
	5 %	10 %	90 %	95 %	
1	1,3 E-1			1,0	4,6 E-1
2	0,0			6,8 E-2	1,2 E-2
3	0,0			2,2 E-2	3,1 E-3
4	1,2 E-5			3,0 E-4	1,0 E-4
5	2,0 E-6			1,8 E-5	7,5 E-6
6	2,3 E-7			2,1 E-6	8,5 E-7
7		4,0	3,6 E+1		1,2 E+1
8		3,3 E-2	3,0 E-1		1,0 E-1
9		2,3 E-2	2,1 E-1		7,0 E-2
10		1,0 E-8	1,0 E-6		1,0 E-7
11		1,0 E-8	1,0 E-6		1,0 E-7
12		1,0 E-3	1,0 E-1		1,0 E-2
13		3,3 E-1	3,0		1,0
14		3,6	3,3 E+1		1,1 E+1
15		6,6 E-4	6,0 E-3		2,0 E-3
16		3,3 E-2	3,0 E-1		1,0 E-1
17		2,0 E-2	8,0 E-1		2,0 E-1
18		1,3 E-3	1,3 E-1		1,3 E-2

Liegt keine Wahrscheinlichkeitsverteilung zu x_i vor, so wurden Experten um Angabe von 10 % und 90 % Fraktile gebeten, d.h. um jene Werte, bei denen sie zu 90 % sicher sind, daß der zutreffende Wert des unsicheren Parameters nicht darunter bzw. nicht darüber liegt. Durch die Fraktileangaben ist allerdings noch kein Verteilungstyp für die probabilistische Modellierung der quantifizierten Schätzunsicherheit festgelegt. Deshalb wurden in all diesen Fällen verschiedene Verteilungstypen herangezogen, um die Abhängigkeit der Vertrauensintervalle der zu erwartenden Freisetzungshäufigkeiten vom gewählten Verteilungstyp zu untersuchen. Tabelle 7-28 gibt zu jedem Parameter x_i an, welche Verteilungstypen Verwendung fanden.

Zur Gewinnung der subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilungen der zu erwartenden Freisetzungshäufigkeiten wurde schließlich eine Monte-Carlo-Simulation mit 10 000 Läufen durchgeführt.

Tab. 7-28:

Verteilungstypen, die bei der probabilistischen Modellierung der Schätzunsicherheiten in den Parametern x_i Verwendung fanden

Parameterindex i	Verteilungen
1 - 3	die n_i (= 1000) Werte-Tripel der sog. "äußeren" Simulation aus Anhang I zu Kapitel 7 "Unfallanalyse"
4 - 6	logarithmische Normalverteilungen
7 - 18	logarithmische Normalverteilungen, logarithmische Gleichverteilungen, Histogrammverteilungen bzw. Normalverteilungen; alle gegebenenfalls gestutzt bei 0 und 1 (im Falle von Wahrscheinlichkeiten) bzw. nur bei 0 (im Falle zu erwartender Häufigkeiten)

Tab. 7-29:

Fraktile und Punktwerte subjektiver Wahrscheinlichkeitsverteilungen der zu erwartenden Freisetzungshäufigkeiten der Kategorien 1 bis 5

Fraktile	Verteilungstyp für $x_j - x_{j8}$	Freisetzungskategorie				
		1	2	3	4	5
5 %	logarithmische Normalverteilung	1,6 E-10	2,4 E-9	2,4 E-10	0,0	6,5 E-9
	logarithmische Gleichverteilung	1,6 E-10	3,7 E-9	3,3 E-10	0,0	8,2 E-9
	Histogrammverteilung	3,3 E-10	4,7 E-9	5,3 E-10	0,0	1,7 E-8
	Normalverteilung	4,5 E-9	3,1 E-8	7,2 E-9	0,0	1,8 E-7
95 %	logarithmische Normalverteilung	2,2 E-7	3,8 E-6	5,2 E-7	2,2 E-6	4,5 E-6
	logarithmische Gleichverteilung	1,8 E-7	2,8 E-6	3,8 E-7	1,8 E-6	3,4 E-6
	Histogrammverteilung	2,4 E-7	3,2 E-6	5,4 E-7	2,3 E-6	4,9 E-6
	Normalverteilung	5,3 E-7	5,0 E-6	1,3 E-6	3,4 E-6	8,0 E-6
50 % Median	logarithmische Normalverteilung	5,2 E-9	1,2 E-7	1,1 E-8	4,7 E-8	1,9 E-7
	logarithmische Gleichverteilung	4,9 E-9	1,3 E-7	1,2 E-8	4,4 E-8	2,0 E-7
	Histogrammverteilung	8,4 E-9	2,3 E-7	2,2 E-8	8,6 E-8	4,1 E-7
	Normalverteilung	4,9 E-8	9,7 E-7	2,0 E-7	5,2 E-7	2,0 E-6
Punktwert errechnet aus den besten Schätzwerten von $x_1 - x_{j8}$		5,5 E-9	1,1 E-7	1,2 E-8	1,3 E-7	1,7 E-7

Die 5%- und 95%-Fraktilen in Tabelle 7-29 grenzen subjektive 90 % Vertrauensintervalle ein. Ebenfalls angegeben ist der aus den besten Schätzungen errechnete Punktwert. Die 95%-Fraktile variiert offenbar nur mäßig mit der Wahl des Verteilungstyps.

7.6 Zusammenfassung

Die Unfallanalyse verfolgt den Ablauf der Kernzerstörung und die sich ergebenden Belastungen für den Reaktortank sowie das innere und äußere Containment.

Bei Störungen in der Anlage und gleichzeitigem Versagen von Sicherheitseinrichtungen kann es durch verschiedene Einleitungsereignisse zur Kernzerstörung kommen (Kapitel 4):

- "Unkontrollierter Kerndurchsatzstörfall" (UKDS),
- "Unzureichende Wärmeabfuhr bei Versagen der Reaktorabschaltung" (UWVA),
- "Unkontrollierte Reaktivitätszufuhr" (URZ),
- "Propagationsstörfall" (PPS),
- "Ausfall der Nachwärmeabfuhrsysteme bei abgeschaltetem Reaktor" (ANWA),
- "Unterschreiten des Notspiegels und Versagen des Tauchkühlsystems" (UNVT).

Der UKDS hat die höchste Eintrittshäufigkeit. Er wird für die Unfallanalyse als Basisfall behandelt. Die Untersuchung der Vorgänge innerhalb des Reaktortanks gliedert sich in drei Abschnitte:

- Verlauf der Kernzerstörung und mechanische Energiefreisetzung (Abschnitt 7.1.1),
- Auswirkung der mechanischen Energiefreisetzung auf Reaktortank und Drehdeckel (Abschnitt 7.2.1.1),
- Verhalten der Kernmaterialien im Reaktortank nach der Kernzerstörung (Abschnitt 7.2.1.2).

Die UWVA hat einen ähnlichen Verlauf der Kernzerstörung, wegen höherer Temperaturen weisen aber die Komponenten eine niedrigere Festigkeit auf. URZ und PPS ergeben im Vergleich zum UKDS keinen wesentlichen Risikobeitrag.

Das langsame Niederschmelzen des Reaktorkerns nach ANWA und UNVT hat zwar nur ein geringeres Potential für eine mechanische Energiefreisetzung, aber wegen der hohen Temperaturen und des Ausfalls der NWA-Systeme kommt es dennoch in allen Fällen zu einem Versagen des Reaktortanks.

Zusammengefaßt ergeben sich für alle auslösenden Einleitungsereignisse folgende bedingte Wahrscheinlichkeiten pro Kernzerstörung für die nachfolgend aufgeführten Tankversagensarten:

- massives Versagen des Drehdeckels durch sehr hohe mechanische Energiefreisetzung, starker Auswurf von Brennstoff und Natrium in das äußere Containment: 0,3 %,
- mechanisches Versagen des Reaktortanks bei intaktem Drehdeckel: 10 %,
- längerfristiges Durchschmelzen des Reaktortanks nach der Kernzerstörung: 22 %.

In 68 % aller Fälle bleibt der Tank intakt.

Der weitere Ablauf und seine Auswirkungen, die sich im Containment nach dem Versagen des Primärsystems ergeben, hängen u.a. von der Funktion der Sicherheitssysteme im Containment ab. Zu diesen Sicherheitssystemen gehören die Bodenkühleinrichtung unter dem Reaktortank, der Stickstoff-Naturumlauf im inneren Containment, das Dampfdruckentlastungssystem für aus dem Beton austretenden Dampf, die Umluftkühlung sowie das Reventing- und Exventingssystem. Diese Systeme sind im allgemeinen als funktionsfähig anzusehen. Es ergeben sich dann trotz der Beschädigung des Primärsystems praktisch nur vernachlässigbare Auswirkungen. Falls Ausfälle als Folge des Unfalls

- z.B. Beschädigung der Bodenkühleinrichtung durch Tankabriß -

oder bei zufälliger Nichtverfügbarkeit der Systeme auftreten, sind verschieden starke Auswirkungen möglich.

Aus der Vielzahl der möglichen Versagenskombinationen wurden acht repräsentative Containmentrechenfälle gebildet, die mit detaillierten Rechenprogrammen verfolgt werden. Die relevanten Phänomene wie z.B. Wärme- und Massenströme im Gebäude, Natriumbrände und die Wasserfreisetzung aus Beton werden dabei berücksichtigt.

Die Untersuchungen zeigen, daß folgende Ausfälle von Sicherheitssystemen von besonderer Bedeutung sind:

- Ausfall des Containmentabschlusses mit Weiterlaufen der Lüftung durch Ausbleiben des entsprechenden Reaktorschutzsignals,
- totaler Ausfall der Sicherheitssysteme, verbunden mit einem Integritätsverlust der Natriumauffangwanne,
- Versagen des Drehdeckels als Folge der Kernzerstörung, verbunden mit einem Integritätsverlust des inneren Containments und mit einem Natriumbrand im äußeren Containment.

Während beim Auslegungsfall erst nach etwa 10 Tagen damit begonnen wird, Containmentatmosphäre über Filter und Kamin abzugeben, kommt es in den oben genannten Fällen sehr früh zu einem Verlust der Containmentintegrität.

Gegenüber dem Reaktorsystem besitzen die Brennelementlager keine gestaffelten Kühlsysteme. Durch den Ausfall des redundanten Kühlsystems kommt es zu einer Brennelementüberhitzung und damit zu einem Verlust der Hüllrohrintegrität und der Dichtheit des Lagertanks. Beim Ausfall der Gaslagerkühlung erfordern die Belastungen des Containments, daß nach etwa 6 Tagen von Reventingbetrieb auf Exventingbetrieb umgeschaltet werden muß. Demgegenüber führt der Ausfall der Natriumkühlung aufgrund pessimistischer Annahmen im Unfallablauf durch Überdruckversagen zu einem Verlust der Containmentintegrität,

so daß eine kontrollierte Abgabe von Radionukliden über Filter und Kamin nicht mehr möglich ist.

Die Ereignisse der Unfallanalyse liefern wesentliche Anfangs- und Randbedingungen für die nachfolgende Untersuchung des Spaltproduktverhaltens bei Unfällen (Kapitel 8).

ANHANG 7-I

"Probabilistische Auswertung der Expertenbefragung zu Bewertungsdetails der mechanischen Energiefreisetzung bei einem Unkontrollierten Kerndurchsatzstörfall (UKDS)"

1. EINLEITUNG

Bei der Ermittlung des Risikos, das mit dem Betrieb des SNR-300 verbunden ist, spielen die möglichen Auswirkungen des UKDS eine entscheidende Rolle. Bei diesem Störfall wird postuliert, daß alle Hauptkühlmittelpumpen beim gleichzeitigen Versagen der beiden Schnellabschaltsysteme auslaufen.

Die Auswirkungen dieses Störfalls werden wesentlich durch die als Folge der nuklearen Leistungsexkursion freigesetzte mechanische Energie bestimmt. Die Vorgänge bei einem UKDS sind von komplexer Natur. Eine durchgehend mechanistische Beschreibung ist beim heutigen Kenntnisstand nicht möglich, obwohl das Verständnis der wichtigen Einzelphänomene infolge einer Vielzahl einschlägiger Versuche und durch Modellrechnungen weit fortgeschritten ist. Durch pessimistische, oft unphysikalische Kombination von Einzeleffekten lassen sich auch pessimistische Abschätzungen der freigesetzten mechanischen Energie angeben. Auf eine solche Vorgehensweise stützt sich z.B. in vielen Teilen das Genehmigungsverfahren. Für die vorliegende Risikountersuchung ist es jedoch nötig, Wertebereichen der freigesetzten Energie Wahrscheinlichkeiten zuzuordnen.

Die Bewertung der freigesetzten mechanischen Energie und die Zuordnung einer bedingten Wahrscheinlichkeit zu Wertebereichen - unter der Bedingung eines UKDS - hängen von der Einschätzung des phänomenologischen Ablaufs und von der quantitativen Einschätzung wichtiger Einzelphänomene des UKDS ab.

Um das Spektrum der Einschätzungen berücksichtigen zu können, wurde ein entsprechend strukturierter Fragebogen (Anhang 7-II)

erstellt und an insgesamt 18 Experten aus Frankreich, Japan, Großbritannien, den Vereinigten Staaten von Amerika und der Bundesrepublik Deutschland versandt.

Der Fragebogen war in folgende fünf Fragengruppen mit insgesamt 42 Einzelfragen gegliedert:

- Einleitungsphase
- Materialumverteilung nach der Einleitungsphase
- Störfallabläufe nach einer Einleitungsphase mit geringer Entladung aus dem Kernbereich
- Auftretende mechanische Energiefreisetzungen nach einer Einleitungsphase mit geringer Entladung aus dem Kernbereich
- Pauschale Angaben zum Belastungspotential massiver verzögerter Entladevorgänge

Zu jeder Fragengruppe sollten die Antwortenden mit Bezug auf die im Fragebogen enthaltene und sorgfältig erläuterte Beurteilungsskala (NA 78) ihre Vertrautheit mit dem Gegenstand der Fragen quantitativ bewerten. Ferner wurde darum gebeten, auch die übrigen Empfänger des Fragebogens entsprechend der Beurteilungsskala einzustufen. Die betreffenden Abschnitte im Fragebogentext hatten folgenden Wortlaut:

- "Geben Sie bitte unter Zuhilfenahme der Beurteilungsskala (siehe 'Vorbemerkungen und kurze Anleitung zur Beantwortung der Fragen') Ihren Vertrautheitsgrad mit dem Gegenstand dieser Fragengruppe an.

5 - 4 - 3 - 2 - 1 (Zutreffendes bitte unterstreichen)

Sollten Sie die Beurteilung für einige (oder alle) Fragen einzeln vornehmen wollen, so geben Sie bitte im Anschluß an die betreffende Frage Ihren Vertrautheitsgrad an. In diesem Falle beziehen sich dann die Angaben auf diesem Blatt nur auf die Fragen, zu denen keine gesonderten Angaben erfolgten."

- "Nach derselben Beurteilungsskala ordnen Sie bitte den beiden nachfolgenden Rubriken 'Experte (5)' und 'Ziemlich gut

vertraut (4)' die Namen der Personen aus der Empfängerliste zu, die Ihrer Meinung nach bezüglich dieser Fragengruppe als 'Experte' bzw. 'Ziemlich gut vertraut' einzustufen wären.

Auch diese Einstufung kann, wenn nötig, für einige (oder alle) Fragen der Gruppe getrennt vorgenommen werden.

EXPERTE (5)

ZIEMLICH GUT VERTRAUT (4)"

Bis zum Stichtag am 5. April 1982 sind 16 der 18 versandten Fragebogen zurückgekommen. Davon enthalten 15 quantitativ auswertbare Informationen. Tabelle 7-30 gibt zu jeder in der Studie ausgewerteten Frage - in der durchlaufenden Numerierung von 1 bis 42 - an, in wievielen der 15 Bogen sie beantwortet wurde. Die über alle Bogen gemittelte Vertrauthheitsbeurteilung hat für jede dieser Fragen den Wert 4 (Selbst- und Kollegenbeurteilung berücksichtigt).

Tab. 7-30:

Anzahl der Bogen, in denen die in der Studie verarbeiteten Fragen beantwortet sind

Frage Nr.	Antworten	Frage Nr.	Antworten	Frage Nr.	Antworten
2	15	21	15	32	12
4	15	22	14	33	11
5	15	23	12	34	9
6	15	24	15	35	12
7	15	25	14	36	11
12	14	26	14	37	11
14	15	27	15	38	12
15	13	29	12	39	2
16	15	30	11	40	1
17	14	31	11		

Bei 39 und 40 handelt es sich um Fragen nach der Energiefreisetzung bei eventuellen zusätzlichen Vorstellungen zum Rekritikalitätsablauf. Sie waren deshalb nur dann zu beantworten, wenn der Befragte das Spektrum der Abläufe im Fragebogen durch eigene Abläufe ergänzte.

Zu den meisten Fragen wurden Wahrscheinlichkeitsangaben als Antwort erbeten. Dabei war notwendigerweise, je nach Art der zu quantifizierenden Unsicherheit, zweierlei unter dem Begriff "Wahrscheinlichkeit" zu verstehen:

- Sollte die tatsächlich mögliche zufällige Variation einer Größe (statistische Unsicherheit) quantifiziert werden, so war die "Wahrscheinlichkeit" in ihrer Interpretation als Grenzwert der relativen Häufigkeit anzugeben.

Ein Beispiel:

Frage Nr. 24 (Abschnitt 4.2.3 des Fragebogens) lautet:

"Wie groß ist die Reaktivitätsrampe am promptkritischen Punkt?"

Wahrscheinlichkeit

0 - 20 \$/s
20 - 50 \$/s
50 - 100 \$/s
100 - ... \$/s (Ihr Maximalwert)

Summe: 1,0"

Als erläuternder Zusatz war angefügt: "Mit 'Wahrscheinlichkeit' ist hier die relative Häufigkeit gemeint, mit der unter den Reaktivitätsrampen aus vielen Abläufen ¹⁾ solche aus den angegebenen Wertebereichen auftreten."

- Handelte es sich hingegen um die verschiedenen möglicherweise zutreffenden "Werte" einer festen, aber ungenau bekannten Größe (ungenau Kenntnis von Konstanten und Gesetzmäßigkeiten), so war die "Wahrscheinlichkeit" in ihrer Interpretation als Aussagesicherheit oder Grad an Sicherheit, mit dem der jeweilige "Wert" bzw. "Wertebereich" für zutreffend gehalten wird, anzugeben. Diese Interpretation wurde auch dann verwendet, wenn für die betreffende Größe zwar eine echte zufällige Variation um ihren Mittelwert möglich ist, jedoch die ungenaue Kenntnis der Lage des Mittelwerts gegenüber der statistischen Unsicherheit überwiegt.

¹⁾ Rekritikalitätsablauf 1, siehe Anhang 7-II, Abschnitt 4.2

Ein Beispiel:

Frage Nr. 12 (Abschnitt 3.7 des Fragebogens) lautet:

"Zu welchem Reaktivitätseffekt führt bei einem Stabversagen in der Kernmitte die Überlagerung der Brennstoffbewegung innerhalb und außerhalb des Stabes?

Wahrscheinlichkeit

Reaktivitätsabnahme
praktisch keine Änderung
Reaktivitätszunahme

Summe: 1,0"

Als erläuternder Zusatz war angefügt: "Mit 'Wahrscheinlichkeit' ist hier Ihr persönlicher Grad an Sicherheit gemeint, mit dem Sie den jeweiligen Reaktivitätseffekt, im Mittel über die betroffenen Brennstäbe und viele LOFs (deren Anfangs- und Randbedingungen bezüglich der angegebenen Details übereinstimmen), für zutreffend halten."

Eine ausführlichere Erläuterung der beiden Wahrscheinlichkeitsbegriffe wird im Kapitel 2 dieses Anhangs gegeben.

Zur Auswertung der Vertrauheitsbeurteilung erfolgte für jeden Bogen, zu jeder beantworteten Frage, die Mittelung der Bewertungen und anschließende Rundung dieses Mittelwertes zur nächstliegenden ganzen Zahl. Folgende Zuordnung (nach NA 78) diente der Umsetzung der mittleren Beurteilung pro Bogen und Frage in Gewichte:

Mittlere Beurteilung	Gewicht
5	4
4	2
3	1

Antworten mit einer mittleren Beurteilung unter (3) = "Vertraut" (also (2) = "Wenig vertraut" und (1) = "Nicht vertraut") erhielten das Gewicht 0 und schieden damit aus der weiteren Bearbeitung aus. Die Gewichte fanden Verwendung bei

- der Zusammenfassung der Antworten zu jeder Frage.
Zu diesem Zweck wurden in jedem Bogen die Wahrscheinlich-

keitsangaben zur betreffenden Frage in eine Wahrscheinlichkeitsdichtefunktion - gemäß einer Histogrammverteilung, auch 'stückweise Gleichverteilung' genannt - umgesetzt und diese Dichtefunktionen anschließend, multipliziert mit dem Gewicht der betreffenden Antwort im jeweiligen Fragebogen, addiert. Das Resultat wird nach Normierung, mittels der Summe der Gewichte, zur Dichte der Mischverteilung;

- der Generierung von Ersatzmaxima.

In einigen Fragebogen war für oberste Merkmalintervalle zwar eine von Null verschiedene Intervallwahrscheinlichkeit angegeben, jedoch die Frage nach dem oberen Intervallende ("Ihr Maximalwert") nicht beantwortet. Ersatzweise fand hier das gewichtete Mittel der zu dieser Frage in den anderen Bogen angegebenen oberen Enden des Intervalls Verwendung. Von dieser gewichteten Mittelung ausgeschlossen war die in einem einzigen Bogen zu zwei Fragen angegebene Obergrenze ∞ . Für die weitere Verarbeitung wurde sie durch endliche Werte, nämlich 10^4 bzw. 10^5 ersetzt. Diese Maßnahme blieb ohne Einwand von seiten des betreffenden Beantworters;

- der Ermittlung von normierten Bogengewichten bezüglich interessierender Fragengruppen.

Addition der Gewichte der Antworten zu den Fragen der Gruppe, für jeden Bogen einzeln, und Division dieser Summen durch die Gesamtsumme der beteiligten Gewichte ergibt die normierten Bogengewichte bezüglich der betreffenden Fragengruppe. Ihre Summe über alle Bogen ist 1. Diese normierten Gewichte spielen bei der weiter unten beschriebenen Monte-Carlo-Simulation zur Ermittlung lokaler subjektiver Vertrauensintervalle der Verteilung der freigesetzten mechanischen Energie die Rolle der Wahrscheinlichkeiten, mit denen die einzelnen Fragebogen bei der Simulation zum Zuge kommen.

Als Antworten sind in den Fragebogen zu einzelnen Wertebereichen Wahrscheinlichkeiten (Intervallwahrscheinlichkeiten) angegeben, mit denen der zutreffende Wert bzw. der Wert der zu-

fällig variierenden Größe im jeweiligen Intervall liegt. Damit ist an sich noch kein Verteilungstyp festgelegt, also insbesondere kein funktionaler Zusammenhang gegeben, nach dem die Wahrscheinlichkeit über dem Intervall im Sinne einer Dichtefunktion aufzuteilen wäre. In solchen Situationen ist es üblich (vgl. auch NA 78), innerhalb der Intervalle a priori eine Gleichverteilung anzunehmen, so daß über dem Wertebereich der Größe insgesamt eine stückweise Gleichverteilung, auch Histogrammverteilung genannt, zur Anwendung kommt. Sofern nicht anders angegeben, wird im weiteren von diesem Verteilungstyp ausgegangen. Ein Beispiel der Dichtefunktion ist in Bild 7-35 zu sehen. Bild 7-32 zeigt die dazugehörige Verteilungsfunktion (Kurve F) und die entsprechende komplementäre Verteilung (Kurve F*).

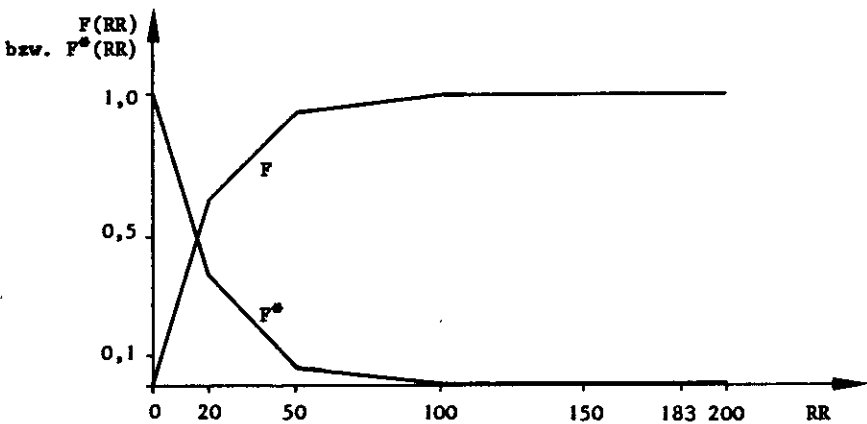


Bild 7-32:

Beispiel einer stückweisen Gleichverteilung und ihres Komplementes

Die stückweise Gleichverteilung hat außerdem den Vorteil, daß sie den Wahrscheinlichkeitsangaben der Befragten voll entspricht. Mit anderen Verteilungstypen wird es im allgemeinen nicht gelingen, allen angegebenen Intervallwahrscheinlichkeiten zu genügen, d.h., mehrere Angaben der Befragten würden zu

ignorieren sein bzw. nicht voll berücksichtigt werden können, da z.B. bei einer zweiparametrischen Verteilung, etwa logarithmische oder gewöhnliche Normalverteilung, nur zwei Fraktile - also nur zwei der drei bis fünf angegebenen Intervallwahrscheinlichkeiten - zur Parameterschätzung herangezogen werden.

Im Zuge einer Sensitivitätsanalyse wird jedoch auch untersucht werden, wie groß der Einfluß der Wahl des Verteilungstyps ist, wobei auch andere Verteilungstypen zur Anwendung kommen. Eine entsprechende Sensitivitätsanalyse in der Risiko-studie für Druckwasserreaktoren (GE 81b), bei der u.a. auch stückweise Gleichverteilungen herangezogen wurden, hat nur relativ geringfügigen Einfluß des Verteilungstyps aufgezeigt.

2. BEMERKUNGEN ZUR PROBABILISTISCHEN GRUNDLAGE DER WAHRSCHEINLICKEITSABSCHÄTZUNG MITTELS EXPERTENBEFRAGUNG

2.1 Allgemeines

Grundlage des Vorgehens sind die beiden gebräuchlichen Wahrscheinlichkeitsbegriffe:

- A "Wahrscheinlichkeit" in ihrer Interpretation als Grenzwert der relativen Häufigkeit,
- B "Wahrscheinlichkeit" in ihrer Interpretation als Grad an Sicherheit (Aussagesicherheit), mit der ein bestimmter Sachverhalt für zutreffend gehalten wird.

Zur Schätzung der Wahrscheinlichkeit, mit der die Durchführung eines Zufallsexperiments unter bestimmten Bedingungen ein bestimmtes Ereignis zur Folge hat, wird im allgemeinen das Zufallsexperiment unter eben diesen Bedingungen häufig (n -mal) wiederholt. Falls hierbei genau $m \neq 0$ Wiederholungen das Ereignis zur Folge hatten, dient die relative Häufigkeit m/n als Schätzwert der Wahrscheinlichkeit in ihrer Interpretation A, also als Schätzung des Grenzwertes von m/n für $n \rightarrow \infty$.

Zu dieser Schätzung können Vertrauensintervalle mit zugehöriger Aussagesicherheit, auch Sicherheitswahrscheinlichkeit genannt, ermittelt werden. Unter Aussagesicherheit versteht man dabei in der Statistik die Wahrscheinlichkeit, mit der eine Stichprobe einen Wertebereich (Vertrauensintervall) liefert, der den zutreffenden Wert der gesuchten Wahrscheinlichkeit enthält. Liegt zur Aussagesicherheit von z.B. 90 % ein auf Stichprobenevidenz beruhendes Vertrauensintervall vor, so ist man sich zu 90 % sicher, daß es den gesuchten Wahrscheinlichkeitswert enthält, obgleich er nur mit der Wahrscheinlichkeit 1 oder 0 (also entweder oder nicht) enthalten sein kann. Dieser Grad an Sicherheit ist ein Beispiel der Wahrscheinlichkeitsinterpretation B.

Der Grad an Sicherheit bzw. das Vertrauensintervall sind in diesem spezifischen Fall vom Resultat einer Stichprobe abgeleitet. Sie können aber mangels Zufallsexperimenten unter den bestimmten Bedingungen, auch auf Zufallsexperimenten unter anderen Bedingungen, kombiniert mit Fachwissen und Erfahrung (Expertenurteil), oder ganz allein auf Expertenurteil beruhen. In diesem Falle muß von subjektiver Aussagesicherheit bzw. subjektivem Vertrauensintervall gesprochen werden.

Bei ungenau bekannten Konstanten (z.B. Wahrscheinlichkeiten, Erwartungswerten etc.), die keiner echten zufälligen Variation unterliegen, und bei Gesetzmäßigkeiten (feste funktionale Beziehungen) läßt sich die Unsicherheit ihrer Kenntnis n u r über die Wahrscheinlichkeitsinterpretation B quantifizieren.

Nicht nur Vertrauensintervalle bzw. Aussagesicherheiten, z.B. zu einem Wahrscheinlichkeitswert der Interpretation A, können auf der Basis von Expertenurteil angegeben werden, sondern auch der Wahrscheinlichkeitswert selbst. In diesem Fall liegt eine subjektive Wahrscheinlichkeitsschätzung vor, die den Axiomen der Wahrscheinlichkeitsrechnung genügen muß. Sie ist als solche gegenüber der Wahrscheinlichkeitsschätzung auf der Basis von Stichprobenevidenz ("objektive" Schätzung) zu kennzeichnen.

Subjektive Wahrscheinlichkeitsschätzungen verschiedener Personen können, ebenso wie objektive Schätzungen aus Stichproben unterschiedlichen Umfangs, mit geeigneten Gewichten zu einer Schätzung zusammengefaßt werden.

2.2 Spezielles zum Fragebogen

Hier handelt es sich

- einerseits um echte zufällige Variation einer Größe (statistische Unsicherheit), so daß um Schätzungen von Wahrscheinlichkeiten in der Interpretation A zu einzelnen angegebenen Wertebereichen der Größe gebeten wurde.

Die Unterschiede in den Wahrscheinlichkeitsschätzungen aus den einzelnen Fragebogen sollen zugleich zur näherungsweise quantitativen Beschreibung der Unsicherheit in der Kenntnis der gesuchten Wahrscheinlichkeiten dienen;

- andererseits um die verschiedenen, möglicherweise zutreffenden "Werte" fester, aber ungenau bekannter Größen (Konstante, Gesetzmäßigkeiten), wie sie z.B. näherungsweise das Mittel einer Beobachtungsgröße über viele Durchführungen eines Zufallsexperiments darstellt. Hier wird Wahrscheinlichkeit in der Interpretation B verstanden, nämlich als Grad an Sicherheit, mit dem der jeweilige "Wertebereich" für die Lage des ungenau bekannten Wertes als zutreffend gehalten wird. Die Interpretation A ist hier sinnlos.

Die subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilungen aus den einzelnen Fragebogen, zur Quantifikation der Unsicherheit in der Kenntnis von festen Größen (Konstanten und Gesetzmäßigkeiten), werden zur Fortpflanzung dieser Unsicherheiten bis zu den Ergebnissen verwendet.

3. DIE GEWICHTET ZUSAMMENGEFASSTEN ANTWORTEN

In Bild 7-33 sind zur Erläuterung des Vorgehens bei der gewichteten Zusammenfassung zwei Antworten zu Frage Nr. 24 in

Form der Wahrscheinlichkeitsdichtefunktionen ihrer Histogrammverteilungen eingetragen.

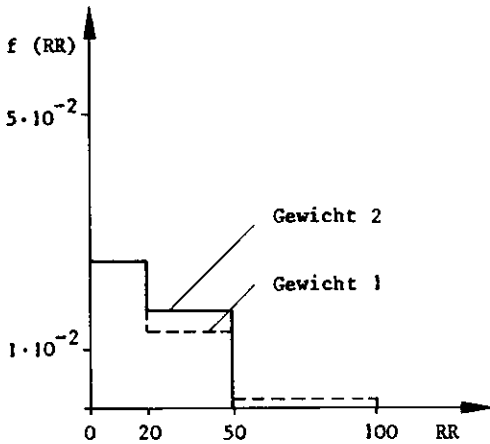


Bild 7-33:

Dichtefunktionen der Histogrammverteilungen zweier Antworten zu Frage 24

Die Dichtefunktion der gewichteten Zusammenfassung ist Bild 7-34 zu entnehmen.

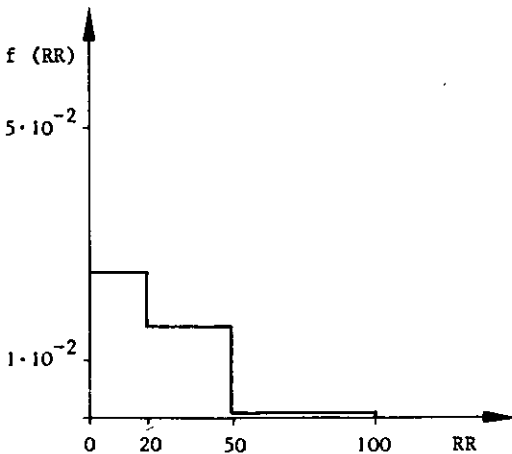


Bild 7-34:

Dichtefunktion der gewichteten Zusammenfassung der Histogrammverteilungen von Bild 7-33

Bild 7-35 schließlich zeigt die gewichtete Zusammenfassung aller 15 Antworten zu Frage 24.

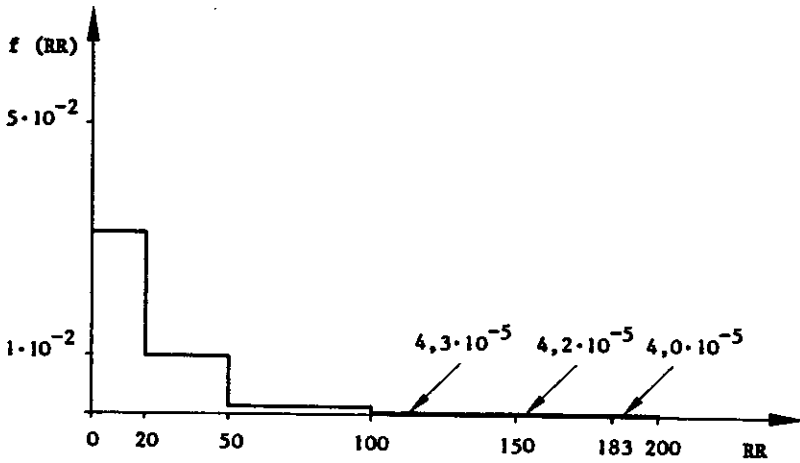


Bild 7-35:

Dichtefunktion der gewichteten Zusammenfassung der Histogrammverteilungen aller 15 Antworten zu Frage 24

Zu allen in der Studie verarbeiteten Fragen sind in Tabelle 7-31 die gewichtet zusammengefaßten Antworten angegeben.

Tab. 7-31:

Gewichtet zusammengefaßte Antworten zu den in der Studie bearbeiteten Fragen

Nr. der Frage	Merkmalswerte (-intervalle) (Intervall-) Wahrscheinlichkeiten in %						
2	0-0,25 9,7	D,25-D,5 32,9	0,5-0,75 34,8	0,75-1,0 22,6			
4	stark 35,7	mäßig 42,1	kaum 22,1				
5	stark 26,4	mäßig 38,9	kaum 34,6				
6	stark 16,1	mäßig 30,5	kaum 53,4				
7	oberes Drittel 30,2	mittleres Drittel 66,9	unteres Drittel 2,9				
12	Abnahme 34,2	keine Änderung 33,5	Zunahme 32,3				
14	< 4000 50,0	4000-5000 37,5	5000-6000 10,6	6000-6500 0,81	6500-7143 0,94	7143-8000 0,18	8000-10000 0,036

Fortsetzung Tab. 7-31

Nr. der Frage	Merkmalswerte (-intervalle)						
	(Intervall-) Wahrscheinlichkeiten in %						
15	0-50 65,5	50-150 23,4	150-400 11,0	400-1000 0,092	1000-100000 0,086		
16	< 0,4 68,6	0,4-0,8 19,1	0,8-1,2 8,9	1,2-1,6 1,8	1,6-2,5 1,5		
21	Ablauf 1 26,4	Ablauf 2 ¹⁾ 28,6	Ablauf 31 25,3	Ablauf 32 9,1	Ablauf 33 8,3	Ablauf 34 0,33	Ablauf 4 2,0
22	0-5 61,0	5-10 32,5	10-15 3,2	15-20 2,8	20-21 0,38	21-25 0,12	25-30 0,01
23	0-1,5 67,0	1,5-3 26,0	3-5 6,0	5-10 0,60	10-20 0,25	20-25 0,12	
24	0-20 62,8	20-50 30,7	50-100 6,1	100-150 0,21	150-183 0,14	183-200 0,067	
25	< 4000 36,3	4000-5000 46,6	5000-6000 17,1	6000-7000 0,03	7000-7667 0,017	7667-8000 0,008	
26	0-50 65,0	50-150 28,9	150-400 6,1	400-1000 0,04	1000-1133 0,008	1133-1200 0,004	
27	< 0,4 62,1	0,4-0,8 24,4	0,8-1,2 9,8	1,2-1,6 2,1	1,6-2,0 1,6		
29	0-20 43,0	20-50 31,6	50-100 20,8	100-200 1,8	200-400 1,4	400-527 0,28	527-1000 1,1
30	< 4000 42,2	4000-5000 34,4	5000-6000 20,3	6000-8000 3,1			
31	0-50 56,3	50-150 28,2	150-400 12,3	400-1500 0,44	1500-4000 0,86	4000-5400 0,46	5400-10000 1,5
32	< 0,4 47,0	0,4-0,8 23,6	0,8-1,2 22,9	1,2-1,6 4,1	1,6-2,0 2,5		
33	0-5 69,0	5-10 21,2	10-12 1,6	12-20 6,4	20-23 1,3	23-25 0,32	25-35 0,21
34	0-1,5 66,9	1,5-3 23,8	3-5 8,5	5-20 0,63	20-30 0,25		
35	0-20 52,2	20-50 34,4	50-100 12,7	100-200 0,52	200-1000 0,18		
36	< 4000 30,0	4000-5000 47,1	5000-6000 19,7	6000-7500 2,4	7500-7833 0,53	7833-8000 0,26	
37	0-50 71,9	50-150 19,3	150-400 8,2	400-1500 0,64	1500-1667 0,003	1667-2000 0,004	
38	< 0,4 59,1	0,4-0,8 22,4	0,8-1,2 14,1	1,2-1,6 2,4	1,6-2,0 2,0		
39	0-50 26,7	50-150 16,7	150-400 49,7	400-600 7,0			
Druckbereiche in bar Eindringtiefe oben/unten in cm							
17	< 5 21/15	5-15 35/29	15-50 52/42	> 50 62/42			

Bei der Zusammenfassung wurde die Histogrammverteilung als Typ zugrunde gelegt. Rundungen in dieser Tabelle können zur Folge haben, daß die Summe der Wahrscheinlichkeiten ungleich 1 ist.

¹⁾ Die Wahrscheinlichkeit zu Ablauf 2 enthält auch die in einem Fragebogen angegebene Wahrscheinlichkeit für einen Ablauf 5, der nicht zu Rekritikalität führt.

4. ERMITTLUNG DER KOMPLEMENTÄREN VERTEILUNG DER FREIGESetzten MECHANISCHEN ENERGIE EINSCHLIESSLICH LOKALER SUBJEKTIVER VERTRAUENSINTERVALLE

4.1 Zur Einleitungsphase

Fragen­gruppe 1 des Bogens befaßt sich mit Teilaspekten der phä­nomenologischen Einschätzung der Einleitungsphase eines UKDS. Aus dieser Gruppe wurden in der Studie die Antworten zu den Fra­gen 2, 4, 5, 6, 7, 12, 14, 15 und 16 ausgewertet, und zwar im Falle der ersten sechs Fragen nach folgender in Form von Ent­scheidungs­tabellen (7-32, 7-33, 7-34) dargestellter Detailvor­schrift:

Tab. 7-32:

Zuordnung der Wertekombinationen der Merkmale in Fragen 4, 5 und 6 zu drei Merkmalswerten der Brennstoffdispersion X in gevoideten Brennelementen

Frage Nr.	Wirksamkeit der Brennstoffdispersion durch:	Merkmalskombinationen
4	Spaltgase	3 3 3 3 3 2 2 2 2 2 1 1 1 1 1
5	Natriumdampf	3 2 2 2 1 3 2 1 1 1 3 2 2 2 1
6	Stahldampf	• 3 2 1 • • • 3 2 1 • 3 2 1 •
Wirkung X		1 1 1 2 2 1 2 2 2 3 1 2 2 3 3

Merkmalskombinationen:
 1 = kaum wirksam
 2 = mäßig wirksam
 3 = stark wirksam

Wirkung X:
 1 = stark
 2 = mäßig
 3 = kaum

Falls allen Werten eines Merkmals die gleiche Wirkung zugeordnet ist, wird dafür • gesetzt.

Wie aus Tabelle 7-30 zu ersehen ist, wurde Frage 12 in einem Bogen nicht beantwortet. Als Ersatz fand im betreffenden Bogen die gewichtete Zusammenfassung aller Antworten (Referenzantwort, siehe Tabelle 7-31) zu dieser Frage Verwendung.

Tab. 7-33:

Zuordnung der Wertekombinationen der Merkmale in Fragen 7 und 12 zu drei Merkmalswerten der Brennstoffkompaktion Y in nicht gevoideten Brennelementen

Frage Nr.		Merkmalskombinationen
7	Brennstabversagen in nicht bzw. kaum gevoideten Brennelementen	3 3 3 2 2 2 1 1 1
12	Reaktivitätseffekt der Brennstoffbewegungen	3 2 1 3 2 1 3 2 1
Wirkung Y		2 1 1 3 2 2 3 3 2

Merkmalskombinationen: Wirkung Y:
 Zu Frage 7: 1 = unteres Drittel 1 = kaum
 2 = mittleres Drittel 2 = mäßig
 3 = oberes Drittel 3 = stark

Zu Frage 12: 1 = Abnahme
 2 = keine Änderung
 3 = Zunahme

Tab. 7-34:

Zuordnung der Wertekombinationen der Merkmale in Frage 2 sowie der Wirkungen X und Y zu Wertebereichen des mechanischen Arbeitspotentials

		Merkmalskombinationen
Frage Nr. 2	Wirksamer Anteil Brennstoffexpansion	4 3 3 3 3 3 2 2 2 2 2 2 1 1 1 1 1 1 1
	Wirkung X	• 1 2 3 3 3 1 2 2 2 3 3 3 1 2 2 2 3 3 3
	Wirkung Y	• • • 3 2 1 • 3 2 1 3 2 1 • 3 2 1 3 2 1
AP-Intervall J		1 1 1 2 1 1 1 2 1 1 2 2 1 1 3 2 2 4 3 2

Falls allen Werten eines Merkmals das gleiche AP-Intervall zugeordnet ist, wird dafür • gesetzt.

Merkmalskombinationen:
 Frage 2: 1 ≙ 0 - 0,25 Intervall J: 1 ≙ 0 - 50 MJ
 2 ≙ 0,25 - 0,5 2 ≙ 50 - 150 MJ
 3 ≙ 0,5 - 0,75 3 ≙ 150 - 400 MJ
 4 ≙ 0,75 - 1 4 ≙ 400 - 650 MJ

Wirkung X: 1 = stark Wirkung Y: 1 = kaum
 2 = mäßig 2 = mäßig
 3 = kaum 3 = stark

Die Zuordnung in den Entscheidungstabellen orientierte sich an den zu einigen Wertekombinationen vorliegenden SAS3D-Rechnungen (Abschnitt 7.1.1.2).

Der Grad an Sicherheit $w(J_1)$, mit dem der zutreffende Wert des mechanischen Arbeitspotentials aus der Einleitungsphase im Intervall J_1 ($l = 1, 2, 3, 4$) liegt, resultiert aus den Angaben im Fragebogen und aus der Verarbeitungsvorschrift in den drei Tabellen 7-32, 7-33 und 7-34 gemäß

$$w(F4_i, F5_j, F6_k) = w(F4_i)w(F5_j)w(F6_k), \quad i = 1,2,3; j = 1,2,3; k = 1,2,3$$

$$w(X_1) = \sum w(F4_i, F5_j, F6_k), \quad l = 1,2,3$$

alle $(F4_i, F5_j, F6_k)$ mit
 $X(F4_i, F5_j, F6_k) = X_1$

$$w(F7_i, F12_j) = w(F7_i)w(F12_j), \quad i = 1,2,3; j = 1,2,3$$

$$w(Y_1) = \sum w(F7_i, F12_j), \quad l = 1,2,3$$

alle $(F7_i, F12_j)$ mit
 $Y(F7_i, F12_j) = Y_1$

$$w(F2_i, X_j, Y_k) = w(F2_i)w(X_j)w(Y_k), \quad i = 1,2,3,4; j = 1,2,3; k = 1,2,3$$

$$w(J_1) = \sum w(F2_i, X_j, Y_k), \quad l = 1,2,3,4$$

alle $(F2_i, X_j, Y_k)$ mit
 $J(F2_i, X_j, Y_k) = J_1$

mit Fn_s als Merkmalswert s der unsicheren Größe aus Frage Nr. n . Bei diesem Vorgehen wird u.a. fragebogeninterne Unabhängigkeit der durch die Wahrscheinlichkeitsangaben zu den einzelnen Fragen ausgedrückten Unsicherheiten vorausgesetzt.

Aus den Intervallwahrscheinlichkeiten $w(J_1)$ läßt sich, auf der Basis von stückweisen Gleichverteilungen, die subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilung des Arbeitspotentials aus der Einleitungsphase¹⁾ einschließlich ihrer Dichtefunktion ermitteln.

¹⁾ Unsicherheiten aus der möglichen stochastischen Variation werden gegenüber dem hier durch die Verteilung quantifizierten Einfluß der Unsicherheiten aus der phänomenologischen Einschätzung vernachlässigt.

Im Fragebogen war auch nach Wahrscheinlichkeitsangaben zur maximalen Brennstofftemperatur am Ende der Einleitungsphase und zum mechanischen Arbeitspotential direkt gefragt. Ausgehend von den angegebenen diskreten Punkten (Abschnitt 7.1.1.2) der Beziehung zwischen maximaler Brennstofftemperatur und Arbeitspotential erhält man aus den Antworten zu beiden Fragen je eine weitere Verteilung des Arbeitspotentials zusammen mit ihrer Dichtefunktion. Damit ergeben sich - abhängig davon, ob Fragen 14 und 15 im betreffenden Bogen beantwortet sind - die in Tabelle 7-35 aufgezeigten Möglichkeiten.

Tab. 7-35:

Gewichte bei der für jeden Fragebogen einzeln vorgenommenen Zusammenfassung der verschiedenen vorliegenden Wahrscheinlichkeitsdichten des Arbeitspotentials aus der Einleitungsphase

Wahrscheinlichkeitsdichte zu	Möglichkeit								
	1	2	3	4		1	2	3	4
AP (Detail)	×	×	×	×	Zugeordnete Gewichte bei der Zusammenfassung	1	3/4	3/4	1/2
AP (Temperatur)		×		×			1/4		1/4
AP (Direkt)			×	×				1/4	1/4
	Summe					1	1	1	1

AP (Detail) = Mechanisches Arbeitspotential aus der Detailvorschrift zur Verarbeitung der Antworten zu Fragen Nr. 2, 4, 5, 6, 7, 12

AP (Temperatur) = Mechanisches Arbeitspotential aus den diskreten Punkten der Beziehung zur maximalen Brennstofftemperatur und aus der Antwort zu Frage 14

AP (Direkt) = Mechanisches Arbeitspotential gemäß den direkten Wahrscheinlichkeitsangaben zu Frage 15

Bogenweise Zusammenfassung der Histogrammverteilungen, gemäß den Gewichten in Tabelle 7-35, ergibt die im weiteren Verlauf der Auswertung verwendete subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilung des mechanischen Arbeitspotentials durch isentrope Brennstoffdampfdruck-Expansion auf 70 m³ am Ende der Primärex-

kursion. In Tabelle 7-36 sind für jeden Fragebogen die Intervallwahrscheinlichkeiten dieser Verteilung angegeben.

Tab. 7-36:

Subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilungen, für jeden Fragebogen einzeln, des mechanischen Arbeitspotentials (angegeben in MJ) aus der Einleitungsphase¹⁾

Intervallwahrscheinlichkeiten in % zu					
0 - 50	50 - 150	150 - 400	400 - /k ₁	k ₁ - /k ₂	k ₂ - /k ₃
83,6	14,9	1,5			
79,4	19,0	1,6			
84,0	14,5	1,5			
78,8	20,0	1,3			
55,2	28,0	16,0	0,3/650	0,2/3761	0,2/1 E+5
57,4	26,1	16,0	0,5/650		
54,6	34,1	7,0	4,2/650	0,1/669	
44,9	47,7	6,0	1,5/650		
87,9	8,5	2,4	0,9/1000	0,2/1210	
90,6	7,7	1,6	0,1/650		
93,6	5,4	1,0	0,1/650	0,0005/669	0,0007/1000
83,8	13,6	2,6	0,0003/650		
99,6	0,4				
86,2	9,9	3,9	0,02/650		
74,7	21,8	3,1	0,4/650	0,05/1000	0,02/1210

Rundungen in dieser Tabelle können zur Folge haben, daß die Summe der Wahrscheinlichkeiten ungleich 1 ist.

Die gewichtete Zusammenfassung - gemäß den normierten Gewichten aus der Selbst- und Kollegenbeurteilung (siehe Einleitung) zu den in der Studie verarbeiteten Fragen - der Verteilungen in Tabelle 7-36 ergibt die Referenzverteilung des mechanischen Arbeitspotentials aus der Einleitungsphase¹⁾. In-

¹⁾ siehe Fußnote S. 435

tervallwahrscheinlichkeiten dieser Verteilung sind in Tabelle 7-37 angegeben. In Bild 7-36 sind die 50%- und 95%-Fraktile sowie der Erwartungswert gekennzeichnet.

Tab. 7-37:

Intervallwahrscheinlichkeiten aus der subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilung des mechanischen Arbeitspotentials (angegeben in MJ) der Einleitungsphase¹⁾

Intervallwahrscheinlichkeiten				Anzahl der Simulationsläufe n_i *)
0 - 50	50 - 150	150 - 400	> 400	
0,737	0,208	0,048	0,007	1 000
0,748	0,194	0,049	0,009	10 000

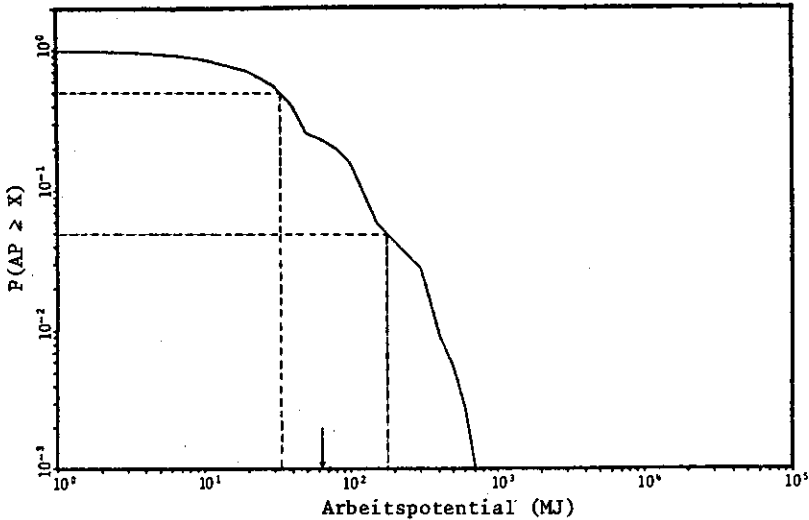
*) vgl. Abschnitt 4.3 dieses Anhangs

Aus Bild 7-36 läßt sich z.B. entnehmen, daß das mechanische Arbeitspotential durch isentrope Brennstoffdampfdruck-Expansion auf 70 m³ am Ende der Primärexkursion mit 95 % subjektiver Aussagesicherheit unter \cong 170 MJ liegt. Der Erwartungswert dient im folgenden als Referenzwert im Sinne einer besten Schätzung (vgl. Abschnitt 4.3.2 dieses Anhangs). Die Unsicherheit aus der möglichen stochastischen Variation des Arbeitspotentialwerts wird gegenüber der hier durch die Verteilung quantifizierten Unsicherheit aus der phänomenologischen Einschätzung als vernachlässigbar beurteilt. Ergebnisse zur freigesetzten mechanischen Energie aus der Einleitungsphase werden in Kapitel 5 dieses Anhangs gezeigt.

4.2 Zur Rekritikalität

Anhand der Antworten zu Frage 17 (Eindringtiefen in den oberen und unteren Brutmantel, 4.1.1 im Fragebogen) und einer Bezie-

¹⁾ siehe Fußnote S. 435



Die 50%- und 95%-Fraktile sowie der Erwartungswert sind gekennzeichnet.

Bild 7-36:

Komplementäre subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilung des mechanischen Arbeitspotentials aus der Einleitungsphase¹⁾

hung (Abschnitt 7.1.1.3) zwischen Arbeitspotential aus der Einleitungsphase einerseits und prozentuaalem Anteil der Brennelemente in den verschiedenen Temperatur- bzw. Druckbereichen der Fragestellung andererseits wird ermittelt, ob ein UKDS mit bestimmtem Wert des Arbeitspotentials aus der Einleitungsphase noch zu Rekritikalität führen kann. Falls dabei Rekritikalität als möglich beurteilt wird, sind zu den verschiedenen als möglich erachteten Rekritikalitätsabläufen, für die also im Fragebogen eine von Null verschiedene Wahrscheinlichkeit angegeben wird (Frage 21), die Verteilungen des Arbeitspotentials zu ermitteln. Bei den Rekritikalitätsabläufen 1, 32 und 33 stehen dazu drei Wege offen, je nachdem, welche Fragen im Bogen beantwortet wurden.

¹⁾ siehe Fußnote S. 435

- Der Weg über die Reaktivitätsrampenverteilung:

• Ablauf 1:

Aus den Histogrammverteilungen des gleichzeitig reaktivitätserhöhend zurückkehrenden Anteils M am gesamten Brennstoffinventar (Frage 22) und der Geschwindigkeit V (Frage 23) am promptkritischen Punkt wird die Verteilung von $R = 3MV$ ermittelt.

Im Bogen findet sich außerdem die Frage nach Wahrscheinlichkeitsangaben direkt zur Reaktivitätsrampe R. Damit liegen bis zu 8 verschiedene Möglichkeiten vor.

Tab. 7-38:

Möglicher Informationsumfang in einem Fragebogen bezüglich der Reaktivitätsrampenverteilung von Ablauf 1

Wahrscheinlichkeit zu	Möglichkeit							
	1	2	3	4	5	6	7	8
M	x	x			x		x	
V	x		x			x	x	
R _{direkt}	x	x	x	x				

x = Frage beantwortet

Im Falle 1 werden die aus M und V gemäß $R = 3MV$ erhaltene Rampenverteilung und die zur direkten Wahrscheinlichkeitsangabe (Frage 24) jeweils mit dem Gewicht 1/2 zusammengefaßt. Fall 8 wird wie 1 behandelt; nur kommen die gewichtet zusammengefaßten Antworten (Tab. 7-31) zu M, V und R_{direkt} zur Anwendung. In den Fällen 2, 3 und 4 wird nur die direkte Wahrscheinlichkeitsangabe zur Reaktivitätsrampe ausgewertet. Fälle 5, 6 und 7 treten unter den 15 Fragebogen nicht auf.

● Ablauf 33:

Hier wird aus den Histogrammverteilungen zu M (Frage 33) und V (Frage 34) sowie einem Wert $u \in [0, 0,5]$ des Massenverhältnisses von Brutstoff zu Brennstoff im zurückfallenden Blockadeabschnitt die Verteilung von $R = 3MV ((0,5 - u)/0,5)$ ermittelt. Im übrigen gleicht das Vorgehen zur Gewinnung der Reaktivitätsrampenverteilung dem bei Ablauf 1, wobei die direkten Wahrscheinlichkeitsangaben zur Rampe, in Frage 35, Verwendung finden.

● Ablauf 32:

Bei diesem Ablauf werden nur die direkten Wahrscheinlichkeitsangaben zur Reaktivitätsrampe (Frage 29) verarbeitet. Sollte in einem Bogen die Antwort auf diese Frage fehlen, so kommt die gewichtet zusammengefaßte Antwort zur Anwendung.

Somit wird zu jedem Fragebogen für jeden der Rekritikalitätsabläufe 1, 32 und 33 eine Verteilung der Reaktivitätsrampe ermittelt, vorausgesetzt daß zu den Abläufen überhaupt eine von Null verschiedene Wahrscheinlichkeit im betreffenden Fragebogen angegeben wurde.

Jedem Reaktivitätsrampenwert ist eine Verteilung des Arbeitspotentials zugeordnet. In Tabelle 7-39 ist diese Zuordnung für einige Rampenwerte mittels Fraktilangaben zur Arbeitspotentialverteilung beschrieben (Abschnitt 7.1.1.4).

Fraktilwerte zu dazwischenliegenden Rampenwerten werden durch lineare Interpolation und jene zu außerhalb liegenden Rampenwerten durch Extrapolation erhalten. Extrapolation zu Rampenwerten $R > 100$ erfolgt gemäß $AP(R) = AP(100) (R/100)^{1,6}$. Die zu gegebenem Rampenwert ermittelten Fraktilen bilden schließlich die Schätzgrundlage für die Parameter einer logarithmischen Normalverteilung des zugehörigen Arbeitspotentials. Bei den Abläufen 32 und 33 stehen zu gegebenem Reaktivitätsrampenwert zwei logarithmische Normalverteilungen des Arbeitspotentials zur Wahl, die sich durch Berücksichtigung bzw. Nicht-

berücksichtigung - in der durch die 99%-Fraktile ausgedrückten Weise - des sog. "Streaming"-Effekts unterscheiden.

Tab. 7-39:

Fraktile der Arbeitspotentialverteilungen zu einigen Reaktivitätsrampenwerten bei den Abläufen 1, 32 und 33

Ablauf Nr.	Reaktivitätsrampe [\$/s]	Fraktile der Arbeitspotential-Verteilung			
		30 % [MJ]	99 %		
			[MJ]	[MJ]	[MJ]
1	20	0		15	
	35	10		70	
	60	30		210	
	90	50		400	
	100	70		475	
			Mit "Streaming"-Effekt		Ohne "Streaming"-Effekt
32 und 33	20				20
	25	0	40		
	32	10	100		92
	50	50	800		211
	64				370
	100	200	2300		800

- Beim Weg über die maximale Brennstofftemperatur nach der Rekritikalität (Fragen 25, 30 und 36) wird für die Abläufe 1, 32 und 33 von den angegebenen diskreten Punkten (Abschnitt 7.1.1.4) der Beziehung zwischen maximaler Brennstofftemperatur und Arbeitspotential ausgegangen, um die Wahrscheinlichkeitsangaben für die Temperatur in eine Verteilung des Arbeitspotentials umzusetzen.
- Schließlich liegen bei einigen Fragebogen auch die Wahrscheinlichkeitsangaben zum Arbeitspotential aus den Rekritikalitätsabläufen 1, 32 und 33 direkt vor (Fragen 26, 31 und 37).

Damit ergeben sich, abhängig davon, welche Fragen im betreffenden Bogen beantwortet wurden, vier Möglichkeiten (Tabelle 7-40).

Tab. 7-40:

Gewichte bei der für jeden Fragebogen einzeln vorgenommenen Zusammenfassung der verschiedenen vorliegenden Wahrscheinlichkeitsdichten des Arbeitspotentials aus Rekritikalität

Wahrscheinlichkeitsdichte zu	M ö g l i c h k e i t												
	1 2 3 4				1 2 3 4								
					Ablauf 1								
AP (Detail ohne "Streaming")	x	x	x	x	Zugeordnete Gewichte bei der Zusammenfassung	1	3/4	3/4	1/2	1/2	3/8	3/8	1/4
AP (Detail mit "Streaming")	x	x	x	x						1/2	3/8	3/8	1/4
AP (Temperatur)	x	x				1/4		1/4			1/4		1/4
AP (Direkt)		x	x				1/4	1/4				1/4	1/4
Summe						1	1	1	1	1	1	1	1

- AP (Detail) = Mechanisches Arbeitspotential aus dem Zusammenhang mit der Reaktivitätsrampe
- AP (Temperatur) = Mechanisches Arbeitspotential aus dem Zusammenhang mit der maximalen Brennstofftemperatur am Ende der Rekritikalität
- AP (Direkt) = Mechanisches Arbeitspotential gemäß den direkten Wahrscheinlichkeitsangaben

Zur Umsetzung des Arbeitspotentials in freigesetzte mechanische Energie wird im Fragebogen um Wahrscheinlichkeitsangaben zum Faktor f (Verhältnis der mechanischen Energiefreisetzung zum Arbeitspotential durch isentrope Brennstoffdampfdruck-Expansion auf 70 m³ bei Berücksichtigung von Wärme- und Impulsaustauschvorgängen) gebeten. Multiplikation des Arbeitspotentials mit einem beliebigen, aber festen Faktorwert aus der zugeordneten Histogrammverteilung transformiert die Verteilung des Arbeitspotentials in jene der freigesetzten mechanischen Energie aus dem jeweiligen Rekritikalitätsablauf. Im Falle

der möglicherweise zusätzlich zu berücksichtigenden Abläufe 34 und 4 waren im Fragebogen Wahrscheinlichkeiten direkt zu Wertebereichen der freigesetzten mechanischen Energie anzugeben. Damit liegen für jeden Fragebogen bedingte Verteilungen - unter der Bedingung des jeweiligen Ablaufs - der freigesetzten mechanischen Energie zu allen Rekritikalitätsabläufen vor.

4.3 Ablauf der Simulation

4.3.1 Zur Gewinnung der lokalen subjektiven Vertrauensintervalle

Die Monte-Carlo-Simulation besteht aus einer sogenannten äußeren Simulation zu n_1 Läufen, von denen jeder Lauf eine möglicherweise zutreffende Ergebniskurve, also eine bedingte komplementäre Wahrscheinlichkeitsverteilung - unter der Bedingung eines UKDS - der freigesetzten mechanischen Energie liefert. Um diese Verteilungsfunktion zu erhalten, sind in der zugehörigen sogenannten inneren Simulation n_2 Läufe erforderlich.

Ein Lauf der äußeren Simulation beginnt mit der Auswahl eines der 15 verarbeitbaren Fragebogen. Die Wahrscheinlichkeit, mit der der einzelne Fragebogen dabei zum Zuge kommt, ist durch die normierten Gewichte gegeben, die nach der in Kapitel 1 dieses Anhangs beschriebenen Prozedur aus den Selbst- und Kollegenbeurteilungen zu den verwerteten Fragen der Gruppen 1, 2, 3 und 4 ermittelt wurden. Sodann erfolgt zu allen Größen, deren Wahrscheinlichkeitsangaben im Sinne von "Grad an Sicherheit" (Interpretation B in Kapitel 2 dieses Anhangs) verstanden werden, die Auswahl je eines Wertes gemäß der Histogrammverteilung, die den Wahrscheinlichkeitsangaben im ausgewählten Fragebogen entspricht. Dabei wird nicht jede einzelne beteiligte Größe aus der Einleitungsphase direkt herangezogen, sondern bereits die daraus analytisch ermittelte subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilung des mechanischen Arbeitspotentials (Tabelle 7-36). Die äußere Simulation wählt aus der zum vorliegenden Fragebogen gehörenden Arbeitspotentialverteilung unter Berücksichtigung des dadurch ausgedrückten Zufallsgesetzes

einen Wert aus. Mittels der oben zitierten Beziehung und den im ausgewählten Fragebogen gemachten Angaben zur Eindringtiefe in den oberen und unteren Brutmantel läßt sich entscheiden, ob der durch den ausgewählten Wert des Arbeitspotentials aus der Einleitungsphase charakterisierte UKDS noch zu Rekritikalität führen kann. Falls Rekritikalität nicht mehr möglich ist, wählt die äußere Simulation aus der Histogrammverteilung zu den im Fragebogen angegebenen Wahrscheinlichkeiten (Frage 16) einen Wert des Faktors f_E (Verhältnis der mechanischen Energiefreisetzung zum Arbeitspotential) zufällig aus und multipliziert damit den Arbeitspotentialwert, um so den Wert der freigesetzten mechanischen Energie zu erhalten. Als Ergebnis liefert auf diese Weise der äußere Simulationslauf eine bedingte komplementäre Wahrscheinlichkeitsverteilung der mechanischen Energiefreisetzung, die einer Stufenfunktion gleicht. Ist x der errechnete Energiewert, so springt sie bei x vom Wahrscheinlichkeitswert 0 auf 1 und verläuft in dieser Höhe bis zur Ordinate.

Kann der UKDS mit dem zufällig ausgewählten Wert aus der Arbeitspotentialverteilung der Einleitungsphase noch zu Rekritikalität führen, so wird zuerst festgestellt, zu welchen Rekritikalitätsabläufen im ausgewählten Fragebogen von Null verschiedene Wahrscheinlichkeiten angegeben sind. Die äußere Simulationsschleife wählt sodann aus der Gleichverteilung über $[0, 0,5]$ des Verhältnisses Brutstoff zu Brennstoff im zurückfallenden Blockadeabschnitt (Ablauf 33) sowie zu den Faktoren f_1, f_{32}, f_{33} , gemäß den Histogrammverteilungen zu den Wahrscheinlichkeitsangaben im vorliegenden Fragebogen, je einen Wert zufällig aus. Zu jedem Rekritikalitätsablauf mit Wahrscheinlichkeit $\neq 0$ wird nun durch die innere Simulation, gemäß den Wahrscheinlichkeitsangaben im Fragebogen und unter Berücksichtigung der im vorhergehenden Abschnitt genannten Gewichtungen (Tabellen 7-38 und 7-40),

- entweder je ein Wert zu Massenanteil M und Fallgeschwindigkeit V (vgl. Abschnitt 4.2 dieses Anhangs) oder ein Reaktivitätsrampenwert R_{direkt} zufällig ausgewählt, zum so erhaltenen Rampenwert die logarithmische Normalverteilung des

- Arbeitspotentials bestimmt und gemäß dem Zufallsgesetz dieser Verteilung ein Wert des Arbeitspotentials ausgewählt,
- oder gegebenenfalls aus der Verteilung der maximalen Brennstofftemperatur nach der Rekritikalität ein Wert zufällig ausgewählt und dazu über die gegebenen diskreten Punkte der entsprechenden Beziehung ein Wert des Arbeitspotentials erhalten,
 - oder gegebenenfalls aus der Verteilung des Arbeitspotentials direkt ein Wert zufällig ausgewählt.

Die Multiplikation des schließlich erhaltenen Arbeitspotentialwertes mit dem im äußeren Simulationslauf ausgewählten Wert des zugehörigen Faktors f liefert die mechanische Energiefreisetzung aus dem betreffenden Rekritikalitätsablauf. Falls im vorliegenden Fragebogen die Rekritikalitätsabläufe 34 und 4 von Null verschiedene Wahrscheinlichkeiten erhielten, wird aus den zugehörigen Verteilungen der freigesetzten mechanischen Energie ebenfalls je ein Wert zufällig ausgewählt.

Nach n_2 Läufen der inneren Simulation liegt somit zu jedem Rekritikalitätsablauf mit von Null verschiedener Wahrscheinlichkeit eine empirische Verteilung der freigesetzten mechanischen Energie vor, wobei die in Tabellen 7-38 und 7-40 angegebenen Gewichtungen automatisch, im Sinne einer gewichteten Zusammenfassung der betreffenden Verteilungen zu einer Mischverteilung, Berücksichtigung fanden. Diese empirischen Verteilungen werden, multipliziert mit den im betreffenden Fragebogen angegebenen Wahrscheinlichkeiten der einzelnen Rekritikalitätsabläufe, zu einer Verteilung zusammengefaßt. In komplementärer Form dargestellt, ist sie das Ergebnis des betreffenden Laufs der äußeren Simulation im Rekritikalitätsfall.

Nach n_1 Läufen der äußeren Simulation liegen somit zu jedem Wert x der bei einem UKDS freigesetzten mechanischen Energie E n_1 Wahrscheinlichkeiten für $E \geq x$ vor. Ordnet man sie der Größe nach in aufsteigender Reihenfolge, so beschreiben der $(n_1 \cdot 0,05)$ -te Wert von unten und oben näherungsweise (die

Näherung ist um so besser, je größer n_1 ist) ein lokales subjektives 90%-Vertrauensintervall für die Wahrscheinlichkeit, mit der die bei einem UKDS freigesetzte mechanische Energie einen Wert $\geq x$ hat.

4.3.2 Zur Ermittlung des Referenzergebnisses

Zu jeder kontinuierlichen Größe Z , deren Wahrscheinlichkeitsangaben im Sinne von "Grad an Sicherheit" zu verstehen sind, wird als beste Schätzung das ausgewogene Mittel ξ aus

$$\int_0^{\infty} (z - \xi) f(z) dz = 0$$

$Z \geq 0$, mit $f(z)$ als Wahrscheinlichkeitsdichte

bestimmt, d.h., die Beträge der möglichen Über- und Unterschätzungen, gewichtet mit den subjektiven Wahrscheinlichkeiten ihres Zutreffens, halten sich für den Wert ξ die Waage. Mittelung auch über die Fragebogen gemäß ihren normierten Gewichten berücksichtigt dabei auch die durch das Spektrum der Antworten ausgedrückte Schätzunsicherheit.

Hinsichtlich der Größen, deren Wahrscheinlichkeitsangaben als Grenzwerte relativer Häufigkeiten zu verstehen sind, drückt das Spektrum der Antworten in den verschiedenen Fragebogen die Schätzunsicherheit bezüglich ihrer Wahrscheinlichkeitsverteilung aus. Hier wird die gewichtet zusammengefaßte Verteilung (Tabelle 7-31) als Referenzverteilung verwendet.

Damit liegt ein Referenzwert des mechanischen Arbeitspotentials aus der Einleitungsphase als beste Schätzung vor, nämlich der Erwartungswert der gewichtet zusammengefaßten Arbeitspotentialverteilungen aller Fragebogen. Wäre dazu, gemäß der gewichtet zusammengefaßten Antwort zu den Eindringtiefen, keine Rekritikalität mehr möglich, so wäre die Stufenfunktion zum zugehörigen Wert der mechanischen Energiefreisetzung, der aus dem Arbeitspotentialwert durch Multiplikation mit dem Erwartungswert der gewichtet zusammengefaßten Verteilungen des

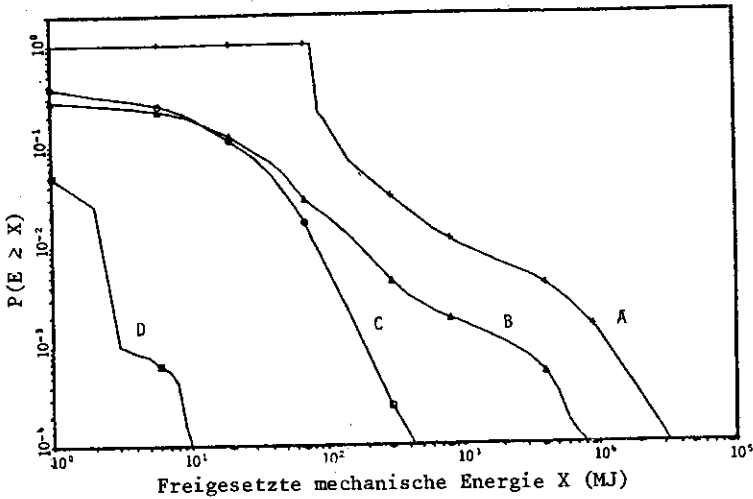
Faktors f_E erhalten wird, die Referenzlösung. Da aber, anhand des Arbeitspotentialwerts und der gewichtet zusammengefaßten Antworten zu Frage 17, Rekritikalität als möglich zu beurteilen ist, wurden die gewichtet zusammengefaßten Antworten (Tabelle 7-31) zur Rekritikalität als die eines Referenz-Fragebogens verstanden und damit n_2 Läufe der inneren Simulation, wie oben beschrieben, durchgeführt, wobei die Erwartungswerte des Verhältnisses Brutstoff zu Brennstoff im zurückfallenden Blockadeabschnitt und der Faktoren f_1 , f_{32} , f_{33} Verwendung fanden. Die daraus resultierende bedingte - unter der Bedingung eines UKDS - komplementäre Wahrscheinlichkeitsverteilung der mechanischen Energiefreisetzung dient als Referenzergebnis.

5. ERGEBNISSE UND IHRE PROBABILISTISCHE INTERPRETATION

Bild 7-37 zeigt vier verschiedene Kurven zur mechanischen Energiefreisetzung bei einem UKDS. Sie haben folgende Bedeutung:

- A: Mit 95 % subjektiver Aussagesicherheit liegt die Wahrscheinlichkeit, mit der bei einem UKDS mechanische Energie von x oder mehr MJ freigesetzt wird, unter dem Wert der Kurve A zum Abszissenwert x .
- B: Referenzergebnis
Diese Kurve gibt zu jedem Wert x eine subjektive Schätzung der Wahrscheinlichkeit an, mit der bei einem UKDS mechanische Energie von x oder mehr MJ freigesetzt wird.
- C: Mit 50 % subjektiver Aussagesicherheit liegt die Wahrscheinlichkeit, mit der bei einem UKDS mechanische Energie von x oder mehr MJ freigesetzt wird, unter dem Wert der Kurve C zum Abszissenwert x .
- D: Mit 5 % subjektiver Aussagesicherheit liegt die Wahrscheinlichkeit, mit der bei einem UKDS mechanische Energie von x oder mehr MJ freigesetzt wird, unter dem Wert der Kurve D zum Abszissenwert x .

Das heißt, zu jedem Wert x grenzen die Kurven A und D ein subjektives 90%-Vertrauensintervall der Wahrscheinlichkeit ein, mit der die mechanische Energiefreisetzung bei einem UKDS x oder mehr MJ beträgt.



Kurve B: Referenzergebnis;
Kurven A, C und D entstehen durch Verbindung der lokalen subjektiven 95%, 50%- bzw. 5%-Vertrauensgrenzen.

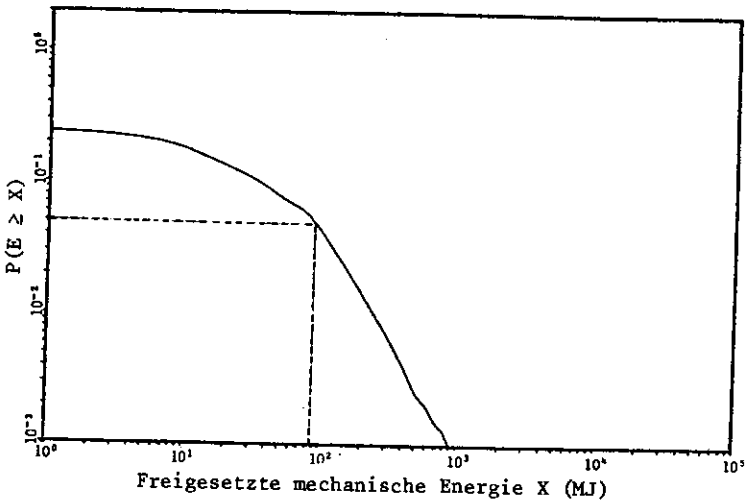
Bild 7-37:

Komplementäre Wahrscheinlichkeitsverteilung (subjektive Schätzung) der bei einem UKDS freigesetzten mechanischen Energie

Wie aus Bild 7-37 zu entnehmen ist, verlaufen die Kurven des Referenzergebnisses (B) und der lokalen 50%-Vertrauensgrenzen (C) bis ca. 100 MJ auf etwa gleichem Niveau. Das heißt, die subjektive Aussagesicherheit dafür, daß die zutreffende Wahrscheinlichkeit über oder unter dem Referenzergebnis liegt, ist bis ca. 100 MJ etwa gleich groß. Darüber hinaus verläuft das Referenzergebnis um so deutlicher über der Kurve der lokalen 50%-Vertrauensgrenzen, je höher der Wert x der mechanischen Energiefreisetzung ist. Das bedeutet, die subjektive Aussagesicherheit dafür, daß die zutreffende Wahrscheinlichkeit un-

ter dem Referenzergebnis liegt, nimmt mit wachsendem Energiewert deutlich über die 50 % hinaus zu. Das gleiche gilt auch für die Bilder 7-39, 7-40 und 7-41.

Bild 7-38 zeigt die subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilung des Beitrags aus der Einleitungsphase. Das heißt, mit 95 % subjektiver Aussagesicherheit liegt der Wert der mechanischen Energie, die in der Einleitungsphase¹⁾ eines UKDS freigesetzt wird, unter dem gekennzeichneten Fraktilwert. Im Referenzfall hat die mechanische Energiefreisetzung aus der Einleitungsphase den Wert 0 MJ.



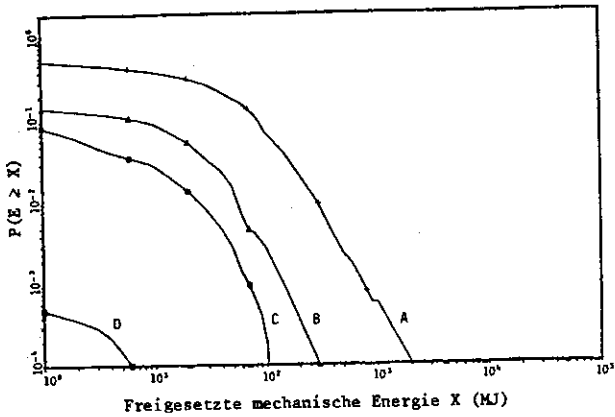
Gekennzeichnet ist die obere 95%-Fraktile.

Bild 7-38:

Komplementäre subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilung des Beitrags aus der Einleitungsphase zu den Vertrauensintervallen in Bild 7-37

Ganz analog zu Bild 7-37 sind in den Bildern 7-39, 7-40 und 7-41 die Beiträge der Rekritikalitätsabläufe 1 (Rekompaktion), 32 (reaktivitätserhöhende Fluidbewegungen) und 33 (Brennstoff-

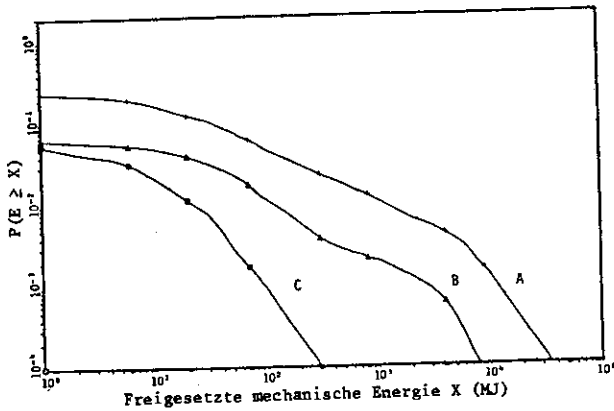
¹⁾ siehe Fußnote S. 435



Kurve B: Referenzergebnis;
Kurven A, C und D entstehen durch Verbindung der lokalen subjektiven 95%, 50%- bzw. 5%-Vertrauensgrenzen.

Bild 7-39:

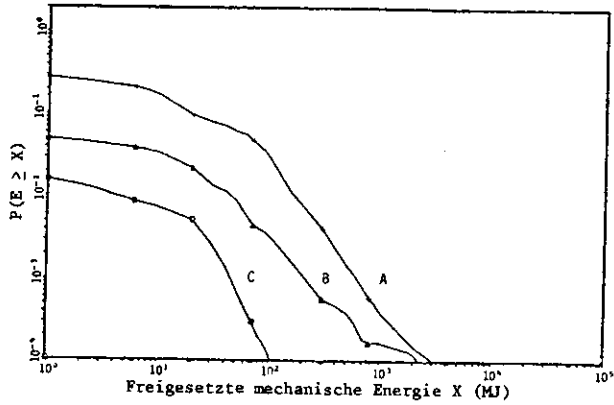
Komplementäre Wahrscheinlichkeitsverteilung (subjektive Schätzung) des Beitrags aus Rekritikalitätsablauf 1 (Rekompaktion) zum Ergebnis in Bild 7-37



Kurve B: Referenzergebnis;
Kurven A, C und D entstehen durch Verbindung der lokalen subjektiven 95%, 50%- bzw. 5%-Vertrauensgrenzen.
Kurve D hat an allen Abszissenwerten den Wert 0.

Bild 7-40:

Komplementäre Wahrscheinlichkeitsverteilung (subjektive Schätzung) des Beitrags aus Rekritikalitätsablauf 32 (reaktivitätserhöhende Fluidbewegungen) zum Ergebnis in Bild 7-37



Kurve B: Referenzergebnis;
Kurven A, C und D entstehen durch Verbindung der lokalen
subjektiven 95%, 50%- bzw. 5%-Vertrauensgrenzen.
Kurve D hat an allen Abszissenwerten den Wert 0.

Bild 7-41:

Komplementäre Wahrscheinlichkeitsverteilung (subjektive Schätzung) des Beitrags aus Rekritikalitätsablauf 33 (Brennstoffrückkehr) zum Ergebnis in Bild 7-37

rückkehr) zum Ergebnis in Bild 7-37 dargestellt. Das heißt, mit 95 % subjektiver Aussagesicherheit liegt die Wahrscheinlichkeit, mit der bei einem UKDS, bei dem Rekritikalität nicht ausgeschlossen werden kann, mechanische Energie von x oder mehr MJ über den betreffenden Rekritikalitätsablauf freigesetzt wird, unter dem Wert der Kurve A zum Abszissenwert x etc.

ANHANG 7-II

Fragebogen für spezielle Problemstellungen der
"Risikoorientierten Analyse zum SNR-300"

Liste der Experten, an die der Fragebogen geschickt wurde:

FRANKREICH

1. P. Tanguy Commissariat à l'Energie Atomique,
 Institut de Protection et de Surete
 Nucleaire (CEA/IPSN)

JAPAN

2. M. Mochizuki Power Reactor and Nuclear Fuel
 Development Corporation (PNC)

GROSSBRITANNIEN

3. H. Teague United Kingdom Atomic Energy Authority
 (UKAEA)

VEREINIGTE STAATEN VON AMERIKA

4. R. Avery Argonne National Lab. (ANL)
5. H.K. Fauske Fauske & Ass. Inc.
6. D. Ferguson Reactor Safety Techn. Management Centre,
 Argonne
7. G. Fischer Brookhaven Nat. Lab. (BNL)
8. F.X. Gavigan US Departm. of Energy (DOE)
9. M.F. Kazimi Mass. Inst. of Techn. (MIT)
10. W.E. Kastenber Univ. of California LA
11. C.N. Kelber US Nuclear Regulatory Commission (USNRC)
12. M. Stevenson Los Alamos Nat. Lab. (LANL)
13. T.G. Theofanous Purdue University
14. J. Walker Sandia Nat. Lab.
15. A.E. Waltar Westinghouse Hanford Comp.

BUNDESREPUBLIK DEUTSCHLAND

16. G. Heusener Kernforschungszentrum Karlsruhe (KfK)
17. A. Scharfe Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS)
18. H. Vossebrecker Interatom

1. EINLEITUNG

Bei der Bestimmung des Risikos durch den Betrieb des SNR-300 spielen die Auswirkungen des hypothetischen Kühlmitteldurchsatzstörfalls (Loss of Flow Accident, LOF) eine entscheidende Rolle. Bei diesem Störfall wird postuliert, daß alle Hauptkühlmittelpumpen beim gleichzeitigen Versagen der beiden Schnellabschaltssysteme auslaufen.

Für die Analyse ist es zweckmäßig, den LOF-Störfall in mehrere Phasen aufzuteilen (Bild 7-42). Im folgenden werden die wesentlichen Merkmale verschiedener Störfallphasen kurz zusammengefaßt:

- Einleitungsphase
Untersuchung der Kühlmitteldynamik, Siedevorgänge, Brennstabverhalten, Bewegung des geschmolzenen Hüllrohrmaterials und Brennstoffs innerhalb der intakten Brennelementkästen
- Energetische Kernzerlegungs- und Entladungsphase
Extreme Leistungsentwicklung in der Nähe des promptkritischen Kernzustands, nukleare Abschaltung durch Bewegung bzw. Ausstoßen des geschmolzenen Brennstoffs aus dem mittleren Kernbereich infolge des hohen Druckaufbaus durch Kernmaterialien, starke Kernzerstörung und Umverteilung des Brennstoffs im Reaktortank
- Übergangsphase
Fortschreitendes Aufschmelzen bzw. Zerstörung der Brennelemente bei niedriger Leistung, Entstehung eines Mehrphasen-Mehrkomponenten-Gemisches im gesamten Kernbereich, Möglichkeit einer Rekritikalität durch Brennstoffkompaktion bzw. -rückkehr in die Spaltzone
- Phase integraler Materialbewegung und milder Entladung
Verhalten des Mehrphasen-Mehrkomponenten-Gemisches im Kernbereich, Wechselwirkung des Gemisches mit den axialen und

radialen Begrenzungen, Materialentladung aus dem Kernbereich bei niedrigen Dampfdrücken

- Mechanische Belastungsphase

Untersuchung der thermischen und mechanischen Belastungen der Tankeinbauten, der Primärrohrleitungen und des Tanksystems infolge der Entladung der Kernmaterialien aus dem Kernbereich nach einer energetischen Kernzerlegung

- Nachwärmeabfuhrphase

Verhalten und Kühlung des Materials nach einer permanenten nuklearen Abschaltung

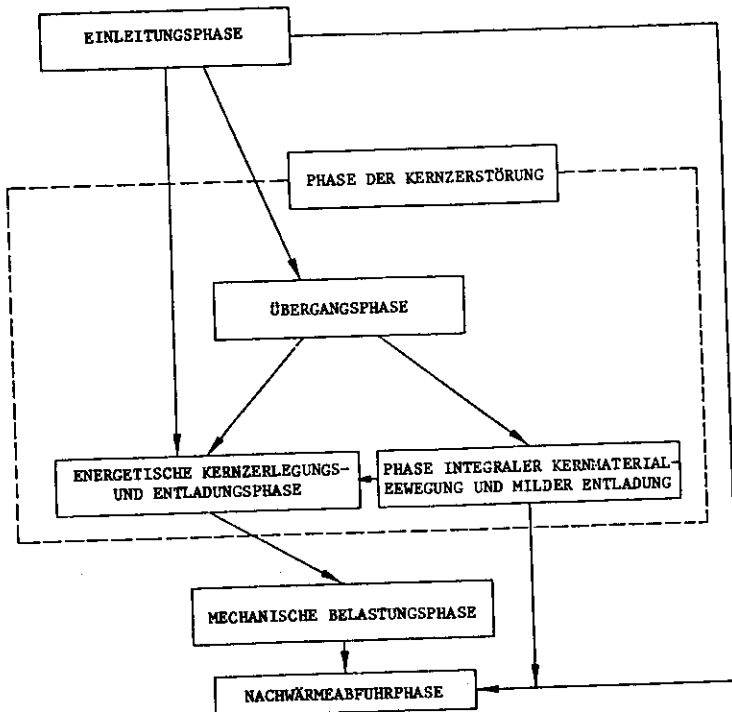


Bild 7-42:

Störfallablauf in seinen verschiedenen Phasen

Zur Charakterisierung der Auswirkungen der hypothetischen Störfälle wird u.a. die freigesetzte mechanische Energie nach der nuklearen Abschaltung des Reaktors ermittelt. Die Bewertung der freigesetzten mechanischen Energie und die Zuordnung einer Eintrittshäufigkeit hängen von der Einschätzung des phänomenologischen Ablaufs dieses hypothetischen Störfalls ab. Daher werden im vorliegenden Fragebogen Themen angesprochen, die entscheidend zur Freisetzung mechanischer Energie beitragen. Beim SNR-300 wird die freigesetzte mechanische Energie derart ermittelt, daß man eine Expansion der Kernmaterialien auf ein Endvolumen von 70 m^3 betrachtet, das dem Schutzgasvolumen einschließlich der möglichen Tankdehnung entspricht.

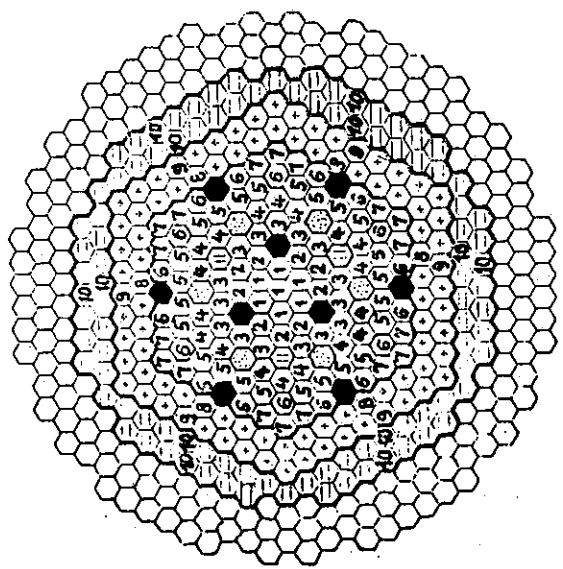
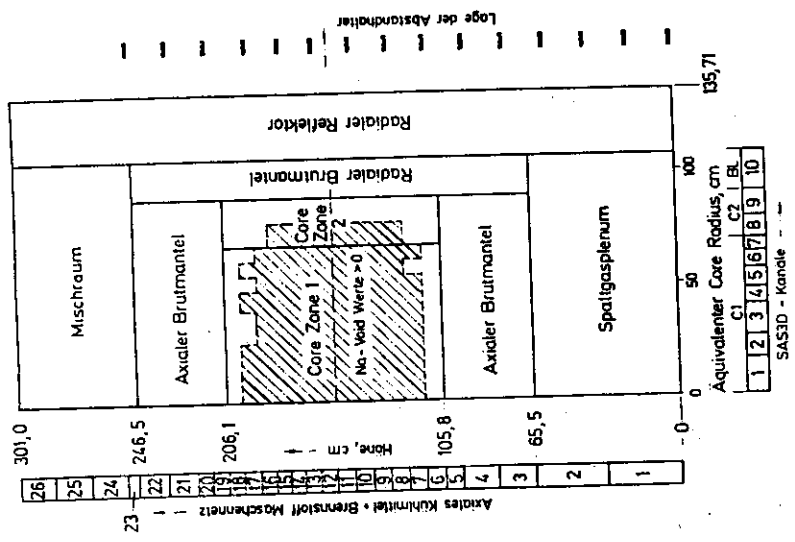
In Kapitel 2 dieses Anhangs werden die wesentlichen Voraussetzungen und Ausgangsdaten bezüglich der Kernkonfiguration zusammengefaßt. Danach werden in Kapitel 3 zunächst die Fragen zur Einleitungsphase und in Kapitel 4 die Möglichkeit einer Rekritikalität behandelt.

2. WESENTLICHE VORAUSSETZUNGEN UND AUSGANGSDATEN

Die verschiedenen Untersuchungen mit dem Rechenprogramm SAS3D (entwickelt vom Argonne National Laboratory, USA) haben gezeigt, daß im SNR-300 bei einem LOF-Störfall maximale Freisetzungen mechanischer Energie beim abgebrannten Kern (End of Life Core) und bei Vollast auftreten. Folglich wird hier nur der Störfallablauf beim abgebrannten Kern und ausgehend vom Vollastzustand betrachtet.

In den Bildern 7-43 bis 7-46 sind die wesentlichen Ausgangsdaten für die Simulation des postulierten LOF-Störfalls beim abgebrannten Kern mit dem Rechenprogramm SAS3D zusammengefaßt, um Ihnen die Beantwortung der nachfolgenden Fragen zu erleichtern.

Es ist uns bewußt, daß Ihnen für eine genauere Beantwortung der nachfolgend gestellten Fragen weitere Randbedingungen und



- Brennelemente (Innere Zone)
- ⊕ Brennelemente (Äußere Zone)
- ⊖ Regelstufmelzmetall
- ⊞ Zweitakt-haltelement
- ⊞ Brutelement
- ⊞ Stahirefektoren
- ⊞ Nn Diluent

Bild 7-43:
Diskretisierung des abgebrannten Kerns für die SAS3D-Unfallsimulation.

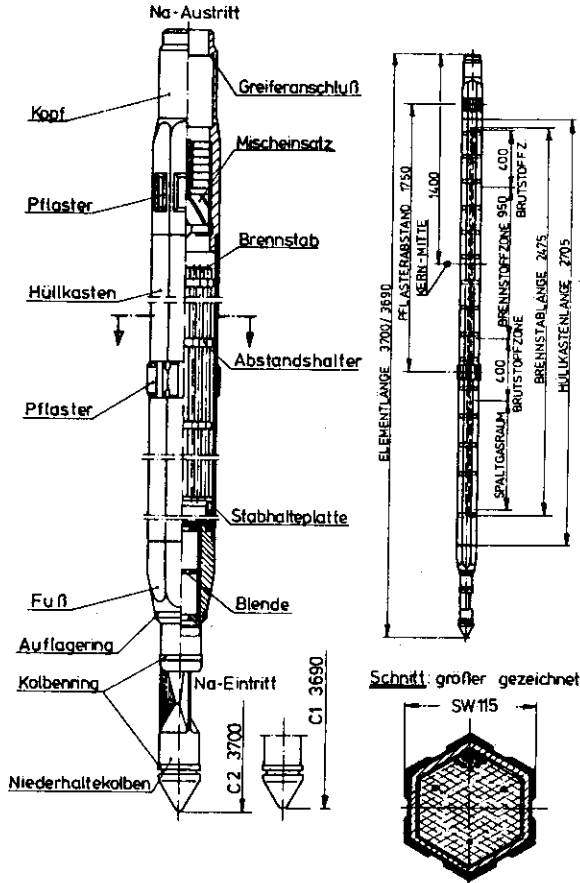


Bild 7-44:
Brennelement

Kerndaten von Nutzen sein könnten. Jedoch haben wir hier auf eine Aufnahme weiterer Spezifikationen verzichtet, um die Übersicht nicht zu gefährden.

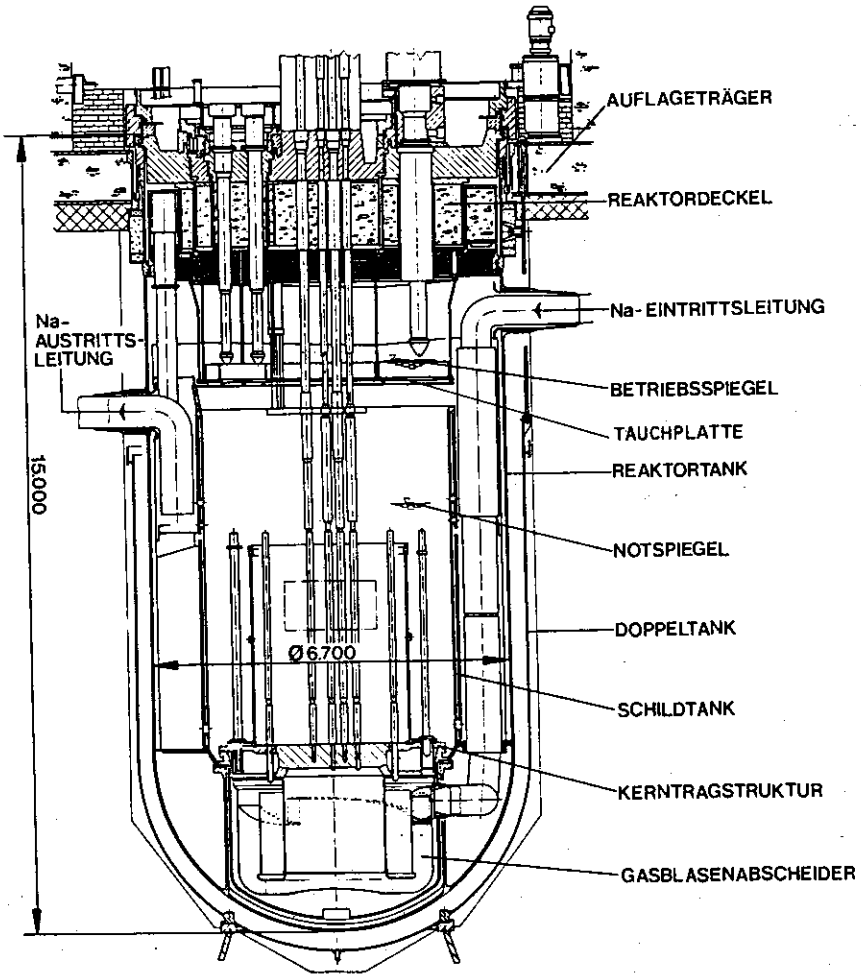
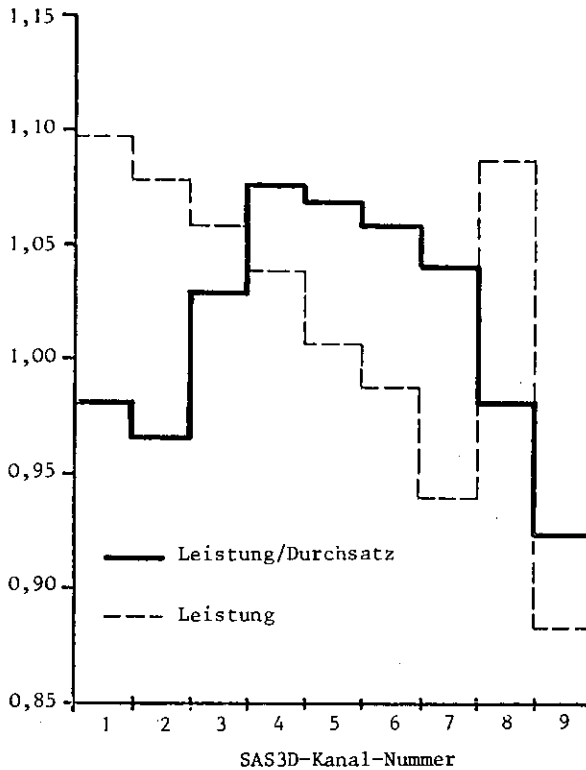


Bild 7-45:
Reaktortank mit Einbauten



Anzahl der Brennelemente	Kernzone 1						Kernzone 2	
	7	9	15	18	24	18	18	42

Thermische Leistung: 762 MW
 Mittlerer Abbrand: 57 000 MWd/t
 Anzahl der Brennelemente: 199
 Anzahl der Brennstäbe je Brennelement: 166
 Brennstab-Außendurchmesser: 6 mm
 Stabmittenabstand: 7,9 mm
 Anreicherung Kernzone 1: 23,8 %
 Anreicherung Kernzone 2: 34,0 %
 Mittlere Stableistung: 21,4 kW
 Maximale lineare Stableistung: 284 W/cm
 Brennstoffmenge in der Spaltzone: 5993 kg
 Stahlmenge in der Spaltzone: 3241 kg
 Maximaler positiver Natrium-Voideffekt: 4,6 %
 Pumpenkennlinie: Halbierung des Durchsatzes nach Abschaltung in 3,0 s

Bild 7-46:

Daten des abgebrannten Kerns (EOL) des SNR-300

DER FRAGEBOGEN

Vorbemerkungen und kurze Anleitung zur Beantwortung der Fragen

Die Fragen sind in folgende fünf Gruppen zusammengefaßt:

- Einleitungsphase
- Materialumverteilung nach der Einleitungsphase
- Störfallabläufe nach einer Einleitungsphase mit geringer Entladung aus dem Kernbereich
- Auftretende mechanische Energiefreisetzen nach einer Einleitungsphase mit geringer Entladung aus dem Kernbereich
- Pauschale Angaben zum Belastungspotential massiver verzögerter Entladevorgänge.

Ihre Antworten zu den einzelnen Fragen werden wir im Rahmen der risikoorientierten Analyse verwenden, die im Auftrag des Bundesministers für Forschung und Technologie zum SNR-300 erstellt werden soll. Für die einzelnen Antworten sichern wir streng vertrauliche Behandlung zu. Die Zusammenfassung und Analyse der Antworten werden wir jedoch allen Teilnehmern an dieser Fragebogenaktion zugänglich machen und in den Ergebnisbericht der risikoorientierten Analyse aufnehmen.

Wir wären Ihnen dankbar, wenn Sie alle Fragen in ihrer gegenwärtigen Form beantworten würden. Sollten Sie bei der einen oder anderen Frage bzw. Fragengruppe zu der festen Überzeugung gelangen, daß sie anders zu formulieren bzw. um zusätzliche Fragen zu ergänzen wäre, so würden wir uns freuen, wenn Sie Ihren Kommentar oder Ihre zusätzlichen Fragen auf gesonderten Blättern beifügten.

Zu den meisten Fragen werden Wahrscheinlichkeitsangaben als Antwort erbeten. Je nach Fragestellung wird dabei zweierlei unter dem Begriff "Wahrscheinlichkeit" verstanden:

- Handelt es sich um die tatsächlich mögliche zufällige Variation einer Größe (statistische Unsicherheit), so verste-

hen wir "Wahrscheinlichkeit" in ihrer Interpretation als Grenzwert der relativen Häufigkeit.

- Handelt es sich um die verschiedenen möglicherweise zutreffenden "Werte" einer festen, aber ungenau bekannten Größe (ungenau Kenntnis von Konstanten und Gesetzmäßigkeiten), so verstehen wir "Wahrscheinlichkeit" in ihrer Interpretation als Aussagesicherheit oder Grad an Sicherheit, mit dem der jeweilige "Wert" (bzw. "Wertebereich") für zutreffend gehalten wird.

Um Mißverständnissen vorzubeugen, haben wir bei jeder Frage angegeben, was wir in diesem speziellen Fall unter der von Ihnen erbetenen Wahrscheinlichkeitsangabe verstehen.

Bitte geben Sie zu jeder der fünf Fragengruppen auf dem dafür vorgesehenen Blatt an, wie Sie Ihre Vertrautheit¹⁾ mit dem Gegenstand der Fragen einschätzen. Verwenden Sie dazu bitte die nachfolgende Beurteilungsskala.

Eine Namensliste der Personen (siehe S. 453) liegt bei, die ebenfalls diesen Fragebogen zur Beantwortung erhalten haben. Bitte führen Sie im Anschluß an jede der fünf Fragengruppen die Namen der Personen auf, welche Ihrer Ansicht nach im Hinblick auf die Fragen der betreffenden Gruppe als "Experte (5)" oder "Ziemlich gut vertraut (4)" einzustufen wären.

Beurteilungsskala und Erläuterungen dazu

(5): EXPERTE

Sie sollten sich als "Experte" einstufen, wenn Sie zu dem kleinen Kreis jener Personen gehören, die sich gegenwärtig dem Gegenstand der Fragen widmen, ihn studieren und bearbeiten. Es versteht sich von selbst, daß Sie jene Personen kennen, die ebenfalls auf diesem Gebiet

¹⁾ Die Verwendung der Vertrautheitsbeurteilung sowie die Beurteilungsskala sind folgender Arbeit entlehnt: "Climate Change to the Year 2000" - A survey of expert opinion, conducted by the Research Directorate of the National Defense University, Washington, February 1978.

arbeiten. Sie kennen die einschlägige Literatur im Inland und größtenteils auch im Ausland. Sie besuchen Konferenzen und Seminare zum Gegenstand, wobei Sie manchmal vortragen und manchmal den Vorsitz innehaben. Es ist anzunehmen, daß Sie die Ergebnisse Ihrer Arbeit schriftlich festgehalten und/oder veröffentlicht haben. Sollte eine bedeutende nationale oder internationale wissenschaftliche Institution ein Seminar zum Gegenstand veranstalten, so würden Sie eine Einladung dazu erwarten oder sollten zumindest Ihrer Meinung nach eingeladen werden. Andere Experten auf fraglichem Gebiet mögen mit Ihren Ansichten nicht übereinstimmen, respektieren aber dennoch Ihr Urteil. Bemerkungen wie "das ist eine ausgezeichnete Person für diesen Gegenstand" wären kennzeichnend, wenn nach Ihrer Eignung gefragt würde.

(4): ZIEMLICH GUT VERTRAUT

Sie sind mit dem Gegenstand der Fragen "Ziemlich gut vertraut", wenn Sie

- entweder vor einiger Zeit ein Experte waren, zum gegenwärtigen Zeitpunkt aber glauben, "etwas Rost ange-setzt zu haben", weil andere Aufgaben dazwischengekommen sind (dennoch haben Sie sich, aufgrund des früheren Interesses, über die gegenwärtigen Entwicklungen auf dem fraglichen Gebiet einigermaßen auf dem laufenden gehalten), oder
- im Begriff sind, Experte zu werden, aber noch ein Stück Weg bis zur Meisterung des Gegenstandes vor sich haben, oder
- mehr auf eine Zusammenschau der detaillierten Entwicklungen im fraglichen Gebiet bedacht sind und dabei mehr Wert auf umfassendes Verstehen als Tiefe der Spezialisierung legen.

(3): VERTRAUT

Sie sind mit dem Gegenstand der Fragen "Vertraut", wenn Sie die meisten Pro und Kontra einiger Streitfragen rund um den Gegenstand kennen, beträchtlich viel über den Ge-

genstand gelesen und sich darüber eine Meinung gebildet haben. Würde jedoch jemand versuchen, Sie zu einer tiefergehenden Erklärung des Gegenstandes zu veranlassen, so würden Sie bald zugeben müssen, daß Ihre Kenntnisse dazu nicht ausreichen.

(2): WENIG VERTRAUT

Sie sind mit dem Gegenstand der Fragen "Wenig vertraut", wenn Sie zumindest wissen, worum es geht, etwas über den Gegenstand gelesen und/oder öffentliche Debatten darüber im Fernsehen oder Rundfunk verfolgt haben.

(1): NICHT VERTRAUT

Sie sind mit dem Gegenstand der Fragen "Nicht vertraut", wenn Ihnen seine bloße Nennung nichts sagt oder wenn Sie zwar über den Gegenstand gehört haben, aber dennoch nicht in der Lage sind, irgend etwas von Bedeutung darüber zu sagen.

F R A G E N G R U P P E 1

"EINLEITUNGSPHASE"

3. EINLEITUNGSPHASE

Zunächst eine kurze schematische Darstellung des Störfallablaufs beim SNR-300:

Während des LOF-Störfalls nimmt der Kühlmitteldurchsatz bei konstanter Leistung kontinuierlich ab, wodurch das Kühlmittel nach etwa 8 Sekunden zu sieden anfängt. Die positive Reaktivitätsrückwirkung infolge des Kühlmittelsiedens und die schlechter werdende Brennstabkühlung führen zu einem Anstieg der Brennstofftemperatur. Bei weiterhin steigender Leistung ist ein großer Teil des Kernbereichs aufgevoidet, erreicht das Hüllrohr bzw. der Brennstoff seine Schmelztemperatur und brechen die Brennstäbe auf. Der Brennstoff dringt aus den aufge-

brochenen Stäben in die Kühlkanäle ein. Die Brennstoffdispersion bzw. -verdünnung im mittleren Kernbereich durch die Dampfdrücke der Kernmaterialien und durch Spaltgase führt zu einer nuklearen Abschaltung des Reaktors.

Nach dem gegenwärtigen Verständnis des Störfallablaufs sind Unwägbarkeiten bei der detaillierten Beschreibung

- der axialen Brennstoffexpansion,
- des Brennstabaufbrechens bzw. -versagens,
- der Bewegung der geschmolzenen Kernmaterialien, insbesondere des Brennstoffs

vorhanden. Im folgenden werden Fragen zu diesen wichtigen Vorgängen zusammengestellt.

3.1 Axiale Brennstoffexpansion

Während des Störfallablaufs steigt die Brennstofftemperatur und dementsprechend erfährt der Brennstoff eine thermische Expansion. Die thermische Expansion, speziell die axiale Expansion, hat einen starken Einfluß auf die Reaktivität und damit auf den Störfallablauf. Die thermische Expansion des Brennstoffs hängt u.a. von dem Abbrand, der Strukturierung des Brennstoffs, dem thermo-mechanischen Verhalten des Brennstoffs und des Hüllrohrs ab.

Die Vorgänge bei der thermischen Expansion und ihre Auswirkung auf die Reaktivität während einer durch Kühlmittelsieden verursachten Leistungsexkursion - d.h. beim Kontakt zwischen Brennstoff und Hülle - können heute nicht eindeutig quantifiziert werden. Daher folgende Fragen an Sie:

Kann die axiale Dehnung des Hüllrohrs bei einer Leistungsexkursion als untere Grenze der Brennstoffexpansion beim LOF-Störfall im SNR-300 angegeben werden?

① ja nein (Zutreffendes bitte unterstreichen)

Wirksamer Anteil der theoretischen
thermischen axialen Brennstoffexpansion zur Bestimmung der negativen
Reaktivitätsrückwirkung

Wahrscheinlichkeit

② 0 bis 0,25
0,25 bis 0,5
0,5 bis 0,75
0,75 bis 1,0

Summe: 1,0

Mit "Wahrscheinlichkeit" ist hier Ihr persönlicher Grad an Sicherheit gemeint, mit dem Sie den jeweiligen Wertebereich des wirksamen Anteils für das Mittel über viele LOFs (deren Anfangs- und Randbedingungen bezüglich der angegebenen Details übereinstimmen) für zutreffend halten.

3.2 Brennstabaufbrechen in gevoideten Brennelementen

Während des LOF-Störfalls erreicht das Kühlmittel bei fallendem Kühlmitteldurchsatz den Siedepunkt. Durch das Kühlmittelsieden bzw. durch das Aufvoiden der Brennelemente nimmt durch die positive Voidreaktivitätsrückwirkung die Reaktivität bzw. die Leistung zu. Die trockenen, nicht mehr gekühlten Brennstäbe verlieren bei steigender Leistung ihre Festigkeit und brechen auf.

Die Vorgänge beim Brennstabaufbrechen hängen u.a. von der radialen und axialen Temperaturverteilung des Brennstoffs, von dem thermomechanischen Verhalten des Brennstabs, von der Strukturierung des Brennstoffgefüges, von der Spaltgaskonzentration im Stab usw. ab. Da die axiale Position des Brennstabaufbrechens den weiteren Störfall stark beeinflussen kann, möchten wir Ihnen folgende Frage stellen:

In welcher axialen Brennstabposition erwarten Sie das Brennstabaufbrechen in gevoideten Brennelementen? Dazu füllen Sie bitte die folgende Tabelle aus:

	Brennstabaufbrechen in gevoideten Brennelementen	Wahrscheinlichkeit
③	im oberen Drittel der Spaltzone	
	im mittleren Drittel der Spaltzone	
	im unteren Drittel der Spaltzone	
		Summe: 1,0

Mit "Wahrscheinlichkeit" ist hier Ihr persönlicher Grad an Sicherheit gemeint, mit dem Sie die jeweilige Position für das Mittel über die betroffenen Brennstäbe und über viele LOFs (deren Anfangs- und Randbedingungen bezüglich der angegebenen Details übereinstimmen) für zutreffend halten.

3.3 Brennstoffdispersion in gevoideten Brennelementen

Nach einem Brennstabaufbrechen in gevoideten Brennelementen kann durch die Bewegung bzw. durch das Zusammenfallen des geschmolzenen Brennstoffs eine Brennstoff-Kompaktion stattfinden und die Reaktivität zunehmen. Darüber hinaus kann der aus dem Brennstab austretende geschmolzene Brennstoff durch die Strömung des Natriumdampfes und der Spaltgase derart umverteilt werden, daß eine Brennstoffverdünnung im mittleren Kernbereich (Brennstoffdispersion - Umverteilung des Brennstoffs in einer zusammenhängenden Gasphase) stattfindet, die zu einer Abnahme der Reaktivität führt. Bei höheren Temperaturen kann die Brennstoffdispersion zusätzlich durch die Strömung des Stahldampfes unterstützt werden. Eine solch frühzeitige Brennstoffdispersion vor dem Aufbau von Brennstoffdampfdruck begrenzt die freigesetzte mechanische Energie.

Die Bewegung bzw. die Dispersion des geschmolzenen Brennstoffs innerhalb eines Brennelements ist ein sehr komplexer Vorgang und hängt u.a. von der Strömungsform, der Kinetik der Spaltgasfreisetzung, der Stahldampfbildung, der Blockadenbildung an den Enden der Spaltzone usw. ab.

Es gibt experimentelle Hinweise, die eine frühe Brennstoffdispersion durch die Gasphase (Natriumdampf, Stahldampf, Spaltga-

se) erwarten lassen. Wir bitten Sie daher um Ihre Einschätzung der bisher gewonnenen theoretischen und experimentellen Kenntnisse zur Brennstoffdispersion.

Wie und wie weit ist eine Brennstoffdispersion wirksam? Dazu füllen Sie bitte die folgende Tabelle aus:

	Brennstoffdispersion durch	Wahrscheinlichkeit
④	Spaltgase:	stark wirksam
		mäßig wirksam
		kaum wirksam
	Summe: 1,0	
⑤	Natrium- dampf:	stark wirksam
		mäßig wirksam
		kaum wirksam
	Summe: 1,0	
⑥	Stahldampf:	stark wirksam
		mäßig wirksam
		kaum wirksam
	Summe: 1,0	

Mit "Wahrscheinlichkeit" ist hier Ihr persönlicher Grad an Sicherheit gemeint, mit dem Sie den jeweiligen Grad an Wirksamkeit für das Mittel über viele LOFs (deren Anfangs- und Randbedingungen bezüglich der angegebenen Details übereinstimmen) für zutreffend halten.

3.4 Brennstabversagen in nicht bzw. teilweise gevoideten Brennelementen

Wenn reaktivitätsbegrenzende Vorgänge nur schwach wirksam sind, dann kann es zu einem Störfallverlauf kommen, der ein Brennstabversagen in nicht bzw. wenig gevoideten Brennelementen niedrigerer Leistung bewirkt. Dabei können eine Bewegung des geschmolzenen Brennstoffs und eine thermische Brennstoff-Natrium-Reaktion mit einer zusätzlichen Voidentwicklung zu einem weiteren Reaktivitätsanstieg führen. Die Art und die axiale Position des Brennstabversagens beeinflussen den weiteren Störfallablauf, insbesondere die Auswirkung der Brennstoffbewegung innerhalb des Stabes und die Brennstoffaustragung aus

dem mittleren Kernbereich durch die zweiphasige Kühlmittelströmung. Daher folgende Frage an Sie:

Welche axiale Position kommt für das Brennstabversagen in nicht bzw. kaum gevoideten Brennelementen in Frage? Dazu füllen Sie bitte die folgende Tabelle aus:

	Wahrscheinlichkeit
7	
im oberen Drittel der Spaltzone	
im mittleren Drittel der Spaltzone	
im unteren Drittel der Spaltzone	
	Summe: 1,0

Mit "Wahrscheinlichkeit" ist hier Ihr persönlicher Grad an Sicherheit gemeint, mit dem Sie die jeweilige Position für das Mittel über die betroffenen Brennstäbe und viele LOFs (deren Anfangs- und Randbedingungen bezüglich der angegebenen Details übereinstimmen) für zutreffend halten.

3.5 Bewegung des geschmolzenen Brennstoffs im Stab nach dem Brennstabversagen in nicht gevoideten Brennelementen

Beim Brennstabversagen und nach bestehender Restfestigkeit der Hülle wandert der geschmolzene Brennstoff innerhalb des Stabes zum Versagensort. Eine solche Bewegung kann durch ihren Reaktivitätseffekt den Störfallverlauf stark beeinflussen. Daher folgende Frage an Sie:

Welchen Reaktivitätseffekt hat die Bewegung des geschmolzenen Brennstoffs innerhalb des Stabes nach dem Brennstabversagen?

	Wahrscheinlichkeit
8	
Reaktivität erhöhend	
geringer Einfluß auf die Reaktivität	
Reaktivität senkend	
	Summe: 1,0

Mit "Wahrscheinlichkeit" ist hier Ihr persönlicher Grad an Sicherheit gemeint, mit dem Sie den jeweiligen Einfluß für das Mittel über die betroffenen Brennstäbe und viele LOFs (deren Anfangs- und Randbedingungen bezüglich der angegebenen Details übereinstimmen) für zutreffend halten.

3.6 Thermische Brennstoff-Natrium-Reaktion im Brennelement

Nach dem Brennstabversagen dringt der zweiphasige Brennstoff (fest und flüssig) aus dem Stab ins Kühlmittel. Der direkte Kontakt zwischen dem Brennstoff und Natrium führt zu einer thermischen Brennstoff-Natrium-Reaktion (BNR). Die verschiedenen Experimente haben einen guten Einblick in die Thermodynamik der BNR gebracht. Jedoch bestehen bis heute Unsicherheiten bezüglich der theoretischen Simulation der Auswirkungen einer BNR im Brennelement unter realen Störfallbedingungen.

Für die übliche theoretische Behandlung der BNR werden vor allem zwei wichtige Größen verwendet. Dazu bitten wir Sie, folgende Tabellen für die wichtigsten BNR-Parameter auszufüllen:

	Durchmesser der Brennstoffpartikel	Wahrscheinlichkeit
9	< 0,1 mm	
	0,1 - 0,3 mm	
	0,3 - 0,8 mm	
	> 0,8 mm	
		Summe: 1,0

Mit "Wahrscheinlichkeit" ist hier Ihr persönlicher Grad an Sicherheit gemeint, mit dem Sie den jeweiligen Bereich des Partikeldurchmessers für das Mittel über alle Brennstoffpartikel und viele LOPs (deren Anfangs- und Randbedingungen bezüglich der angegebenen Details übereinstimmen) für zutreffend halten.

	Fragmentations- bzw. Mischungszeit	Wahrscheinlichkeit
10	< 5 ms	
	5 - 20 ms	
	20 - 50 ms	
	> 50 ms	
		Summe: 1,0

Mit "Wahrscheinlichkeit" ist hier Ihr persönlicher Grad an Sicherheit gemeint, mit dem Sie den jeweiligen Zeitbereich für das Mittel über die betroffenen Brennstabbündel und viele LOPs (deren Anfangs- und Randbedingungen bezüglich der angegebenen Details übereinstimmen) für zutreffend halten.

Zur Charakterisierung der BNR-Auswirkung wird häufig der Konversionsfaktor verwendet. Er ist definiert als das Verhältnis der freigesetzten mechanischen Energie zu der thermischen Energie, die in dem beteiligten Brennstoff oberhalb des Soliduspunktes enthalten ist. Zur BNR-Auswirkung bitten wir Sie, folgende Tabelle auszufüllen:

	BNR in einem Brennstabbündel	Wahrscheinlichkeit
⑪	energetisch (Konversionsfaktor > 2 %)	
	schwach energetisch (0,5 - 2 %)	
	mild (< 0,5 %)	
		Summe: 1,0

Mit "Wahrscheinlichkeit" ist hier Ihr persönlicher Grad an Sicherheit gemeint, mit dem Sie den jeweiligen Bereich des Konversionsfaktors für das Mittel über die betroffenen Brennstabbündel und viele LOFs (deren Anfangs- und Randbedingungen bezüglich der angegebenen Details übereinstimmen) für zutreffend halten.

3.7 Brennstoffaustragung in einem nicht gevoideten Brennelement durch die zweiphasige Natriumströmung

Beim Kontakt zwischen dem aus dem Stab ausgestoßenen Brennstoff und dem Kühlmittel fragmentiert der Brennstoff. Die dabei ablaufende thermische Reaktion führt zum Natriumsieden im Brennelement. Der fragmentierte Brennstoff kann durch die zweiphasige Kühlmittelströmung umverteilt bzw. aus der Spaltzone ausgetragen werden. Der Grad der Umverteilung bzw. Austragung des Brennstoffs ist stark abhängig von der axialen Position des Brennstabversagens, der Strömungsgeometrie und -verhältnisse im Brennelement. Es gibt experimentelle Hinweise, daß eine Brennstoffaustragung aus der Spaltzone möglich ist. Dazu möchten wir Ihnen folgende Frage stellen:

Zu welchem Reaktivitätseffekt führt bei einem Stabversagen in der Kernmitte die Überlagerung der Brennstoffbewegungen innerhalb und außerhalb des Stabes?

Wahrscheinlichkeit

⑫

Reaktivitätsabnahme
praktisch keine Änderung
Reaktivitätszunahme

Summe: 1,0

Mit "Wahrscheinlichkeit" ist hier Ihr persönlicher Grad an Sicherheit gemeint, mit dem Sie den jeweiligen Reaktivitätseffekt im Mittel über die betroffenen Brennstäbe und viele LOFs (deren Anfangs- und Randbedingungen bezüglich der angegebenen Details übereinstimmen) für zutreffend halten.

3.8 Kerndarstellung bei der Störfallsimulation

Bei den üblichen Analysen des LOF-Störfalls wird der Reaktorkern mit etwa 34 000 Brennstäben durch eine begrenzte Anzahl von Kanälen (10 bis 30 Kanäle; 1 Kanal entspricht einer Gruppe von etwa 10 bis 40 Brennelementen mit jeweils 166 Brennstäben) dargestellt. Dabei wird angenommen, daß alles, was ein Kanal erfährt, auch von allen mit diesem Kanal erfaßten Brennstäben zeitlich und örtlich gleichzeitig erfahren wird. Dabei werden viele Brennstäbe in ihrem Verhalten gleichgestellt und tatsächlich vorhandene Unterschiede in ihrem thermischen und mechanischen Verhalten vernachlässigt. Daraus folgt, daß bei der üblichen Nachbildung der Kerngeometrie die Kohärenz der Ereignisse stark betont wird.

Wir fragen Sie nach Ihrer Einschätzung der Vorgehensweise bei den Analysen und bitten Sie, folgende Tabelle auszufüllen:

Störfallablauf bei einer umfassenden
Berücksichtigung der tatsächlichen
Kernkonfiguration gegenüber der übli- Wahrscheinlichkeit
chen 10-30-Kanal-Kernsimulation

13

milder
praktisch unverändert
energetischer

Summe: 1,0

Mit "Wahrscheinlichkeit" ist hier Ihr persönlicher Grad an Si-
cherheit gemeint, mit dem Sie den jeweiligen Unterschied zum
üblicherweise errechneten Störfallverlauf im Mittel über viele
LOFs (deren Anfangs- und Randbedingungen bezüglich der angege-
benen Details übereinstimmen) für zutreffend halten.

3.9 Auswirkungen der Einleitungsphase

Alle bisher angesprochenen Fragen beziehen sich auf Einzelphä-
nomene, die Einfluß auf die Auswirkungen der Einleitungsphase
(Primärexkursion) haben.

Wir möchten hier abschließend drei zusammenfassende Fragen
stellen, mit denen die Energiefreisetzung einer Primärexkur-
sion pauschal charakterisiert werden kann:

Wie hoch ist die maximale Brennstofftemperatur am Ende der Ein-
leitungsphase?

Wahrscheinlichkeit

14

< 4000 °C
4000 - 5000 °C
5000 - 6000 °C
6000 - °C (Ihr Maximalwert)

Summe: 1,0

Mit "Wahrscheinlichkeit" ist hier Ihr persönlicher Grad an Si-
cherheit gemeint, mit dem Sie den jeweiligen Bereich der maxi-
malen Brennstofftemperatur für das Mittel über viele LOFs (de-
ren Anfangs- und Randbedingungen bezüglich der angegebenen De-
tails übereinstimmen) für zutreffend halten.

Wie hoch ist das mechanische Arbeitspotential durch isentrope Brennstoffdampfdruckexpansion auf 70 m^3 am Ende der Primärexpansion?

Wahrscheinlichkeit

-
- (15) 0 - 50 MJ
50 - 150 MJ
150 - 400 MJ
400 - ... MJ (Ihr Maximalwert)
-

Summe: 1,0

Mit "Wahrscheinlichkeit" ist hier Ihr persönlicher Grad an Sicherheit gemeint, mit dem Sie den jeweiligen Bereich des mechanischen Arbeitspotentials für das Mittel über viele LOFs (deren Anfangs- und Randbedingungen bezüglich der angegebenen Details übereinstimmen) für zutreffend halten.

Bei den obigen Energieangaben werden die Wärme- und Impulsaustauschprozesse zwischen dem Brennstoff und anderen Reaktormaterialien, die während der Expansion stattfinden, nicht betrachtet. Daher folgende dritte Frage an Sie:

Wie groß ist das Verhältnis der mechanischen Energiefreisetzung unter Berücksichtigung von Wärme- und Impulsaustauschvorgängen zum Arbeitspotential der isentropen Brennstoffdampfdruckexpansion bei einem Expansionsvolumen von 70 m^3 ?

Wahrscheinlichkeit

-
- (16) < 0,4
0,4 - 0,8
0,8 - 1,2
1,2 - 1,6
1,6 - ... (Ihr Maximalwert)
-

Summe: 1,0

Mit "Wahrscheinlichkeit" ist hier Ihr persönlicher Grad an Sicherheit gemeint, mit dem Sie den jeweiligen Bereich des Verhältnisses für das Mittel über viele LOFs (deren Anfangs- und Randbedingungen bezüglich der angegebenen Details übereinstimmen) für zutreffend halten.

Zur Fragengruppe 1 "EINLEITUNGSPHASE":

- Auf nachfolgend reserviertem Platz (oder eigenem Blatt) können Sie für diese Fragengruppe kurz skizzieren, welche

Überlegungen Ihren Antworten zugrunde liegen. Sie können, je nach Wunsch, begründende Bemerkungen niederschreiben oder Veröffentlichungen zitieren, die von Ihnen oder anderen Wissenschaftlern verfaßt wurden und Ihren Standpunkt zum jeweiligen Gegenstand wiedergeben.

/...../

- Geben Sie bitte unter Zuhilfenahme der Beurteilungsskala (siehe "Vorbemerkungen und kurze Anleitung zur Beantwortung der Fragen") Ihren Vertrautheitsgrad mit dem Gegenstand dieser Fragengruppe an.

5 - 4 - 3 - 2 - 1 (Zutreffendes bitte unterstreichen)

Sollten Sie die Beurteilung für einige (oder alle) Fragen einzeln vornehmen wollen, so geben Sie bitte im Anschluß an die betreffende Frage Ihren Vertrautheitsgrad an. In diesem Falle beziehen sich dann die Angaben auf diesem Blatt nur auf die Fragen, zu denen keine gesonderten Angaben erfolgten.

- Nach derselben Beurteilungsskala ordnen Sie bitte den beiden nachfolgenden Rubriken "Experte (5)" und "Ziemlich gut vertraut (4)" die Namen der Personen aus der Empfängerliste (Seite 453) zu, die Ihrer Meinung nach bezüglich dieser Fragengruppe als "Experte" bzw. "Ziemlich gut vertraut" einzustufen wären.

Auch diese Einstufung kann, wenn nötig, für einige oder alle Fragen der Gruppe getrennt vorgenommen werden.

EXPERTE (5)

ZIEMLICH GUT VERTRAUT (4)

4. REKRITIKALITÄTEN

Bei geringem Druck und Enthalpiegehalt der Kernmaterialien wird während der Einleitungsphase unter Umständen nur eine begrenzte Menge Brennstoff aus dem zerstörten Kernbereich entfernt. Die Möglichkeit ist nicht auszuschließen, daß in den

nachfolgenden Störfallphasen Umverteilungen der frei beweglich gewordenen Kernmaterialien wiederum zu kritischen oder auch promptkritischen Konfigurationen führen können. In den folgenden Abschnitten werden zum einen Fragen zu den Schlüsselphänomenen (4.1) gestellt, die die Materialumverteilung bestimmen, zum anderen (4.2) wird nach unterschiedlichen Störfallszenarien im Anschluß an eine Einleitungsphase mit geringer Kernmaterialentladung und nach ihrer relativen Bewertung gefragt. Ohne direkten Bezug zu den vorhergehenden einzelnen Detailaspekten und Szenarien wird in Teil 4.3 pauschal nach Bewertungen zum Druck- und Belastungspotential massiver Entladevorgänge gefragt, die mit einer Verzögerung nach der Einleitungsphase einsetzen.

F R A G E N G R U P P E 2

"MATERIALUMVERTEILUNG NACH DER EINLEITUNGSPHASE"

4.1 Bewertung von Einzelphänomenen, die die Materialumverteilung nach der Einleitungsphase beeinflussen

4.1.1 Eindringtiefe bei konstanten treibenden Drücken

Die Eindringtiefe des in der Einleitungsphase beweglich gewordenen Kernmaterials in die intakt gebliebenen Unterkanäle des oberen und unteren Brutmantels soll für charakteristische Drücke und Enthalpien am Ende der Einleitungsphase angegeben werden. SNR-spezifische Randbedingungen sind:

- eine weitgehende Vermischung des Brennstoffs mit dem zugehörigen Hüllrohrstahl vor dem Eindringen in die Brutzone (keine separaten Hüllrohrbewegungen);
- ein unterer axialer Brutmantel, der noch mit flüssigem Natrium gefüllt ist und dessen Temperaturen unter 900 °K liegen;
- ein leeresiedeter oberer Brutmantel mit einem mittleren Temperaturniveau von 1300 - 1500 °K.

Schätzen Sie bitte die Eindringtiefe für die unten angegebenen Ausgangszustände jeweils für den oberen und unteren axialen Brutmantel getrennt.

Mittlere Kernmaterialtemperatur [°K]	Druck [bar]	Eindringtiefe	
		oberer Brutmantel (nur Na-Dampf) [cm]	unterer Brutmantel (flüssiges Na) [cm]
3000 - 3500	< 5		
3500 - 4200	5-15		
4200 - 5000	15-50		
5000	> 50		

Hier ist die Eindringtiefe, gemittelt über die betroffenen Brennelemente mit den angegebenen Ausgangszuständen und über viele LOFs (deren Anfangs- und Randbedingungen bezüglich der angegebenen Details übereinstimmen), gemeint.

4.1.2 Mechanische Stabilität der oberen Brennelementabschnitte

Bei Ausbildung von durch Blockaden allseitig abgeschlossenen Teilbereichen (Einzel- oder Mehrbündel Brennstoff/Stahl-Pools) stellt sich die Frage nach der mechanischen Stabilität der Begrenzungen einer solchen Konfiguration. Beim SNR sind die Brennelemente in der oberen Verspannungsebene nicht kraftschlüssig gegeneinander verspannt. Auf diesem Hintergrund bitten wir Sie um die Beantwortung der folgenden Fragen:

Falls es in der Übergangsphase zum Druckabbau im zerstörten ursprünglichen Kernbereich auf wenige bar (1-3 bar) kommt, wie hoch schätzen Sie die Wahrscheinlichkeit, daß es zu einem Absturz der oberen Brennelementabschnitte einschließlich des darin zurückgehaltenen Kernmaterials in den ursprünglichen Kernbereich kommt?

Wahrscheinlichkeit

0,75 - 1,0	
0,50 - 0,75	Bitte den zutreffenden Bereich unterstreichen.
0,25 - 0,50	
0,0 - 0,25	

Mit "Wahrscheinlichkeit" ist hier die relative Häufigkeit gemeint, mit der unter den betroffenen Brennelementen (aus vielen LOFs, deren Anfangs- und Randbedingungen mit den angegebenen Details übereinstimmen) solche auftreten, bei denen der Absturz erfolgt.

Wenn angenommen wird, daß eine abgeschlossene Poolanordnung aufrechterhalten werden kann: Bei welchem Druck- bzw. Enthalt-nivæu ist mit einer mechanischen Zerstörung der durch die Kernmaterialien in den Blockaden stark aufgeheizten oberen Poolberandung zu rechnen? Geben Sie bitte für die aufgeführten Bereiche die jeweilige Wahrscheinlichkeit an.

Druck bzw. Enthalpie im Poolbereich [bar] [°K]	Versagenswahrscheinlichkeit für die obere Poolberandung
< 5 < 3500	
5-15 3500-4000	
15-50 4000-4500	
50-100 > 4500	

19

Mit "Wahrscheinlichkeit" ist hier die relative Häufigkeit gemeint, mit der unter den Pools, die den angegebenen Bedingungen genügen (aus vielen LOFs, deren Anfangs- und Randbedingungen mit den angegebenen Details übereinstimmen), solche auftreten, bei denen die obere Poolberandung versagt.

Die Blockaden im oberen Brennelementabschnitt bestehen aus Kernmaterial, das in den Kühlkanälen des oberen axialen Brutmantels erstarrt ist. Verschiedene Rekritikalitätsmodelle (Abschnitt 4.2) gehen davon aus, daß die Kernmaterialien aus der Blockade wieder in den Kernbereich zurückfallen. Dabei kann auch Brutstoff mit in den Kern fallen. Bitte geben Sie an, wie groß das Massenverhältnis von Brutstoff zu Brennstoff in dem zurückfallenden Blockadeabschnitt ist.

Massenverhältnis von Brutstoff zu Brennstoff im zurückfallen- den Blockadeabschnitt	Wahrscheinlichkeit
0 - 0,5	
0,5 - 1,0	
> 1,0	

20

Summe: 1,0

Mit "Wahrscheinlichkeit" ist hier Ihr persönlicher Grad an Sicherheit gemeint, mit dem Sie den jeweiligen Wertebereich des Massenverhältnisses für das Mittel über alle zurückfallenden Blockadeabschnitte und viele LOFs (deren Anfangs- und Randbedingungen bezüglich der angegebenen Details übereinstimmen) für zutreffend halten.

Zur Fragengruppe 2 "MATERIALUMVERTEILUNG NACH DER EINLEITUNGS-
PHASE":

- Auf nachfolgend reserviertem Platz (oder eigenem Blatt) können Sie für diese Fragengruppe kurz skizzieren, welche Überlegungen Ihren Antworten zugrunde liegen. Sie können, je nach Wunsch, begründende Bemerkungen niederschreiben oder Veröffentlichungen zitieren, die von Ihnen oder anderen Wissenschaftlern verfaßt wurden und Ihren Standpunkt zum jeweiligen Gegenstand wiedergeben.

/...../

- Geben Sie bitte unter Zuhilfenahme der Beurteilungsskala (siehe "Vorbemerkungen und kurze Anleitung zur Beantwortung der Fragen") Ihren Vertrautheitsgrad mit dem Gegenstand dieser Fragengruppe an.

5 - 4 - 3 - 2 - 1 (Zutreffendes bitte unterstreichen)

Sollten Sie die Beurteilung für einige oder alle Fragen einzeln vornehmen wollen, so geben Sie bitte im Anschluß an die betreffende Frage Ihren Vertrautheitsgrad an. In diesem Falle beziehen sich dann die Angaben auf diesem Blatt nur auf die Fragen, zu denen keine gesonderten Angaben erfolgten.

- Nach derselben Beurteilungsskala ordnen Sie bitte den beiden nachfolgenden Rubriken "Experte (5)" und "Ziemlich gut vertraut (4)" die Namen der Personen aus der Empfängerliste (Seite 453) zu, die Ihrer Meinung nach, bezüglich dieser Fragengruppe als "Experte" bzw. "Ziemlich gut vertraut" einzustufen wären.

Auch diese Einstufung kann, wenn nötig, für einige oder alle Fragen der Gruppe getrennt vorgenommen werden.

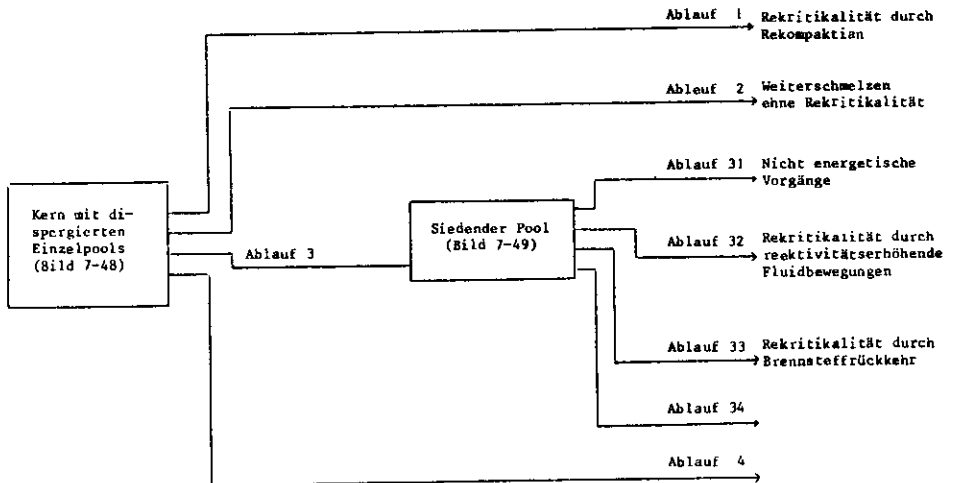
EXPERTE (5)

ZIEMLICH GUT VERTRAUT (4)

4.2 Weiterer Störfallablauf nach einer Einleitungsphase mit geringer Entladung aus dem Kernbereich

4.2.1 Einleitung

Die nachfolgenden Fragen gehen von dem Ablaufschema (Bild 7-47) aus. Nach einer Einleitungsphase mit geringem Brennstoffauswurf aus dem Reaktorkern ist der Brennstoff in der Nähe der Schmelztemperatur. Der Hüllrohrstahl ist geschmolzen, der Brennelementkasten ist noch vorhanden. Es besteht ein ausgeprägtes radiales und axiales Temperaturprofil.



Erläuterung:

- Ablauf 1: Rekritikalität durch Rekompaktion der auseinandergetriebenen Brennstoffteile in den einzelnen Brennelementen
- Ablauf 2: Kontinuierliches weiteres Schmelzen, wobei Kernmaterial nach außen oder Brutmaterial in den Kern gelangt, so daß keine Rekritikalität mehr stattfindet
- Ablauf 3: Kontinuierliches Aufschmelzen weiter Bereiche. Abschluß des geschmolzenen Bereiches durch erstarrte Brennstoffblackäden. Nach Erreichen der Stahlsiedetemperatur Ausbildung eines siedenden Pools
- Ablauf 31: Kontinuierliche Senkung des Rekritikalitätspotentials durch nicht energetische Vorgänge, wie z.B. Auswurf von Brennstoff aus dem Reaktorkern oder Beimischung von Brutstoff in den siedenden Pool
- Ablauf 32: Rekritikalität durch reaktivitätserhöhende Fluidbewegungen innerhalb des siedenden Pools
- Ablauf 33: Rekritikalität durch Rückkehr von nach oben ausgestoßenem Brennstoff in den siedenden Pool
- Ablauf 34: Dieser Ablauf ist freigelassen, damit Sie weitere Ihnen relevant erscheinende Vorgänge zusätzlich angeben können
- Ablauf 4: Dieser Ablauf ist freigelassen, damit Sie weitere Ihnen relevant erscheinende Vorgänge zusätzlich angeben können

Bild 7-47:

Ablaufschema

Während der Einleitungsphase ist innerhalb eines großen Teiles der Brennelemente der Brennstoff nach dem Aufbrechen der Brennstäbe aus der Kernmitte axial nach oben und unten in die Kühlkanäle verdrängt worden. Der verdrängte Brennstoff kann im Übergangsbereich zu dem kälteren axialen Brutmantel zu einer mehr oder weniger dichten Blockade erstarren, während das Material in den mittleren axialen Bereichen der Brennelemente zunächst noch heiß und aufgewirbelt ist. Dies ist der "Kern mit dispergierten Einzelpools", wie er in Bild 7-48 schematisch dargestellt ist.

Die auseinandertreibenden Kräfte in der Kernmitte können abfallen, wenn dort das Temperaturniveau durch den Wärmebedarf beim Aufschmelzen der Brennelementkästen sinkt, oder wenn die Gase und Dämpfe aus den Brennelementkästen austreten. Dann können obere nicht festgebundene Brennstab- und Blockadeteile reaktivitätserhöhend zurückfallen. Wenn sich daraus eine Leistungsexkursion ergibt, die zu einem weitgehenden Auswurf von Brennstoff aus dem Kernbereich führt, dann wird dieser Störfallablauf im folgenden als "Ablauf 1" bezeichnet. Für die Bewertung dieser Rekritikalität ist es wesentlich, daß die Brennelementkästen noch weitgehend vorhanden sind, so daß die Rückkehr in den einzelnen Elementen entkoppelt voneinander stattfindet.

Beim Ausbleiben einer Rekritikalität mit ausreichendem Auswurf von Brennstoff schmilzt die Nachzerfallsleistung oder die Wärmeerzeugung durch vorübergehende schwache Leistungstransienten größere Kernbereiche auf.

Wenn beim Aufschmelzen des Kerns mit dispergierten Einzelpools reaktivitätsmindernde Vorgänge überwiegen - z.B. Beimischung von Brutstoff oder Austragung von Brennstoff infolge von Siedevorgängen -, dann entsteht im Kernbereich schließlich ein geschmolzener Bereich ohne weiteres Rekritikalitätspotential. Dies ist der "Ablauf 2".

Wenn beim Aufschmelzen des Kerns mit dispergierten Einzelpools weitgehend dichte Blockaden bestehen, kein Brennstoff aus dem

Kernbereich austritt und nur wenig Brutstoff beigemischt wird, entsteht eine zusammenhängende größere siedende Schmelze (siedender Pool, siehe Bild 7-49), die potentiell wieder kritisch werden kann. Die Entwicklung vom "Kern mit dispergierten Einzelpools" zum "siedenden Pool" wird als "Ablauf 3" bezeichnet.

Der siedende Pool kann durch Brennstoffverluste oder Beimischung von Brutstoff so stark an Reaktivitätspotential verlieren, daß keine Rekritikalität stattfindet ("Ablauf 31").

Der siedende Pool enthält ein leicht bewegliches Zweiphasengemisch, das durch Wellenbewegungen oder beim Nachlassen der Siedevorgänge reaktivere Zustände einnehmen kann. Wenn dies zu einer Rekritikalität mit ausreichendem Auswurf von Brennstoff führt, wird dies als "Ablauf 32" bezeichnet. Für die Beurteilung dieser Vorgänge ist es wesentlich, daß zu diesem Zeitpunkt im Innern des siedenden Pools wahrscheinlich noch Sonderelemente vorhanden sind, die kohärente reaktivitätserhöhende Fluidbewegungen behindern.

Die Rückkehr von Brennstoff aus Blockaden in den siedenden Pool kann zu einer Rekritikalität führen ("Ablauf 33"). Dabei ist zu bedenken, daß die einzelnen Blockadeabschnitte unter verschiedenen Bedingungen entstanden sind und daher verschiedene Haltbarkeit haben, und daß mit dem Brennstoff auch Stahl und Brutstoff reaktivitätsmindernd in den siedenden Pool gelangen kann.

Eine Darstellung mit Erläuterungen zum Ablaufschema ist in Bild 7-47 gegeben. Die Bilder 7-48 und 7-49 sollen einen Eindruck von den denkbaren Kernzuständen "Kern mit dispergierten Einzelpools" und "siedender Pool" vermitteln.

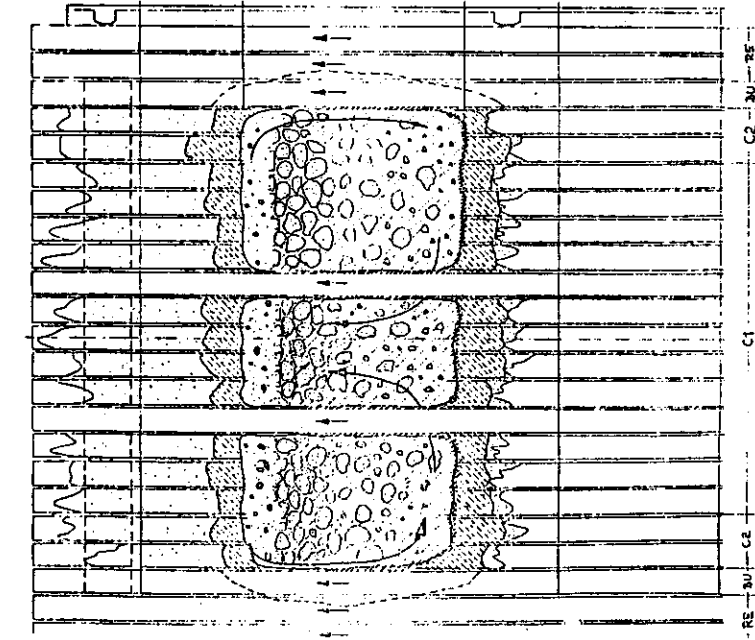


Bild 7-49:
Siedender Pool

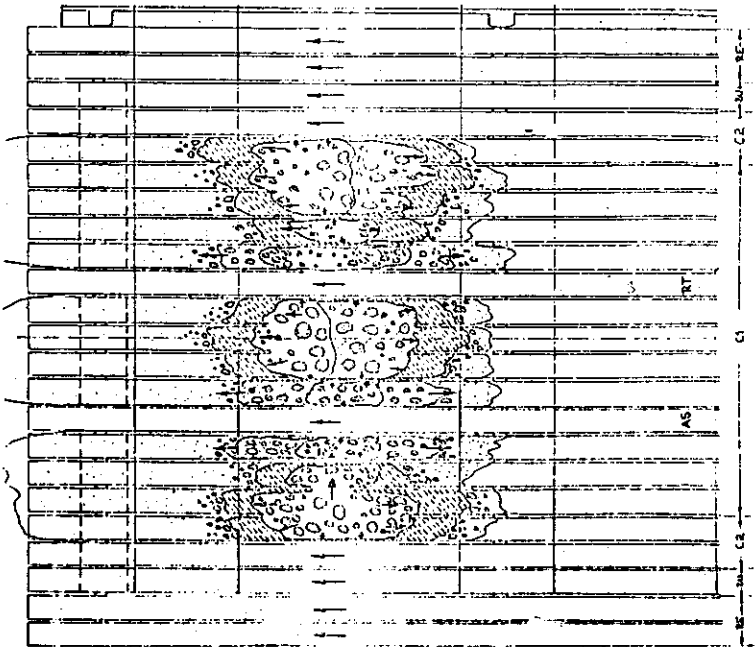


Bild 7-48:
Kern mit dispergierten Einzelpools

F R A G E N G R U P P E 3

"STÖRFALLABLÄUFE NACH EINER EINLEITUNGSPHASE MIT GERINGER ENT-
LADUNG AUS DEM KERNBEREICH"

4.2.2 Frage nach der Wahrscheinlichkeit für verschiedene
Störfallabläufe

Im vorherigen Abschnitt wurden verschiedene Störfallabläufe nach Einleitungsphasen definiert, bei denen der Brennstoffauswurf aus dem Kernbereich nicht ausreicht, um ständige Unterkritikalität sicherzustellen.

Bitte geben Sie an, welche Wahrscheinlichkeiten Sie den jeweiligen Abläufen beimessen. Falls Sie auch den nicht definierten Ablauf 34 oder 4 benutzen, beschreiben Sie bitte Ihre Vorstellung über diesen Ablauf an dem dafür vorgesehenen Platz auf der nächsten Seite.

Ablauf	Wahrscheinlichkeit
Ablauf 1	
Ablauf 2	
Ablauf 31	
(21) Ablauf 32	
Ablauf 33	
Ablauf 34	
Ablauf 4	
	Summe: 1,0

Mit "Wahrscheinlichkeit" ist hier die relative Häufigkeit der einzelnen Abläufe unter vielen LOFs (deren Anfangs- und Randbedingungen bezüglich der angegebenen Details übereinstimmen - Einleitungsphase wie oben skizziert) gemeint.

Zur Fragengruppe 3 "STÖRFALLABLÄUFE NACH EINER EINLEITUNGSPHASE MIT GERINGER ENTLADUNG AUS DEM KERNBEREICH":

- Auf nachfolgend reserviertem Platz (oder eigenem Blatt) können Sie für diese Fragengruppe kurz skizzieren, welche Überlegungen Ihren Antworten zugrunde liegen. Sie können, je nach Wunsch, begründende Bemerkungen niederschreiben oder Veröffentlichungen zitieren, die von Ihnen oder ande-

ren Wissenschaftlern verfaßt wurden und Ihren Standpunkt zum jeweiligen Gegenstand wiedergeben.

/...../

- Geben Sie bitte unter Zuhilfenahme der Beurteilungsskala (siehe "Vorbemerkungen und kurze Anleitung zur Beantwortung der Fragen") Ihren Vertrautheitsgrad mit dem Gegenstand dieser Fragengruppe an.

5 - 4 - 3 - 2 - 1 (Zutreffendes bitte unterstreichen)

- Nach derselben Beurteilungsskala ordnen Sie bitte den beiden nachfolgenden Rubriken "Experte (5)" und "Ziemlich gut vertraut (4)" die Namen der Personen aus der Empfängerliste (Seite 453) zu, die Ihrer Meinung nach bezüglich dieser Fragengruppe als "Experte" bzw. "Ziemlich gut vertraut" einzustufen wären.

EXPERTE (5)

ZIEMLICH GUT VERTRAUT (4)

FRAGENGRUPPE 4

"AUFTRETENDE MECHANISCHE ENERGIEFREISETZUNGEN NACH EINER EINLEITUNGSPHASE MIT GERINGER ENTLADUNG AUS DEM KERNBEREICH"

4.2.3 Frage nach der mechanischen Energiefreisetzung der verschiedenen Störfallabläufe

Fragen zur mechanischen Energiefreisetzung durch den "Ablauf 1"

Wie groß ist der Anteil des gesamten Brennstoffinventars, der gleichzeitig reaktivitätserhöhend zurückkehrt?

Wahrscheinlichkeit

(22)

0 - 5 %
5 - 10 %
10 - .. % (Ihr Maximalwert)

Summe: 1,0

Mit "Wahrscheinlichkeit" ist hier die relative Häufigkeit gemeint, mit der unter den Anteilen aus vielen Abläufen | solche aus den angegebenen Wertebereichen auftreten.

Wie groß ist die Geschwindigkeit des gleichzeitig zurückkehrenden Brennstoffs am promptkritischen Punkt?

Wahrscheinlichkeit

-
- (23) 0 - 1,5 m/s
1,5 - 3,0 m/s
3,0 - 5,0 m/s
5,0 - ... m/s (Ihr Maximalwert)
-

Summe: 1,0

Mit "Wahrscheinlichkeit" ist hier die relative Häufigkeit gemeint, mit der unter den mittleren Geschwindigkeiten (gemittelt über den gleichzeitig zurückfallenden Brennstoffanteil) aus vielen Abläufen 1 solche aus den angegebenen Wertebereichen auftreten.

Wie groß ist die Reaktivitätsrampe am promptkritischen Punkt?

Wahrscheinlichkeit

-
- (24) 0 - 20 \$/s
20 - 50 \$/s
50 - 100 \$/s
100 - ... \$/s (Ihr Maximalwert)
-

Summe: 1,0

Mit "Wahrscheinlichkeit" ist hier die relative Häufigkeit gemeint, mit der unter den Reaktivitätsrampen aus vielen Abläufen 1 solche aus den angegebenen Wertebereichen auftreten.

Wie hoch ist die maximale Brennstofftemperatur nach der Rekritikalität?

Wahrscheinlichkeit

-
- (25) < 4000 °C
4000 - 5000 °C
5000 - 6000 °C
6000 - °C (Ihr Maximalwert)
-

Summe: 1,0

Mit "Wahrscheinlichkeit" ist hier die relative Häufigkeit gemeint, mit der unter den Rekritikalitäten aus vielen Abläufen 1 solche mit Maximaltemperatur aus den angegebenen Wertebereichen auftreten.

Wie groß ist das mechanische Arbeitspotential durch isentrope Brennstoffdampfdruckexpansion auf 70 m^3 ?

Wahrscheinlichkeit

26

0 - 50 MJ
50 - 150 MJ
150 - 400 MJ
400 - ... MJ (Ihr Maximalwert)

Summe: 1,0

Mit "Wahrscheinlichkeit" ist hier die relative Häufigkeit gemeint, mit der unter den mechanischen Arbeitspotentialen aus vielen Abläufen 1 solche aus den angegebenen Wertebereichen auftreten.

Wie groß ist bei Berücksichtigung von Wärme- und Impulsaustauschvorgängen das Verhältnis der mechanischen Energiefreisetzung (= maximale kinetische Energie des Natriums) zum Arbeitspotential durch isentrope Brennstoffdampfdruckexpansion auf 70 m^3 ?

Wahrscheinlichkeit

27

< 0,4
0,4 - 0,8
0,8 - 1,2
1,2 - 1,6
1,6 - ... (Ihr Maximalwert)

Summe: 1,0

Mit "Wahrscheinlichkeit" ist hier Ihr persönlicher Grad an Sicherheit gemeint, mit dem Sie den jeweiligen Bereich des Verhältnisses für das Mittel über vielen Abläufe 1 für zutreffend halten.

Fragen zur mechanischen Energiefreisetzung durch den "Ablauf 32"

Wie groß ist der Anteil des gesamten Brennstoffinventars, der an einer reaktivitätserhöhenden Fluidbewegung teilnimmt?

Wahrscheinlichkeit

28

0 - 25 %
25 - 50 %
50 - 75 %
75 - 100 %

Summe: 1,0

Mit "Wahrscheinlichkeit" ist hier die relative Häufigkeit gemeint, mit der unter den Anteilen aus vielen Abläufen 32 solche aus den angegebenen Wertebereichen auftreten.

Wie groß ist die Reaktivitätsrampe am promptkritischen Punkt?

Wahrscheinlichkeit

0 - 20 \$/s
20 - 50 \$/s
50 - 100 \$/s
100 - ... \$/s (Ihr Maximalwert)

Summe: 1,0

Mit "Wahrscheinlichkeit" ist hier die relative Häufigkeit gemeint, mit der unter den Reaktivitätsrampen aus vielen Abläufen 32 solche aus den angegebenen Wertebereichen auftreten.

Wie hoch ist die maximale Brennstofftemperatur nach der Rekritikalität?

Wahrscheinlichkeit

< 4000 °C
4000 - 5000 °C
5000 - 6000 °C
6000 - °C (Ihr Maximalwert)

Summe: 1,0

Mit "Wahrscheinlichkeit" ist hier die relative Häufigkeit gemeint, mit der unter den Rekritikalitäten aus vielen Abläufen 32 solche mit Maximaltemperatur aus den angegebenen Wertebereichen auftreten.

Wie groß ist das mechanische Arbeitspotential durch isentrope Brennstoffdampfdruckexpansion auf 70 m³?

Wahrscheinlichkeit

0 - 50 MJ
50 - 150 MJ
150 - 400 MJ
400 - ... MJ (Ihr Maximalwert)

Summe: 1,0

Mit "Wahrscheinlichkeit" ist hier die relative Häufigkeit gemeint, mit der unter den mechanischen Arbeitspotentialen aus vielen Abläufen 32 solche aus den angegebenen Wertebereichen auftreten.

Wie groß ist bei Berücksichtigung von Wärme- und Impulsaustauschvorgängen das Verhältnis der mechanischen Energiefreisetzung (= maximale kinetische Energie des Natriums) zum Arbeitspotential durch isentrope Brennstoffdampfdruckexpansion auf 70 m^3 ?

Wahrscheinlichkeit

32

< 0,4
0,4 - 0,8
0,8 - 1,2
1,2 - 1,6
1,6 - ... (Ihr Maximalwert)

Summe: 1,0

Mit "Wahrscheinlichkeit" ist hier Ihr persönlicher Grad an Sicherheit gemeint, mit dem Sie den jeweiligen Bereich des Verhältnisses für das Mittel über viele Abläufe 32 für zutreffend halten.

Fragen zur mechanischen Energiefreisetzung durch den "Ablauf 33"

Wie groß ist der Anteil des gesamten Brennstoffinventars, der gleichzeitig reaktivitätserhöhend zurückkehrt?

Wahrscheinlichkeit

33

0 - 5 %
5 - 10 %
10 - .. % (Ihr Maximalwert)

Summe: 1,0

Mit "Wahrscheinlichkeit" ist hier die relative Häufigkeit gemeint, mit der unter den Anteilen aus vielen Abläufen 33 solche aus den angegebenen Wertebereichen auftreten.

Wie groß ist die Geschwindigkeit des gleichzeitig zurückkehrenden Brennstoffs am promptkritischen Punkt?

Wahrscheinlichkeit

34

0 - 1,5 m/s
1,5 - 3,0 m/s
3,0 - 5,0 m/s
5,0 - ... m/s (Ihr Maximalwert)

Summe: 1,0

Mit "Wahrscheinlichkeit" ist hier die relative Häufigkeit gemeint, mit der unter den mittleren Geschwindigkeiten (gemittelt über den gleichzeitig zurückfallenden Brennstoffanteil) aus vielen Abläufen 33 solche aus den angegebenen Wertebereichen auftreten.

Wie groß ist die Reaktivitätsrampe am promptkritischen Punkt?

Wahrscheinlichkeit

35

0 - 20	\$/s
20 - 50	\$/s
50 - 100	\$/s
100 - ...	\$/s (Ihr Maximalwert)

Summe: 1,0

Mit "Wahrscheinlichkeit" ist hier die relative Häufigkeit gemeint, mit der unter den Reaktivitätsrampen aus vielen Abläufen 33 solche aus den angegebenen Wertebereichen auftreten.

Wie hoch ist die maximale Brennstofftemperatur nach der Rekritikalität?

Wahrscheinlichkeit

36

< 4000	°C
4000 - 5000	°C
5000 - 6000	°C
6000 -	°C (Ihr Maximalwert)

Summe: 1,0

Mit "Wahrscheinlichkeit" ist hier die relative Häufigkeit gemeint, mit der unter den Rekritikalitäten aus vielen Abläufen 33 solche mit Maximaltemperatur aus den angegebenen Wertebereichen auftreten.

Wie groß ist das mechanische Arbeitspotential durch isentrope Brennstoffdampfdruckexpansion auf 70 m³?

Wahrscheinlichkeit

37

0 - 50	MJ
50 - 150	MJ
150 - 400	MJ
400 - ...	MJ (Ihr Maximalwert)

Summe: 1,0

Mit "Wahrscheinlichkeit" ist hier die relative Häufigkeit gemeint, mit der unter den mechanischen Arbeitspotentialen aus vielen Abläufen 33 solche aus den angegebenen Wertebereichen auftreten.

Wie groß ist bei Berücksichtigung von Wärme- und Impuls-
tauschvorgängen das Verhältnis der mechanischen Energiefrei-
setzung (= maximale kinetische Energie des Natriums) zum Ar-
beitspotential durch isentrope Brennstoffdampfdruckexpansion
auf 70 m^3 ?

Wahrscheinlichkeit

38

< 0,4
0,4 - 0,8
0,8 - 1,2
1,2 - 1,6
1,6 - ... (Ihr Maximalwert)

Summe: 1,0

Mit "Wahrscheinlichkeit" ist hier Ihr persönlicher Grad an
Sicherheit gemeint, mit dem Sie den jeweiligen Bereich des
Verhältnisses für das Mittel über viele Abläufe 33 für zu-
treffend halten.

Falls Sie auch den Ablauf 34 oder 4 benutzt haben, machen Sie
bitte hier, zusätzlich zur Beschreibung dieser Abläufe am Ende
der Fragengruppe 3, Ihre Wahrscheinlichkeitsangaben zur Ener-
giefreisetzung:

Zu "Ablauf 34":

Wie groß ist die mechanische Energiefreisetzung bei einem Expan-
sionsvolumen von 70 m^3 ?

Wahrscheinlichkeit

39

0 - 50 MJ
50 - 150 MJ
150 - 400 MJ
400 - ... MJ (Ihr Maximalwert)

Summe: 1,0

Mit "Wahrscheinlichkeit" ist hier die relative Häufigkeit ge-
meint, mit der unter den mechanischen Energiefreisetzungen aus
vielen Abläufen 34 solche aus den angegebenen Wertebereichen
auftreten.

Zu "Ablauf 4":

Wie groß ist die mechanische Energiefreisetzung bei einem Expansionsvolumen von 70 m^3 ?

	Wahrscheinlichkeit
0 - 50 MJ	
50 - 150 MJ	
150 - 400 MJ	
400 - ... MJ (Ihr Maximalwert)	
Summe: 1,0	

Mit "Wahrscheinlichkeit" ist hier die relative Häufigkeit gemeint, mit der unter den mechanischen Energiefreisetzungen aus vielen Abläufen 4 solche aus den angegebenen Wertebereichen auftreten.

Zur Fragengruppe 4 "AUFTRETENDE MECHANISCHE ENERGIEFREISETZUNGEN NACH EINER EINLEITUNGSPHASE MIT GERINGER ENTLADUNG AUS DEM KERNBEREICH":

- Auf nachfolgend reserviertem Platz (oder eigenem Blatt) können Sie für diese Fragengruppe kurz skizzieren, welche Überlegungen Ihren Antworten zugrunde liegen. Sie können, je nach Wunsch, begründende Bemerkungen niederschreiben oder Veröffentlichungen zitieren, die von Ihnen oder anderen Wissenschaftlern verfaßt wurden und Ihren Standpunkt zum jeweiligen Gegenstand wiedergeben.

/...../

- Geben Sie bitte unter Zuhilfenahme der Beurteilungsskala (siehe "Vorbemerkungen und kurze Anleitung zur Beantwortung der Fragen") Ihren Vertrautheitsgrad mit dem Gegenstand dieser Fragengruppe an.

5 - 4 - 3 - 2 - 1 (Zutreffendes bitte unterstreichen)

Sollten Sie die Beurteilung für einige (oder alle) Fragen einzeln vornehmen wollen, so geben Sie bitte im Anschluß an die betreffende Frage Ihren Vertrautheitsgrad an. In diesem

Fälle beziehen sich dann die Angaben auf diesem Blatt nur auf die Fragen, zu denen keine gesonderten Angaben erfolgten.

- Nach derselben Beurteilungsskala ordnen Sie bitte den beiden nachfolgenden Rubriken "Experte (5)" und "Ziemlich gut vertraut (4)" die Namen der Personen aus der Empfängerliste (Seite 453) zu, die Ihrer Meinung nach bezüglich dieser Fragengruppe als "Experte" bzw. "Ziemlich gut vertraut" einzustufen wären.

Auch diese Einstufung kann, wenn nötig, für einige oder alle Fragen der Gruppe getrennt vorgenommen werden.

EXPERTE (5)

ZIEMLICH GUT VERTRAUT (4)

F R A G E N G R U P P E 5

"PAUSCHALE ANGABEN ZUM BELASTUNGSPOTENTIAL MASSIVER VERZÖGERTER ENTLADEVORGÄNGE"

4.3 Pauschale Angaben zum Belastungspotential massiver Entladevorgänge, die nach Abschluß der Einleitungsphase mit einer Verzögerung einsetzen

Unterstellen Sie, daß die Primärekkursion keine Entladung zur Folge hat.

Fortgesetzte Nachwärmeproduktion, aber auch ein- oder mehrfache nukleare Exkursionen (Rekritikalitäten) mit unterschiedlichen Energiefreisetzungen erhöhen die Enthalpie der Kernmaterialien nach der Einleitungsphase weiter und bewirken schließlich Entladevorgänge. Welche Wahrscheinlichkeiten würden Sie den unten angegebenen Bereichen der Arbeitspotentiale (bei isentroper Brennstoffdampfdruckexpansion auf 70 m^3) solcher verzögerter Entladevorgänge geben?

Maximale Brennstofftemperatur nach der Primärexkursion [°K]	Wahrscheinlichkeit für isentropes Brennstoffdampfdruck-Arbeitspotential bei verzögerter Entladung (in MJ) (Expansionsvolumen 70 m ³)				Zeilen- summen
	0-50	50-150	150-400	400-... (Ihr Maximalwert)	
	[MJ]	[MJ]	[MJ]	[MJ]	
3000					1
4000					1
5000					1

(41)

Mit "Wahrscheinlichkeit" ist hier die relative Häufigkeit gemeint, mit der unter den verzögerten Entladevorgängen aus vielen LOFs (deren Anfangs- und Randbedingungen bezüglich der angegebenen Details übereinstimmen - max. Brennstofftemperatur wie vorgegeben) solche mit Arbeitspotential aus den angegebenen Wertebereichen auftreten.

Wie groß ist bei Berücksichtigung von Wärme- und Impulsaustauschvorgängen das Verhältnis η der mechanischen Energiefreisetzung (= maximale kinetische Energie des Natriums) zum Arbeitspotential durch isentrope Brennstoffdampfdruckexpansion (Expansionsvolumen 70 m³)?

η	Wahrscheinlichkeit für η bei verschiedenen isentropen Brennstoffdampfdruck-Arbeitspotentialen (in MJ)			
	0-50 [MJ]	50-150 [MJ]	150-400 [MJ]	400-... (Ihr Maximalwert) [MJ]
< 0,4				
0,4 - 0,8				
0,8 - 1,2				
1,2 - 1,6				
1,6 - ... (Ihr Maximalwert)				
Spaltensummen:	1	1	1	1

(42)

Mit "Wahrscheinlichkeit" ist hier Ihr persönlicher Grad an Sicherheit gemeint, mit dem Sie den jeweiligen Wertebereich von η für das Mittel über viele LDFs (deren Anfangs- und Randbedingungen bezüglich der angegebenen Details übereinstimmen - isentropes Brennstoffdampfdruck-Arbeitspotential wie vorgegeben) für zutreffend halten.

Zur Fragengruppe 5 "PAUSCHALE ANGABEN ZUM BELASTUNGSPOTENTIAL MASSIVER VERZÖGERTER ENTLADEVORGÄNGE":

- Auf nachfolgend reserviertem Platz (oder eigenem Blatt) können Sie für diese Fragengruppe kurz skizzieren, welche Überlegungen Ihren Antworten zugrunde liegen. Sie können, je nach Wunsch, begründende Bemerkungen niederschreiben oder Veröffentlichungen zitieren, die von Ihnen oder anderen Wissenschaftlern verfaßt wurden und Ihren Standpunkt zum jeweiligen Gegenstand wiedergeben.

/...../

- Geben Sie bitte unter Zuhilfenahme der Beurteilungsskala (siehe "Vorbemerkungen und kurze Anleitung zur Beantwortung der Fragen") Ihren Vertrautheitsgrad mit dem Gegenstand dieser Fragengruppe an.

5 - 4 - 3 - 2 - 1 (Zutreffendes bitte unterstreichen)

Sollten Sie die Beurteilung für einige (oder alle) Fragen einzeln vornehmen wollen, so geben Sie bitte im Anschluß an die betreffende Frage Ihren Vertrautheitsgrad an. In diesem Falle beziehen sich dann die Angaben auf diesem Blatt nur auf die Fragen, zu denen keine gesonderten Angaben erfolgten.

- Nach derselben Beurteilungsskala ordnen Sie bitte den beiden nachfolgenden Rubriken "Experte (5)" und "Ziemlich gut vertraut (4)" die Namen der Personen aus der Empfängerliste (Seite 453) zu, die Ihrer Meinung nach bezüglich dieser Fragengruppe als "Experte" bzw. "Ziemlich gut vertraut" einzustufen wären.

Auch diese Einstufung kann, wenn nötig, für einige oder alle Fragen der Gruppe getrennt vorgenommen werden.

EXPERTE (5)

ZIEMLICH GUT VERTRAUT (4)

8. RADIONUKLIDVERHALTEN

8.1 Einleitung

Radioaktive Stoffe entstehen beim Schnellen Brüter wie bei jedem anderen Reaktor durch Spaltung und Aktivierung im Reaktorkern und in dessen Nähe. Eine Freisetzung dieser Radionuklide in die Umgebung wird durch mehrere Barrieren verhindert (Kapitel 2).

Die erste Barriere stellt die Gittermatrix des Brennstoffs dar, in der der überwiegende Teil der Radionuklide gebunden wird. Der geringere Teil, der sich durch Diffusion, Rückstoß oder andere Prozesse aus der Gittermatrix löst, wird durch die Brennstabhüllrohre eingeschlossen. Bei Defekten dieser Hüllrohre wirkt das Primärsystem (Reaktortank, Primärleitungen, Wärmetauscher und Pumpen) als nächste Barriere. Das Primärsystem befindet sich in einem mehrfach gestaffelten Containmentssystem, das für den Fall einer störfallbedingten Freisetzung aus dem Primärkreis die Radionuklide einschließt.

In einer Risikoanalyse ist zu untersuchen, auf welche Weise und mit welcher Häufigkeit die genannten Barrieren so versagen können, daß es zur Freisetzung von Radionukliden in die Umgebung kommt. Ereignisse, die zum Versagen der Barrieren führen, und die Häufigkeit solcher Ereignisse wurden in den vorhergehenden Kapiteln 4 bis 7 behandelt.

In Kapitel 7 wurden acht "Rechenfälle" definiert, die das Spektrum aller denkbaren Ereignisabläufe mit erheblicher Radionuklidfreisetzung umfassen. In diesem Kapitel werden Ausmaß und nähere Umstände der Freisetzung bei den acht definierten Ereignisabläufen untersucht.

Zunächst werden in Abschnitt 8.2 die Radionuklidinventare im Reaktorkern und in den Brennelementlagern ermittelt. In Abschnitt 8.3 wird die Freisetzung von Radionukliden aus dem Reaktorkern in das Containmentsystem bei den in Kapitel 7 defi-

nierten "Rechenfällen" untersucht, in Abschnitt 8.4 das Verhalten dieser Radionuklide im Containment und die Freisetzung in die Umgebung. In Abschnitt 8.5 wird untersucht, welche Radionuklidfreisetzung auftritt, wenn die Kühlsysteme des natriumgekühlten und des gasgekühlten Brennelementlagers versagen. Schließlich werden in Abschnitt 8.6 die Ergebnisse in Freisetzungskategorien zusammengefaßt.

Größere Radionuklidfreisetzungen aus der Anlage, wie sie für das Risiko maßgeblich sind, können nur auftreten, wenn durch den Ausfall von Sicherheitseinrichtungen der Reaktorkern zerstört wird und weitere Barrieren versagen. Diese Aussage bezieht sich, ebenso wie der überwiegende Teil der folgenden Untersuchungen, auf Unfälle, die den Reaktorkern betreffen.

Neben einem langsamen Kernschmelzen werden bei Schnellen Brütern auch rasche Leistungsexkursionen als Ursache für eine Kernzerstörung untersucht. Bei einer Leistungsexkursion kann nicht nur der Brennstoff zum Teil verdampfen, sondern auch erhebliche mechanische Energie freigesetzt werden.

Entscheidend für das Freisetzungsverhalten der radioaktiven Stoffe ist bei einer Kernzerstörung einerseits die Höhe der freigesetzten thermischen Energie, andererseits der Anteil der in mechanische Energie umgewandelten thermischen Energie. Der erste Faktor bestimmt die Aktivitätsfreisetzung aus dem Brennstoff, der zweite beeinflusst das Rückhaltevermögen des Primärsystems, insbesondere des Reaktortanks und gegebenenfalls weiterer Barrieren.

Die Rechenfälle 1 bis 7 (nach Kapitel 7) behandeln Ereignisabläufe, bei denen die freigesetzte mechanische Energie nicht über 400 MJ, mit großer Wahrscheinlichkeit aber erheblich unter diesem Wert liegt. Für diese Fälle wird bei der Untersuchung des Radionuklidverhaltens pessimistisch eine mechanische Energiefreisetzung von 400 MJ angenommen. Im Rechenfall 8 liegt die mechanische Energiefreisetzung über 400 MJ. Dies wird bei der Ermittlung der Radionuklidfreisetzung aus dem Brennstoff berücksichtigt.

Zur Beschreibung des Freisetzungs- und Transportverhaltens werden die radioaktiven Stoffe entsprechend ihrer chemisch-physikalischen Eigenschaften in Gruppen eingeteilt, wobei das Verhalten innerhalb einer Gruppe als gleich angesehen wird. Man unterscheidet folgende Gruppen:

- Edelgase (Xenon, Krypton),
- organische Halogene (CH_3J),
- anorganische Halogene (NaJ , NaBr),
- Alkalimetalle, Cäsiumgruppe (Cäsium, Rubidium),
- Tellurgruppe (Tellur, Antimon, Arsen, Selen),
- Erdalkalimetalle (Barium, Strontium),
- Edelmetalle, Rutheniumgruppe (Ruthenium, Molybdän, Palladium, Rhodium, Technetium, Kobalt),
- schwerflüchtige Metalloxide, Lanthangruppe (Lanthan, Neodym, Europium, Yttrium, Cer, Praseodym, Promethium, Samarium, Neptunium, Plutonium, Americium, Uran, Curium, Zirkon, Niob).

Die Beschreibung des Radionuklidverhaltens in der Anlage nach einer Kernzerstörung erfordert den Einsatz einer Reihe von Rechenprogrammen, mit denen die Thermodynamik sowie das Verhalten der gebildeten Aerosole und freigesetzten radioaktiven Stoffe im inneren und äußeren Containment berechnet wird. Der mit den Programmen NACON und THERCON berechnete Verlauf von Druck, Temperatur und Leckraten im inneren und äußeren Containment liefert die Eingabedaten für das Rechenprogramm PARADISEKO IIIb. Dieses Rechenprogramm beschreibt das Verhalten der entstehenden Aerosole. Es berechnet eine wesentliche, das Aerosolverhalten beschreibende Größe, die Plateout-Rate. Sie ist ein Maß für die durch Sedimentation, Thermophoresis und Diffusion abgeschiedene Aerosolmasse. Die Plateout-Rate ist neben Druck- und Temperaturverläufen sowie Leckraten eine wichtige Eingabegröße für das Rechenprogramm CORRAL IIA. Mit diesem Programm werden das Transport- und Ablagerungsverhalten für radioaktive Stoffe, eingeteilt in Edelgase, organisches Jod und Aerosole, in einem Mehrkompartimentmodell und die Freisetzung dieser Stoffe in die Umgebung der Anlage berechnet.

8.2 Nuklidinventare

8.2.1 Nuklidinventar im Reaktorkern

Während des Betriebs werden im Reaktorkern Spalt-, Aktivierungs- und Brutprodukte gebildet. Zur Berechnung des nach Nukliden aufgeschlüsselten Kerninventars wurden die Programme ORIGEN (Be 73) und KORIGEN (Wi 79) benutzt.

● Rechenverfahren (ORIGEN/KORIGEN)

Bildung, Umwandlung und radioaktiver Zerfall der Spalt- und Aktivierungsprodukte während des Reaktorbetriebs lassen sich durch ein gewöhnliches homogenes Differentialgleichungssystem erster Ordnung mit konstanten Koeffizienten beschreiben. Diese Beschreibung stellt eine Näherung dar, da der Neutronenfluß zeitlich nicht konstant ist, sondern sich mit dem Abbrand des Brennstoffes während des Betriebs bei konstanter Leistung ändert. Diese zeitliche Variation ist aber so klein, daß man den Neutronenfluß über kleine Zeitintervalle als konstant ansehen kann. Damit ist eine lineare Approximation möglich.

ORIGEN bzw. KORIGEN lösen das Gleichungssystem mit einem Rechenverfahren, das auch komplexe Aktivierungs- und Zerfallswegen berücksichtigen kann, wie man sie z.B. beim α -Zerfall der Aktiniden vorfindet.

● Eingabedaten

Das Nuklidinventar wurde für den Mark-Ia-Kern (INBE 76) nach einer Betriebszeit von 441 Volllasttagen berechnet. Es wurden folgende 6 Zonen getrennt behandelt:

- innere Spaltzone (C1),
- äußere Spaltzone (C2),
- untere axiale Brutzone,

- obere axiale Brutzone,
- radiale Brutzone,
- Reflektor.

Der Kern besteht aus maximal 196 Brennelementen und 96 Brutelementen. Tabelle 8-1 enthält Leistung, Anfangsinventar und mittleren Neutronenfluß in den einzelnen Zonen des Kerns. Die innere und die äußere Spaltzone unterscheiden sich vor allem durch unterschiedliche Plutoniumanteile im Brennstoff. Die Brutzonen enthalten im wesentlichen abgereichertes Uran. In den beiden Spaltzonen C1 und C2 wurde einheitlich mit folgendem Pu-Vektor gerechnet:

$$^{239}\text{Pu} : ^{240}\text{Pu} : ^{241}\text{Pu} : ^{242}\text{Pu} =$$

$$75,25 : 20,25 : 3,75 : 0,75$$

Tab. 8-1:

Basisdaten für ORIGEN/KORIGEN-Inventarrechnungen für den MARK-Ia-Kern des SNR-300

Kernbereich	Mittlerer Neutronenfluß [N·cm ⁻² ·s ⁻¹]	Leistung [MW]	Anfängliche Schwermetallbeladung [kg]		
			UO ₂	PuO ₂	UO ₂ + PuO ₂
Innere Spaltzone	3,5·10 ¹⁵	346	2442	753	3195
Äußere Spaltzone	2,7·10 ¹⁵	317	1880	918	2798
Untere axiale Brutzone	1,4·10 ¹⁵	20,0	2660	-	2660
Obere axiale Brutzone	8,9·10 ¹⁴	11,6	2665	-	2665
Radiale Brutzone	9,2·10 ¹⁴	39,8	8854	-	8854
Reflektor	5,0·10 ¹⁴	-	-	-	-

Bei Verwendung eines anderen Plutoniumgemisches, z.B. aus LWR-Brennstäben, können sich bei einzelnen Nukliden (wie ^{238}Pu) höhere Inventare ergeben.

ORIGEN bzw. KORIGEN berechnen ein großes Spektrum von Nukliden (ca. 800), von denen einige stabil und somit für die Strahlenexposition nicht von Bedeutung sind. Wie in der "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke" (GE 79) wurden in den weiteren Rechnungen nur solche Nuklide berücksichtigt, die aufgrund ihrer Halbwertszeit und ihrer radiologischen Eigenschaften den größten Teil zur Strahlenexposition beitragen. In Kapitel 10 wird gezeigt, daß damit die Hauptbeiträge zur Strahlenexposition erfaßt sind.

● Rechenergebnisse

Ein Vergleich der Ergebnisse mit den Programmen ORIGEN und KORIGEN zeigt, daß beide im Mittel etwa gleiche Ergebnisse für das Nuklidinventar liefern. Abweichungen liegen in der Regel im Prozentbereich, wobei im Durchschnitt ORIGEN ein höheres Nuklidinventar berechnet. Im folgenden werden daher nur die Resultate von ORIGEN-Rechnungen verwendet. Die Ergebnisse der ORIGEN-Rechnungen für das Inventar der 54 radiologisch relevanten Nuklide zum Zeitpunkt der Reaktorabschaltung sind in Tabelle 8-2 angegeben.

Es zeigt sich, daß sich 75 % der Gesamtaktivität des Kerns in den beiden Spaltzonen C1 und C2 befinden, während die restlichen 25 % in der Hauptsache über die Brutzonen verteilt sind. Der Reflektor, der aus Stahllegierungen besteht, trägt durch seine Aktivierung nach 441 Volllasttagen mit weniger als 0,7 % zur Gesamtaktivität bei. Für die Freisetzung und damit für Unfallfolgenrechnungen sind nur die Beiträge aus den Spaltzonen zu berücksichtigen, da bei einer Kernzerstörung nur in diesen Zonen Temperaturen erreicht werden, die zu einer erheblichen Freisetzung von radioaktiven Stoffen führen. Die Gesamtaktivität im Spaltbereich ist in Tabelle 8-2 in der Spalte "Zwischensumme" dargestellt.

Tab. 8-2:

Gesamtaktivität in allen Spaltzonen

NUKLIID	INNERE SPALTZONE	AUSSERE SPALTZONE	ZWISCHEN-SUMME	UNTERE BRUTZONE	OBERE BRUTZONE	RADIALE BRUTZONE	REFLEKTOR	SUMME	NUKLIID
IC6 58	3.07E+86	2.13E+86	5.28E+86	8.31E+85	5.35E+85	1.87E+86	7.95E+86	1.56E+87	IC6 58
IC6 68	3.78E+83	2.68E+83	6.38E+83	1.83E+84	7.26E+82	4.06E+83	9.97E+83	3.14E+84	IC6 68
HPZ 39	1.71E+86	1.06E+86	2.77E+86	6.38E+85	6.22E+87	1.44E+88	8.09E+86	5.27E+88	HPZ 39
PUZ 38	1.01E+83	0.08E+82	1.82E+83	7.42E+81	2.94E+81	1.03E+82	8.89E+81	2.02E+83	PUZ 38
PUZ 39	3.04E+86	3.63E+84	6.37E+84	2.42E+83	1.56E+83	5.32E+83	8.88E+81	7.40E+84	PUZ 39
PUZ 40	1.79E+84	4.51E+84	8.30E+84	1.24E+84	4.68E+84	1.74E+84	0.00E+80	8.33E+84	PUZ 40
PUZ 41	2.59E+86	3.12E+86	5.76E+86	4.19E+82	1.86E+82	3.07E+82	8.00E+80	5.74E+86	PUZ 41
AMZ 41	4.76E+83	5.95E+83	1.07E+84	2.29E+81	5.59E+82	2.02E+81	0.00E+80	1.07E+84	AMZ 41
CMZ 42	1.25E+85	1.24E+85	2.49E+85	1.07E+85	1.81E+81	6.73E+81	0.80E+80	2.49E+85	CMZ 42
CMZ 44	7.45E+82	5.65E+82	1.31E+83	3.46E+85	2.42E+86	9.52E+86	0.00E+80	1.31E+83	CMZ 44
KR 85H	2.08E+83	1.89E+84	3.97E+84	1.36E+85	8.05E+84	2.76E+85	8.78E+80	4.44E+86	KR 85H
KR 85	3.79E+86	3.45E+84	2.24E+84	2.42E+83	1.42E+83	4.87E+83	0.00E+80	8.21E+86	KR 85
KR 86	1.66E+84	1.28E+84	2.86E+84	5.71E+82	3.61E+82	5.47E+82	0.00E+80	2.90E+84	KR 86
KR 87	3.62E+86	3.24E+84	6.84E+86	2.76E+85	1.66E+85	5.78E+85	0.00E+80	7.87E+86	KR 87
KR 88	4.46E+84	4.00E+86	8.44E+86	3.43E+85	2.08E+85	7.31E+85	0.00E+80	9.72E+86	KR 88
SR 89	5.92E+86	5.26E+86	1.12E+87	5.10E+85	3.12E+85	1.87E+86	0.00E+80	1.31E+87	SR 89
SR 90	1.99E+85	1.78E+85	3.77E+85	1.61E+84	9.68E+83	3.29E+84	8.00E+80	4.34E+85	SR 90
Y 98	2.04E+85	1.81E+85	3.85E+85	1.62E+84	9.66E+83	3.31E+84	8.08E+80	4.44E+85	Y 98
SR 91	8.48E+86	7.89E+86	1.59E+87	6.88E+84	4.17E+85	1.43E+86	8.08E+80	1.80E+87	SR 91
Y 91	8.37E+86	7.88E+86	1.59E+87	6.87E+84	4.17E+85	1.43E+86	8.08E+80	1.80E+87	Y 91
ZR 95	1.59E+87	1.45E+87	3.04E+87	9.78E+85	5.47E+85	1.95E+86	8.88E+80	3.39E+87	ZR 95
NB 95	1.57E+87	1.43E+87	3.00E+87	9.68E+85	5.45E+85	1.93E+86	8.13E+80	3.35E+87	NB 95
ZR 97	3.59E+87	1.42E+87	2.97E+87	8.97E+85	5.18E+85	1.78E+86	8.08E+80	3.29E+87	ZR 97
MO 99	1.79E+87	1.62E+87	3.41E+87	1.12E+86	6.55E+85	2.21E+86	4.67E+85	3.45E+87	MO 99
TC 99H	1.55E+87	1.41E+87	2.96E+87	9.75E+85	5.78E+85	1.92E+86	4.86E+85	3.35E+87	TC 99H
RU183	1.74E+87	1.60E+87	3.34E+87	9.55E+85	5.47E+85	1.88E+86	8.08E+80	3.48E+87	RU183
RU185	5.17E+87	4.79E+86	1.59E+87	6.88E+84	4.17E+85	1.24E+86	8.08E+80	3.14E+87	RU185
RM105	1.51E+87	1.40E+87	2.91E+87	8.64E+85	3.81E+85	1.38E+86	0.00E+80	3.14E+87	RM105
RU106	7.50E+86	7.00E+86	1.45E+87	2.92E+85	1.80E+85	5.49E+85	8.08E+80	1.55E+87	RU106
SP127	1.28E+84	1.12E+84	2.32E+84	4.78E+84	2.54E+84	8.75E+84	0.80E+80	2.48E+86	SP127
TE127H	7.46E+85	2.30E+85	4.78E+85	9.82E+83	4.84E+83	1.47E+84	8.00E+80	3.29E+85	TE127H
TE127	1.13E+86	1.13E+86	2.28E+86	4.63E+84	2.47E+84	8.51E+84	8.88E+80	2.64E+86	TE127
SB129	3.22E+86	2.97E+86	6.19E+86	1.71E+85	9.74E+84	3.34E+85	8.88E+80	6.79E+86	SB129
TE129H	5.18E+85	4.79E+85	9.95E+85	2.78E+84	1.54E+84	5.27E+84	0.00E+80	1.89E+86	TE129H
TE129	3.32E+86	3.06E+86	4.38E+86	1.69E+85	9.59E+84	3.28E+85	8.08E+80	6.97E+86	TE129
TE133H	1.81E+86	9.17E+85	1.93E+86	4.93E+84	4.11E+84	1.41E+85	0.00E+80	2.18E+86	TE133H
TE133	9.99E+86	9.18E+86	1.92E+87	5.58E+85	3.20E+85	1.18E+86	8.88E+80	2.11E+87	TE133
TE132	1.87E+87	9.70E+86	2.04E+87	7.13E+85	4.21E+85	1.44E+86	0.80E+80	2.38E+87	TE132
TE132	1.15E+87	1.04E+87	2.19E+87	7.57E+85	4.46E+85	1.53E+86	8.88E+80	2.46E+87	TE132
TE133	1.69E+87	1.59E+87	3.24E+87	9.83E+85	5.48E+85	1.95E+86	8.88E+80	3.50E+87	TE133
XE133	1.45E+87	1.51E+87	3.18E+87	9.51E+85	5.49E+85	1.88E+86	8.80E+80	3.50E+87	XE133
TE134	1.38E+87	1.72E+87	3.48E+87	1.12E+86	6.33E+85	2.24E+86	8.88E+80	4.00E+87	TE134
CS134	7.59E+86	5.54E+86	1.31E+87	1.85E+85	6.13E+82	2.16E+83	8.88E+80	1.38E+87	CS134
TE135	1.82E+87	1.68E+87	3.79E+87	9.12E+85	5.11E+85	1.76E+86	8.08E+80	3.62E+87	TE135
XE135	1.97E+87	1.82E+87	3.50E+87	9.44E+85	5.38E+85	1.85E+86	0.88E+80	4.13E+87	XE135
CS136	7.26E+85	4.17E+85	1.34E+86	2.31E+84	1.19E+84	4.13E+84	8.80E+80	1.42E+86	CS136
CS137	5.37E+85	4.92E+85	1.03E+86	2.97E+84	1.72E+84	5.89E+84	8.08E+80	1.17E+86	CS137
BA168	1.54E+87	1.51E+87	2.45E+87	9.69E+85	5.68E+85	1.95E+86	0.80E+80	3.30E+87	BA168
TE168	1.52E+87	1.39E+87	3.08E+87	9.52E+85	5.67E+85	1.90E+86	8.88E+80	3.35E+87	TE168
TE141	1.30E+87	1.17E+87	2.50E+87	8.76E+85	5.17E+85	1.79E+86	8.80E+80	2.84E+87	TE141
CE143	1.34E+87	1.22E+87	2.56E+87	7.81E+85	4.51E+85	1.55E+86	8.80E+80	2.84E+87	CE143
PR143	1.13E+87	1.19E+87	2.59E+87	7.48E+85	4.34E+85	1.49E+86	8.80E+80	2.77E+87	PR143
CE144	7.10E+86	6.49E+86	1.36E+87	4.71E+85	2.70E+85	9.52E+85	0.00E+80	1.53E+87	CE144
NB142	6.33E+86	5.68E+86	1.20E+87	4.35E+85	2.58E+85	8.85E+85	0.88E+80	1.36E+87	NB142
SUMME	5.64E+88	4.65E+88	1.83E+89	8.76E+87	5.61E+87	1.91E+88	8.87E+86	1.37E+89	SUMME

8.2.2 Nuklidinventare in den Brennelementlagern

Der SNR-300 hat zwei verschiedene Lager für bestrahlte Brennelemente bzw. Brutelemente: ein natriumgekühltes ("Natriumlager") und ein gasgekühltes ("Gaslager") Lager. Die beim Brennstoffwechsel und bei einer Entladung des Reaktorkerns entnommenen Elemente werden mit Hilfe der Handhabungseinrichtungen zunächst in das Natriumlager gebracht. Nach einer etwa halbjährigen Abklingzeit können die Elemente in das Gaslager überführt werden, in dem sie bis zum Abtransport aus der Anlage verbleiben.

● Natriumlager

Das Natriumlager ist ein natriumgekühltes Lagerbecken mit 210 Positionen für Brenn-, Brut- und Absorberelemente. Die Nachwärmeleistung eines einzelnen Elements ist durch die Mindestabklingzeit von 3 Tagen vor Beginn des Entladens aus dem Reaktorkern auf maximal 12 kW abgesunken. Wird der Kern vollständig entladen, sind nach frühestens 30 Tagen alle Brennelemente (max. 199) im Natriumlager abgestellt. Die dann entstehende Nachwärme erreicht den Auslegungswert von 1,15 MW. Als radiologisch relevante Konfiguration wird die Besetzung des Natriumlagers mit Brennelementen aus den Spaltzonen des Kerns nach 441 Tagen Vollastbetrieb (Ende des 3. Zyklus) mit einer Abklingzeit von 30 Tagen näher untersucht. Das Aktivitätsinventar wird dann hauptsächlich noch von längerlebigen Radionukliden bestimmt und ist auf etwa 7 % seines Anfangswertes am Ende des 3. Zyklus abgesunken. Innerhalb eines Brennelements bzw. Brennstabs konzentrieren sich Nachwärmeleistung und Aktivitätsinventar im wesentlichen auf den Spaltbereich. Störfallbedingt aus defekten Brennstäben freigesetzte radioaktive Stoffe stammen daher primär aus dem Spaltbereich. Die folgenden Untersuchungen beziehen sich also auf den Spaltbereich der jeweils in Frage kommenden Brennelement-Konfigurationen. Tabelle 8-3 enthält für die 54 radiologisch relevanten Nuklide das Aktivitätsinventar im Natriumlager.

● Gaslager

Dem Reaktor entnommene Brennelemente verbleiben mindestens 170 Tage im Natriumlager und werden dann in das gasgekühlte Brennelementlager (Gaslager) gebracht. Das Gaslager hat 202 Abstellplätze für bestrahlte Brennelemente. Insgesamt kann vom Nachwärmeabfuhrsystem des Gaslagers eine Leistung von 150 kW abgeführt werden. Diese Leistung wird von etwa 97 Brennelementen mit 240 Tagen Abklingzeit erreicht. Für weitere radiologische Untersuchungen wird diese Konfiguration (97 Brennelemente, 240 Tage Abklingzeit) unterstellt. Das Aktivitätsinventar resultiert dann in der Hauptsache aus langlebigen Isotopen und

Tab. 8-3:

Inventar im Natriumlager,
Beitrag der Spaltzonen,
Abklingzeit 30
Tage [Ci]

CD 58	3.89E+06
CD 60	6.31E+03
NP239	4.01E+04
PU238	1.98E+03
PU239	6.69E+04
PU240	8.30E+04
PU241	5.74E+06
AM241	1.15E+04
CM242	2.21E+05
CM244	1.31E+03
KR 85M	0.00E+00
KR 85	7.20E+04
RB 86	9.41E+03
KR 87	0.00E+00
KR 88	0.00E+00
SR 89	7.50E+06
SR 90	3.77E+05
Y 90	3.77E+05
SR 91	6.15E-16
Y 91	1.12E+07
ZR 95	2.20E+07
NB 95	2.80E+07
ZR 97	5.27E-06
MO 99	1.98E+04
TC 99M	1.90E+04
RU103	1.98E+07
RU105	0.00E+00
RH105	3.06E+01
RU106	1.37E+07
SB127	1.10E+04
TE127M	4.09E+05
TE127	4.14E+05
SB129	0.00E+00
TE129M	5.42E+05
TE129	3.48E+05
TE131M	1.16E-01
I131	1.48E+06
TE132	3.40E+04
I132	3.51E+04
I133	1.57E-03
XE133	7.53E+05
I134	0.00E+00
CS134	1.28E+05
I135	0.00E+00
XE135	3.65E-16
CS136	2.72E+05
CS137	1.03E+06
BA140	5.81E+06
LA140	6.69E+06
CE141	1.31E+07
CE143	6.99E+00
PR143	6.10E+06
CE144	1.26E+07
ND147	1.84E+06
SUMME	1.65E+08

Tab. 8-4:

Inventar im Gaslager,
Beitrag der Spaltzonen,
Abklingzeit 240
Tage [Ci]

CD 58	2.52E+05
CD 60	2.93E+03
NP239	5.01E+01
PU238	1.31E+03
PU239	3.35E+04
PU240	4.15E+04
PU241	2.80E+06
AM241	8.33E+03
CM242	4.54E+04
CM244	6.39E+02
KR 85M	0.00E+00
KR 85	3.47E+04
RB 86	1.96E+00
KR 87	0.00E+00
KR 88	0.00E+00
SR 89	2.29E+05
SR 90	1.86E+05
Y 90	1.86E+05
SR 91	0.00E+00
Y 91	4.72E+05
ZR 95	1.18E+06
NB 95	2.39E+06
ZR 97	0.00E+00
MO 99	2.24E-19
TC 99M	2.14E-19
RU103	2.50E+05
RU105	0.00E+00
RM105	0.00E+00
RU106	4.61E+06
SB127	2.67E-13
TE127M	5.38E+04
TE127	5.32E+04
SB129	0.00E+00
TE129M	3.75E+03
TE129	2.41E+03
TE131M	0.00E+00
I131	1.04E-02
TE132	6.01E-16
I132	6.20E-16
I133	0.00E+00
XE133	3.80E-07
I134	0.00E+00
CS134	5.26E+04
I135	0.00E+00
XE135	0.00E+00
CS136	1.86E+00
CS137	5.07E+05
BA140	3.34E+01
LA140	3.85E+01
CE141	7.31E+04
CE143	0.00E+00
PR143	7.41E+01
CE144	3.78E+06
ND147	1.85E+00
SUMME	1.72E+07

ist auf weniger als 2 % seines Ausgangswertes am Ende des 3. Zyklus abgeklungen. Tabelle 8-4 enthält für die 54 radiologisch relevanten Nuklide das Aktivitätsinventar im Gaslager, ermittelt nach demselben Berechnungsverfahren wie für das Natriumlager.

8.3 Freisetzung radioaktiver Stoffe

8.3.1 Ereignisabläufe

Im folgenden werden die Ereignisabläufe, die durch die Rechenfälle 1 bis 8 (Kapitel 7) definiert sind, noch einmal kurz geschildert. Dabei werden insbesondere die Aspekte behandelt, die für das Radionuklidverhalten maßgeblich sind. Zusätzlich werden die Ereignisabläufe bei Ausfall der Kühlung in den beiden Brennelementlagern dargestellt.

● Rechenfall 1

Dieser Fall entspricht weitgehend dem Auslegungsstörfall des Genehmigungsverfahrens. Als Folge eines "Unkontrollierten Kerndurchsatzstörfalls" (UKDS) kommt es zu einer Leistungsexkursion und zur Kernzerstörung. Die mechanische Energiefreisetzung wird zur Ermittlung der Radionuklidfreisetzung mit 400 MJ angenommen. Die Exkursion führt zur Kernzerlegung im Bereich der Spaltzone. Reaktortank und Drehdeckelsystem werden mechanisch nicht beschädigt, doch treten größere Leckagen im Bereich der Deckeldichtungen auf. Über diese Leckagen gelangen gas- und aerosolförmige radioaktive Stoffe, die im Verlauf der Exkursion freigesetzt wurden, aus dem Tank in das innere Containment. Der im Reaktortank verbleibende Brennstoff sammelt sich überwiegend an Tiefstellen des Tanks. Für den Rechenfall wird angenommen, daß die Wärmeabfuhr über das Kühlmittel nicht ausreicht, um ein Durchschmelzen des Tanks zu verhindern. Das Durchschmelzen wird etwa 2 Stunden nach Kernzerstörung angenommen. Bis zu diesem Zeitpunkt bleibt die Schmelze vom Kühl-

mittel überdeckt, da selbst bei vollständigem Ausfall der Wärmeabfuhr während dieser Zeit die Siedetemperatur des Natriums nicht erreicht wird. Bei Versagen des Tankbodens wird das Kühlmittel gemeinsam mit der Brennstoffschmelze von der Bodenkühleinrichtung (BKE) aufgefangen. Ein Teil des Natriums, das die Schmelze überdeckt, verdampft in die Atmosphäre des inneren Containments. Er stellt einen zeitlich verzögerten Quellterm für Aerosole dar, der über mehrere Tage besteht. Ein Teil der radioaktiven Stoffe im Natrium und in der Schmelze wird durch Mitverdampfung, Mißriß oder andere Effekte in die Atmosphäre des inneren Containments transportiert.

Die radioaktiven Stoffe, die in beiden Freisetzungsphasen - spontane Freisetzung durch Deckelleckagen, verzögerte Freisetzung durch Natriumverdampfung aus der BKE - in die Atmosphäre des inneren Containments gelangen, können über Leckagen das äußere Containment erreichen. Eine Freisetzung von dort in die Umgebung tritt in dem hier betrachteten Fall jedoch erst mit einer mehrtägigen Verzögerung ein, da das Reventingsystem als funktionsfähig angesehen wird. Durch Unterdruckhaltung und Rückpumpen aus dem Reventingspalt in das äußere Containment wird verhindert, daß Aktivität in die Umgebung gelangt. Bedingt durch Einwärtsleckage aus der Umgebung in den Reventingspalt steigt der Druck im äußeren Containment weiter an. Nach einem Zeitraum von 10 Tagen wird von Hand auf Exventingbetrieb umgeschaltet. Damit wird der Überdruck im äußeren Containment durch Abpumpen von Containmentluft über Filter und den Kamin abgebaut. Demzufolge gelangen auch radioaktive Stoffe in die Umgebung.

● Rechenfall 2

Der Ereignisablauf ist fast völlig identisch mit Fall 1. Abweichend wird angenommen, daß der Lüftungsabschluß des äußeren Containments versagt. Außerdem werden zwei Möglichkeiten unterschieden:

- Umluftfall

Es wird angenommen, daß die Lüftungsklappen nicht schließen. Zu- und Abluftventilatoren werden planmäßig abgeschaltet, das Umluftsystem wird in Betrieb genommen.

- Abluftfall

Hierbei wird angenommen, daß die Lüftungsklappen offen bleiben und die Abluftventilatoren mit der vollen Lüftungsrate von 165 000 m³/h weiterlaufen. Zusätzlich wird unterschieden zwischen gefilterter und ungefilterter Freisetzung.

● Rechenfälle 3 bis 7

Die Einleitungsphase dieser Ereignisabläufe ist die gleiche wie in den Rechenfällen 1 und 2. Das heißt, die spontane Freisetzung aus dem Reaktortank ins innere Containment (Phase 1) wird analog behandelt. Abweichend von den Fällen 1 und 2 wird aber angenommen, daß alle aktiven Systeme des inneren und äußeren Containments versagen. Im übrigen werden mehrere Möglichkeiten unterschieden:

- Versagen der BKE (Rechenfälle 3,5,6)

Da alle aktiven Systeme ausgefallen sind, bleibt die von der BKE aufgefangene Schmelze ungekühlt. Lediglich das passive Stickstoff-Naturumlaufsystem steht zur Wärmeabfuhr zur Verfügung. Nach ca. 25 Stunden versagt der Liner des inneren Containments. Es kommt zu einem direkten Kontakt zwischen Brennstoff, Natrium und Beton. Die dabei einsetzenden Natrium/Wasser- und Natrium/Beton-Reaktionen führen zu einem beschleunigten Druck- und Temperaturanstieg im inneren Containment. Nach etwa 170 Stunden spricht das Sicherheitsventil des inneren Containments an. Wenn das äußere Containment abgeschlossen ist, ist eine Freisetzung in die Umgebung nur über Leckagen der Stahlblechhülle möglich. Für den Rechenfall 5 wird der Abschluß des äußeren Containments angenommen. Beim Rechenfall 6 ist der Containmentabschluß

ausgefallen. Beim Rechenfall 3 bleibt außerdem das Abluftsystem in Betrieb.

- Versagen der BKE und der Natriumauffangwanne (Rechenfälle 4 und 7)

Hier versagt außer der BKE noch die Natriumauffangwanne. Demzufolge wird auch die Wärmeabfuhr über das passive Stickstoff-Naturumlaufsystem unterbrochen. Dadurch kommt es bereits nach 12 Stunden zum Versagen des Liners und zum Natrium/Beton-Kontakt. Wegen der großen Reaktionsfläche dominiert hier die chemische Reaktion gegenüber der Verdampfung. Das Natrium hat nach 33 Stunden vollständig reagiert bzw. ist verdampft. Außer durch den beschleunigten Druckaufbau und die damit zunehmende Leckrate wird die Freisetzung in diesem Fall durch eine Wasserstoffexplosion nach etwa 22 Stunden stark beeinflusst. Die Integrität des äußeren Containments wird durch die Wasserstoffexplosion zerstört. Beim Rechenfall 7 ist das äußere Containment abgeschlossen. Beim Rechenfall 4 versagt der Containmentabschluss und das Abluftsystem bleibt in Betrieb.

● Rechenfall 8

Im Unterschied zu den bisher dargestellten Abläufen wird in diesem Rechenfall angenommen, daß durch die mechanische Energiefreisetzung bei der Kernzerstörung der Drehdeckel abhebt und in der Folge die Abdeckung der Reaktorzelle versagt. Dadurch gelangen Spaltprodukte und Brennstoff auf direktem Wege ins äußere Containment. Das gleichzeitig freigesetzte Natrium reagiert mit dem Sauerstoff und Wasser in der Atmosphäre des äußeren Containments. Der dadurch verursachte Druckanstieg führt nach 5 Minuten zum Versagen des äußeren Containments.

● Ausfall der Kühlung im natriumgekühlten Brennelementlager

Es wird angenommen, daß die Kühlung des Lagers vollständig ausfällt. Nach etwa 100 Stunden wird die Siedetemperatur des

Natriums erreicht. In der Folge versagt der Lagertank. Das Natriuminventar des Lagers von 107 t fließt in den Aufstellungsraum, so daß die gelagerten Brennelemente trockengelegt werden. Durch die Aufheizung in den vorhergehenden 100 Stunden ist Betonwasser aus den Wänden des Raums ausgetreten und hat sich am Boden gesammelt. Das ausfließende Natrium reagiert zunächst mit diesem Wasser, später dann mit dem Luftsauerstoff - der Raum ist nicht inertisiert - und mit dem restlichen Betonwasser bzw. Beton.

Innerhalb der folgenden 3 Stunden wird die Schmelztemperatur der Brennstabhüllrohre erreicht, so daß sie versagen und die Brennstoffpellets in das Natrium fallen. Danach findet eine Freisetzung von radioaktiven Stoffen ausschließlich aus dem Natrium bzw. mit Natriumüberdeckung statt.

Etwa 130 Stunden nach Störfalleintritt ist das Natrium vollständig durchreagiert zu Na_2O , Na_2O_2 oder NaOH . Spätestens ab diesem Zeitpunkt besteht die Möglichkeit, daß Brennstoff freigelegt und unmittelbar in die Raumatmosphäre freigesetzt wird. Die Nachwärme reicht jedoch nicht aus, um den Brennstoff zum Schmelzen zu bringen. Die Aerosolerzeugung durch Verdampfen der Reaktionsprodukte des Natriums ist ca. 180 Stunden nach Störfalleintritt abgeklungen.

Da der Lagertank im äußeren Containment aufgestellt ist, wird das Natrium unmittelbar in diesen Bereich freigesetzt. Bedingt durch den raschen Druckaufbau infolge der Natrium/Wasser-Reaktion nach 100 Stunden ist mit einem Überdruckversagen des äußeren Containments zu rechnen, so daß eine unmittelbare Verbindung zur Umgebung besteht.

● Ausfall der Kühlung im gasgekühlten Brennelementlager

Nach Ausfall der Kühlung heizen sich die eingelagerten Brennelemente innerhalb weniger Stunden auf max. 1200 °C auf. Dies führt zum Versagen von Brennstabhüllrohren. Des weiteren wird davon ausgegangen, daß sämtliche Brennstabhüllrohre defekt werden. Damit gelangt ein Teil der Radionuklide aus den Brennstä-

ben in die Stickstoffatmosphäre des Lagertanks. Bedingt durch die hohen Temperaturen im Lager versagen die Dichtungen im Bereich des Drehdeckels und die radioaktiven Stoffe treten in das äußere Containment über.

Es wurde pessimistisch angenommen, daß im gasgekühlten Lager keine Rückhalteeffekte durch Ablagerung wirksam werden. Allerdings ist dabei vorausgesetzt, daß der Lüftungsabschluß des äußeren Containments wirksam wird und die Leckagen aus dem äußeren Containment in den Reventingispalt durch das Reventingssystem für mindestens sechs Tage wieder zurückgepumpt werden. Im Vergleich zum Rechenfall 1 wird eine frühere Umschaltung auf Exventingbetrieb angenommen, da der Innendruck durch Gasmassenzuwachs im äußeren Containment relativ schnell ansteigt.

8.3.2 Freisetzung radioaktiver Stoffe aus dem Reaktortank: Spontane Freisetzung bei der Exkursion

- Freisetzung aus dem Kern und Verhalten im Tank (Rechenfälle 1 bis 7)

Phänomenologisch stellt sich der Ablauf der Freisetzung in der ersten Phase etwa folgendermaßen dar: Etwa innerhalb 10 Sekunden heizt sich der Kern infolge der Leistungsexkursion auf die Schmelztemperatur des Brennstoffs von etwa 3040 K auf. Dabei verdampft das Natrium im Kernbereich. Dies führt zu einem weiteren Leistungsanstieg, verbunden mit einer weiteren Aufheizung des Kerns. Für den hier betrachteten Fall einer Energiefreisetzung von 400 MJ liegt die mittlere Temperatur des Kerns in dieser Zeitspanne über dem Siedepunkt des Brennstoffs (3760 K). Daher wird ein Teil des Brennstoffs und der Spaltprodukte dampfförmig. Die zunächst auf den unmittelbaren Kernbereich begrenzte Dampfblase expandiert und verdrängt dadurch das über ihr stehende Natrium in das Schutzgasplenium (Expansionsphase). Das für die Expansion zur Verfügung stehende Volumen ist bei intaktem Tank auf das des Schutzgaspleniums und auf den Volumenzuwachs bei der Tankdehnung ($\sim 70 \text{ m}^3$) beschränkt.

Am Ende dieser Expansionsphase ist die entstandene Brennstoffdampfblase wie auch der restliche flüssige Brennstoffanteil noch von Natrium überdeckt. Es wird davon ausgegangen, daß die Brennstoffdampfblase mit den darin enthaltenen gas- und aerosolförmigen Spaltprodukten innerhalb weniger Sekunden in das Schutzgasplenum aufsteigt (Aufstiegsphase). Von dort gelangen radioaktive Stoffe über Leckagen des Tankdeckels in das innere Containment.

Aufgrund des Temperaturverlaufs während der Exkursion und der Expansion kann angenommen werden, daß die flüchtigen Spaltprodukte (Halogene, Cs, Te) zunächst nahezu vollständig in den gasförmigen Zustand übergehen. Der Freisetzunganteil der schwererflüchtigen Spaltprodukte (Erdalkalimetalle, Ru, La) verhält sich entsprechend ihrer Dampfdrücke bzw. Partialdrücke im Verhältnis zu dem des Brennstoffs (Ca 70, Jo 76). Der Anteil des verdampften Brennstoffs würde am Ende der Expansionsphase unter der Annahme einer isentropen Expansion des Brennstoffs auf 70 m³ etwa 12 % der Masse betragen. Wie aus detaillierteren Rechnungen und Experimenten (Reao 75, Wrao 80) hervorgeht, ist jedoch der tatsächlich während der Expansion verdampfte Anteil infolge Brennstoffvermischung sowie Wärmeabfuhr an Strukturen und Natrium wesentlich geringer als 12 %. Ein Anteil von 3 % dampfförmigen Brennstoffs in der expandierten Dampfblase kann als pessimistische Annahme angesehen werden. Gleiche Überlegungen gelten für die schwerflüchtigen Spaltprodukte.

Im Verlauf des Aufstiegs der Dampfblase vom Kernbereich in das Schutzgasplenum werden verschiedene Effekte wirksam, die das Freisetzungspotential für radioaktive Stoffe reduzieren. Lediglich von den Edelgasen wird angenommen, daß sie davon unbeeinflusst bleiben und zu 100 % ins innere Containment freigesetzt werden.

Sämtliche Halogene (Jod, Brom) liegen bei den Temperaturen der expandierenden Brennstoffdampfblase gasförmig vor. Aufgrund des großen Angebotes an Natrium und der hohen Reaktionsgeschwindigkeit zwischen Natrium und Halogenen bei den vorlie-

genden Temperaturen muß damit gerechnet werden, daß die Halogene bereits in der Blasenauftiegsphase nahezu vollständig mit Natrium reagieren. Hinweise darauf ergeben sich auch aus Experimenten, in denen das Jodverhalten in Gegenwart von Natrium oder Natriumverbindungen bei unterschiedlichen Temperaturen untersucht wurde (Beao 81, Neao76). Da Natriumjodid bzw. Natriumbromid zwar höhere Schmelz- und Siedepunkte aufweisen als die Halogene und Natrium, andererseits immer noch als vergleichsweise flüchtige Verbindungen angesehen werden müssen, muß ihr Freisetzungverhalten gesondert betrachtet werden. Versuche mit Jod, das gasförmig unter flüssigem Natrium freigesetzt wurde, lassen erkennen, daß während des Blasenauftiegs nicht nur eine rasche Reaktion zu NaJ, sondern auch eine erhebliche Rückhaltung des NaJ im Natrium erfolgt (Neao 76). Für vergleichsweise geringe Natriumtiefen (2,5 - 140 cm) und selbst bei niedrigen Temperaturen (105 °C) wurden Dekontaminationsfaktoren von 10 - 200 gemessen. Korrespondierend hierzu läßt sich aus theoretischen Überlegungen ableiten, daß NaJ in Gegenwart von Natrium nur in geringem Umfang in der Gasphase anzutreffen ist (Ca 70). Unter den Bedingungen eines Bethe-Tait-Störfalles stellt daher die Annahme eines Dekontaminationsfaktors von 2 für die Aufstiegsphase eine pessimistische Festlegung dar. Ferner wird unterstellt, daß von den gas- und aerosolförmig verbleibenden 50 % des Kerninventars an Halogenen 1 % - bezogen auf das Kerninventar - organisch gebunden vorliegt. Damit wird impliziert, daß 1 % der Halogene weder mit Natrium reagiert noch anderweitig zurückgehalten wird. Vielmehr gelangen sie unverzögert in die Atmosphäre des inneren Containments, um sich dort in organische Verbindungen umzusetzen. Angesichts der Tatsache, daß organische Jodverbindungen in Gegenwart von Natrium unter Reaktorbedingungen nicht nachgewiesen wurden, wird damit der Anteil leichtflüchtiger Jodverbindungen pessimistisch abgeschätzt. Für Druckwasserreaktoren, bei denen kein gegenüber Jod ähnlich reaktionsfreudiger Stoff vorliegt, wurde in Risikountersuchungen (GE 79, UN 75) ein Jodanteil von weniger als 1 % des Kerninventars ermittelt.

Die Freisetzung und das Transportverhalten von Cäsium (Cs) unter Natrium wurden in Forschungsreaktoren sowie in Experimen-

ten untersucht (Ca 70). Allerdings tritt bei derartigen Arbeiten im allgemeinen stärker die Beschreibung der Verhältnisse beim bestimmungsgemäßen Betrieb in den Vordergrund. Dennoch läßt sich aus den Ergebnissen dieser Untersuchungen ableiten, daß sich Cäsium bei höheren Temperaturen gegenüber Natrium stärker in der Gasphase anreichert. Reduzierend wirkt demgegenüber lediglich, daß Cäsium mit Natrium gut legierbar ist und durch andere Reaktionspartner chemisch gebunden vorliegen kann, wie z.B. Uranate, Molybdate u.ä. (HoPo 80, Mo 81). Es wird angenommen, daß sich 90 % des Cäsiums nach dem Blasenauftstieg gas- oder aerosolförmig im Schutzgasplenum befinden.

Für die ihrer Flüchtigkeit nach im Übergangsbereich liegenden Elemente Arsen, Selen, Tellur und Antimon existieren nur wenige detaillierte Untersuchungen. Aufgrund ihrer thermodynamisch relevanten Eigenschaften ist zu erwarten, daß insbesondere die beiden letztgenannten Elemente überwiegend kondensiert vorliegen (Ca 70, ReKr 80). Aus Experimenten ist bekannt, daß Tellur und Antimon nur relativ träge, selbst bei Temperaturen über 2000 °C, freigesetzt werden (AlWi 81, UN 81). Andere Versuche, bei denen eine Exkursion mit und ohne Natriumüberdeckung des Kerns herbeigeführt wurde, zeigten ohne Natrium als Rückhalte-medium für Tellur eine Freisetzung von 45 % des vorhandenen Inventars (Sm 81I). Alle vier Elemente reagieren darüber hinaus rasch mit Natrium zu Verbindungen, deren Flüchtigkeit vergleichbar oder geringer als die von NaJ ist, so daß chemische und physikalische Rückhalte-mechanismen analog denen des Jods wirksam werden. Unter diesen Gesichtspunkten wird für diese Gruppe eine Freisetzung ins Schutzgasplenum von 40 % als obere Grenze abgeschätzt. Für das radiologisch weniger bedeutsame Arsen stellt dieser Wert unter Umständen eine geringfügige Unterschätzung dar. Hingegen wird er für die wichtigeren restlichen drei Elemente eher als überschätzt angesehen.

Die Reduktion des gas- und aerosolförmigen Anteils der schwerflüchtigen Spaltprodukte sowie des Brennstoffs während des Blasenauftstiegs läßt sich im wesentlichen durch verschiedene physikalische Prozesse erklären. Neben den aerosolphysikalischen Ablagerungsmechanismen (s.u.) werden durch Wärmeabfuhr

und Blasenoszillation bzw. -kollaps erhebliche Teile des gasförmigen Blaseninventars kondensiert und im Natrium zurückgehalten. Experimentelle Bestimmungen des verbleibenden Aerosolpotentials gestalten sich jedoch zum Teil schwierig, da ein Blasenauftstieg bis zur Oberfläche nur unter speziellen Randbedingungen bei Versuchen unter Wasser beobachtet wurde. In allen anderen Fällen fand kein Aktivitätstransport über den Blasenauftstieg statt (ReKr 80, Wrao 80). Sofern aerosolförmige Aktivität im Schutzgasplenum ermittelt wurde, betrug der Anteil etwa 0,2 % bei höherem Energieeintrag und geringeren Blasenauftstiegswegen als in dem hier betrachteten Fall beim SNR-300. Der Dekontaminationsfaktor während der Aufstiegsphase wurde hierbei mit etwa 20 abgeschätzt. Experimente unter Wasser lassen sich nicht ohne weiteres auf die Verhältnisse unter Natrium übertragen. Unter Natrium liegen beim SNR-300 günstigere Bedingungen vor. Trotzdem wird ein Anteil von 0,5 % der schwererflüchtigen Spaltprodukte sowie des Brennstoffs als aerosolförmig im Schutzgasplenum angenommen. Dies entspricht einem Dekontaminationsfaktor von ≤ 6 für die hier betrachteten Verhältnisse. Modellrechnungen im Rahmen der Clinch-River-Risikostudie (SC 77a), bei denen nur Rückhaltung durch aerosolphysikalische Ablagerungsprozesse in einer aufsteigenden Gasblase betrachtet wurde, kommen ebenfalls zu einem Dekontaminationsfaktor ≤ 6 .

Sobald die Dampfblase das Schutzgasplenum erreicht, besteht die Möglichkeit einer Freisetzung von radioaktiven Stoffen in das innere Containment über Leckagen des Tankdeckels. Bis zum Druckausgleich werden auch hier wiederum verschiedene reduzierende Mechanismen wirksam. Zum einen finden druck- und konzentrationsabhängig aerosolphysikalische Ablagerungsprozesse statt. Zum anderen muß auf den Leckagewegen über die Tankdeckeldichtung mit Ablagerung und Abscheidung aerosolförmiger sowie mit der Kondensation gasförmiger radioaktiver Stoffe gerechnet werden. Dies kann im Extremfall bis zur Verstopfung der Leckagewege führen. Zahlreiche Untersuchungen und Experimente haben diese Mechanismen beschrieben (Mo 81, Neao 76, Vaao 79). Voraussetzung für die Berücksichtigung dieser Rück-

Haltemechanismen ist jedoch immer eine hinreichend genaue Kenntnis der Leckage nach Art und Größe. Da hierüber im Rahmen dieser Studie keine detaillierten Angaben ermittelt werden konnten, werden die entsprechenden reduzierenden Effekte bei der Freisetzung nicht berücksichtigt. Legt man Werte aus der vergleichbaren Clinch-River-Studie zugrunde (SC 77a), würden diese Effekte eine mindestens zehnfach geringere Freisetzung ins innere Containment bedeuten.

Maßgeblich für das Aerosolverhalten im inneren Containment ist neben der Freisetzung von Spaltprodukten und Brennstoff die Menge des über Tankdeckelleckagen freigesetzten Natriums. Unter der Annahme einer isentropen Expansion eines zweiphasigen Natrium/Brennstoff-Gemisches auf 70 m^3 ergibt sich eine Natriumdampfmenge von 270 kg. Werden eventuelle aerosolförmige Anteile berücksichtigt, so kommt man zu einer Natriummenge von 320 kg (270 kg Natriumdampf und 50 kg Natriumaerosole).

- Freisetzung aus dem Kern ins äußere Containment (Rechenfall 8)

Während in den Rechenfällen 1 bis 7 von einem zwar undichten, aber im wesentlichen intakten Primärsystem ausgegangen wurde, wird im Fall 8 ein Versagen des Tankdeckels angenommen. Aufgrund der dabei wirksam werdenden Energie kommt es gleichzeitig zum Versagen der Betonabdeckung der Deckelgrube zwischen innerem und äußerem Containment. Damit ergibt sich ein direkter Freisetzungsweg vom Kern ins äußere Containment.

Der Freisetzungsverlauf läßt sich in diesem Fall nicht mehr in vergleichbare Phasen gliedern wie bei den übrigen Ereignisabläufen, da Expansions- und Aufstiegsphase fließend ineinander übergehen. Zur Bestimmung der freigesetzten Anteile radioaktiver Stoffe wurde daher auf Abschätzungen für die Expansionsphase zurückgegriffen und kein weiterer reduzierender Mechanismus unterstellt. Demzufolge wird angenommen, daß sämtliche flüchtigen Spaltprodukte (Edelgase, Halogene, Cs-, Te-Gruppe)

zu 100 % in die Atmosphäre des äußeren Containments freigesetzt werden. Der Anteil des verdampften Brennstoffs und damit die Freisetzung auch der schwererflüchtigen Spaltprodukte wurden in den Rechenfällen 1 bis 7 für die Expansionsphase mit 3 % abgeschätzt. Aufgrund von Grenzbetrachtungen für Exkursionen extrem hoher Energie wird bei isentroper Expansion des Brennstoffs für den verdampften Brennstoffanteil unter den Randbedingungen des Rechenfalls 8 ein Wert von 25 % als obere Grenze angesehen. Rechnet man hierzu einen Anteil von 5 % aerosolförmig fragmentierten flüssigen Brennstoffs, so ergibt sich ein Wert von 30 % für den gas- und aerosolförmigen Anteil des Brennstoffs im äußeren Containment.

Zur Beurteilung dieser Annahme können Ergebnisse herangezogen werden, die bei Experimenten sowie in In-pile-Versuchseinrichtungen ohne Natriumüberdeckung des Brennstoffs ermittelt wurden (Mo 81, Sm 81II, Wrao 80). Die freigesetzte Energie, bezogen auf die Brennstoffmenge, lag in allen betrachteten Versuchen weit über der Auslegungsgrenze des SNR-300 (370 MWs mechanisch). Der Anteil des verdampften oder aerosolförmigen Brennstoffs wurde rechnerisch und experimentell bestimmt. Dabei ergaben sich trotz der höheren Energiefreisetzungen Werte zwischen 0 und 30 %. Überwiegend lag die Zahl der Ergebnisse zwischen 5 und 20 %. Daher ist ein Wert von 30 % für luftgetragenen Brennstoff im äußeren Containment als spontane Anfangsfreisetzung als oberer Grenzwert zu betrachten. Für den übrigen Brennstoff wird angenommen, daß er in flüssigem Zustand vollständig in das äußere Containment freigesetzt wird.

Für die schwerflüchtigen Spaltprodukte gilt das gleiche wie im vorangegangenen Abschnitt. Es wird daher angenommen, daß sie zu gleichen Anteilen wie der Brennstoff in die Atmosphäre des äußeren Containments gelangen. Insbesondere wird damit die Freisetzung der schwerflüchtigen Metalloxide (Lanthangruppe) erheblich überschätzt.

Entscheidend für das Aerosolverhalten im äußeren Containment ist neben dem luftgetragenen Brennstoffanteil die Menge des

ausgeworfenen Natriums. Sie ergibt sich aus dem Natriumanteil, der innerhalb des Schildtanks den Kern überdeckt, und beträgt 80 t, die in flüssigem Zustand in das äußere Containment gelangen. Durch die Reaktion mit Sauerstoff und Luftfeuchtigkeit wird Natriumaerosol in der Containmentatmosphäre gebildet. Der zeitliche Verlauf dieser Natriumaerosolbildung wird an anderer Stelle untersucht und beschrieben.

Nach der spontanen Freisetzung im Verlauf der Exkursion ist infolge des Natriumbrandes eine weitere Freisetzung der nicht in der Atmosphäre des äußeren Containments befindlichen schwerflüchtigen radioaktiven Stoffe möglich. Aufgrund der experimentell ermittelten Mitrißfaktoren (10^{-3} - 10^{-6}) (ATEN 77, Jo 76, JoOz 76) ergeben sich hierfür aber so geringe Anteile für die Freisetzung (< 1 %), daß eine Berücksichtigung keinen nennenswerten Einfluß auf das Ergebnis hätte. Daher wird dieser Freisetzungsterm nicht weiter betrachtet.

- Freisetzung in die Bodenkühleinrichtung beim Durchschmelzen des Reaktortankbodens (Rechenfälle 1 bis 7)

Nach Abschluß der spontanen Freisetzung infolge der Exkursion verbleiben in den Fällen 1 bis 7 die übrigen Anteile der Spaltprodukte und des Brennstoffs zunächst im Tank. Für die weitere Untersuchung wird angenommen, daß nach 2 Stunden der Boden des Reaktortanks infolge der Nachwärme aus der Schmelze versagt. Bis zu diesem Zeitpunkt bleibt die Schmelze im Tank von Natrium überdeckt. Beim Versagen des Tankbodens werden die Brennstoffschmelze und das Natrium von der Bodenkühleinrichtung (BKE) aufgefangen. Es wird davon ausgegangen, daß der gesamte Brennstoff sowie die darin enthaltenen Spaltprodukte in die BKE gelangen. Wenn Teile im Reaktortank verbleiben, ist eine Freisetzung radioaktiver Stoffe in den Tank ohne Natriumüberdeckung denkbar. Spaltproduktfreisetzung aus dem Tank in das innere Containment ist dann auf zwei Wegen möglich: zum einen über Tankdeckelleckagen - da der Deckel jedoch nicht mehr druckbeaufschlagt ist, ergeben sich auf diesem Weg entspre-

chend der geringen Leckrate erhebliche Reduktionsfaktoren -, zum anderen können radioaktive Stoffe über die Öffnung im Tankboden ins innere Containment gelangen. Da der Tank aber in Natrium steht, würden sie analog zu den radioaktiven Stoffen in der BKE freigesetzt. Daher wird die oben genannte Annahme als repräsentativ angesehen.

8.3.3 Freisetzung aus der Bodenkühleinrichtung

8.3.3.1 Freisetzung bei intakter Bodenkühleinrichtung (Rechenfälle 1 und 2)

Von dem Natrium in der BKE, das die Schmelze überdeckt, gelangt ein Teil durch Verdampfen in die Atmosphäre des inneren Containments. Für die Verdampfungsrate in Abhängigkeit von der Temperatur des Natriums wurden experimentell ermittelte Werte verwendet (SaSc 80).

Natrium, Brennstoff und Spaltprodukte in der BKE werden als homogen verteilt angenommen. Von den im Natrium befindlichen radioaktiven Stoffen gelangt daher ein Teil durch Mitverdampfung oder Mitriß in die Atmosphäre des inneren Containments. Ein Maß für diesen Transport im Vergleich zur Natriumverdampfung stellen die sogenannten Mitverdampfungs-faktoren dar. Sie ergeben sich aus dem Verhältnis von Spaltprodukten zu Natrium in der gasförmigen und flüssigen Phase. Werte hierfür wurden elementspezifisch in zahlreichen Meßreihen bestimmt (Beao 81, Jo 76, JoOz 76, SaSc 80, Sc 79). Als pessimistische Abschätzung der Mitverdampfungs-faktoren können aufgrund dieser Ergebnisse folgende Werte angesehen werden:

flüchtige Spaltprodukte (Cs,Te)	20
Halogene	2
Sr, Ba	0,06
sonstige Spaltprodukte und Brennstoff	0,001

Bei einer kumulativen Natriumfreisetzung durch Verdampfung ins innere Containment von 2,7 t, wie sie für die Rechenfälle 1 und

2 ermittelt wurde, erhält man, bezogen auf das Kerninventar, für die einzelnen Nuklidgruppen folgende Freisetzungen in die Atmosphäre des inneren Containments:

Jod	0,74	%
Cs, Rb	1,5	%
Te, Sb	8,9	%
Ba, Sr	0,042	%
sonstige Spaltprodukte und Brennstoff	$7,4 \cdot 10^{-4}$	%

Dabei muß die Freisetzung der Tellurgruppe als stark überschätzt angesehen werden, da sie mangels spezifischer experimenteller Daten aus den Werten der meistflüchtigen Nuklidgruppe (Cs) ermittelt wurde. Aufgrund thermodynamischer Überlegungen müßte sich hierfür ein Wert ergeben, der um mindestens eine Größenordnung tiefer liegt.

Wegen des Temperaturverlaufs in der BKE kann davon ausgegangen werden, daß die Natriumverdampfung nach etwa 100 Stunden auf vernachlässigbare Werte absinkt. Dementsprechend wird auch die Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Atmosphäre des inneren Containments nach diesem Zeitraum als abgeschlossen betrachtet.

8.3.3.2 Freisetzung bei Ausfall aller aktiven Systeme (Rechenfälle 3 bis 7)

● Versagen der Bodenkühleinrichtung

Wenn alle aktiven Systeme versagen, führt die Nachwärme des Brennstoffs zu einer Aufheizung des Natriums in der BKE bis zum Siedepunkt. Berechnungen ergeben eine Zeit von etwa 25 Stunden bis zum Erreichen dieser Temperatur. Etwa zum gleichen Zeitpunkt versagt aufgrund der thermischen Belastung der Liner unterhalb der BKE. Damit kommt es zum Kontakt zwischen Natrium bzw. Brennstoff und Beton. Die Auswirkungen der dadurch ablaufenden chemischen Reaktionen werden hauptsächlich durch die Natrium/Beton-Reaktion bestimmt.

Für die Freisetzung aus der BKE muß zwischen den beiden beschriebenen Zeitphasen unterschieden werden. In der Aufheizphase kann die Freisetzung radioaktiver Stoffe analog zur Freisetzung bei intakter BKE ermittelt werden, da für die Mitverdampfungsfaktoren kein wesentlicher Einfluß der Natriumpooltemperatur festgestellt werden konnte (Sc 79). Die einzige Ausnahme hiervon stellt das Cäsium dar. Da während der Aufheizphase die Siedetemperatur des Cäsiums (670 °C) bereits nach etwa 8 Stunden überschritten wird, ist eine vollständige Freisetzung des in der BKE vorhandenen Cäsiuminventars anzunehmen. Für die übrigen Spaltprodukte sowie den Brennstoff ergeben sich in dieser Phase entsprechend der Natriumverdampfung folgende, auf das Kerninventar bezogene kumulative Freisetzungen:

Jod	1,5	%
(Cs), Rb	10	%
Te, Sb	20	%
Ba, Sr	0,1	%
sonstige Spaltprodukte und Brennstoff	$1,5 \cdot 10^{-3}$	%

Die Freisetzung in der zweiten Phase wird bestimmt von der Reaktion des Natriums mit Beton bei gleichzeitigem Natriumsieden. Hier muß angenommen werden, daß nicht wie bei der Verdampfung reine Oberflächeneffekte die Freisetzung bestimmen. Vielmehr ist durch aufsteigende Natriumdampfblasen ein erhöhter Mißriß von radioaktiven Stoffen zu erwarten. Allerdings bleibt der Brennstoff in dieser Phase von Natrium überdeckt, so daß eine Rückhaltewirkung nach wie vor besteht. Geht man von den für Leichtwasserreaktoren ermittelten Freisetzungen beim Kontakt zwischen Schmelze und Beton ohne Überdeckung aus (GE 79, Maa0 80), so ergeben sich pessimistische Abschätzungen für diesen Fall. Für die Edelmetalle wird von dieser Vorgehensweise jedoch in einem Punkt abgewichen. Beim Leichtwasserreaktor wird hierfür wegen des großen Sauerstoffangebotes eine Oxidation unterstellt, die eine höhere Flüchtigkeit zur Folge hat. Unter den Bedingungen des SNR-300 liegt ein dafür ausreichendes Sauerstoffangebot wegen der inertisierten Atmosphäre und der bevorzugten Reaktion des Wassers mit Natrium nicht vor. Daher wird auch die Flüchtigkeit der Edelmetalle

wie die der schwerflüchtigen Metalloxide (La) behandelt. Unter diesen Voraussetzungen ergeben sich für die Freisetzung in dieser Phase, bezogen auf das Kerninventar, folgende Werte:

Jod	48,5 %
Te, Sb	40 %
Ba, Sr	1 %
sonstige Spaltprodukte und Brennstoff	1 %

Diese Freisetzung wird über die Zeit von 25 bis 120 Stunden verteilt angenommen.

● Versagen der Bodenkühleinrichtung und der Natriumauffangwanne

Im Unterschied zum vorher behandelten Ereignisablauf tritt der Kontakt zwischen Natrium und Beton bereits nach 12 Stunden ein, während die Siedetemperatur im Pool erst nach 25 Stunden erreicht wird. Hinzu kommt, daß der Brennstoff nach Ende der Natrium/Wasser-Reaktion bzw. der Natriumverdampfung teilweise freiliegen kann, so daß eine Rückhaltewirkung des Natriums entfällt. Dieser Zustand ist nach etwa 33 Stunden erreicht.

Zur Ermittlung der Freisetzung unter den verschiedenen Bedingungen wurden neben der spontanen Freisetzung (Abschnitt 8.3.2.1) vier weitere Freisetzungsphasen unterschieden. Die erste reicht von 0 bis 12 Stunden nach Störfalleintritt und ist gekennzeichnet durch eine allmähliche Aufheizung des Natriumpools auf etwa 650 °C. Sie wird beendet durch das Versagen des Liners. In dieser Phase kann die Freisetzung anhand der Mitverdampfungsfaktoren ermittelt werden und ergibt, bezogen auf das Kerninventar, für

Jod	0,1 %
Cs	1 %
Te, Sb	1 %
Ba, Sr	$6 \cdot 10^{-3}$ %
sonstige Spaltprodukte und Brennstoff	10^{-4} %

Da die Temperatur des Natriumpools gegen Ende dieser Phase annähernd die Siedetemperatur von Cäsium erreicht, wurde die Freisetzung von Cäsium gegenüber der aus dem Mitverdampfungsfaktor ermittelten um den Faktor 5 erhöht.

Die nächste Phase dauert bis 25 Stunden und wird mit Erreichen der Siedetemperatur des Natriums abgeschlossen. Für diese Phase wurden Freisetzungswerte aus den Mitverdampfungsfaktoren ermittelt. Wegen aufsteigender Wasserstoffblasen muß jedoch mit einer erhöhten Freisetzung durch Mitriß gerechnet werden. Um dies zu berücksichtigen, wurden die Freisetzungswerte verdoppelt. Lediglich für Cäsium wurde wegen Überschreitens des Siedepunktes eine vollständige Verdampfung unterstellt. Die Freisetzung in dieser Phase beträgt somit für

Jod	3	%
Cs	9	%
Te, Sb	35	%
Ba, Sr	0,2	%
sonstige Spaltprodukte und Brennstoff	$3 \cdot 10^{-3}$	%

In der folgenden Phase bis 33 Stunden kommt die Natrium/Beton/Wasser-Reaktion weitgehend zum Erliegen. Daher wird hier die Freisetzung wieder aus den Mitverdampfungsfaktoren ermittelt für

Jod	7,5	%
Te, Sb	24	%
Ba, Sr	0,5	%
sonstige Spaltprodukte und Brennstoff	$7,5 \cdot 10^{-3}$	%

In der Zeit nach 33 Stunden wurde wiederum auf die Daten aus LWR-Untersuchungen bei nicht überdeckter Schmelze zurückgegriffen. Es ergeben sich damit, bezogen auf das Kerninventar, folgende Werte:

Jod	34,4	%
Ba, Sr	0,3	%
sonstige Spaltprodukte und Brennstoff	1	%

8.4 Spaltproduktverhalten im Containment

Bei den hier betrachteten Unfallabläufen hat der Sicherheitsbehälter (Containment) mit umgebenden Gebäuden eine wesentliche Bedeutung als letzte Barriere vor der Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung der Anlage. Das Containment hält um so mehr Radionuklide zurück, je länger die Verweildauer der aus dem Kern freigesetzten Stoffe im Containment ist. Zur Verringerung der aus dem Containment in die Umgebung austretenden Radionuklidmenge tragen der radioaktive Zerfall und die Ablagerung der als Feststoff (Aerosol) in der Containmentatmosphäre schwebenden Aktivitäten an Böden und Wänden innerhalb des Containments bei. Bei einer kontrollierten Entlüftung des Sicherheitsbehälters über den Kamin ist außerdem noch die Rückhaltungswirkung der Filtersysteme zu berücksichtigen. Für gasförmige Aktivitätsanteile (Edelgase, organische Halogenide) werden keine Ablagerungsmechanismen im Containment angenommen; die Filter sind bei Edelgasen nicht wirksam.

Der zeitliche Verlauf der unfallbedingten luftgetragenen Konzentration der Spaltprodukte im Containment und deren Freisetzung in die Umgebung des Reaktorgebäudes wurde mit einer modifizierten Version des Computerprogramms CORRAL II (BuCy 77), dem Programm CORRAL IIA, berechnet.

Das Programm CORRAL II wurde auch in der "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke" (GE 79) benutzt. Es entstand aus den beiden Programmen CORRAL-PWR und CORRAL-BWR, die für die amerikanische Reaktorsicherheitsstudie (UN 75) entwickelt wurden.

Für die Anwendung des Rechenprogramms CORRAL in der vorliegenden Studie waren Ergänzungen nötig, um der beim SNR-300 im Vergleich zum LWR höheren Bedeutung von Aerosolquellen zu entsprechen. Mit dem Begriff "Aerosol" wird sowohl das gesamte System einer homogenen Suspension kleiner Teilchen (Partikel) in festem oder flüssigem Zustand in der Atmosphäre des Sicherheitsbehälters als auch das eigentliche Schwebstoffpartikel bezeichnet.

Zur Abschätzung der Umgebungsbelastung nach einer Kernzerstörung wird zwar im wesentlichen nur die Emission radioaktiver Stoffe betrachtet. Dennoch erfordert die Berechnung des Transports dieser Stoffe innerhalb der Anlage auch die Berücksichtigung nichtradioaktiver Stoffe, die die Abscheidungsvorgänge an den inneren Containmentoberflächen mit beeinflussen.

Im folgenden wird zunächst das Transportmodell des CORRAL-Codes für Spaltprodukte im Containment mit Berücksichtigung der speziellen Containmentstruktur des SNR-300 dargestellt. Hier wird auch die für die gesonderte Behandlung des Aerosolverhaltens erforderliche CORRAL-Modifikation beschrieben.

Die detaillierte Analyse des aerosolphysikalischen Verhaltens in der Containmentatmosphäre mit Hilfe der Rechenprogramme PARADISEKO IIb bzw. HAARM 3 wird in einem weiteren Abschnitt behandelt. Schließlich werden die Ergebnisse der CORRAL-Rechnungen zu den Rechenfällen 1 bis 8 dargestellt und diskutiert.

8.4.1 Spaltprodukttransportmodell des CORRAL-Codes, angewandt auf den SNR-300

Der zur Berechnung des Transport- und Ablagerungsverhaltens der Spaltprodukte benutzte Code CORRAL IIA verwendet ein homogenes Multicompartmentmodell. Es gestattet die Einteilung des Containments in maximal 15 Bereiche, die lüftungstechnisch in beliebiger Weise untereinander verbunden sein können. Für die einzelnen Bereiche werden die physikalischen Zustandsgrößen verschieden vorgegeben bzw. berechnet; innerhalb eines jeden Bereichs werden die Zustände als homogen behandelt. Die beim Störfallgeschehen aus dem Kern freigesetzten Spaltprodukte gelangen zunächst in den umgebenden Bereich, vermischen sich homogen mit der dortigen Atmosphäre und breiten sich von dort durch Strömung in andere Bereiche des Sicherheitsbehälters aus. Die Konzentration luftgetragener Spaltprodukte in den einzelnen Bereichen wird durch die Quellstärken innerhalb des Bereiches, durch Zuströmen aus anderen bzw. Abströmen (Leckage) in andere Bereiche sowie durch natürliche Ablagerung in-

nerhalb des jeweiligen Bereiches beeinflusst. Für die CORRAL-Rechnungen der Fälle 1 bis 7 wurden, entsprechend dem Containmentkonzept des SNR-300, mit mehreren hintereinanderliegenden Barrieren unter Berücksichtigung der fallspezifischen Gegebenheiten 2 oder 3 Bereiche unterschieden (Bild 8-1).

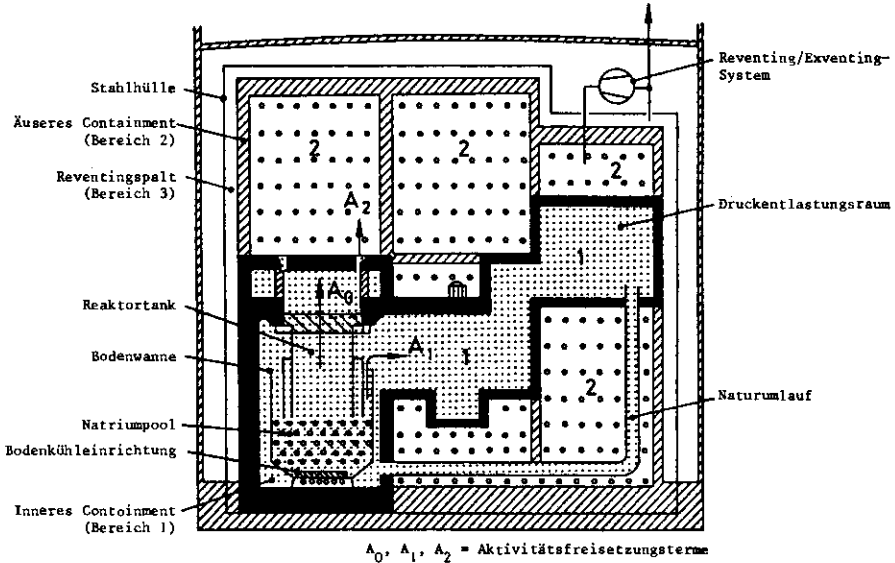


Bild 8-1:

Schematischer Querschnitt des SNR-300-Containments

- Bereich 1 (inneres Containment)

In diesem Bereich werden bei den Rechenfällen 1 bis 7 die Radionuklide aus dem Reaktorkern freigesetzt. Das innere Containment ist mit Stickstoff gefüllt (inertisiert) und umschließt das gesamte Primärsystem. Es ist innen mit einer Stahlauskleidung (Liner) versehen. Auf dem Boden unterhalb des Reaktortanks befindet sich die Bodenkühleinrichtung.

- Bereich 2 (äußeres Containment)

Das äußere Containment umschließt das innere Containment. Einige Räume des äußeren Containments sind inertisiert. Auch

wenn das innere Containment intakt ist, wird bei erhöhtem Innendruck eine Leckage vom inneren ins äußere Containment angenommen.

● Bereich 3 (Reventingspalt)

Das äußere Containment ist in einem Abstand von ca. 60 cm von einer Stahlblechhülle umgeben. Der dazwischenliegende Raum (Reventingspalt) wird nach einem Störfall auf Unterdruck gehalten, Gebläse fördern die Luft aus dem Spalt zurück ins äußere Containment (Reventingbetrieb).

Die für den Transport der Spaltprodukte maßgeblichen Überströmraten zwischen den Bereichen, die Leckage in die Umgebung ebenso wie die weiteren Zustandsgrößen Druck, Temperatur und Verdampfungsraten wurden mit den Thermodynamikprogrammen NACON und THERCON berechnet (Kapitel 7). Die Eingabe dieser Daten in die CORRAL-Rechnungen geschieht mittels diskreter Stützpunkte an maximal 20 frei wählbaren Zeitpunkten.

Das Freisetzungsverhalten der Radionuklide bei der Kernzerstörung kann durch den CORRAL-Code in jeweils zwei Phasen für pulsartige Freisetzung (Phasen 1, 2) und für langanhaltende Freisetzung (Phasen 3, 4) berücksichtigt werden:

- Pulsartige Freisetzung:

Die bei Störfallbeginn innerhalb einer sehr kurzen Zeitspanne (Sekunden) freiwerdende Aktivität wird durch einen einmaligen pulsformigen Quellterm zu Beginn der Rechnung berücksichtigt (Phase 1).

Eine zweite kurzzeitige Freisetzung in den Sicherheitsbehälter läßt sich für einen beliebig wählbaren Zeitpunkt angeben (Phase 2).

- Langanhaltende Freisetzung:

Für Freisetzungen in der Phase, in der der zerstörte Kern nach Durchdringung des Doppeltanks in der Bodenkühleinrichtung in flüssigem Natrium liegt, werden die CORRAL-Freisetz-

zungsphasen 3 und 4 benützt. Diese Freisetzungen werden auch als "Nachlieferung" bezeichnet.

Phase 3: In dieser Zeit wird die Nachlieferung durch zehn äquidistante, gleichgroße Freisetzungspulse beschrieben.

Phase 4: Diese Freisetzung wird durch eine Folge von 20 Pulsen mit exponentiell abnehmender Quellstärke dargestellt.

Abhängig von den physikalischen und chemischen Eigenschaften der einzelnen Spaltprodukte werden in den verschiedenen Phasen unterschiedliche Anteile des Kerninventars freigesetzt. Die einzelnen Elemente werden in sieben Gruppen eingeteilt, wobei jeweils einige wichtige Repräsentanten angegeben werden. Die Halogene (Jod) werden - je nach chemischem Zustand - in zwei Freisetzungsguppen aufgeteilt, denen sehr unterschiedliches Ablagerungsverhalten zuzuordnen ist:

- | | |
|-------------------------|---------------------|
| - Edelgase | (Kr, Xe) |
| - organische Halogene | (CH ₃ J) |
| - anorganische Halogene | (NaJ) |
| - Alkalimetalle | (Cs, Rb) |
| - Tellurgruppe | (Te, Sb, As, Se) |
| - Erdalkalimetalle | (Ba, Sr) |
| - Lanthangruppe | (La, Ru, Co, Pu) |

Während die freigesetzten Elemente der ersten beiden Nuklidgruppen bei den im Containment herrschenden thermodynamischen Bedingungen gasförmig vorliegen, befinden sich die Elemente der übrigen fünf Freisetzungsguppen als feste oder flüssige Aerosole in der Atmosphäre des Containments. Die gasförmigen Freisetzungsteile (Edelgase, organisches Jod) werden an den inneren Strukturen und Wänden des Containments nicht abgeschieden. Demgegenüber sind für die Aerosole mehrere natürliche Prozesse bekannt, die zu einer Verringerung der luftgetragenen Konzentration durch Ablagerung führen. Für die natürlichen aerosolphysikalischen Abbauprozesse wird im folgenden auch der Begriff "Plateout" benutzt. Die zugehörige Abbaurrate ist die "Plateout-Rate" λ (Dimension 1/h).

Als Abscheideprozeß für Aerosole wird im ursprünglichen CORRAL-Programm nur die Ablagerung durch Sedimentation berücksichtigt, wobei die Sedimentationsgeschwindigkeit v_s aus Experimenten bestimmt und als für alle Bereiche gleiche Zeitfunktion eingegeben wird. Die Plateout-Raten der einzelnen Bereiche

$$\lambda = v_s \cdot \text{Bodenfläche/Bereichsvolumen}$$

unterscheiden sich somit lediglich durch den Skalierungsfaktor. Ablagerungsprozesse durch Diffusion und Thermophorese werden hierbei nicht erfaßt. Da beim SNR-300 infolge des Doppelcontainments ein erhebliches Konzentrationsgefälle zwischen den verschiedenen Bereichen besteht und außerdem im Reventingspalt große Stahloberflächen für thermophoretische Ablagerung vorhanden sind, erfordert die Behandlung des Aerosolverhaltens beim SNR-300 ein aufwendigeres Modell.

Das Aerosolverhalten wird in dieser Studie mit den Programmen PARDISEKO IIIb und HAARM 3 berechnet, deren Berechnungsmodelle unter expliziter Berücksichtigung der verschiedenen Abbauprozesse und der Partikelgrößenverteilung die Dynamik des Aerosolsystems viel besser erfassen als das Ablagerungsmodell im CORRAL-II-Programm.

Die so ermittelten Plateout-Raten für die verschiedenen Bereiche werden dann als Stützwerte in das Programm CORRAL eingegeben. Die erneute Behandlung des Ablagerungsverhaltens radioaktiver Stoffe mit CORRAL ist deswegen nötig, weil zum einen in PARDISEKO IIIb und HAARM 3 das Verhalten gasförmiger Spaltprodukte nicht berechnet und zum anderen das unterschiedliche Freisetzungsverhalten der einzelnen Nuklidgruppen und damit die unterschiedliche zeitliche Zusammensetzung des Aerosolsystems (aktiver - inaktiver Anteil) dort nicht detailliert berücksichtigt wird. Die Vermaschung der verschiedenen oben genannten Programme ist in Bild 8-2 dargestellt.

Im folgenden wird eine kurze Beschreibung des Ablagerungs- und Transportmodells im CORRAL-Code gegeben. Die zeitabhängige luftgetragene Konzentration der Spaltprodukte, bezogen auf die

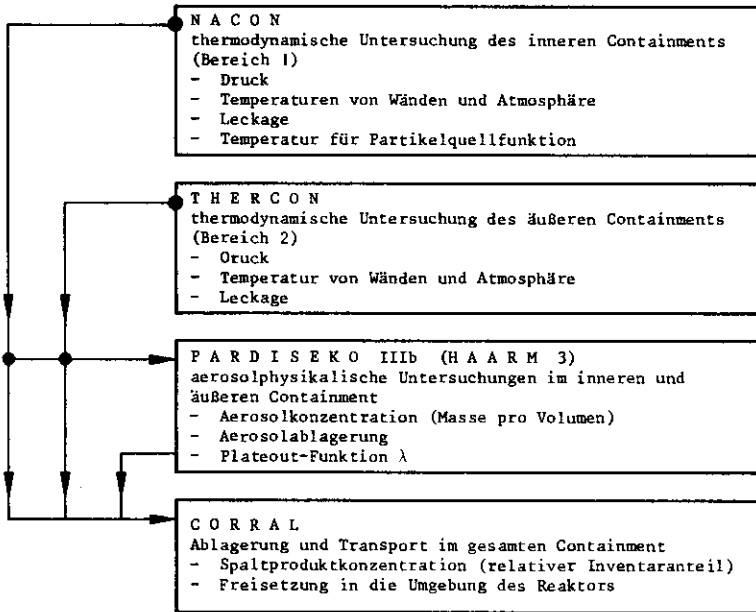


Bild 8-2:

Vermaschung der verschiedenen thermodynamischen und aerosoldynamischen Rechenprogramme bei der Berechnung des Spaltproduktverhaltens im Containment des SNR-300 bis zur Freisetzung in die Umgebung

in den einzelnen Freisetzungsphasen r freiwerdenden Anteile des Kerninventars in jedem Bereich i und für jede Freisetzungsnuklidgruppe m , wird durch ein gekoppeltes System linearer inhomogener Differentialgleichungen erster Ordnung beschrieben. Für jeden Bereich lautet diese Differentialgleichung:

$$\frac{dc_i^{mr}}{dt} = - (\lambda_i^{mr} + \alpha_i) c_i^{mr} + \sum_j \beta_{ij} \cdot c_j^{mr} + R_i^{mr}(t)$$

$c_{i(j)}^{mr}$: luftgetragene Konzentration der Nuklidgruppe m aus dem Freisetzungsereignis r im Containment i bzw. j

λ_i^{mr} : Plateout-Rate im Bereich i für die Nuklidgruppe m aus dem Freisetzungsereignis r

- α_i : Ausströmrate im Bereich i
 β_{ij} : Überströmrate aus dem Bereich j in den Bereich i
 R_i^{mr} : Quellstärke im Bereich i für die Nuklidgruppe m aus dem Freisetzungseignis r

Der erste Term in der rechten Seite der Differentialgleichung beschreibt die Verminderung der luftgetragenen Konzentration durch Ablagerungsprozesse sowie durch Ausströmungsvorgänge in andere Bereiche oder in die Umgebung. Der zweite und dritte Term gibt das Anwachsen der Konzentration durch Zuströmung aus anderen Bereichen und durch die Quellfunktion wieder. Die zeitabhängige, eigentlich kontinuierliche Quellrate wird durch eine Folge von Pulsen approximiert. Dadurch entsteht aus dem System inhomogener Differentialgleichungen ein System homogener Gleichungen, das in Matrixform die einfache Darstellung hat:

$$\frac{dc_i^{mr}}{dt} = \sum_j H_{ij}^{mr} \cdot c_j^{mr}$$

Der Spaltenvektor c_i^{mr} beschreibt für jede Nuklidgruppe m den Anteil der Konzentration an der Gesamtkonzentration, der aus dem Freisetzungseignis r resultiert. Die Koeffizientenmatrix H_{ij}^{mr} hat folgende Gestalt:

$$H_{ij}^{mr} = - (\lambda_i^{mr} + \alpha_i) \cdot \delta_{ij} + \beta_{ij}$$

$$\text{mit } \delta_{ij} = \begin{cases} 1 & \text{für } i=j \\ 0 & \text{für } i \neq j \end{cases}$$

Innerhalb der für die numerische Integration gewählten Zeitintervalle werden die variablen Ablagerungs- und Überströmanteile der Koeffizientenmatrix H als konstant angenommen. Für ein einzelnes Freisetzungseignis r und eine Nuklidgruppe m hat die Differentialgleichung die einfache Form:

$$\frac{dc}{dt} = Hc,$$

wobei c der Spaltenvektor des luftgetragenen Anteils der Freisetzung des betrachteten Bereichs ist. Für konstante Koeffizienten in der Matrix H lautet der Lösungsvektor

$$c(t) = c(o) \exp(Ht).$$

Die momentane Konzentration der Nuklidgruppe m in den einzelnen Bereichen ergibt sich dann durch Summation der Einzelbeiträge $c^{mr}(t)$ über die verschiedenen Freisetzungseignisse bis zur Zeit t :

$$c^m(t) = \sum_r c^{mr}(t)$$

Die durch Leckagen nach außen abgegebenen Spaltproduktanteile werden dadurch bestimmt, daß jedem der bisher eingeführten Bereiche ein weiterer fiktiver Bereich zugeordnet wird. Dessen Aufgabe ist es, die aus dem ersten Bereich ausströmenden Spaltprodukte verlustfrei zu akkumulieren, d.h. ohne Berücksichtigung von Ablagerungsprozessen und Rückströmeffekten.

Da der CORRAL-Code keine explizite Nuklidunterscheidung besitzt, wird die Verminderung der Aktivität durch radioaktiven Zerfall nicht in den CORRAL-Rechnungen, sondern in den Unfallfolgenrechnungen berücksichtigt.

Die Transport- und Ablagerungsrechnungen für den Fall 8 wurden mit dem Programm COMRADEX IV durchgeführt (OtCh 77). Das Programm beschreibt sowohl das Verhalten von radioaktiven Stoffen innerhalb der Anlage, das für diese Studie benutzt wurde, als auch Ausbreitungs- und Dosisberechnungen außerhalb der Anlage. Da die Berechnungsmethoden in COMRADEX vergleichbar mit den Modellen in CORRAL IIA sind, werden im folgenden lediglich die Unterschiede diskutiert.

Das Hauptunterscheidungsmerkmal der beiden Programme besteht darin, daß in CORRAL die Nuklide als stabil angesehen werden, während in COMRADEX der radioaktive Zerfall für die wichtigsten 60 Nuklide Berücksichtigung findet. Da der radioaktive

Zerfall im Unfallfolgenmodell integriert ist, wurde von dieser Möglichkeit in COMRADEX kein Gebrauch gemacht.

Die Einteilung in bis zu 3 Containmentbereiche ist auch in COMRADEX vorgesehen. Für den Rechenfall 8 mußte jedoch eine andere Zuordnung getroffen werden. Da in diesem Fall die Abtrennung zwischen innerem und äußerem Containment versagt und die radioaktiven Stoffe unmittelbar ins äußere Containment freigesetzt werden, wurde als Freisetzungscompartment (Bereich 1) das äußere Containment gewählt. Eine Rückhaltung im inneren Containment wurde vernachlässigt. Infolge des Natriumbrandes, der sich unmittelbar nach der Exkursion einstellt, steigt der Druck kontinuierlich an. Es wurde angenommen, daß zuerst die Dichtungen der Materialschleuse nach ca. 5 Minuten versagen und eine Druckentlastung über die Materialschleuse in die warme Werkstatt und von dort über die Lüftungskanäle und den Kamin auftritt. Als zweites Compartment (Bereich 2) wurde daher die warme Werkstatt behandelt. Die benötigten Plateout-Raten zur Beschreibung des Ablagerungsverhaltens der radioaktiven Aerosole, die als Stützwerte in die COMRADEX-Rechnungen eingehen, wurden jeweils getrennt für die Bereiche 1 und 2 mit dem Aerosolprogramm HAARM 3 ermittelt.

8.4.2 Aerosolmodelle und Rechnungen

Bei den untersuchten Ereignisabläufen (Rechenfälle 1 bis 8) entstehen komplexe Aerosolsysteme aus Brennstoffaerosolen zusammen mit Spaltprodukten und Strukturmaterial, metallischen Natriumrekondensations-Aerosolen sowie Natriumbrandaerosolen. Zur Beschreibung des Ablagerungsverhaltens dieser Aerosole wurden die Rechenprogramme PARADISEKO IIIb (Rechenfälle 1 bis 7) und HAARM 3 (Rechenfall 8) eingesetzt, mit denen das Verhalten polydisperser Aerosolsysteme in geschlossenen Containments zeitabhängig berechnet werden kann.

Die Modellannahmen in diesen Aerosolprogrammen sind nahezu identisch; die Programme unterscheiden sich jedoch in der

mathematischen Lösungsmethode der Differentialgleichungen. HAARM 3 (Giao 78) integriert die Differentialgleichungen analytisch unter der Annahme, daß die Aerosoldurchmesser während der gesamten Rechnung logarithmisch normalverteilt sind. Im Programm PARDISEKO IIIb (Bu 80) entfällt diese Einschränkung. Hier wird das Aerosolgrößenspektrum durch 40 Größenklassen approximiert und die zeitliche Änderung der Teilchenzahl in diesen Größenklassen numerisch berechnet. Dies erfordert im Vergleich zum Programm HAARM 3 einen erheblich höheren Rechenaufwand. Nach einer Modifikation des Programms PARDISEKO IIIb erlauben es nun beide Programme, das Aerosolverhalten in zwei hintereinandergeschalteten und über Leckagen verbundenen Raumbereichen zu berechnen. Diese Programmänderung wurde durch das spezifische Doppelcontainment des SNR-300 notwendig. Zusätzlich wurde das Programm PARDISEKO IIIb dahingehend modifiziert, daß auch chemische Reaktionen der natriumhaltigen Aerosole mit Sauerstoff, Kohlendioxid oder Wasserdampf in der Containmentatmosphäre berücksichtigt werden konnten. Beide Rechenprogramme wurden an Experimenten verifiziert (NU 79, Feao 80).

Mit Hilfe der Rechenprogramme PARDISEKO IIIb und HAARM 3 wird unter anderem die für das Aerosolverhalten wesentliche Plateout-Rate berechnet, die ein Maß für die durch Sedimentation, Diffusion und Thermophorese abgeschiedene Aerosolmasse darstellt. Die Plateout-Rate λ ist dabei definiert als der Quotient aus der Summe der in der Zeiteinheit durch Sedimentation, Diffusion und Thermophorese abgeschiedenen und der augenblicklichen Aerosolmasse:

$$\lambda = \frac{\frac{\Delta m_{\text{Sed}}}{\Delta t} + \frac{\Delta m_{\text{Diff}}}{\Delta t} + \frac{\Delta m_{\text{Therm}}}{\Delta t}}{m(t)}$$

Die Plateout-Rate λ wird, wie in Abschnitt 8.4.1 näher erläutert, neben Druck, Temperatur und Leckraten in die Rechenprogramme CORRAL und COMRADEX eingegeben.

Den Rechenprogrammen PARDISEKO IIIb und HAARM 3 liegen folgende Modellannahmen zugrunde:

- Das im Compartment eingeschlossene Aerosol ist zu jedem Zeitpunkt homogen durchmischt.
- Alle Aerosolteilchen, die in Kontakt mit Wandoberflächen kommen, bleiben dort haften.
- Bei jedem Zusammenstoß zwischen Aerosolteilchen bleiben die Stoßpartner aneinander haften und bilden ein neues Aerosolteilchen.

Die aerosolphysikalische Modellgleichung berücksichtigt folgende Prozesse, die die Aerosolkonzentration und die Aerosolgrößenverteilung im Containment beeinflussen:

- Abscheidung durch Sedimentation von Aerosolteilchen. Durch die Gravitation sinken Aerosolteilchen je nach Größe mit unterschiedlicher Sedimentationsgeschwindigkeit zu Boden;
- Abscheidung durch Diffusion von Aerosolteilchen aus dem Gasraum an die Wandoberflächen;
- thermophoretische Abscheidung von Aerosolteilchen aus dem wärmeren Gasraum an kühlere Wandoberflächen;
- Koagulation von Aerosolteilchen durch Zusammenstöße infolge Brownscher Molekularbewegung sowie unterschiedlicher Sedimentationsgeschwindigkeiten. Eine Koagulation von Aerosolteilchen wegen turbulenter Konvektionsströmungen im Gasraum wird in den Aerosolmodellen nicht berücksichtigt. Die Vernachlässigung der turbulenten Koagulation führt zu höheren Aerosolkonzentrationen und kleineren Aerosolabscheideraten, wirkt sich also pessimistisch aus;
- Aerosolnachlieferung z.B. durch verdunstendes Natrium oder durch Aerosolleckagen aus vorgeschalteten Compartments;
- Aerosolmassenausstrag durch Leckagen in nachgeschaltete Compartments.

Nicht berücksichtigt wird in den aerosolphysikalischen Rechenmodellen eine Aerosolabscheidung beim Durchtritt durch Containmentdurchführungen oder Leckageöffnungen. Außerdem wird bei den hier durchgeführten Rechnungen eine Abscheidung von

Aerosolen in Umluftkühleinrichtungen, wie sie im inneren und äußeren Containment des SNR-300 zum Einsatz kommen, nicht untersucht. Diese Vernachlässigung von Abscheidemechanismen für Aerosolteilchen führt zu einer pessimistischen Berechnung der Konzentrationen und der Plateout-Raten der in den jeweils betrachteten Containments enthaltenen Aerosole.

Des Weiteren werden die für die untersuchten Ereignisabläufe festgelegten Randbedingungen für die Berechnung der Plateout-Rate λ sowie die Rechenergebnisse dargestellt und erläutert.

● Rechenfall 1

Im Verlauf der Kernzerstörung gelangen aerosolförmige radioaktive Stoffe spontan aus dem Reaktortank in das innere Containment. Dabei wird angenommen, daß insgesamt 69 kg Brennstoff und Spaltprodukte freigesetzt werden (Abschnitt 8.3.2.1):

- 30 kg oxidischer Brennstoff,
- 1,2 kg Natriumjodid,
- 32 kg Cäsium,
- 1,9 kg Rubidium,
- 2,3 kg Tellur,
- 1,5 kg schwerflüchtige Spaltprodukte.

Gleichzeitig wird 320 kg Natrium freigesetzt, das mit einem Teil des Restsauerstoffs im inertisierten inneren Containment - 0,7 Vol.-% $\hat{=}$ 150 kg O_2 - zu 430 kg Natriumoxid (Na_2O) reagiert. Die danach im inneren Containment noch verbleibende Sauerstoffmenge von 40 kg reagiert mit dem Natrium, für das hier angenommen wird, daß es unverzögert aus dem Reaktortank in die Bodenkühleinrichtung gelangt. Mit einem Aerosolisierungsfaktor - das ist der als Aerosol freigesetzte Anteil des entstehenden Natriumoxids - von 40 % gelangen zusätzlich 62 kg Na_2O -Aerosol instantan in die Atmosphäre des inneren Containments (Sc 80I).

Die Anfangsfreisetzung, bestehend aus Brennstoff-, Spaltprodukt- und Natriumoxidaerosolen, wird demnach wie folgt charakterisiert:

Dichte der Aerosolpartikel aus Anfangsfreisetzung:

$$\rho_0 = \frac{m_1 + m_2}{\frac{m_1}{\rho_1} + \frac{m_2}{\rho_2}}$$

mit

$m_1 = 492 \text{ kg}$	Na ₂ O-Aerosolmasse
$m_2 = 69 \text{ kg}$	aerosolförmig freigesetzte Brennstoff- und Spaltproduktmenge
$\rho_1 = 2,27 \text{ g/cm}^3$	Dichte von Na ₂ O
$\rho_2 = 10 \text{ g/cm}^3$	Dichte des Brennstoff-Spaltproduktgemisches

Die Aerosolgröße im instantan freigesetzten Aerosol wird zu Beginn als logarithmisch normalverteilt angenommen mit den Parametern (SaSc 80, Sc 81I):

$r_g = 0,3 \text{ }\mu\text{m}$	geometrisches Mittel der Radien
$\sigma_g = 2,1$	geometrische Standardabweichung

$$\sigma_g = \frac{r_g}{r_{15,87} \%}$$

Für aus der Bodenkühleinrichtung nachgeliefertes Natriumrekondensations-Aerosol wird die gleiche logarithmische Normalverteilung angenommen. Die Nachlieferungsrate wurde mit der experimentell belegten, temperaturspezifischen Natriumverdunstungsrate aus der mit NACON ermittelten Natriumtemperatur in der Bodenkühleinrichtung berechnet (SaSc 80). Die Natriumnachlieferungsrate ist in Bild 8-3 dargestellt. Die Dichte des nachgelieferten Natriumaerosols wird mit $0,92 \text{ g/cm}^3$ angesetzt. Dies entspricht der Dichte von metallischem Natrium bei der mittleren Temperatur des Trägergases im inneren Containment von $120 \text{ }^\circ\text{C}$.

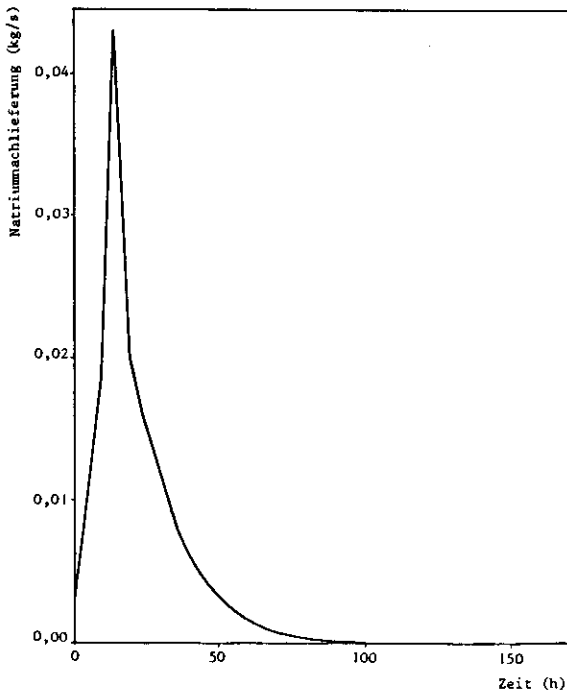


Bild 8-3:

Natriumnachlieferung aus der Bodenkühleinrichtung

Der Berechnung des Aerosolverhaltens im inneren Containment liegen folgende anlagengeometrische Daten zugrunde (Sc 80I):

- Volumen des inneren Containments:

$$V = 19\,950 \text{ m}^3$$

- für Sedimentationsabscheidung relevante Fläche:

$$F_{\text{Sed}} = 4\,500 \text{ m}^2$$

- für Diffusionsabscheidung relevante Fläche:

$$F_{\text{Diff}} = 11\,000 \text{ m}^2$$

- für thermophoretische Abscheidung relevante Fläche:

$$F_{\text{Therm}} = 7\,900 \text{ m}^2$$

Die dem Rechenmodell PARDISEKO IIIb zugrunde liegenden aerosolphysikalischen Parameter wurden wie folgt gewählt:

- Der dynamische Formfaktor κ stellt ein Maß für die Beweglichkeit der Aerosolteilchen dar: $\kappa = 3,5 \cdot \alpha_1 + 1 \cdot \alpha_2$.
Dabei bedeutet α_1 den zeitlich variablen Anteil der instantan freigesetzten Aerosolmenge aus Brennstoff, Spaltprodukten und Natriumoxidaerosolen an der gesamten Aerosolmenge; α_2 ist entsprechend der zeitlich variable Anteil des nachgelieferten Natriumaerosols. Es gilt $\alpha_1 + \alpha_2 = 1$.
- Der Kollisionsformfaktor f stellt ein Maß für das Koagulationsverhalten der Aerosolteilchen bei Zusammenstößen infolge Brownscher Bewegung dar: $f = 8,2 \cdot \alpha_1 + 1 \cdot \alpha_2$.

Mit diesem Ansatz für κ und f wird die Beschreibung des aus der Anfangsfreisetzung herrührenden Misch-aerosols durch Formfaktoren erreicht, die experimentell mit UO_2 -Aerosolen gewonnen wurden (Joua 74). UO_2 -Aerosole neigen dazu, verkettete Aggregate zu bilden, was sich in großen Formfaktoren ausdrückt. Mit zunehmendem Anteil des aus der Bodenkühleinrichtung verdunsteten Natriums an der gesamten Aerosolmasse werden die Aerosolteilchen kugelförmig. Dies entspricht den Formfaktoren $\kappa \cong 1$ und $f \cong 1$.

- Die Kollisionseffizienz bzw. Einfangwirksamkeit ε bei Aerosolteilchen, die infolge unterschiedlicher Sedimentationsgeschwindigkeit zusammenstoßen (Gravitationskoagulation), wird angenommen zu $\varepsilon = 0$.

Die mit $\varepsilon = 0$ verbundene Vernachlässigung der Gravitationskoagulation ist pessimistisch, weil durch die erhöhte Koagulation eine verstärkte Sedimentation auftritt.

- Für die Diffusionsgrenzschichtdicke δ_D und die thermophoretische Grenzschichtdicke δ_T wurden experimentell ermittelte Werte genommen (Joua 74):

$$\delta_D = 0,01 \text{ cm}$$

$$\delta_T = 0,32 \text{ cm}$$

Die für die thermophoretische Abscheidung an kühlen Wandoberflächen relevante Temperaturdifferenz zwischen Gasraum und Wandoberflächen wurde ebenso wie die druckabhängige Leckrate vom inneren ins äußere Containment aus den Ergebnissen des thermodynamischen Rechenprogrammes NACON gewonnen.

Mit diesen Eingabedaten wurde eine PARADISEKO-IIIb-Rechnung zur Ermittlung des Aerosolverhaltens im inneren Containment durchgeführt. Der zeitliche Verlauf der Aerosolkonzentration sowie die Plateout-Rate λ , die ihrerseits Eingang in die CORRAL-Rechnung findet, sind in den Bildern 8-4 und 8-5 dargestellt. Entsprechend der Anfangsfreisetzung von etwa 560 kg Aerosolmasse stellt sich eine Anfangsaerosolkonzentration von ca. 30 g/m³ ein. Durch Aerosolabscheidung und Leckagen ins äußere Containment nimmt die Aerosolkonzentration zunächst ab. Konkurrierend dazu verläuft die Nachlieferung von Natriumaerosol aus der Bodenkühleinrichtung, die nach 15 Stunden ihren größten Wert erreicht (Bild 8-3) und auch das Maximum in der Aerosolkonzentration nach 15 Stunden verursacht. Danach fällt die Konzentration stetig ab.

Der Anfangswert der Plateout-Rate ist wegen der hohen Anfangsaerosolkonzentration zunächst relativ groß. Die Plateout-Rate durchläuft ein Maximum bei etwa 1,5 Stunden, fällt ab und erreicht, korrespondierend mit dem Maximum in der Aerosolkonzentration, bei etwa 20 Stunden einen zweiten Maximalwert.

Wie eingangs erwähnt, wird das Aerosolverhalten im äußeren Containment für die aus dem inneren Containment stammenden Aerosole mit einer speziellen Version des Programmes PARADISEKO IIIb berechnet. Diese Version übernimmt zeitabhängig die mit PARADISEKO IIIb für das innere Containment berechnete Aerosolleckrate als Aerosolquellrate. Mit der Aerosolleckrate werden gleichzeitig die aktuelle, im inneren Containment vorliegende Teilchengrößenverteilung sowie die Dichte der Aerosolteilchen übergeben.

Das aus dem inneren ins äußere Containment durch Leckageöffnungen ohne Unterstellung von Rückhalte-mechanismen übertreten-

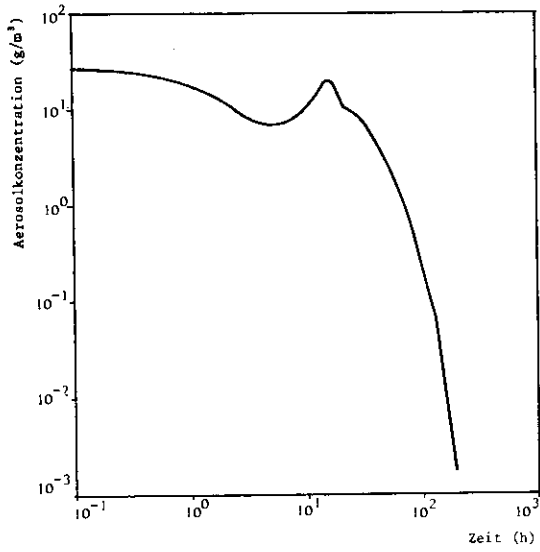


Bild 8-4:
Aerosolkonzentration im inneren Con-
tainment, Rechenfall 1

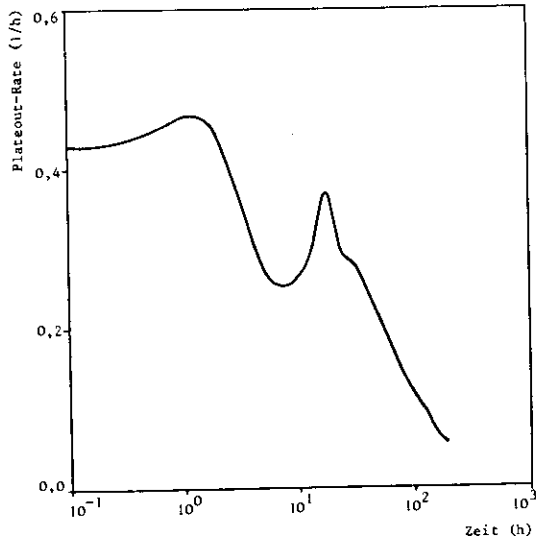


Bild 8-5:
Plateout-Rate im inneren Containment,
Rechenfall 1

de Aerosol besteht aus Brennstoff, Natriumoxid und metallischem Natrium. Das Natrium bzw. das Natriumoxid reagiert im belüfteten äußeren Containment sofort mit dem Kohlendioxid, dem Luftsauerstoff und dem Wasserdampf in der Containmentatmosphäre. Als Reaktionsprodukte entstehen - solange genügend Kohlendioxid vorhanden ist - Natriumkarbonat, $\text{Na}_2\text{CO}_3 \cdot 10 \text{H}_2\text{O}$, und danach Natriumhydroxid, $\text{NaOH} \cdot \text{H}_2\text{O}$. Der mit diesen chemischen Umwandlungen verbundene Massen- und Größenzuwachs der in das äußere Containment übergetretenen Aerosolteilchen wird in der Version des Rechenprogrammes PARDISEKO IIIb für das äußere Containment berücksichtigt. Allerdings reicht in dem hier untersuchten Fall 1 die während 200 Stunden ins äußere Containment übergetretene Menge natriumhaltiger Aerosole nicht aus, um das im äußeren Containment vorhandene Kohlendioxid vollständig zu verbrauchen.

Der Berechnung des Aerosolverhaltens im äußeren Containment liegen folgende anlagengeometrische Daten zugrunde (Sc 80I):

- Volumen des äußeren Containments:

$$V = 91\,000 \text{ m}^3$$

- für Sedimentationsabscheidung relevante Fläche:

$$F_{\text{Sed}} = 5\,000 \text{ m}^2$$

- für Diffusionsabscheidung relevante Fläche:

$$F_{\text{Diff}} = 45\,000 \text{ m}^2$$

- für thermophoretische Abscheidung relevante Fläche:

$$F_{\text{Therm}} = 17\,500 \text{ m}^2$$

Die für die thermophoretische Abscheidung an kühlen Wandoberflächen relevante Temperaturdifferenz zwischen Gasraum und Wandoberflächen wurde aus Ergebnissen des thermodynamischen Rechenprogramms THERCON gewonnen.

Die für Natriumbrandaerosole experimentell bestimmten Formfaktoren, $\kappa = 1,1$ und $f = 4,0$ (Alua 81, ChJo 80), liefern eine mehr als doppelt so große Plateout-Rate. Die Bilder 8-6 und 8-7 zeigen die mit PARDISEKO IIIb berechnete Aerosolkonzentra-

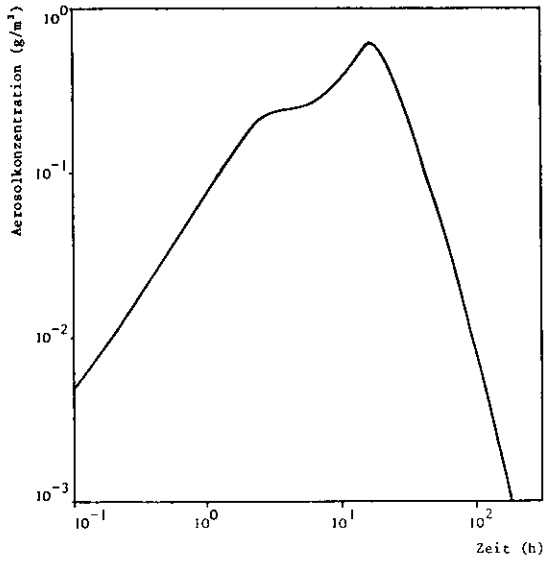


Bild 8-6:

Aerosolkonzentration im äußeren Con-
tainment, Rechenfall 1

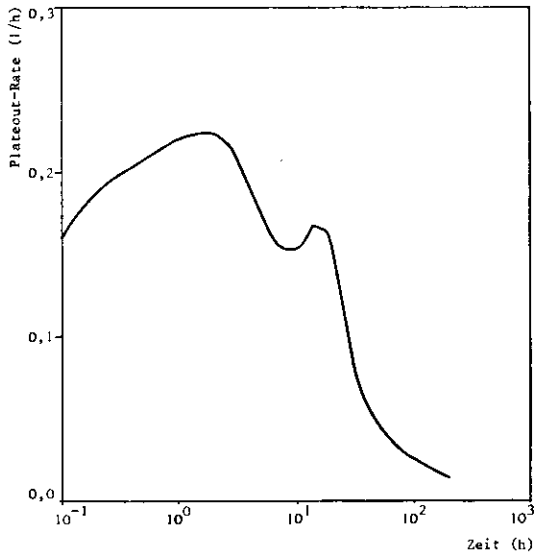


Bild 8-7:

Plateout-Rate im äußeren Containment,
Rechenfall 1

tion und die Plateout-Rate im äußeren Containment. Die Aerosolkonzentration steigt zunächst kontinuierlich an und erreicht nach etwa 14 Stunden ihren Maximalwert. Nach 120 Stunden wird ein Wert erreicht, der unterhalb der Anfangsaerosolkonzentration von 1 mg/m^3 liegt. Die in Bild 8-7 dargestellte Plateout-Rate durchläuft zwei Maximalwerte, wobei das Maximum bei etwa 15 Stunden mit dem Maximum der Aerosolkonzentration zusammenfällt.

● Rechenfall 2

Der hier betrachtete Ereignisablauf unterscheidet sich vom Fall 1 lediglich dadurch, daß der äußere Containmentabschluß nicht erfolgt. Für die Berechnung des Aerosolverhaltens im inneren Containment werden mit einer Ausnahme die gleichen Eingabeparameter verwendet wie beim Fall 1. Da kein Containmentabschluß herbeigeführt wird, bleibt der Druck im äußeren Containment konstant (1 bar). Deswegen ergibt sich ein größerer Massenstrom vom inneren ins äußere Containment.

Die Bilder 8-8 und 8-9 zeigen die mit PARDISEKO IIIb berechnete Aerosolkonzentration und die Plateout-Rate im inneren Containment. Wie zu erwarten war, bestehen praktisch keine Unterschiede zu den Ergebnissen von Fall 1.

Beim Rechenfall 2 sind hinsichtlich des Aerosolverhaltens im äußeren Containment zwei Situationen zu unterscheiden:

- der Umluftfall, bei dem der Massenstrom aus dem äußeren Containment etwa gleich groß ist wie der aus dem inneren Containment, und
- der Abluftfall, bei dem sich infolge weiterlaufender Abluftventilatoren eine Ausströmrate von $163 \text{ 000 m}^3/\text{h}$, d.h. die volle Lüftungsrate ergibt (IN 81).

Im Umluft- und Abluftfall wird wegen der offengebliebenen Lüftungsklappen ungehindert Kohlendioxid zugeführt, d.h., das ge-

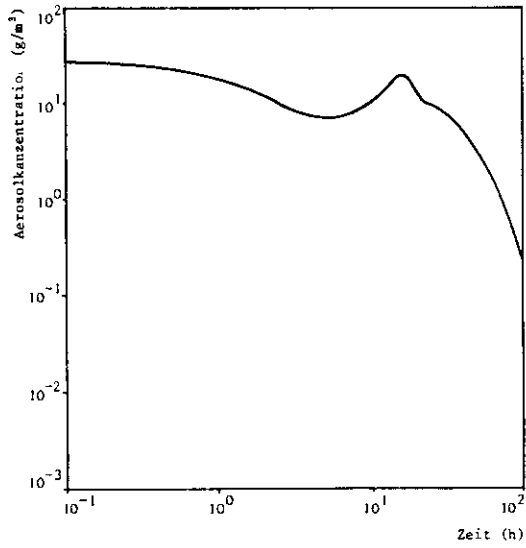


Bild 8-8:

Aerosolkonzentration im inneren Containment, Rechenfall 2

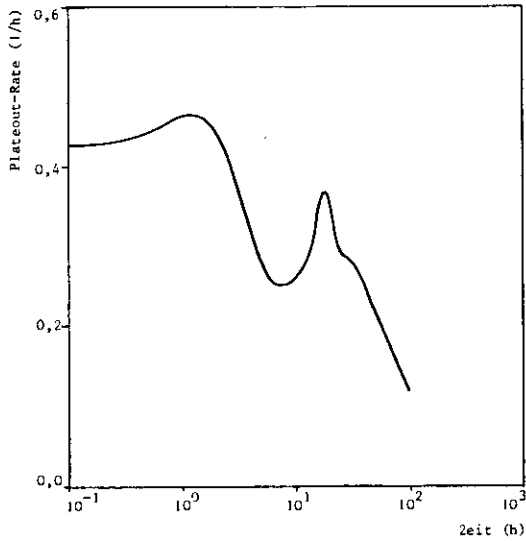


Bild 8-9:

Plateout-Rate im inneren Containment, Rechenfall 2

samte aus dem inneren Containment stammende Natrium sowie Natriumoxid reagieren im äußeren Containment zu Natriumkarbonat, $\text{Na}_2\text{CO}_3 \cdot 10 \text{H}_2\text{O}$. Wegen der ungehinderten Verbindung zur Außenatmosphäre wird die schon im Fall 1 ermittelte geringe Temperaturdifferenz zwischen Gasraum und Wandoberfläche gleich Null gesetzt; d.h., im äußeren Containment tritt keine thermophoretische Abscheidung auf.

In den Bildern 8-10 und 8-11 sind die für den Umluftfall mit PARDISEKO IIIb berechnete Aerosolkonzentration und Plateout-Rate im äußeren Containment dargestellt. Die Aerosolkonzentration steigt zunächst an und bleibt zwischen 2 und 7 Stunden nahezu konstant bei etwa $0,3 \text{ g/m}^3$.

Korrespondierend mit dem Maximum der Aerosolkonzentration im inneren Containment nach etwa 15 Stunden erreicht die Aerosolkonzentration im äußeren Containment ebenfalls ihren Maximalwert. Die Plateout-Rate zeigt qualitativ den gleichen Verlauf wie beim Fall 1 (Bild 8-7).

Die mit PARDISEKO IIIb berechnete Aerosolkonzentration (Bild 8-12) für den Abluftfall ist deutlich kleiner als beim Umluftfall; im Maximum ergibt sich eine um den Faktor 10 kleinere Konzentration. Dies ist auch zu erwarten, da Aerosolleckagen aus dem inneren in das äußere Containment wegen der hohen Lüftungsrate praktisch unverzögert freigesetzt werden. Deshalb spielen im äußeren Containment Ablagerungseffekte auch nur eine untergeordnete Rolle, so daß die Plateout-Rate für den Abluftfall pessimistisch gleich Null gesetzt werden kann.

● Rechenfall 3

Dieser Fall wurde mit PARDISEKO IIIb nicht berechnet, da im inneren Containment das Aerosolverhalten ähnlich wie beim Fall 5 ist und im äußeren Containment wegen der höheren Lüftungsrate Ablagerungsprozesse vernachlässigt werden können.

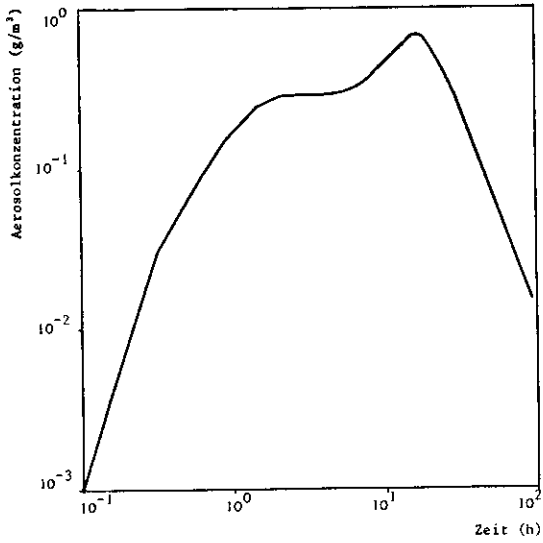


Bild 8-10:

Aerosolkonzentration im äußeren Containment, Rechenfall 2 (Umluft)

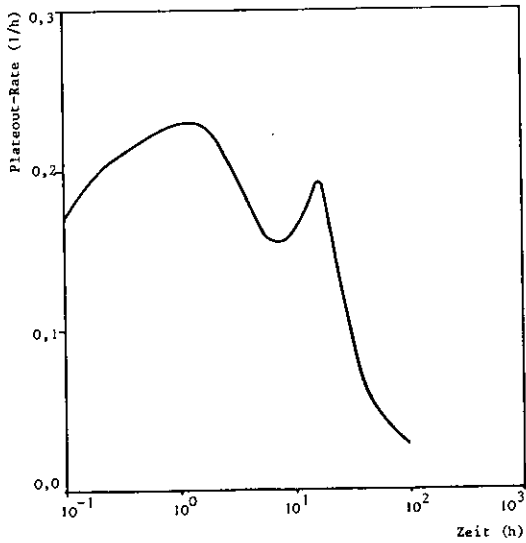


Bild 8-11:

Plateout-Rate im äußeren Containment, Rechenfall 2 (Umluft)

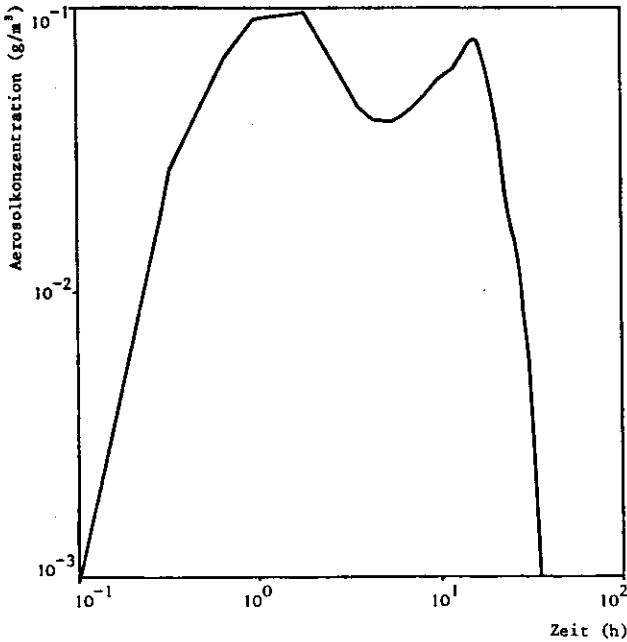


Bild 8-12:

Aerosolkonzentration im äußeren Containment, Rechenfall 2 (Abluft)

● Rechenfall 4

Dieser Fall wird bezüglich der Freisetzung durch Fall 8 (Abschnitt 8.6) abgedeckt und daher nicht weiter analysiert.

● Rechenfall 5

Dieser Ereignisablauf ist durch den Ausfall aller aktiven Kühlsysteme gekennzeichnet. Die Eingabedaten für die Berechnung des Aerosolverhaltens im inneren Containment entsprechen weitgehend denen von Fall 1. Unterschiede ergeben sich lediglich in der Leckrate und den Temperaturen im Gasraum, in der Bodenkühleinrichtung und an Wandoberflächen, die mit dem Programm NACON berechnet wurden. Mit NACON wurde auch die Verdunstung von Natrium aus der Bodenkühleinrichtung berechnet. Die

Wasserdampffreisetzung aus dem Beton nach Linerversagen in das innere Containment wurde mit dem Programm DATRAN ermittelt. Zur Beschreibung des Aerosolverhaltens wird angenommen, daß das aus der Bodenkühleinrichtung verdunstete Natrium mit dem freigesetzten Wasserdampf zu Natriumhydroxid reagiert. Aus den NACON- und DATRAN-Rechnungen ergibt sich, daß zwischen 20 und 120 Stunden insgesamt ca. 44 t Natrium verdampfen und 118 t Wasserdampf freigesetzt werden. Die Wassermenge ist mehr als ausreichend, um die gesamte Natriummenge in Natriumhydroxid umzuwandeln. Die Natriumhydroxidbildung wurde mit Beginn der massiven Wasserdampffreisetzung nach 25 Stunden bei der Aerosolnachlieferung berücksichtigt. Der zeitliche Verlauf der Aerosolnachlieferung ist in Bild 8-13 dargestellt.

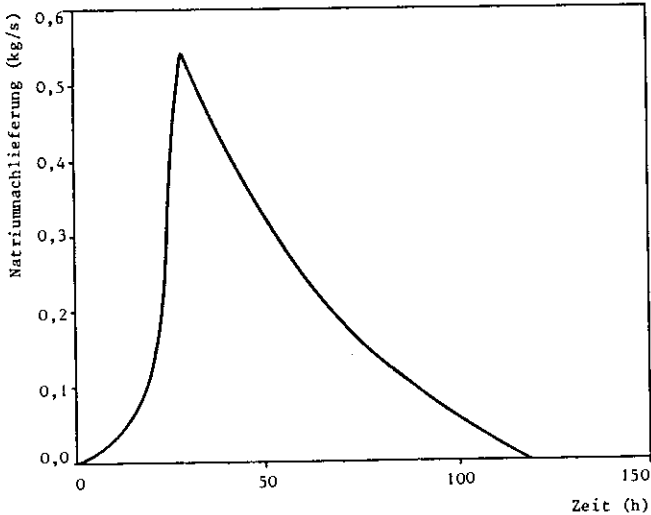


Bild 8-13:

Aerosolnachlieferung aus der Bodenkühleinrichtung (unter Berücksichtigung der Natrium/Wasser-Reaktion nach 25 h), Rechenfall 5

Wegen der bei diesem Ereignisablauf fehlenden Wärmeabfuhr sowie der Wasserdampf- und Wasserstofffreisetzung steigt der Druck im inneren Containment langfristig an, bis nach ca. 170 Stun-

den das Sicherheitsventil des inneren Containments anspricht und Druckausgleich zwischen innerem und äußerem Containment hergestellt wird. Der dadurch entstehende zusätzliche Massenstrom wird berücksichtigt.

Den berechneten Verlauf der Aerosolkonzentration und der Plateout-Rate zeigen die Bilder 8-14 und 8-15. Während der ersten 10 Stunden verhalten sich die Aerosolkonzentration und die Plateout-Rate ähnlich wie im Fall 1 (Bilder 8-4 und 8-5). Dies ist auch zu erwarten, da in diesem Zeitraum noch keine großen Abweichungen von dem durch Fall 1 gekennzeichneten Ereignisablauf bestehen. Erst mit dem massiven Anstieg der Aerosolnachlieferungsrate nach etwa 15 Stunden ergeben sich gegenüber Fall 1 eine höhere Aerosolkonzentration sowie eine größere Plateout-Rate.

Bei der Berechnung des Verhaltens der in das äußere Containment übergetretenen Aerosole wurde berücksichtigt, daß sie im Gegensatz zu den Fällen 1 und 2 im wesentlichen Natriumhydroxid enthalten und nicht Natrium und Natriumoxid. Im übrigen wurde wie beim Fall 1 die Bildung von Natriumkarbonat berücksichtigt, bis das dazu erforderliche Kohlendioxid verbraucht ist. Für die Druckabhängigkeit der Leckrate der Stahlblechhülle wurde ein linearer Ansatz gewählt, ausgehend von der spezifizierten Leckrate der Stahlblechhülle von $5,5 \text{ m}^3/\text{h}$ bei $\Delta p = 3 \text{ mbar}$ (Scua 79). Die Bilder 8-16 und 8-17 zeigen Aerosolkonzentration und Plateout-Rate im äußeren Containment. Die Aerosolkonzentration steigt zunächst kontinuierlich an und erreicht ihren Maximalwert nach etwa 30 Stunden. Dieses Maximum korrespondiert wieder mit dem Konzentrationsmaximum im inneren Containment. Die Plateout-Rate zeigt qualitativ den gleichen Verlauf wie die Aerosolkonzentration.

● Rechenfall 6

Dieser Fall wird von der Freisetzung her durch Fall 3 (Abschnitt 8.6) abgedeckt und daher nicht weiter analysiert.

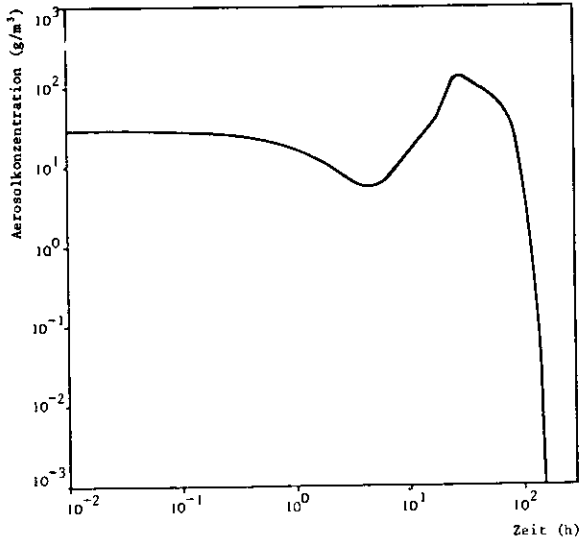


Bild 8-14:

Aerosolkonzentration im inneren Containment, Rechenfall 5

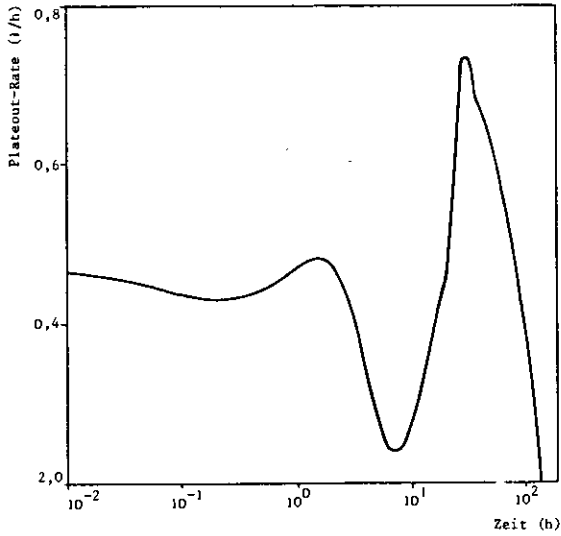


Bild 8-15:

Plateout-Rate im inneren Containment, Rechenfall 5

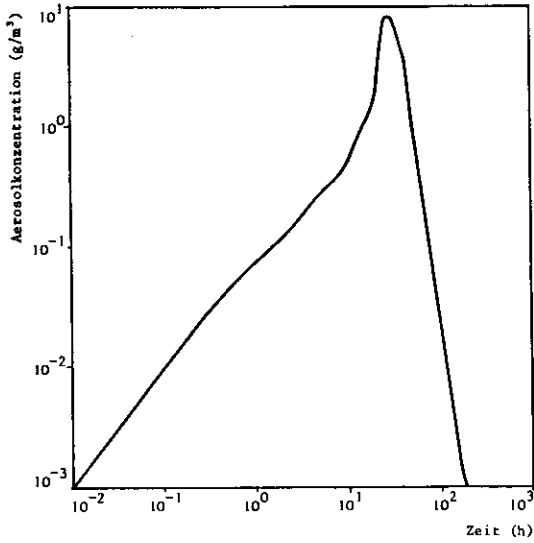


Bild 8-16:

Aerosolkonzentration im äußeren Containment, Rechenfall 5

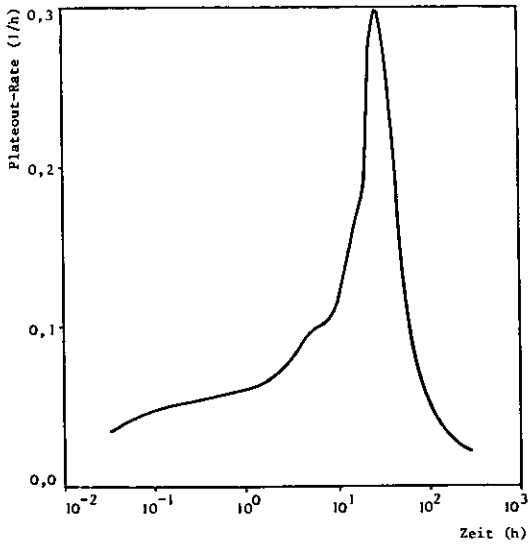


Bild 8-17:

Plateout-Rate im äußeren Containment, Rechenfall 5

● Rechenfall 7

Dieser ebenfalls durch den Ausfall aller aktiven Systeme gekennzeichnete Ereignisablauf unterscheidet sich von Fall 5 dadurch, daß die Natriumauffangwanne der Bodenkühleinrichtung versagt und die Kühlung durch Naturumlauf (WJ06) im inneren Containment blockiert ist. Der unter diesen Randbedingungen erwartete Ereignisablauf wurde in Abschnitt 8.3.1 beschrieben. Für die Berechnung des Aerosolverhaltens sind folgende Randbedingungen des Ereignisablaufes relevant:

- Linerversagen nach 12 Stunden mit nachfolgender großflächiger Natrium/Beton-Reaktion,
- Öffnen des Sicherheitsventils zwischen innerem und äußerem Containment,
- Wasserstoffexplosion im äußeren Containment mit Versagen des äußeren Containments nach ca. 22 Stunden,
- Ende der Aerosolnachlieferung nach 33 Stunden, da zu diesem Zeitpunkt das Natrium in der Bodenkühleinrichtung durch Verdunstung und Natrium/Beton-Reaktion verbraucht ist.

Der für diesen Fall berechnete Verlauf der Aerosolkonzentration und der Plateout-Rate im inneren Containment ist in den Bildern 8-18 und 8-19 dargestellt. In den ersten Stunden nach Eintritt des Störfalles verhalten sich die Aerosolkonzentration und die Plateout-Rate ähnlich wie im Fall 5 (Bilder 8-14 und 8-15), der wie der hier betrachtete Ereignisablauf durch den Ausfall aller aktiven Systeme gekennzeichnet ist. Die blockierten Kühlkanäle des Stickstoffkühlsystems (WJ06) führen jedoch gegenüber Fall 5 zu einer verstärkten Aerosolnachlieferung aus der zerstörten Bodenkühleinrichtung und damit zu einem schnelleren Anstieg der Aerosolkonzentration. Nach der Wasserstoffexplosion im äußeren Containment nach etwa 22 Stunden besteht eine direkte Verbindung zwischen dem inneren Containment und der Umgebung über das inzwischen offenstehende Sicherheitsventil und das infolge der Wasserstoffexplosion entstandene Leck im äußeren Containment.

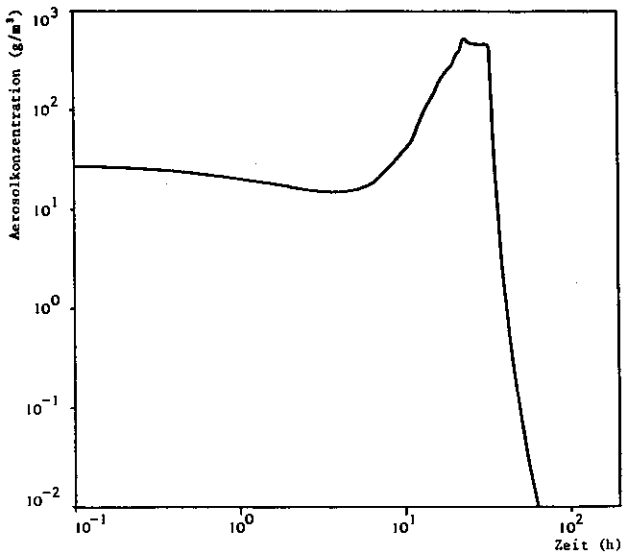


Bild 8-18:

Aerosolkonzentration im inneren Containment, Rechenfall 7

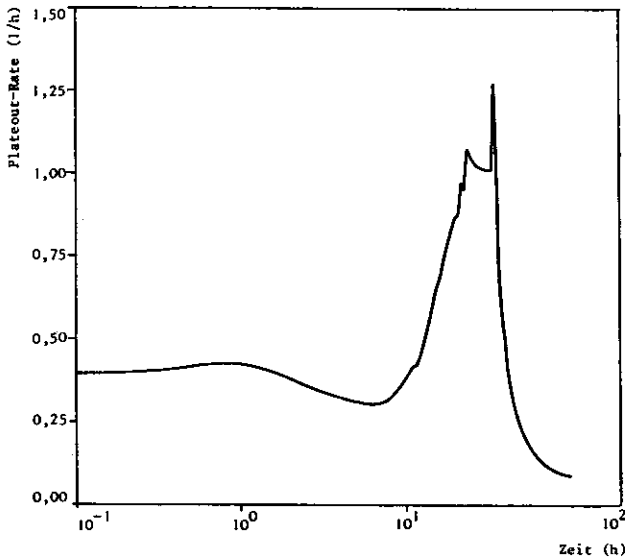


Bild 8-19:

Plateout-Rate im inneren Containment, Rechenfall 7

Nach der Wasserstoffexplosion werden Aerosole in die Umgebung freigesetzt. Dies drückt sich im Verlauf der Aerosolkonzentration aus, die nach 22 Stunden nicht weiter ansteigt, sondern konstant bleibt. Nach 33 Stunden befindet sich kein Natrium mehr in der Reaktorzelle; d.h., es findet keine Natrium/Beton-Reaktion mehr statt und es wird kein Natriumaerosol mehr nachgeliefert. Dies zeigt sich im steilen Abfall der Aerosolkonzentration nach 33 Stunden. Der Verlauf der Plateout-Rate korrespondiert mit dem der Aerosolkonzentration. Entsprechend den hohen Konzentrationswerten zwischen 20 und 40 Stunden ergeben sich auch große Plateout-Raten.

Das für das äußere Containment berechnete Verhalten der Aerosolkonzentration und der Plateout-Rate ist in den Bildern 8-20 und 8-21 dargestellt. In den ersten 4 Stunden wurde aufgrund der Druck- und Temperaturverhältnisse in dem Doppelcontainmentsystem keine Leckage in das äußere Containment angenommen. Deshalb steigt die Aerosolkonzentration auch erst nach 4 Stunden an. Die mit dem Einsetzen der Natrium/Beton-Reaktion nach 12 Stunden verbundene Temperatur- und Druckerhöhung im inneren Containment verursacht eine höhere Leckage und damit einen höheren Aerosolmasseneintrag in das äußere Containment. Dies zeigt sich an der wieder steil ansteigenden Aerosolkonzentration nach etwa 12 Stunden. Die nach 22 Stunden noch einmal steil ansteigende Aerosolkonzentration rührt von dem Druckentlastungsvorgang nach der Wasserstoffexplosion her, bei dem ein großer Anteil der Aerosolmasse aus dem inneren über das äußere Containment in die Umgebung gelangt. Mit dem Ende der Aerosolnachlieferung aus der Bodenkühleinrichtung nach 33 Stunden sinkt, wie auch im inneren Containment, die Aerosolkonzentration schnell ab.

Die Plateout-Rate ist während der ersten 4 Stunden - solange noch kein Aerosoleintrag aus dem inneren Containment stattfindet - erwartungsgemäß klein. Sie steigt danach an und erreicht nach 5,4 Stunden ein Maximum. Der anschließende Abfall wird dadurch verursacht, daß zu diesem Zeitpunkt das Kohlendioxid im äußeren Containment verbraucht ist. Dadurch entsteht aus dem natriumhaltigen Anteil des Primäraerosols, das aus dem in-

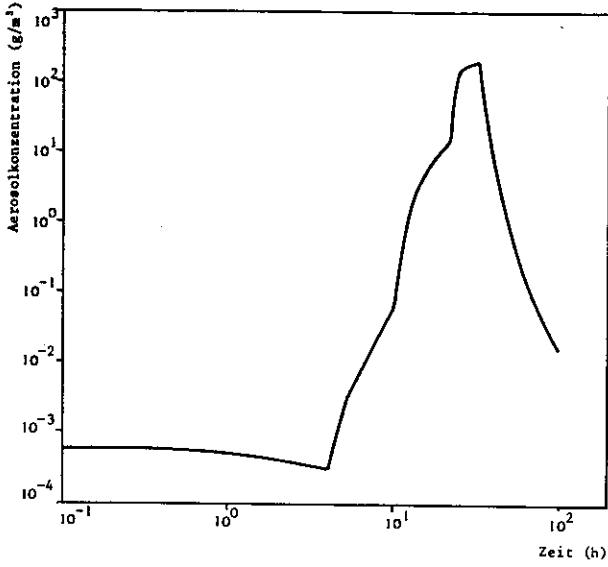


Bild 8-20:

Aerosolkonzentration im äußeren Containment, Rechenfall 7

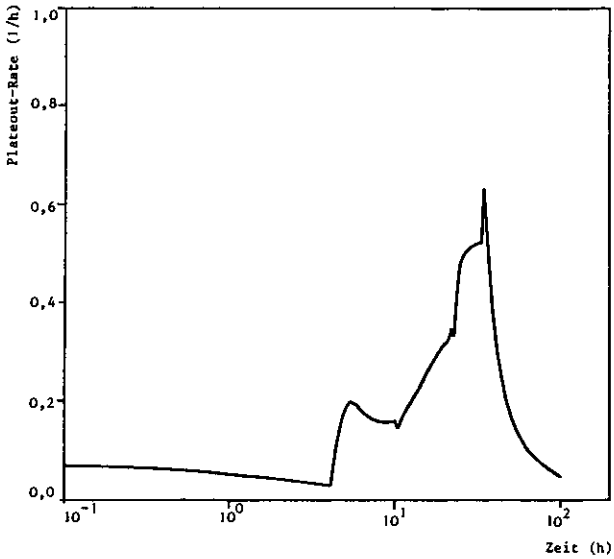


Bild 8-21:

Plateout-Rate im äußeren Containment, Rechenfall 7

neren Containment stammt, nicht mehr Natriumkarbonat $\text{Na}_2\text{CO}_3 \cdot 10 \text{H}_2\text{O}$, sondern das Hydroxid $\text{NaOH} \cdot \text{H}_2\text{O}$. Die aus dem Primäraerosol gebildeten Teilchen aus Natriumhydroxid haben wegen der im Vergleich zu Natriumkarbonat höheren Dichte und wegen des kleineren Massenzuwachsfaktors einen kleineren Aerosoldurchmesser. Der Massenzuwachsfaktor gibt an, um wieviel ein Natriumteilchen schwerer wird, wenn es zum Hydroxid umgewandelt wird. Ein kleinerer Aerosolteilchendurchmesser verursacht eine geringere Ablagerung durch Sedimentation, dem hier dominierenden Abscheideprozeß, und damit eine geringere Plateout-Rate.

Entsprechend den Änderungen der Aerosolkonzentration im äußeren Containment verhält sich die Plateout-Rate in ähnlicher Weise. Sie erreicht bei 33 Stunden - dem Zeitpunkt, nach dem kein Aerosol mehr nachgeliefert wird - ihren Maximalwert.

● Rechenfall 8

Bei diesem Fall versagt die Abtrennung zwischen innerem und äußerem Containment. Es wird angenommen, daß

1 800 kg Brennstoff
800 kg Na_2O
880 kg Eisen, Eisenoxid

instantan im äußeren Containment als Aerosol vorliegen. Zusätzlich gelangen ca. 80 t Natrium in flüssiger Form ins äußere Containment. Bei dem nachfolgenden Natriumflächenbrand wird kontinuierlich ein Teil des oxidierten Natriums als Aerosol freigesetzt. In Experimenten wurde beobachtet, daß bei einem Natriumbrand ca. 30 % des Natriumoxids luftgetragen vorliegen (Feao 80). Dieser Wert wurde den HAARM-3-Rechnungen zugrunde gelegt.

Als Aerosoldichte wurden konstant $2,5 \text{ g/cm}^3$ angesetzt. Die Größenverteilung des instantan freigesetzten Aerosols wird

logarithmisch normalverteilt angenommen mit den Parametern (Joua 74):

$$r_g = 0,05 \text{ } \mu\text{m}$$

$$\sigma_g = 1,859$$

Die Größenverteilung des bei dem Flächenbrand nachgelieferten Aerosols wird als logarithmisch normalverteilt mit den Parametern

$$r_g = 1,3 \text{ } \mu\text{m}$$

$$\sigma_g = 0,54$$

angenommen (Alua 81). Die anlagengeometrischen und aerosolphysikalischen Daten zur Berechnung des Aerosolverhaltens zeigt Tabelle 8-5.

Tab. 8-5:

Eingabedaten für HAARM-3-Rechnung

	Äußeres Containment	Warme Werkstatt
Volumen, m ³	91 000	6 000
Für Sedimentation relevante Fläche, m ²	3 500 ¹⁾	340
Wandfläche, m ²	45 000	1 230
Dynamischer Formfaktor ²⁾	3,5 (konstant)	3,5 (konstant)
Kollisionsformfaktor ²⁾	8,2 (konstant)	8,2 (konstant)
Aerosoldichte, g/cm ³	2,5	2,5
Kollisionseffizienz ϵ	zeitlich variabel	zeitlich variabel
Diffusionsgrenzschichtdicke, cm	0,01	0,01
Thermophoretische Grenzschicht, cm	0,32	0,32

¹⁾ Die Bodenfläche im äußeren Containment wurde um die Natriumbrandfläche von 1500 m² reduziert.

²⁾ Da im Programm HAARM 3 die Formfaktoren zeitlich konstant sind, wurden die Formfaktoren der Anfangsfreisetzung genommen, die insgesamt die Ablagerung bei einem Natriumbrand unterschätzen.

Die benötigten thermodynamischen Daten wie Temperatur, Druck, Temperaturdifferenz zwischen Gasraum und Wand sowie Leckraten wurden mit dem Programm CACECO ermittelt und als Stützwerte in das Programm HAARM 3 eingegeben. Die Leckrate aus der warmen Werkstatt wurde so bestimmt, daß die Volumenströme aus dem äußeren Containment und aus der warmen Werkstatt als gleich angenommen werden. Die Ergebnisse der HAARM-3-Rechnungen sind in den Bildern 8-22 und 8-23 dargestellt.

Die luftgetragene Aerosolkonzentration im äußeren Containment erreicht infolge der spontanen Anfangsfreisetzung und der sehr hohen Nachlieferung durch den Natriumbrand sehr rasch ein erstes Maximum von ca. 70 g/m^3 . Es wird angenommen, daß nach ca. 5 Minuten die Dichtungen der Materialschleuse versagen und radioaktive Stoffe in den Bereich der warmen Werkstatt übertreten. Durch diese Ausströmung und durch Abscheideprozesse im äußeren Containment nimmt die Aerosolkonzentration dort ab und erreicht einen Gleichgewichtswert von ca. 20 g/m^3 . Nach 0,7 Stunden kondensiert der aus dem Beton ausgetriebene Wasserdampf, und es kommt zu einer heftigen Natrium/Wasser-Reaktion, die in kurzer Zeit ca. 20 t Aerosol freisetzt. Diese Reaktion bewirkt zum einen eine höhere Ablagerungsrate, zum anderen eine höhere Ausströmrate nach außen.

8.4.3 Rechnungen zur Spaltproduktfreisetzung

● Eingabedaten

In diesem Abschnitt wird die Berechnung des zeitlichen Konzentrationsverlaufs der Spaltprodukte in den einzelnen Compartments und des Transports der Spaltprodukte in der Atmosphäre außerhalb des Sicherheitsbehälters beschrieben. Dafür werden eine Vielzahl von Eingabedaten benötigt, deren Ermittlung in den vorigen Abschnitten geschildert wurde. Im wesentlichen sind dies die Freisetzungsfaktoren und Freisetzungzeiten, die zeitabhängigen thermodynamischen Verläufe von Druck, Temperatur, Überströmraten zwischen den Compartmentbereichen, die Plateout-Rate der Aerosole und die Leckrate nach draußen.

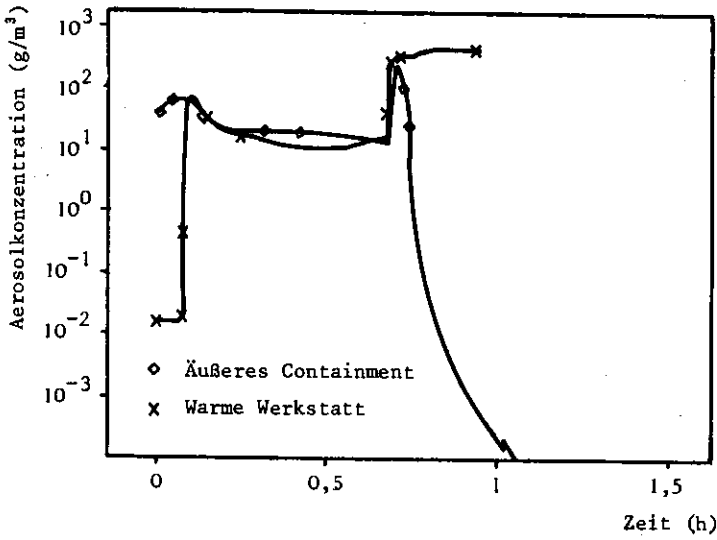


Bild 8-22:

Aerosolkonzentration im äußeren Containment und in der warmen Werkstatt, Rechenfall 8

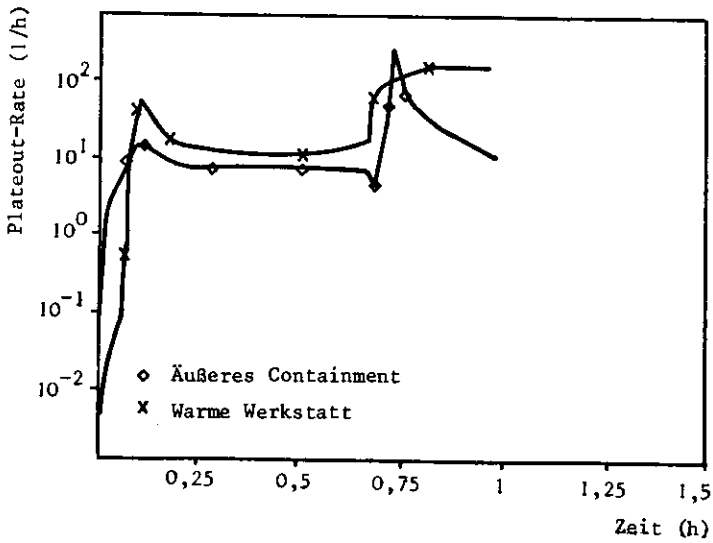


Bild 8-23:

Plateout-Rate im äußeren Containment und in der warmen Werkstatt, Rechenfall 8

Zunächst werden die mit CORRAL IIA durchgeführten Radionuklidtransportrechnungen für die Fälle 1 bis 7 und danach die mit dem Programm COMRADEX ausgeführten Rechnungen zum Fall 8 dargestellt.

Zeitunabhängige CORRAL-Eingabegrößen sind die in der Tabelle 8-6 für die drei zuvor eingeführten Containmentbereiche angegebenen Geometriedaten. Detaillierte Darstellungen zu den zeit- und fallabhängigen thermodynamischen und aerosolphysikalischen Eingabegrößen (Plateout-Raten) finden sich in den jeweiligen Unterabschnitten.

Tab. 8-6:

CORRAL-Eingabedaten; Containmentgeometrie der 3-Compartmentaufteilung für die Fälle 1 bis 7

Bereich	Wandfläche [m ²]	Bodenfläche [m ²]	Höhe [m]	Volumen [m ³]
1	6 500	4 500	4,5	19 950
2	40 000	5 000	18	91 000
3	17 500	600	18	9 770

Bereich 1: inneres Containment

Bereich 2: äußeres Containment

Bereich 3: Reventingspalt

Eine Übersicht der primären Freisetzungsteile aus dem Reaktorkern für alle Rechenfälle geben die Tabellen 8-7 bis 8-10 unter Berücksichtigung der CORRAL-spezifischen Freisetzungsphasen 1 bis 4. Die Plateout-Raten werden gleich Null gesetzt, wenn die Aerosolkonzentration die natürliche Staubkonzentration von ca. 1 mg/m³ unterschreitet. Angaben über die lüftungstechnischen Größen, wie Überströmraten, Leckraten und Filterfaktoren, sowie zum zeitlichen Ablauf der Freisetzung werden in den nachstehend besprochenen Rechenfällen gemacht.

Tab. 8-7:

CORRAL-Eingabe für Fälle 1, 2a und 2b: Freisetzungsteile von Spaltprodukten und Brennstoff aus dem Kern ins Containment für die betrachteten Ereignisabläufe (Angaben in Anteilen des Kerninventars)

Nuklid- gruppe	Freisetzungs- phase Zeit (h)	Kurzzeitfreisetzung		Nachlieferungsfreisetzung	
		Phase 1 (0)	Phase 2 (-)	Phase 3 (2 20)	Phase 4 (20 32,5 70)
Edelgase	1,00	-	-	-	-
Organisches Jod	0,01	-	-	-	-
NaJ	0,50	-	-	$3,7 \cdot 10^{-3}$	$3,7 \cdot 10^{-3}$
Cs, Rb	0,90	-	-	$7,5 \cdot 10^{-3}$	$7,5 \cdot 10^{-3}$
Te, Sb	0,40	-	-	$4,5 \cdot 10^{-2}$	$4,5 \cdot 10^{-2}$
Ba, Sr	$5,0 \cdot 10^{-3}$	-	-	$2,2 \cdot 10^{-4}$	$2,2 \cdot 10^{-4}$
La, Ru, Brennstoff	$5,0 \cdot 10^{-3}$	-	-	$3,7 \cdot 10^{-6}$	$3,7 \cdot 10^{-6}$

Tab. 8-8:

CORRAL-Eingabe für Fälle 3, 5 und 6: Freisetzungsteile von Spaltprodukten und Brennstoff aus dem Kern ins Containment für die betrachteten Ereignisabläufe (Angaben in Anteilen des Kerninventars)

Nuklid- gruppe	Freisetzungs- phase Zeit (h)	Kurzzeitfreisetzung		Nachlieferungsfreisetzung	
		Phase 1 (0)	Phase 2 (-)	Phase 3 (2 25)	Phase 4 (25 50 120)
Edelgase	1,00	-	-	-	-
Organisches Jod	0,01	-	-	-	-
NaJ	0,49	-	-	0,015	0,485
Cs, Rb	0,90	-	-	0,10	-
Te, Sb	0,40	-	-	0,20	0,40
Ba, Sr	$5,0 \cdot 10^{-3}$	-	-	$1,0 \cdot 10^{-3}$	0,01
La, Ru, Brennstoff	$5,0 \cdot 10^{-3}$	-	-	$1,5 \cdot 10^{-5}$	0,01

Tab. 8-9:

CORRAL-Eingabe für Fälle 4 und 7: Freisetzungsanteile von Spaltprodukten und Brennstoff aus dem Kern ins Containment für die betrachteten Ereignisabläufe (Angaben in Anteilen des Kerninventars)

Nuklid- gruppe	Freisetzungs- phase Zeit (h)	Kurzzeitfreisetzung		Nachlieferungsfreisetzung	
		Phase 1 (0)	Phase 2 (6)	Phase 3 (12 25)	Phase 4 (25 33 60)
Edelgase		1,00	-	-	-
Organisches Jod		-	-	-	0,01
NaJ		0,49	$1,0 \cdot 10^{-3}$	0,03	0,469
Cs, Rb		0,90	0,01	0,09	-
Te, Sb		0,40	0,014	0,35	0,236
Ba, Sr		$5,0 \cdot 10^{-3}$	$6,0 \cdot 10^{-5}$	$2,0 \cdot 10^{-3}$	0,01
La, Ru, Brennstoff		$5,0 \cdot 10^{-3}$	$1,0 \cdot 10^{-6}$	$1,0 \cdot 10^{-5}$	0,01

Tab. 8-10:

COMRADEX-Eingabe für Fall 8: Freisetzungsanteile von Spaltprodukten und Brennstoff aus dem Kern ins Containment für die betrachteten Ereignisabläufe (Angaben in Anteilen des Kerninventars)

Nuklid- gruppe	Freisetzungs- phase Zeit (h)	Kurzzeitfreisetzung		Nachlieferungsfreisetzung	
		Phase 1 (0)	Phase 2 (-)	Phase 3 (- -)	Phase 4 (- - -)
Edelgase		1,00	-	-	-
Organisches Jod		-	-	-	-
NaJ		1,00	-	-	-
Cs, Rb		1,00	-	-	-
Te, Sb		1,00	-	-	-
Ba, Sr		0,30	-	-	-
La, Ru, Brennstoff		0,30	-	-	-

● Rechenfall 1

Dieser Fall ist durch eine pulsformige Freisetzung zum Zeitpunkt 0 (Phase 1) sowie durch anhaltende Freisetzung im Zeitintervall [2 h, 20 h] (Phase 3) und im Zeitintervall [20 h, 70 h] (Phase 4) gekennzeichnet. Die Massen- und Energiefreisetzung führen zunächst zu einem Druckanstieg im inneren Containment (Bereich 1). Durch die nicht auszuschließenden Leckagen zwischen dem inertisierten inneren Containment und dem belüfteten, aber nach außen abgeschlossenen äußeren Containment stellt sich bei Druckerhöhung im äußeren Containment nach insgesamt ca. 44 Stunden Druckausgleich ein. Die druckabhängige Leckrate aus dem inneren ins äußere Containment wurde aus den Ergebnissen des thermodynamischen Rechenprogramms NACON gewonnen.

Es wird angenommen, daß bei Störfalleintritt die Lüftungsklappen des äußeren Containments automatisch geschlossen werden. Mit Hilfe der Reventinggebläse wird im Reventingspalt ein Unterdruck von 3 mbar gegenüber dem Außenluftdruck aufrechterhalten, der auch in der Druckanstiegphase des äußeren Containments unkontrollierte bodennahe Aktivitätsemissionen verhindert.

Reventing wird bis zu 10 Tagen (240 h) betrieben, ohne daß dabei der Containmentauslegungsdruck von 1,25 bar minus einer maximalen Luftdruckschwankung von $\Delta p = 80$ mbar erreicht wird. Danach wird der Druck des äußeren Containments durch kontrollierte Gasabgabe über Filter des Exventingsystems in den Abluftkamin bis zum Restdruck von 1,003 bar mit einer konstanten Exventingrate von 100 m³/h abgebaut.

Die Rückhaltewirkung des speziellen doppelzügigen Störfallfiltersystems mit einer Kombination von Sandbetten, Aktivkohle- und Feinstfilter (Scua 81, Scua 79) beträgt für

Edelgase	0 %
organische Halogenide	99 %
Aerosole	99 %

Zusätzlich zum Plateout in den Bereichen 1 und 2 wird eine Ablagerung von Aerosolen im Reventingspalt angenommen. Als wesentlicher Abbauprozess wird bei der Geometrie des Reventingspalts die thermophoretische Abscheidung angesehen, die nach einem Ansatz von van de Vate (Va 76) berechnet wird.

● Rechenfall 2

Dieser Fall ist bezüglich des Freisetzungsverlaufes aus dem Kern identisch mit Fall 1. Auch hier wird angenommen, daß alle passiven und aktiven Kühlsysteme auslegungsgemäß arbeiten. Allerdings versagt der Containmentabschluss; eine Lüftungsklappe des äußeren Containments bleibt offen und verursacht von Anfang an eine Leckage aus dem äußeren Containment. Die druckdifferenzabhängige Leckage vom inneren (Bereich 1) in das äußere Containment (Bereich 2) wird unmittelbar als Leckrate des äußeren Containments behandelt, wobei nur durch das Volumenverhältnis der beiden Containments eine Verdünnung wirksam wird. Eine Ablagerung im Reventingspalt wird nicht berücksichtigt.

Für den Lüftungstechnischen Betrieb im äußeren Containment werden zwei extreme Varianten untersucht:

- Fall 2a (Umluftbetrieb):

Das äußere Containment wird im Umwälzbetrieb belüftet. Abscheidungsmöglichkeiten im Umluftsystem bleiben wegen zu großer Unsicherheit über deren Wirksamkeit unberücksichtigt. Spaltprodukte werden in die Reaktor Umgebung ungefiltert über die Zuluftklappen freigesetzt.

- Fall 2b (Abluftbetrieb):

Die Umschaltung auf Umwälzbetrieb der Lüftungsanlage des äußeren Containments unterbleibt; aus dem äußeren Containment wird mit einem Volumenstrom von 163 000 m³/h über Kamin entlüftet (IN 81). In pessimistischer Vorgehensweise wurde für das äußere Containment keine Ablagerung von Aero-

solen berücksichtigt, da hier die Plateout-Rate λ vergleichsweise gering ist. Sie liegt im Wertebereich $0,1 \text{ h}^{-1} < \lambda < 0,3 \text{ h}^{-1}$ und kann bei einer Abluftrate von $1,79 \text{ h}^{-1}$ vernachlässigt werden. Die Spaltprodukte werden über die betrieblichen Abluftfilter freigesetzt. Da diese Filter nicht für die in diesem Fall freigesetzten Aerosolmassen ausgelegt sind, wurden die beiden Extremfälle, gefilterte und ungefilterte Abgabe, getrennt untersucht.

● Rechenfall 3

Dieser Ereignisablauf wird wie Fall 5 durch den Ausfall der aktiven Wärmeabfuhrsysteme im inneren Containment bestimmt. Allerdings findet kein Abschluß des äußeren Containments statt. Die Abluftanlage mit $163\,000 \text{ m}^3/\text{h}$ Förderleistung bleibt weiterhin in Betrieb. Das Verhalten des inneren Containments unterscheidet sich nur durch geringfügig höhere Leckagen ins äußere Containment von den Vorgängen in Fall 5.

Die Leckrate des Bereichs 2 ist durch die weiterlaufende Abluftanlage mit $1,79 \text{ h}^{-1}$ gegeben. Für die CORRAL-Rechnung kann in Übereinstimmung mit der Berechnung zu Fall 2b die Plateout-Rate der Aerosole im äußeren Containment als vernachlässigbar klein gegenüber dieser Leckrate angesehen werden; sie wurde pessimistisch gleich Null gesetzt.

● Rechenfall 4

Dieser Fall wird bezüglich der Freisetzung durch Fall 8 (Abschnitt 8.6) abgedeckt und daher nicht weiter analysiert.

● Rechenfall 5

Wie die Fälle 1 und 2 wird der Ereignisablauf durch eine Kernzerstörung mit instantanem Freisetzungsvorgang, gefolgt vom Tankversagen 2 Stunden nach Störfallbeginn, beschrieben. Eine

aktive Wärmeabfuhr aus der Bodenkühleinrichtung und dem inneren Containment findet nicht statt, allerdings erfolgt der Containmentabschluss. Die Natriumauffangwanne ist intakt, so daß die passive Kühlung durch die N_2 -Naturumwälzung erhalten bleibt.

Die Überströmraten aus dem Bereich 1 in den Bereich 2 und die Leckage nach außen aus dem Bereich 2 wurden aus den thermodynamischen Rechnungen ermittelt. Die als Einwärtsleckage spezifizierte Leckrate der Stahlblechhülle ($5,5 \text{ m}^3/\text{h}$ bei 3 mbar Druckdifferenz) (Scua 79) des Reventingspalts wird als näherungsweise richtungsunabhängig angenommen und zur Berechnung der Auswärtsleckage des Bereichs 2 in die Umgebung herangezogen.

Für die Überströmraten aus dem Bereich 1 in den Bereich 2 ergeben sich, bedingt durch die fehlende aktive Wärmeabfuhr und die zusätzlichen Massen- und Energiefreisetzungen durch die Natrium/Wasser-Reaktionen nach dem Linerversagen bei 25 Stunden, im Vergleich mit den Rechenfällen 1 und 2 erhöhte Werte.

Bedingt durch den Containmentabschluss bleibt die Leckrate aus dem Bereich 2 in die Umgebung anfangs niedriger als beim Fall 2a, steigt dann aber druckabhängig bis zum Überdruckversagen des äußeren Containments an.

● Rechenfall 6

Dieser Rechenfall wird von der Freisetzung her durch Fall 3 (Abschnitt 8.6) abgedeckt und daher nicht weiter analysiert.

● Rechenfall 7

Bei diesem Ereignisablauf sind alle aktiven und passiven Wärmeabfuhrsysteme ausgefallen, Containmentabschluss ist vollzogen, die Abluftanlage ist abgeschaltet. Da durch die Blockade der N_2 -Naturumwälzung die Wärmeabfuhr noch stärker als im

Fall 5 reduziert ist, kommt es zu einem dem Fall 5 ähnlichen, aber schnelleren Ereignisablauf.

Das für die Freisetzung wesentliche Ereignis ist die Wasserstoffexplosion im äußeren Containment nach etwa 22 Stunden, der das äußere Containment nicht standhält. Die danach auftretende Leckrate des inneren Containments wird ohne zeitliche Verzögerung, nur durch das Volumen des äußeren Containments verdünnt, in die Umgebung freigesetzt. Erst mit dem Aufzehren der Natrium-Poolmasse bei 33 Stunden verringert sich die Leckage deutlich.

● Rechenfall 8

Für diesen Fall wurde das Freisetzungsverhalten radioaktiver Stoffe mit dem Programm COMRADEX IV berechnet (OtCh 77). Die Barrieren Reaktortank und inneres Containment versagen, und radioaktive Stoffe werden unmittelbar in die Reaktorhalle des äußeren Containments freigesetzt. Im Gegensatz zu den Fällen 1 bis 7 wurde wegen der geringen Verweildauer angenommen, daß keine organischen Jodverbindungen entstehen. Infolge von Turbulenzen und starken Konvektionsströmungen durch die Exkursion und den nachfolgenden Natriumbrand verteilen sich die freigesetzten radioaktiven Stoffe sehr rasch auf die übrigen Bereiche des äußeren Containments. Der Lüftungsabschluß verhindert jedoch zunächst eine weitere Ausbreitung der radioaktiven Stoffe. Nach ca. 5 Minuten steigt der Innendruck auf 1 bar Überdruck. Es wird angenommen, daß dadurch die Dichtungen der Materialschleuse mit einem effektiven Querschnitt von $0,5 \text{ m}^2$ versagen. Die Ausströmraten aus dem äußeren Containment über die defekten Dichtungen der Materialschleuse in die warme Werkstatt wurden mit dem Programm CACECO berechnet. Für den Bereich der warmen Werkstatt wurde keine gesonderte CACECO-Rechnung durchgeführt. Es wurde vereinfachend angenommen, daß sich dort kein Druck aufbaut und die Abgaberate nach außen gleich der Zuströmrates aus dem äußeren Containment ist. Als Freisetzungsweg werden die Lüftungskanäle der Gebäudeabluftanlage angesehen, obwohl eine Ausströmung gegen die laufende Zu-

luftanlage über die Zuluftkanäle nicht ausgeschlossen werden kann. Wegen der hohen thermischen Energie und des dadurch bedingten hohen Auftriebes ist die Bestimmung der primären Freisetzungshöhe jedoch von untergeordneter Bedeutung.

Neben den thermodynamischen Daten werden für die COMRADEX-Rechnungen die Plateout-Raten in den beiden Bereichen "äußeres Containment" und "warme Werkstatt" benötigt. Diese Plateout-Raten wurden mit dem Programm HAARM 3 berechnet (Abschnitt 8.4.2).

● Ergebnisse

Für die Darstellung der CORRAL-Rechenergebnisse zur luftgetragenen Konzentration von Spaltprodukten in den verschiedenen Bereichen des Containments werden hier exemplarisch die Resultate des Rechenfalls 1 benutzt (Bilder 8-24 bis 8-30). Die Ergebnisse der Konzentrationsberechnungen für die übrigen Fälle werden aus Gründen der Übersichtlichkeit hier nicht wiedergegeben. Die Zeitverläufe der Freisetzung in die Umgebung werden für alle Rechenfälle diskutiert (Bilder 8-31 bis 8-37).

Das Zeitverhalten der Compartmentkonzentrationen für die gasförmigen Radionuklide (Edelgase und organische Halogenide) in den Bildern 8-24 und 8-25 wird durch die instantane Freisetzung (Freisetzungsmatrix in Tabelle 8-7) und, da Ablagerungseffekte fehlen, durch die zeitabhängigen Überströmratens zwischen den Compartments bzw. durch die Exventingrate bestimmt.

Das Zeitverhalten der luftgetragenen aerosolförmigen Kerninventaranteile (Bilder 8-26 bis 8-30) ist durch die zusätzlich wirkende Ablagerung bestimmt. Die Aerosolkonzentrationen zeigen im Bereich 1 vom Beginn der Freisetzung an eine deutlich stärker sinkende Tendenz als bei gasförmigen Stoffen; in den lüftungsmäßig dem Bereich 1 nachfolgenden beiden Containmentbereichen zeigt sich dieser Plateout-Einfluß nach Überschreiten eines jeweiligen Maximalwertes bis etwa 4 bzw. etwa 14 Stunden. Gut erkennbar ist auch, wie die Phasen der zeitlich anhaltenden Nachlieferungen zwischen 2 und 70 Stunden insbesondere im

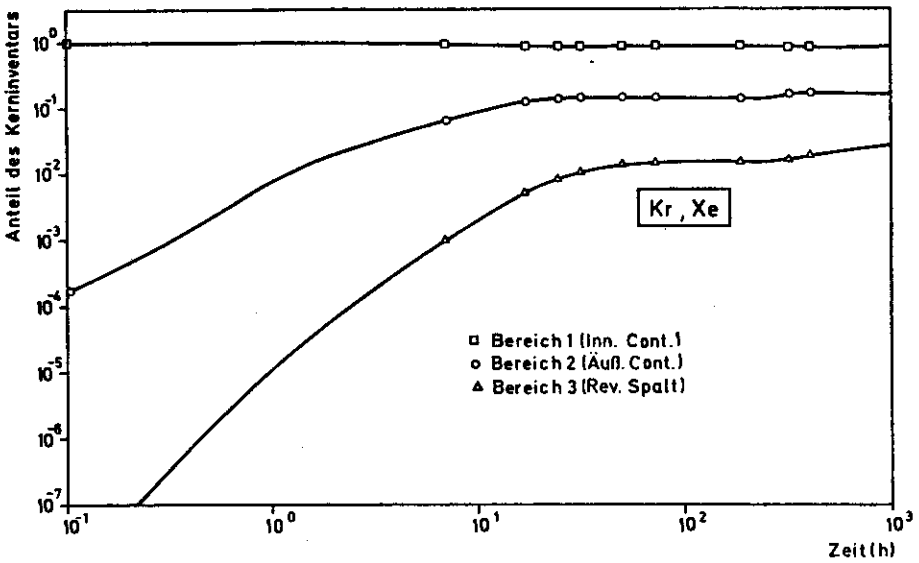


Bild 8-24:

Anteil des Kerninventars in verschiedenen Containmentbereichen: Kr, Xe, Rechenfall 1

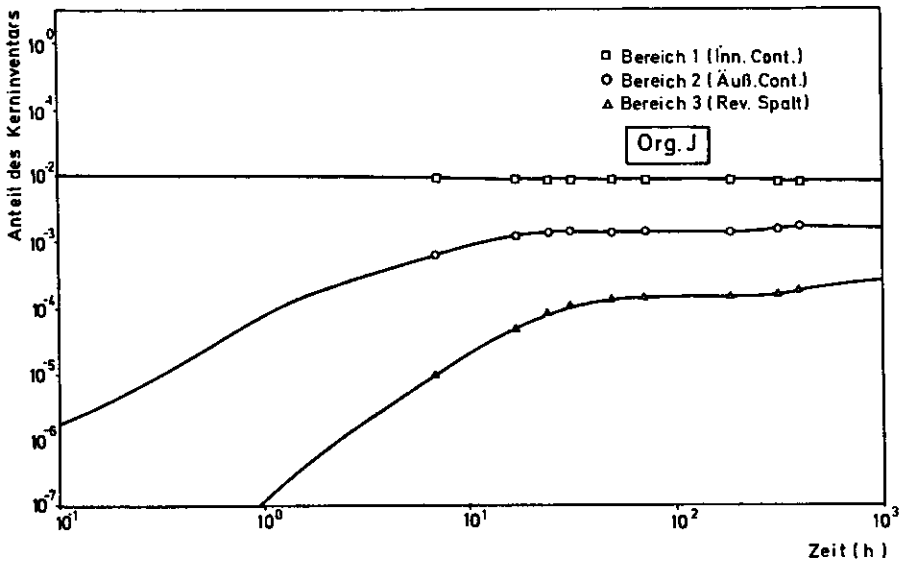


Bild 8-25:

Anteil des Kerninventars in verschiedenen Containmentbereichen: Org. J, Rechenfall 1

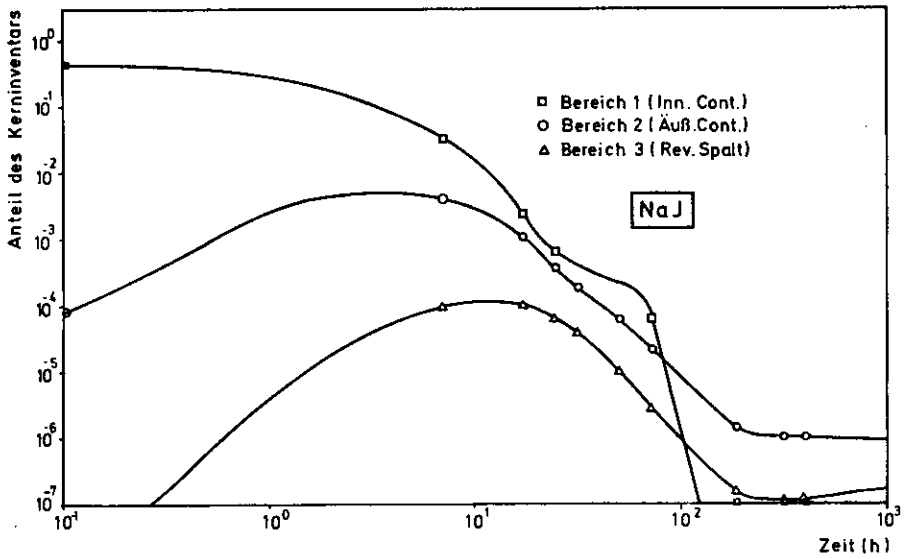


Bild 8-26:

Anteil des Kerninventars in verschiedenen Containmentbereichen: NaJ, Rechenfall 1

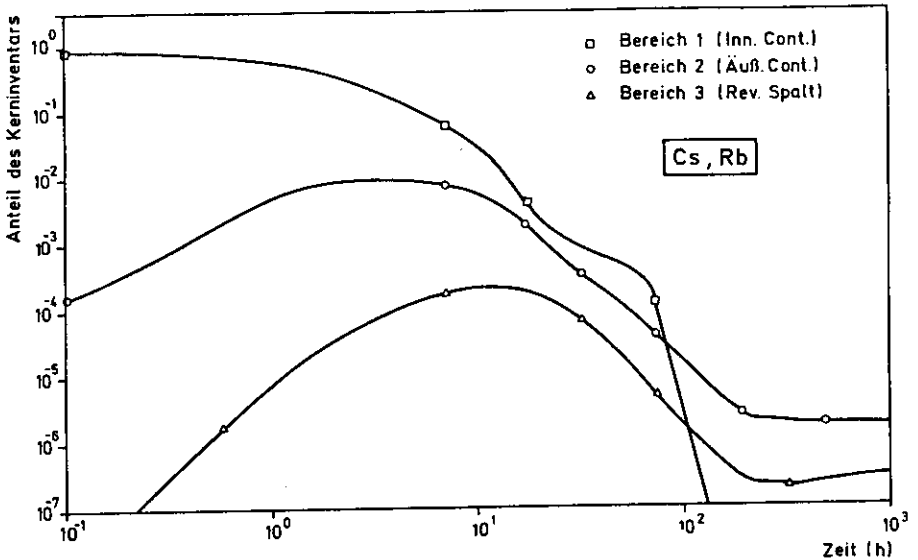


Bild 8-27:

Anteil des Kerninventars in verschiedenen Containmentbereichen: Cs, Rb, Rechenfall 1

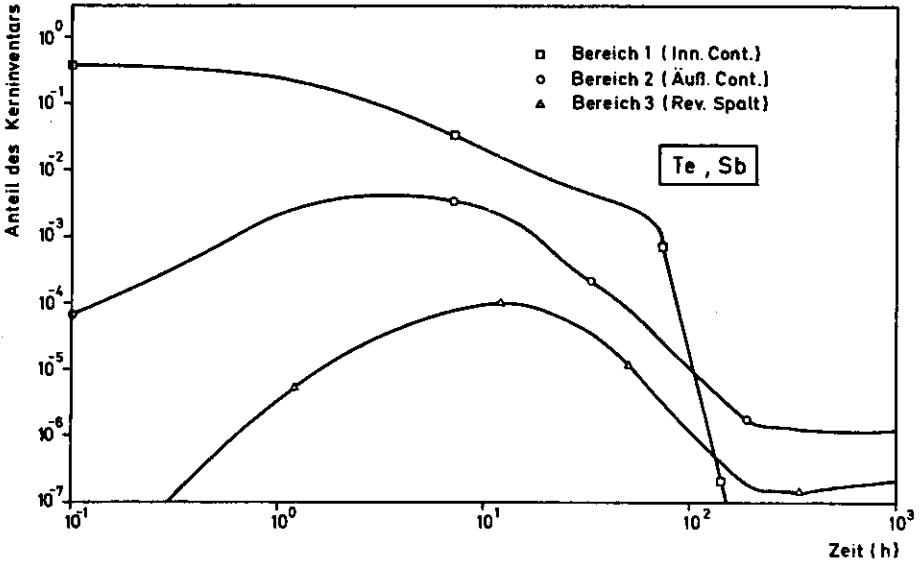


Bild 8-28:

Anteil des Kerninventars in verschiedenen Containmentbereichen: Te, Sb, Rechenfall 1

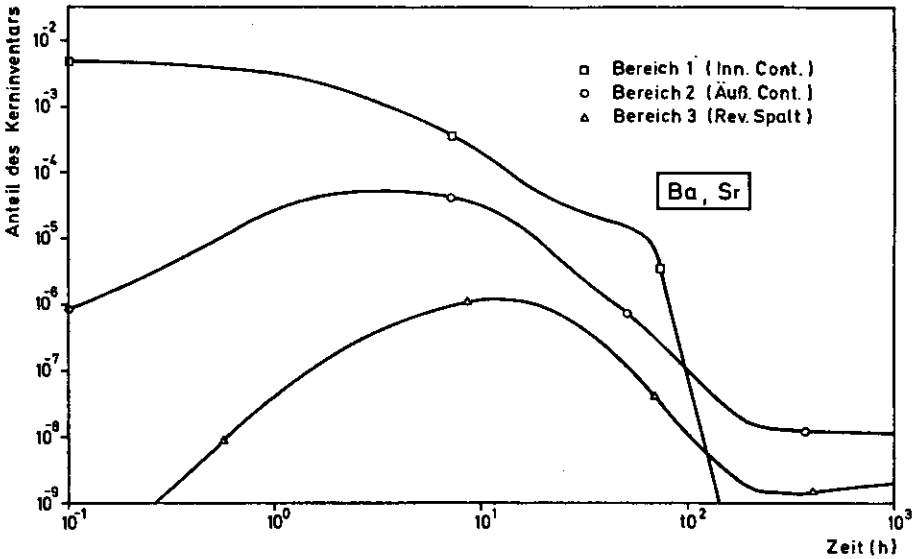


Bild 8-29:

Anteil des Kerninventars in verschiedenen Containmentbereichen: Ba, Sr, Rechenfall 1

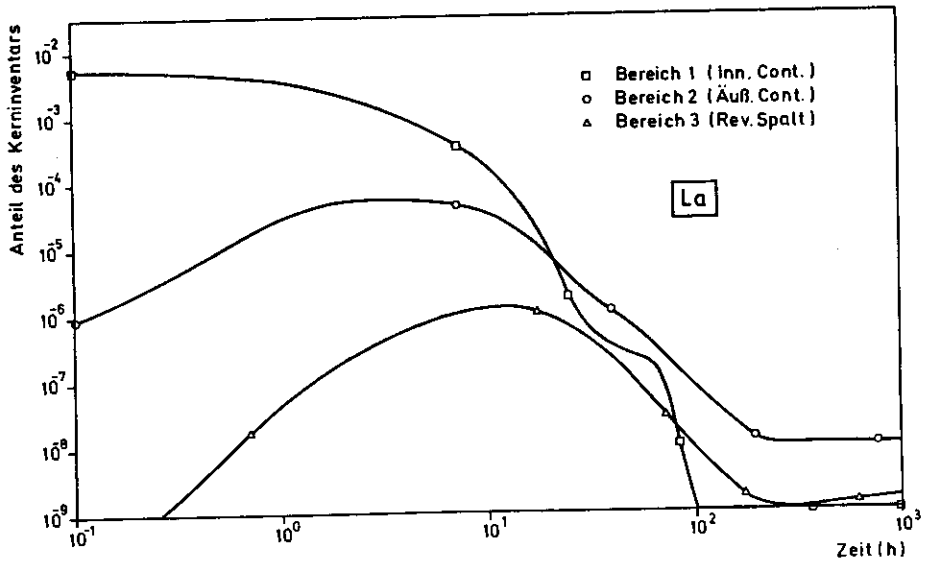


Bild 8-30:

Anteil des Kerninventars in verschiedenen Containmentbereichen: La, Rechenfall 1

Bereich 1 dieser Tendenz entgegenwirken. Trotzdem sinkt auch in dieser Nachlieferungsphase die Konzentration im inneren Containment um 2 bis 4 Größenordnungen. Im danach folgenden steilen Abfall der Konzentration zwischen 70 und 150 Stunden wird das starke Plateout-Verhalten besonders deutlich. Nach 240 Stunden ist die Nullabgabezeit beendet, und gleichzeitig wird die Abscheiderate zu Null angesetzt. Danach wirken nur noch die Überström- und Leckraten auf die Konzentrationsverläufe.

Bild 8-31 zeigt für Rechenfall 1 den Verlauf der Freisetzung von Spaltprodukten in die Umgebung. Erst mit Beginn des Ex-ventingbetriebs steigt die Freisetzung steil an. Nach ungefähr 360 Stunden nimmt sie einen plateauförmigen Verlauf an.

In den beiden Varianten des Falls 2 unterscheiden sich die berechneten Verläufe der kumulativen Freisetzung aus der Anlage stark von den Verläufen beim Fall 1. Bedingt durch das Versagen des Containmentabschlusses kommt es zu einer frühzeitigen

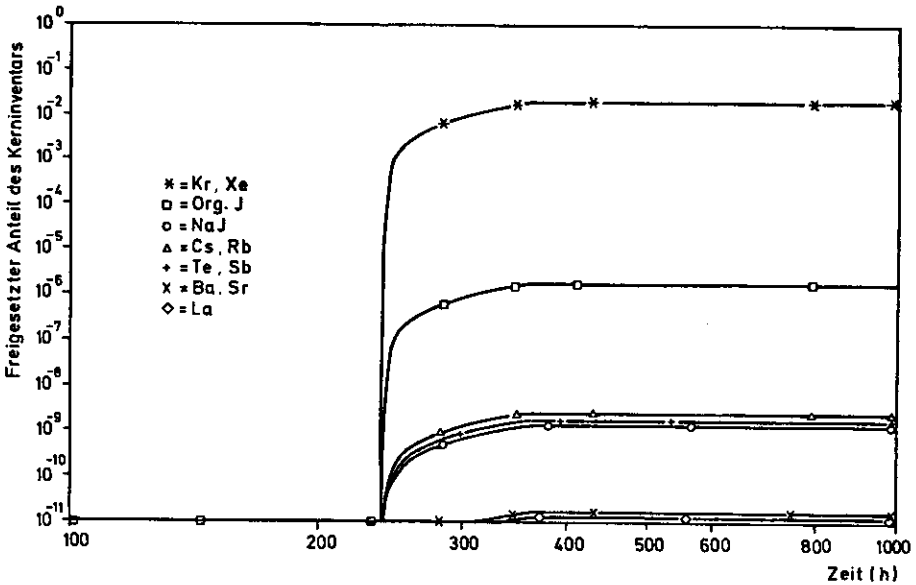


Bild 8-31:

Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Kerninventars: Rechenfall 1

Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung. Bild 8-32 zeigt den kumulativ freigesetzten Anteil des Kerninventars in die Umgebung für den Rechenfall 2a (Umluftbetrieb). Der entsprechende Freisetzungsverlauf für den Fall 2b (ungefilterte Abgabe mit der Gebäudeabluft) ist in Bild 8-33 dargestellt. Bei den aerosolförmig vorliegenden radioaktiven Stoffen ist die luftgetragene Konzentration innerhalb der beiden Containmentsysteme nach 10 bis 20 Stunden durch Ablagerungsprozesse bereits so weit vermindert, daß keine nennenswerte Freisetzung nach außen auftritt. Die entsprechenden Verläufe der kumulativen Freisetzung erreichen im Rechenfall 2a nach ca. 20 Stunden, im Fall 2b bereits nach ca. 10 Stunden ihre Maximalwerte. Bei den Edelgasen und den organischen Jodverbindungen dagegen werden keine Abscheideprozesse wirksam. Die Verläufe der kumulativen Freisetzung steigen entsprechend der Leckrate weiter an. Nach ca. 44 Stunden ergibt sich ein geringer Unterdruck im inneren Containment. Die Freisetzung kann dann als beendet angesehen werden.

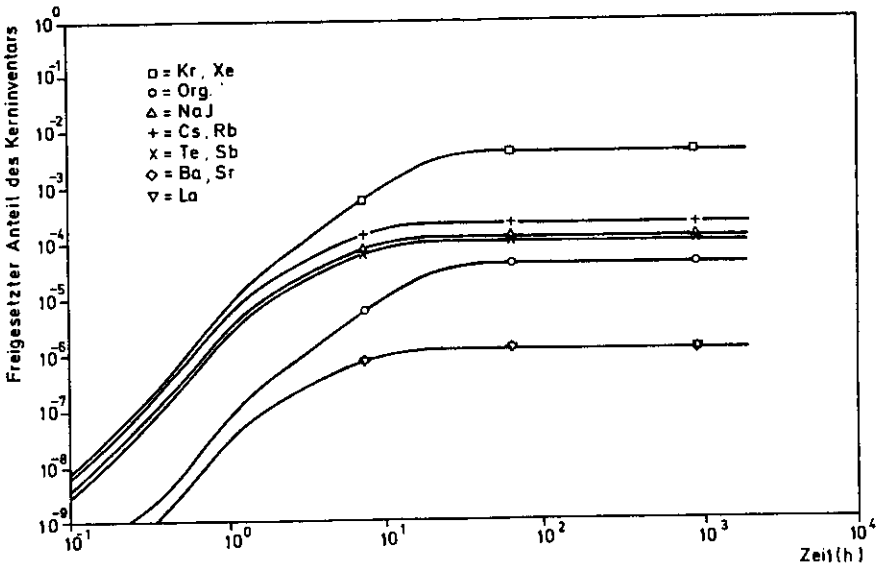


Bild 8-32:

Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Kerninventars: Rechenfall 2 (Umluft)

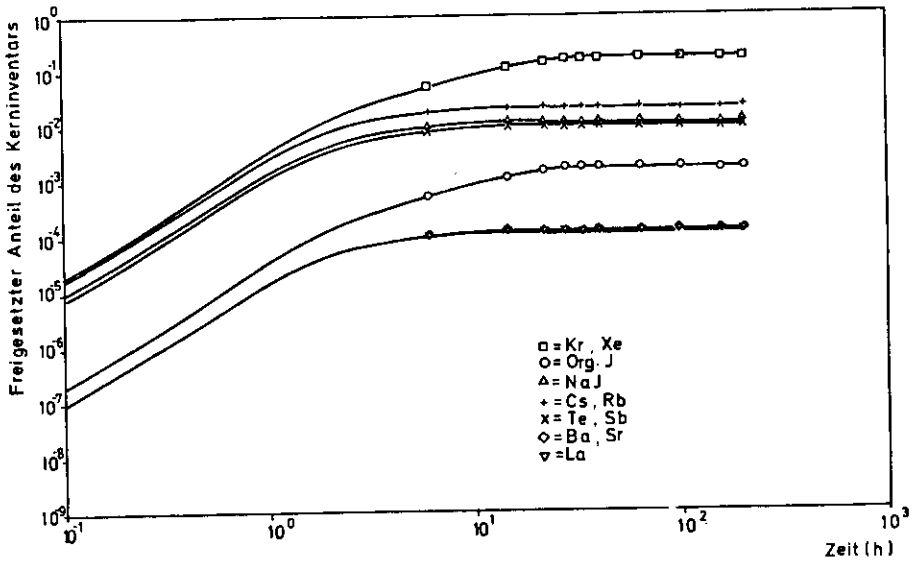


Bild 8-33:

Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Kerninventars: Rechenfall 2 (Abluft)

Das Rückhaltevermögen des äußeren Containments, selbst bei geöffneten Lüftungsclappen, wird durch den Vergleich der beiden Rechenfälle 2a/2b deutlich. Die Freisetzung der aerosolförmigen radioaktiven Stoffe ist beim Umluftbetrieb um 2 Größenordnungen geringer als bei dem Fall mit laufendem Abluftgebläse, wo wegen der hohen Lüftungsrate Ablagerungseffekte im äußeren Containment kaum wirksam werden können. Werden für den Wirkungsgrad der betrieblichen Abluftfilter 99 % angesetzt, außer Edelgase und organische Jodverbindungen, dann erhält man für den Fall der gefilterten Abluft nahezu die gleichen Freisetzungswerte wie im Fall des Umluftbetriebes. Die Freisetzungsdauer ist jedoch erheblich kürzer.

Der Freisetzungsverlauf der verschiedenen Nuklidgruppen im Rechenfall 5 (Energieausfall) ist in Bild 8-34 dargestellt. Da bei diesem Störfall ein Ausfall der Energieversorgung angenommen wird, ist Reventingbetrieb nicht möglich. Die radioaktiven Stoffe werden kontinuierlich über Leckagen der Stahlblechhülle nach außen abgegeben. Das Ausmaß der Freisetzung der aerosolförmigen Spaltprodukte liegt zwischen den Werten der Rechenfälle 2a und 2b, während die benötigte Zeitdauer erheblich länger ist. Das unterschiedliche Freisetzungsverhalten der einzelnen Nuklidgruppen ist im wesentlichen auf die erhöhte Freisetzung aus der Bodenkühleinrichtung beim Natriumsieden im Rechenfall 5 zurückzuführen. Die Edelgase und organischen Jodverbindungen werden im Verlauf des Störfalls nahezu vollständig abgegeben, da aufgrund des großen Energieeintrags durch die verschiedenen Natriumreaktionen im inneren Containment über lange Zeitbereiche ein hoher Innendruck und damit eine erhöhte Leckage nach außen besteht.

Die Kurvenverläufe im Bild 8-34 zeigen deutlich erhöhte Freisetzungsraten nach dem Linerversagen bei 25 Stunden und dem Öffnen des Sicherheitsventils bei ca. 170 Stunden zwischen dem inneren und äußeren Containment. Das späte Überdruckversagen des äußeren Containments nach etwa 30 Tagen trägt zur gesamten Freisetzung von Radionukliden in die Umgebung nur noch unwesentlich bei, weil die luftgetragene Konzentration im Containment zu diesem Zeitpunkt sehr niedrig ist.

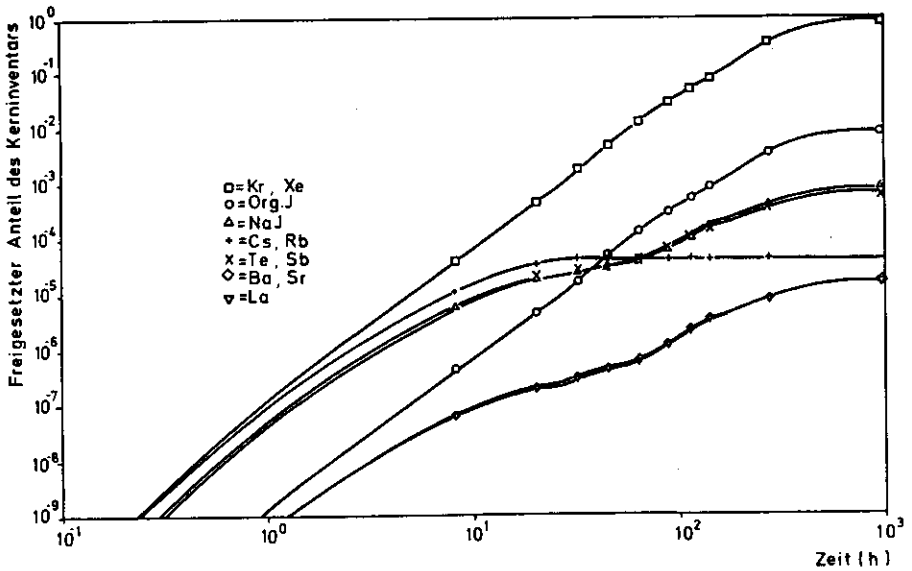


Bild 8-34:

Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Kerninventars: Rechenfall 5

Die Freisetzungverläufe für Rechenfall 3 (Bild 8-35) besitzen eine wesentlich andere Charakteristik als diejenigen für Fall 5, obwohl die thermodynamischen Vorgänge im inneren Containment sehr ähnlich ablaufen. Hier führt das Versagen des Containmentabschlusses bei gleichzeitig weiterlaufender Abluftanlage zu einer rascheren und wegen des fehlenden Rückhaltevermögens des äußeren Containments, zumindest für die aerosolförmigen Bestandteile, zu einer etwa 30fach (für die Alkalimetalle sogar etwa 670fach) stärkeren Freisetzung.

Bild 8-36 zeigt die Ergebnisse der CORRAL-Rechnung für Fall 7, der durch den totalen Ausfall aller Wärmeabfuhrsysteme im inneren Containment charakterisiert ist. Der Kurvenverlauf wird durch die Wasserstoffexplosion im äußeren Containment nach ungefähr 22 Stunden bestimmt, in deren Folge bis ca. 35 Stunden die Freisetzung in die Umgebung mit steilem Anstieg nahezu ihren Endwert erreicht. Das Ergebnis der Freisetzung für den Rechenfall 7 ist bis auf Unterschiede von etwa 20 - 30 % mit der Freisetzung im Fall 3 vergleichbar, obwohl bei Fall 7 im äüße-

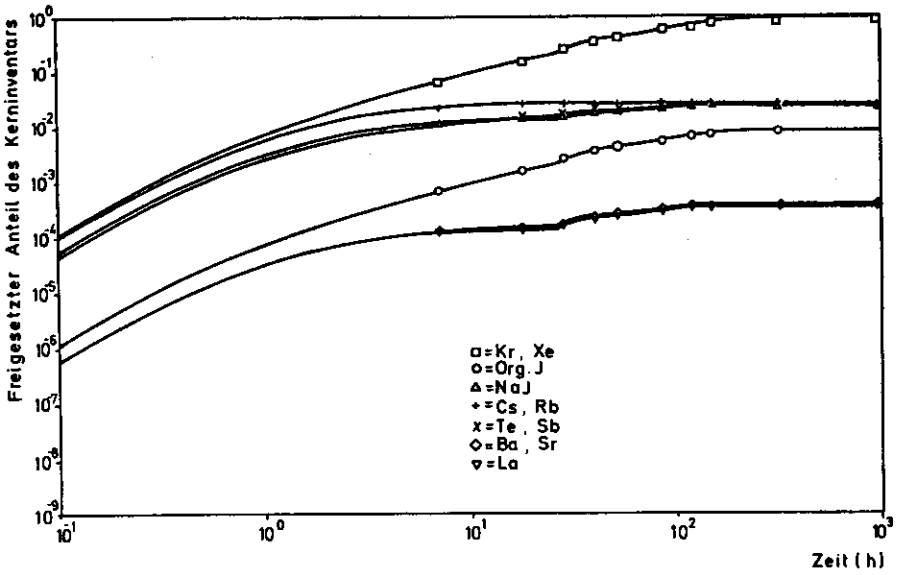


Bild 8-35:

Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Kerninventars: Rechenfall 3

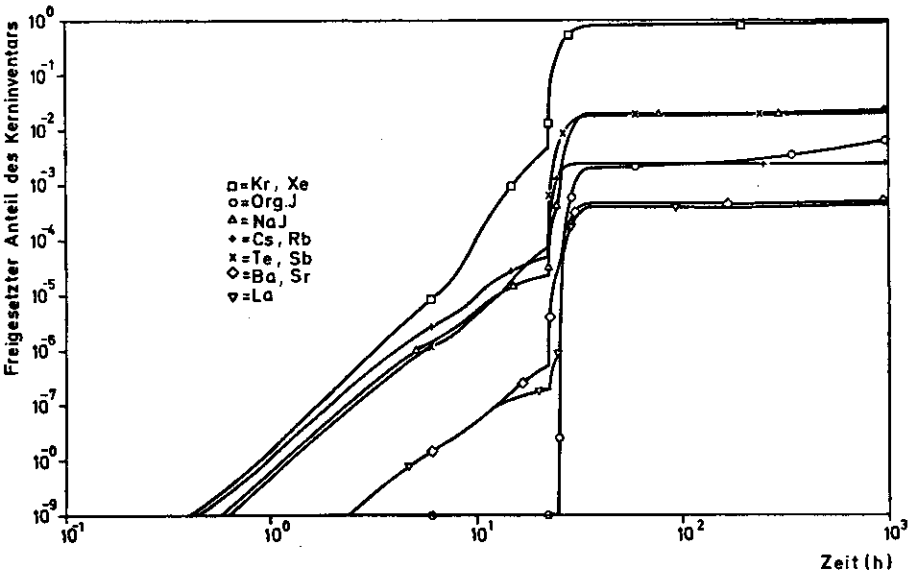


Bild 8-36:

Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Kerninventars: Rechenfall 7

ren Containment durchaus Ablagerungen von Aerosolen berücksichtigt werden.

Bild 8-37 zeigt die Ergebnisse der COMRADEX-Rechnungen für Fall 8. Aufgetragen sind die aus der warmen Werkstatt in die Umgebung integral freigesetzten Anteile des Kerninventars für die 3 Nuklidgruppen

- Edelgase,
- leichtflüchtige Spaltprodukte,
- schwerflüchtige Spaltprodukte und Brennstoff.

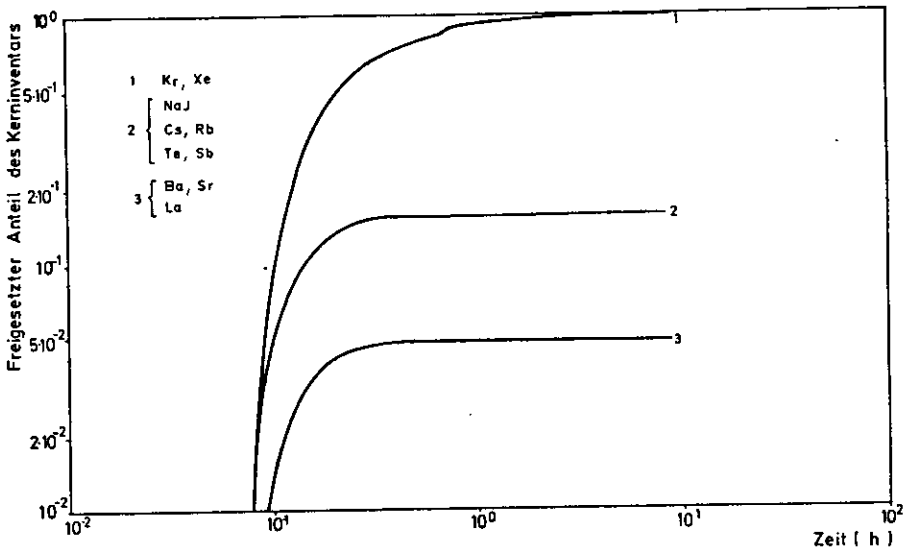


Bild 8-37:

Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Kerninventars: Rechenfall 8

Nach dem Überdruckversagen des äußeren Containments, 5 Minuten nach Störfallbeginn, erfolgt eine sehr rasche Ausströmung aus der Anlage. Wegen der hohen Anfangskonzentration können die Aerosolteilchen sehr rasch zu größeren Teilchen koagulieren, und es kommt zu einer verstärkten Ablagerung durch Sedimenta-

tion. Etwa 45 Minuten nach Störfallbeginn findet eine heftige Natrium/Wasser-Reaktion statt, die eine erhöhte Ausströmrates zur Folge hat. Da zu diesem Zeitpunkt bereits die luftgetragene Konzentration der aerosolförmigen Spaltprodukte durch Ablagerungsprozesse stark abgenommen hat, ist nur bei den Edelgasen, die nicht abgelagert werden, eine Erhöhung der kumulativen Freisetzung festzustellen. Insgesamt werden mit Ausnahme der Edelgase mehr als 80 % der ins äußere Containment freigesetzten Spaltprodukte und des Brennstoffs in der Anlage zurückgehalten.

8.5 Freisetzung radioaktiver Stoffe aus den Brennelementlagern

Natriumgekühltes und gasgekühltes Brennelementlager (hier kurz Na-Lager bzw. Gaslager genannt) bestehen aus Stahl tanks, die mit Hilfe von Drehdeckeln gasdicht gegen die Handhabungshalle abgedichtet sind. Über dem Natriumspiegel des Na-Lagers steht eine Argon-Schutzgasatmosphäre, die vom Argonsystem des Na-Lagers (TD 32) versorgt bzw. entsorgt wird. Brennelemente im Na-Lager werden vollständig vom Natrium bedeckt, so daß bis zu einer potentiellen unfallbedingten Freisetzung aus dem Na-Lager in die Umgebung folgende Rückhaltebarrieren wirksam werden:

- Brennstoffmatrix,
- Brennstabhüllrohr,
- Natriumschicht über den Brennelementen,
- Argon-Schutzgasschicht über dem Natrium,
- Drehdeckel des Na-Lagertanks,
- Atmosphäre der Handhabungshalle,
- Abluftsystem der Handhabungshalle.

Im gasdicht abgeschlossenen Gaslager befinden sich die abgebrannten Brennelemente unter einer Stickstoffatmosphäre, die mit dem in sich geschlossenen Kühlsystem des Gaslagers in Verbindung steht. Insgesamt müssen bei potentiellen unfallbedingten Freisetzungen aus dem Gaslager folgende Rückhaltebarrieren berücksichtigt werden:

- Brennstoffmatrix,
- Brennstabhüllrohr,
- Gaslagertank mit Drehdeckel,
- Abluftsystem der Handhabungshalle.

8.5.1 Freisetzung aus dem Natriumlager bei Ausfall der Kühlung

Entsprechend dem in Abschnitt 8.3.1 beschriebenen Ereignisablauf ergeben sich für die Freisetzung vier zeitlich getrennte Phasen. Die erste umfaßt den Zeitraum bis 100 Stunden nach Unfallereignis. In dieser Phase heizt der Brennstoff das Natrium langsam bis zum Siedepunkt auf. Der Brennstoff erreicht dabei Temperaturen bis etwa 1000 °C. Als Folge dieses Temperaturanstiegs wird zunächst ein Versagen der Brennstabhüllrohre angenommen. Spaltprodukte werden während dieses Zeitraums in das Natrium und von da aus in das Argon-Schutzgassystem freigesetzt. Die Höhe der Freisetzung ins Schutzgas wurde entsprechend dem Verlauf des Temperaturanstiegs und unter Berücksichtigung der Rückhaltewirkung des Natriums bestimmt für

Edelgase	100	%
Jod (als NaJ)	1	%
Cs	2,5	%
Te, Sb	0,01	%
sonstige Spaltprodukte und Brennstoff	-	%

Die Werte beziehen sich jeweils auf das gesamte Inventar des im Tank gelagerten Brennstoffs. Diese Anteile werden vom Schutzgassystem über Aerosolabscheider in die Abgasanlage transportiert. Eine Freisetzung in die Umgebung wird dadurch praktisch unterbunden. Für die Edelgase gilt dies allerdings nur für die Dauer ihrer Rückhaltung in der Verzögerungsstrecke. Die mittlere Verzögerungszeit für das dominierende Nuklid ^{133}Xe beträgt 50 Tage. Für das zweitwichtigste Edelgasnuklid ^{85}Kr ist die Verzögerungszeit wegen der langen Halbwertszeit von 10,8 Tagen unerheblich. Daher wird angenommen, daß die Edelgase nach 50 Tagen zu 100 % freigesetzt werden. Für die

übrigen freigesetzten Spaltprodukte im Schutzgas wird davon ausgegangen, daß sie im Aerosolabscheider und im Abgassystem vollständig zurückgehalten werden.

Nach dem Versagen des Lagertanks wird angenommen, daß die Brennelemente für ca. 3 Stunden nicht vom Natrium benetzt sind. In dieser Phase sind zwei Freisetzungquellen vorhanden. Zum einen wird aus den ungekühlten Brennelementen entsprechend der Aufheizung auf etwa 1500 °C ein Teil der Spaltprodukte in die Gasphase freigesetzt. Dabei liegt das Maximum der Freisetzung am Ende dieser Phase, da erst dann die höheren Temperaturen erreicht werden. Zum anderen gelangt ein Teil der Spaltprodukte, die vor dem Tankversagen im Natrium zurückgehalten wurden, über den Natriumbrand im Pool in die Atmosphäre des äußeren Containments. Da die chemische Reaktion zu Beginn am heftigsten verläuft, tritt das Maximum der Freisetzung aus dieser Quelle am Anfang der Phase auf. Aus der Überlagerung der beiden Quellen ergibt sich die in Tabelle 8-11 gezeigte Freisetzungsmatrix.

Tab. 8-11:

Freisetzungsmatrix von Spaltprodukten und von Brennstoff

Zeit nach Tankversagen	S t u n d e n					
	0 - 1		1 - 2		2 - 3	
	B %	P %	B %	P %	B %	P %
Jod (als NaJ)	-	1,5	2	0,2	13	0,2
Cs	-	-	2	-	13	-
Te, Sb	-	0,02		0,002	3	0,002
Ba, Sr	-	-	-	-	0,001	-
Sonstige Spaltprodukte und Brennstoff	-	-	-	-	0,0001	-

B = Brennstoff

P = Pool

Die Phase wird eingeleitet durch das Schmelzen der Brennstabhüllrohre nach etwa 103 Stunden. Dadurch fallen die Brennstoffpellets ins Natrium und bleiben bis zum Ende des Natriumbrandes überdeckt. Die Freisetzung von Spaltprodukten bzw. Brennstoff in die Atmosphäre erfolgt von da an in zwei Schritten. Zunächst werden sie entsprechend der Brennstofftemperatur von etwa 1000 °C ins Natrium freigesetzt. Danach gelangen sie über Mitriß vom Natrium in die Atmosphäre. Aufgrund experimentell ermittelter Freisetzungsfaktoren aus dem Brennstoff (UN 81) und Mitrißfaktoren beim Brand (ATEN 77, Beao 81, Jo 76) ergeben sich daraus folgende Freisetzungswerte für den Zeitraum von 104 bis 130 Stunden nach Störfalleintritt:

Jod (als NaJ)	10	%
Cs	1,5	%
Te, Sb	0,2	%
Ba, Sr	10^{-6}	%
sonstige Spaltprodukte und Brennstoff	10^{-7}	%

Da das Natrium nach ca. 130 Stunden aufgebraucht ist, endet die Freisetzung durch Brand nach diesem Zeitraum. Ab diesem Zeitpunkt ist jedoch eine Freisetzung aus dem unbedeckten Brennstoff möglich. Obwohl sich der überwiegende Teil der Reaktionsprodukte des Natriums am Boden befindet und dadurch eine Überdeckung wahrscheinlicher erscheint, wird pessimistischerweise für die letzte Phase von unbedecktem Brennstoff auf Beton ausgegangen, da auch diese Reaktionsprodukte letztlich durch Verdampfen in die Atmosphäre transportiert werden. Dies liefert folgende Freisetzungswerte, bezogen auf das ursprüngliche Inventar im Lager:

Jod (als NaJ)	71	%
(als CH ₃ J)	1	%
Cs	81	%
Te, Sb	97	%
Ba, Sr	0,05	%
sonstige Spaltprodukte und Brennstoff	0,005	%

Für Jod wurde wegen der langen Freisetzungzeit ein Anteil von 1 % in organischer Form angenommen. Die Werte für die schwererflüchtigen Nuklidgruppen basieren auf pessimistischen Abschätzungen aus Messungen bei höheren Temperaturen und korrespondierenden Rechnungen. Dabei ist zu berücksichtigen, daß alle in Frage kommenden Nuklide bei den zu erwartenden Temperaturen in festem Zustand vorliegen.

Für die nach dem Tankversagen (nach 100 Stunden) entstehenden Natrium enthaltenden Aerosole wird angenommen, daß sie infolge des ausreichenden Wasserdampfangebotes im äußeren Containment zum Hydroxid, $\text{NaOH}\cdot\text{H}_2\text{O}$, reagieren. Die Bilder 8-38 und 8-39 zeigen das mit dem Rechenprogramm PARADISEKO IIIb berechnete Verhalten von Aerosolkonzentration und Plateout-Rate im äußeren Containment für die Zeit von mehr als 100 Stunden nach Ausfall der Kühlung.

Aufgrund der nach dem Tankversagen massiv einsetzenden Aerosolerzeugung (durch die Reaktion zwischen dem aus dem Beton ausgetretenen und am Boden angesammelten Wasser - ca. 4 t - und dem aus dem Tank auslaufenden Natrium sowie wegen des sofort einsetzenden Natriumbrandes im belüfteten äußeren Containment) steigt die Aerosolkonzentration zunächst steil an und erreicht nach etwa 106 Stunden ein Maximum. Sodann nimmt die Konzentration infolge einer nachlassenden Aerosolerzeugungsrate beim Natriumbrand langsam ab. Nach 130 Stunden ist das Natrium durch Reaktionen mit Beton, Luftsauerstoff und Wasser verbraucht. Danach setzt ein neuer Aerosolbildungsmechanismus ein.

Nachdem das flüssige Natrium verbraucht ist, werden diejenigen Mengen an Natriumoxid und Natriumhydroxid, die nicht sofort als Aerosol freigesetzt wurden, so stark aufgeheizt, daß sie sublimieren und somit Aerosolmasse nachliefern. Dies drückt sich auch im erneuten Anstieg der Aerosolkonzentration nach etwa 130 Stunden aus. Nach etwa 150 Stunden nimmt die durch Sublimation bedingte Aerosolerzeugungsrate langsam ab, was den Abfall der Aerosolkonzentration erklärt. Die in

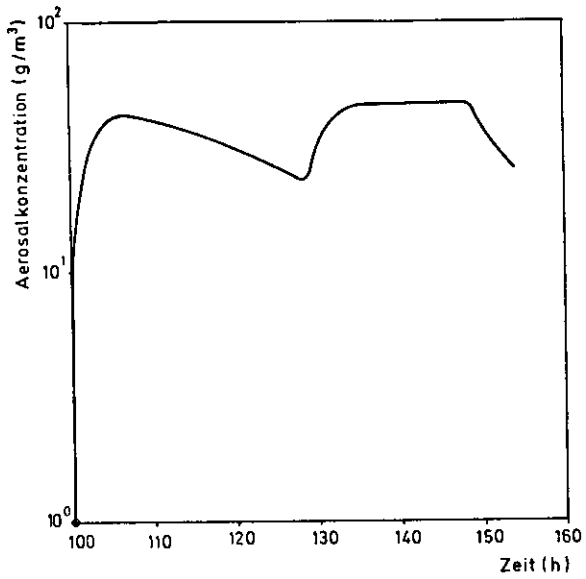


Bild 8-38:
Aerosolkonzentration im äußeren Containment nach Ausfall der Kühlung im natriumgekühlten Abklinglager

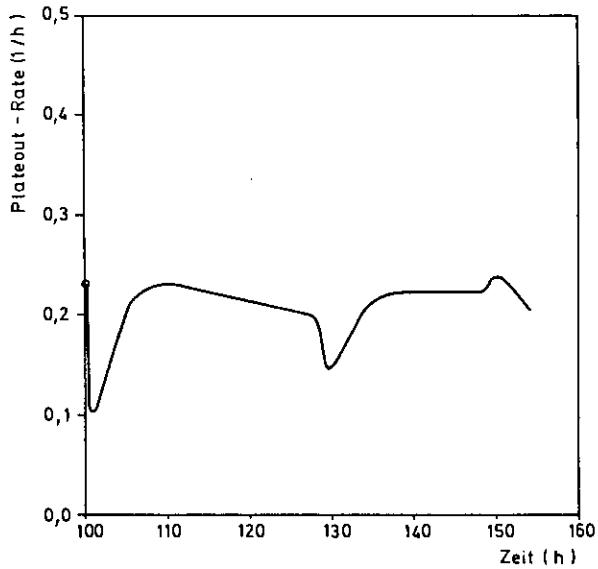


Bild 8-39:
Plateout-Rate im äußeren Containment nach Ausfall der Kühlung im natriumgekühlten Abklinglager

Bild 8-39 dargestellte Plateout-Rate steigt 100 Stunden nach Störfalleintritt zunächst stark an, bedingt durch die hohe Anfangsfreisetzung infolge der Natrium/Wasser-Reaktion. Danach zeigt die Plateout-Rate einen ähnlichen Verlauf wie die Aerosolkonzentration.

Die Eingabedaten für die CORRAL-Freisetzungsberechnung sind von einfacher Struktur, da nur ein einziges Compartment, nämlich das äußere Containment, für die Transportrechnung zu berücksichtigen ist. Zur Anpassung an die Primärfreisetzungsmodi des CORRAL-Codes wurden die oben mit höherer Zeitauflösung angegebenen Freisetzungsfaktoren für Spaltprodukte aus dem Tankinventar so zusammengefaßt, daß eine Struktur mit je zwei Kurzzeit- und Langzeitfreisetzungen gebildet wurde (Tabelle 8-12). Das Ergebnis der CORRAL-Rechnung für die Freisetzung von Spaltprodukten in die Umgebung geht aus Bild 8-40 hervor.

Tab. 8-12:

CORRAL-Eingabe für Fall Natriumlager: Freisetzungsanteile von Spaltprodukten und Brennstoff aus dem Kern ins Containment für die betrachteten Ereignisabläufe (Angaben in Anteilen des Kerninventars)

Nuklid- gruppe	Freisetzungs- phase Zeit (h)	Kurzzeitfreisetzung		Nachlieferungsfreisetzung	
		Phase 1 (0)	Phase 2 (2,5)	Phase 3 (3 28)	Phase 4 (28 33 48)
Edelgase		-	-	-	-
Organisches Jod		-	-	-	0,01
NaJ		0,015	0,155	0,10	0,71
Cs, Rb		-	0,15	0,015	0,81
Te, Sb		$2,0 \cdot 10^{-4}$	0,03	$2,0 \cdot 10^{-3}$	0,97
Ba, Sr		-	$1,0 \cdot 10^{-5}$	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$5,0 \cdot 10^{-4}$
La, Ru, Brennstoff		-	$1,0 \cdot 10^{-6}$	$1,0 \cdot 10^{-9}$	$5,0 \cdot 10^{-5}$

Die Freisetzung der Edelgase erfolgt vor dem Tankversagen bei 100 Stunden in das Abgassystem. Von dort werden die Edelgase

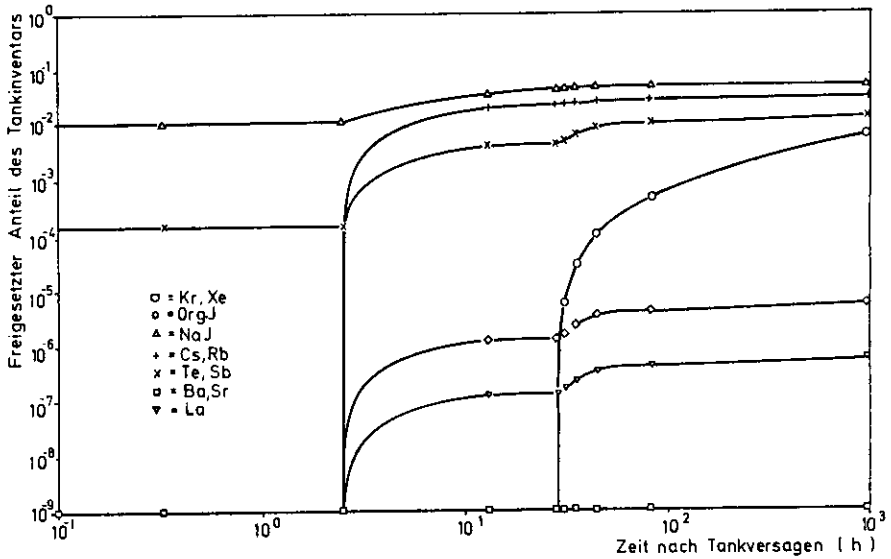


Bild 8-40:

Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Aktivitätsinventars nach Ausfall der Kühlung im natriumgekühlten Abklinglager

erst nach einer mittleren Verzögerungszeit von ca. 50 Tagen in die Umgebung abgegeben. Der Freisetzunganteil von organischem Jod strebt bei anhaltender Leckage seinem Grenzwert 0,01 zu.

8.5.2 Freisetzung aus dem Gaslager bei Ausfall der Kühlung

Unter den in Abschnitt 8.3.1 beschriebenen Randbedingungen wurden für die langfristige Freisetzung von Spaltprodukten in die Reaktorhalle folgende Werte, bezogen auf das Inventar des Gaslagers, abgeschätzt:

Edelgase	100	%
Jod	100	%
(davon als CH ₃ J)	1	%
Cs	100	%
Te, Sb	10	%

Ba, Sr	0,01 %
sonstige Spaltprodukte und Brennstoff	vernachlässigbar

Da die Aktivitätsfreisetzungen bei diesem Störfall vergleichsweise niedrig liegen, wurden keine zusätzlichen Rechnungen zum Transport- und Ablagerungsverhalten durchgeführt. Die Höhe der Freisetzung bei dieser Störfallsequenz wurde aus den Ergebnissen der analysierten Freisetzungsrechnungen wie folgt abgeschätzt:

- Der hier diskutierte Störfall ist bezüglich des Spaltproduktverhaltens im äußeren Containment vergleichbar mit Fall 1.
- Fall 2b (offenes äußeres Containment) mit ungefilterter Abluft unterscheidet sich bezüglich des Aktivitätsübertrags vom inneren ins äußere Containment nur unwesentlich von Fall 1.
- Da beim Fall 2b wegen der hohen Lüftungsrate nahezu keine Ablagerung im äußeren Containment stattfindet, läßt sich aus einem Vergleich der Freisetzungsfaktoren des Falls 2b mit der nach 6 Tagen im äußeren Containment noch vorhandenen Spaltproduktkonzentration für Aerosole ein Rückhaltefaktor für die Ablagerung im äußeren Containment von ca. 2500 bei dem hier betrachteten Störfall abschätzen.

Um Unsicherheiten bei der Übertragbarkeit der Rechnungen auf die Verhältnisse beim Störfall im Gaslager abzudecken, wurde ein Dekontaminationsfaktor für Aerosole von 1000 angesetzt. Die Edelgase werden dagegen vollständig freigesetzt. Ebenso wie bei den Störfällen im Reaktorkern wurde auch hier angenommen, daß 1 % des freigesetzten Jods in organischer Form vorliegt und nicht abgelagert wird. Die Rückhaltewirkung im Exventing-Filterssystem wurde für alle radioaktiven Stoffe, außer für Edelgase, mit einem Dekontaminationsfaktor von 100 berücksichtigt. Die so ermittelten Freisetzungsfaktoren - bezogen auf das Inventar im Gaslager - sind in Tabelle 8-13 aufgeführt.

Tab. 8-13:

Freisetzungsfaktoren in die Gaslageratmosphäre aus defekten Brennstäben bei Versagen der Gaslagerkühlung

Freisetzungsgruppe	Freigesetzter Anteil des Gaslagerinventars
Edelgase	1
Organisches Jod	10^{-4}
J ₂ , Br	10^{-5}
Cs, Rb	10^{-5}
Te, Se, Sb	10^{-6}
Sr, Ba	10^{-9}
Sonstige	vernachlässigbar

8.6 Zusammenfassung und Freisetzungskategorien

Zur Bestimmung der Freisetzungskategorien wird für die vorher analysierten Ereignisabläufe das Verhalten der radioaktiven Stoffe von der Entstehung im Kern bis zur Freisetzung aus der Anlage untersucht. Ausgehend von der Berechnung des Inventars im Kern bzw. im Kernbereich und in den Lagern für abgebrannte Brennelemente wird für die jeweiligen Ereignisabläufe die primäre Freisetzung bestimmt. Daran schließt sich die Berechnung der Konzentration der luftgetragenen radioaktiven und nichtradioaktiven Stoffe in den einzelnen Anlagenräumen an. Aus diesen Ergebnissen werden unter Berücksichtigung der jeweiligen Lüftungsbedingungen die Freisetzungssanteile aus der Anlage bestimmt.

● Bestimmung des Nuklidinventars

Während des Betriebes des SNR-300 werden im Reaktorkern Spalt-, Aktivierungs- und Brutprodukte gebildet. Mit den Programmen ORIGEN und KORIGEN wurde das nach Nukliden aufgeschlüsselte

Kerninventar berechnet. Dabei fanden die Bildung und Umwandlung, aber auch der radioaktive Zerfall Berücksichtigung. Das Nuklidinventar wurde für die verschiedenen Spalt- und Brutzonen und den Reflektor des Mark-Ia-Kerns berechnet. Wesentlich für die weiteren Rechnungen ist das Inventar in der inneren und äußeren Spaltzone, da diese Bereiche die größte Aktivität (75 %) enthalten und hauptsächlich von dort radioaktive Stoffe freigesetzt werden.

Für die beiden Lager für abgebrannte Brennelemente, das natriumgekühlte (Natriumlager) und das gasgekühlte (Gaslager), wurde mit den gleichen Programmen das Inventar berechnet. In diese Rechnungen gehen neben der Anfangsaktivität eines Brennelementes im Kern im wesentlichen die Abklingzeit (der radioaktive Zerfall) und die Konfiguration (Zahl der Brennelemente im Lager) ein.

● Freisetzung radioaktiver Stoffe

Die Ermittlung von freigesetzten Spaltprodukten und Brennstoff in die Containmentatmosphäre orientiert sich eng an den jeweiligen Ereignisabläufen und den dadurch vorgegebenen Randbedingungen wie Temperatur, Sauerstoffkonzentration in der Atmosphäre, chemischer Zustand der radioaktiven Stoffe usw. Für Freisetzungen aus dem Kern wird unterschieden zwischen einer spontanen Freisetzung aus dem Reaktortank in die umgebende Atmosphäre und einem verzögerten Quellterm, der vom Brennstoff und Natrium in der Bodenkühleinrichtung herrührt. Entsprechend den jeweiligen Bedingungen wird der Transport von Spaltprodukten aus der Bodenkühleinrichtung durch experimentell ermittelte Mitverdampfungs- oder Mitrißfaktoren (Konzentrationsverhältnis in der Gasphase und flüssigen Phase) beschrieben. Die Freisetzung aus dem Natriumlager wird analog untersucht. Es entfällt lediglich der durch die Leistungsexkursion bedingte spontane Anteil. Die Freisetzung aus dem Gaslager wurde wegen der geringeren Temperaturen und des geringeren Aktivitätsinventars mit vergleichsweise geringem Aufwand auf der Basis

zahlreicher Freisetzungsexperimente an abgebrannten Brennstäben pauschal abgeschätzt.

● Spaltproduktverhalten in der Anlage

Zur Beschreibung des Spaltproduktverhaltens in der Anlage kommt eine Reihe von Computerprogrammen zum Einsatz. Sie berechnen die thermodynamischen Daten sowie das Verhalten der gebildeten Aerosole und freigesetzten radioaktiven Stoffe im inneren und äußeren Containment. Der mit den Programmen NACON und THERCON berechnete Verlauf von Druck, Temperatur und Leckraten im inneren und äußeren Containment liefert die Eingabedaten für das Rechenprogramm PARADISEKO IIIb, welches das Verhalten der entstehenden Aerosole beschreibt. Dieses Programm berechnet als wesentliche, das Aerosolverhalten beschreibende Größe die Plateout-Rate, die ein Maß für die durch Sedimentation, Thermophorese und Diffusion abgeschiedene Aerosolmasse darstellt.

Die atmosphärischen Transportvorgänge von Spaltprodukten innerhalb der Containmentatmosphäre und die Freisetzung in die Reaktor Umgebung werden mit einer modifizierten Version des Computerprogramms CORRAL II berechnet. Die gestaffelte Struktur des Containments läßt sich durch eine Unterteilung in mehrere Teilvolumina mit zugehörigen Wand- und Bodenflächen sowie mittleren freien Raumhöhen erfassen. Die Überströmraten zwischen diesen Teilvolumina und die Leckrate werden der CORRAL-Rechnung vorgegeben. Für gasförmige Spaltprodukte (Edelgase, organisches Jod) werden keine natürlichen Rückhalte-mechanismen im Containment angenommen; allerdings kann organisches Jod bei kontrollierter Ableitung über Filter zu 99 % abgeschieden werden. Im Gegensatz dazu können für alle übrigen, feststoffartigen, Spaltprodukte Abscheideprozesse (Sedimentation, Diffusion, Thermophorese) auftreten, wie sie im Programm PARADISEKO IIIb berechnet werden. Als Ergebnis der CORRAL-Rechnungen erhält man die integral in den verschiedenen Zeitabschnitten aus der Anlage in die Umgebung freigesetzten Anteile des Kern-

inventars für die einzelnen Nuklidgruppen bzw. Nuklide. Diese Daten bilden dann die Basis für die Festlegung der Freisetzungskategorien.

● Freisetzungskategorien

Aus der Vielzahl der Ereignisabläufe, die zu einer Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung führen können, lassen sich solche finden, deren Verlauf für eine Reihe anderer Fälle typisch ist und diese bezüglich der Freisetzung abdeckt. Voraussetzung für eine sinnvolle Zusammenfassung derartiger Ereignisketten in Gruppen, die sogenannten Freisetzungskategorien, sind ähnliche zeitliche Abläufe physikalischer und chemischer Vorgänge, die Einfluß auf die Freisetzung haben. Hierbei wird unterschieden zwischen Ereignissen, die eine Kernzerstörung zur Folge haben, und Unfallabläufen, die zu Freisetzungen außerhalb des Kerns (Brennelementlager) führen.

Zur weiteren Verwendung im Unfallfolgenmodell müssen hierbei die kontinuierlichen Freisetzungsverläufe durch maximal fünf einstündige Freisetzungsphasen approximiert werden. Analysiert man die Ergebnisse der Freisetzungsrechnungen aus der Anlage, so zeigt sich folgendes:

- Das frühzeitige Versagen des inneren Containments hat die größten Freisetzungen zur Folge (Fall 8).
- Der Ausfall des Reaktorschutzsystems mit ungefilterter Abgabe über Kamin (Fall 3) ist bezüglich der Freisetzung vergleichbar mit Rechenfall 7 (Ausfall sämtlicher aktiven Systeme und Versagen der Natriumauffangwanne).
- Die Höhe der Freisetzung hängt stark von der Integrität des äußeren Sicherheitsbehälters ab (Unterschied Fall 1/Fall 2).
- Bei funktionierendem Reventing/Exventing-System werden die radioaktiven Stoffe sehr effektiv in der Anlage zurückgehalten (Fall 1).

Die Ergebnisse der Rechnungen für Unfallabläufe außerhalb des Kerns zeigen, daß ein Ausfall der Kühlung im Natriumlager zu den größten Freisetzungen führt. Erheblich niedrigere Freisetzungswerte ergeben sich bei dem entsprechenden Unfall im Gaslager. Tabelle 8-14 gibt einen Überblick über die Einteilung der analysierten Störfallsequenzen in die einzelnen Freisetzungsguppen.

Tab. 8-14:

Zuordnung der Rechenfälle zu den Freisetzungskategorien

Freisetzungskategorie	Beschreibung	Rechenfall
1	Kernzerstörung, Versagen Drehdeckel und Zellenabdeckung, Überdruckversagen äußeres Containment	8 (4)
2	Kernzerstörung, mechanisches Tankversagen, Auffangwanne defekt, keine Energieversorgung	7
3	Kernzerstörung, thermisches Tankversagen, ungefilterte Abluft	3 (2, 6)
4	Kernzerstörung, thermisches Tankversagen, Containmentabschluß, keine Energieversorgung	5
5	Kernzerstörung, thermisches Tankversagen	1

Kategorie 1 umfaßt alle Unfallsequenzen, bei denen infolge einer Kernzerstörung der Reaktortank und das innere Containment zum Teil zerstört werden und ein Teil des Brennstoffs, der Spaltprodukte und des Natriums ins äußere Containment freigesetzt wird. Durch den hierbei entstehenden Natriumbrand kommt es sehr rasch zum Versagen der Schleusendichtungen und zur Freisetzung radioaktiver Stoffe über das Hilfsanlagegebäude.

Der Containment-Rechenfall 4, bei dem es durch den Ausfall des Reaktorschutzsystems bei weiterlaufender Lüftung wegen hoher Energiefreisetzung zu einem Versagen des Reaktortanks im Bereich der unteren Störstelle mit einer Beschädigung der Natriumauffangwanne kommt, wird mit dem Containment-Rechenfall 8 zu einer Freisetzungskategorie zusammengefaßt. In dieser dominiert dann die Freisetzung des Falles 8, während für die Eintrittshäufigkeit die Summe gebildet wird. Diese Kategorie führt zu den größten Freisetzungen.

Kategorien 2 und 4 beinhalten Unfallsequenzen, bei denen der Lüftungsabschluß nach einer Kernzerstörung erfolgt, aber aktive Sicherheitssysteme ausfallen. Als abdeckende Ereigniskette wurde unterstellt, daß sämtliche aktiven Sicherheitssysteme ausfallen. Sie unterscheiden sich dadurch, daß bei Kategorie 2 darüber hinaus noch angenommen wird, daß die Natriumauffangwanne defekt ist. Nach etwa einem Tag versagt das äußere Containment, und es kommt zu einer massiven Spaltproduktfreisetzung.

Kategorie 3 enthält Unfallabläufe, bei denen der Lüftungsabschluß des äußeren Containments bei einer Kernzerstörung nicht erfolgt und die betriebliche Gebäudeabluft weiterläuft. Eingeleitet werden die Sequenzen durch den Ausfall des Reaktorschutzsystems. Da das innere Containment intakt ist und somit als Barriere wirkt, gelangen die ins innere Containment freigesetzten radioaktiven Stoffe lediglich über Leckagen ins äußere Containment. Gegenüber der Kategorie 1 ergeben sich daher erheblich niedrigere Freisetzungswerte. Die Höhe der Freisetzung und die Eintrittshäufigkeit in den Fällen 2 und 6 sind geringer als im Fall 3, so daß die Fälle 2 und 6 mit Fall 3 zu einer Kategorie zusammengefaßt werden.

Kategorie 5 umfaßt diejenigen Unfallabläufe, bei denen es nach einer Kernzerstörung zum Durchschmelzen des Reaktortanks kommt, wobei jedoch sämtliche zur weiteren Störfallbeherrschung notwendigen Systeme funktionieren. Durch den Reventing-Betrieb wird eine Freisetzung radioaktiver Stoffe für die Dauer von 10 Tagen verhindert, wobei die Aktivität in der Sicherheitsbe-

hälteratmosphäre durch radioaktiven Zerfall und Abscheideprozesse stark abnimmt. Nach dieser Zeit wird die Containmentatmosphäre gezielt über Filter und Kamin nach außen entlüftet. Diese Kategorie führt zu den geringsten Freisetzungswerten der Kernzerlegungsunfälle.

Die Unfallabläufe außerhalb des Kerns wurden als gesonderte Kategorien A und B erfaßt, da sich die jeweiligen Nuklidinventare vom Kerninventar und auch untereinander erheblich unterscheiden und eine Normierung der Freisetzungsfaktoren auf das Kerninventar daher nicht möglich ist. Kategorie A enthält Unfallsequenzen, die sich auf das Natriumlager beziehen. Kategorie B umfaßt Unfallabläufe im Gaslager.

Tabelle 8-15 enthält die Zusammenstellung der wichtigsten Daten der Freisetzungskategorien einschließlich der diskreten Freisetzungintervalle. Als Freisetzungshöhe müssen 3 Fälle unterschieden werden:

- Freisetzung durch Exventing- bzw. Abluftbetrieb,
- Freisetzung nach Überdruckversagen des äußeren Containments,
- Freisetzung infolge Leckagen durch die Stahlblechhülle.

Beim Exventing- bzw. Abluftbetrieb werden die radioaktiven Stoffe über Kamin ($H = 100$ m) abgegeben. Beim Versagen des äußeren Containments infolge von Überdruck wird angenommen, daß der Freisetzungsweg über die Dichtungen der Materialschleuse in die warme Werkstatt und von dort über Abluftkanal und Kamin verläuft. Wegen der freigesetzten thermischen Energie und des dadurch bedingten Auftriebes ist ein anderer Freisetzungsweg nicht von entscheidender Bedeutung für die Aufstiegshöhe der Wolke. Beim Ausfall des Reventing-Systems dringen radioaktive Stoffe über Leckagen der Stahlblechhülle in den angrenzenden Ringraum. Sie können dabei sowohl über die Zuluft- als auch über die Abluftöffnungen im Ringraum in die Umgebung gelangen. Da niedrige Freisetzungshöhen eine geringere atmosphärische Verdünnung bewirken, wurde pessimistisch in diesen Fällen eine Freisetzungshöhe von 10 m angesetzt.

Tab. 8-15:

Freisetzungskategorien

Freisetzungskategorie	Beschreibung	Zeitpunkt der Freisetzung [h]	Dauer der Freisetzung [h]	Höhe der Freisetzung [m]	Freigesetzte Energie [10 ⁶ kJ/h]	Blüfigkeit der Freisetzung [1/a]	Freigesetzter Anteil des Kerninventars						
							Xe, Kr	J ore	NaJ	Cs, Rb	Te, Sb ¹⁾	Ba, Sr	Ia ²⁾
1	Kernzerstörung, Versagen Drehdeckel und Zellenabdeckung, Überdruckversagen äußeres Containment	0	1	100	530	1 E-8	1	-	0,15	0,15	0,15	D, D5	0,05
2	Kernzerstörung, mechanisches Tankversagen, Auffangwanne defekt, keine Energieversorgung	0	1	10	-	-	5, D E-3	-	2,4 E-5	5,2 E-5	7,6 E-5	5,4 E-7	2,0 E-7
		22	1	100	15	-	2,5 E-1	4,8 E-4	1,4 E-3	1,4 E-3	5,3 E-3	3,0 E-5	7,4 E-7
		25	1	100	15	-	5,7 E-1	2, D E-3	2,0 E-2	1,1 E-3	1,4 E-2	4,2 E-4	4,0 E-4
		33	2	100	-	-	1,8 E-1	8, D E-3	7,5 E-3	6,0 E-5	4,1 E-3	1,5 E-4	1,5 E-4
3	Kernzerstörung, chemisches Tankversagen, ungefilterte Abluft	D	3	100	-	-	2,2 E-1	2,2 E-3	1,5 E-2	3, D E-2	1,7 E-2	1,8 E-4	1,5 E-4
		22	1	100	-	-	2,6 E-1	2,6 E-3	6,1 E-3	3,0 E-4	5,9 E-3	1,2 E-4	1,2 E-4
		4E	1	100	-	-	5,2 E-1	5,2 E-3	6,7 E-3	-	5,5 E-3	1,4 E-4	1,4 E-4
4	Kernzerstörung, thermisches Tankversagen, Containmentabschluss, keine Energieversorgung	2	1	1D	-	-	7,4 E-5	7,4 E-7	8,6 E-6	1,6 E-5	7,9 E-6	9,3 E-E	9,0 E-8
		10	1	10	-	-	8,0 E-4	8,0 E-6	1,3 E-5	2,6 E-5	1,6 E-5	1,6 E-7	1,3 E-7
		25	1	10	-	-	5,5 E-3	5,5 E-5	1,2 E-5	3,4 E-6	1,2 E-5	2,5 E-7	2,4 E-7
		48	1	10	-	-	3,8 E-2	3,8 E-4	6,4 E-5	-	5,2 E-5	1,3 E-6	1,3 E-6
		100	1	10	-	-	D,96	9,6 E-3	7,6 E-4	-	6,3 E-4	1,6 E-5	1,6 E-5
5	Kernzerstörung, chemisches Tankversagen	240	1	100	-	-	6,2 E-3	6,2 E-7	4,6 E-10	8,3 E-10	6,0 E-1D	5,6 E-12	4,4 E-12
		2E0	1	100	-	-	6,2 E-3	6,2 E-7	4,6 E-10	8,3 E-10	6,0 E-10	5,6 E-12	4,4 E-12
		320	1	100	-	-	6,2 E-3	6,2 E-7	4,6 E-10	8,3 E-10	6,0 E-10	5,6 E-12	4,4 E-12
A	Kühlungsausfall na-triumgekühltes Brennelement-Lager	100	1	100	15	-	-	-	7,3 E-3	-	4,4 E-4	-	-
		102	2	100	15	-	-	-	3,5 E-2	2,2 E-2	4,1 E-3	1,1 E-9	1,1 E-1D
		130	1	100	-	-	-	-	1, D E-2	9,0 E-3	1,2 E-2	5,7 E-6	5,7 E-7
		1300	1	100	-	-	1,0	-	-	-	-	-	-
B	Kühlungsausfall gasgekühltes Brennelement-Lager	140	3	100	-	-	0,5	5,0 E-5	5,0 E-6	5,0 E-6	5, D E-7	5, D E-1D	-
		200	2	100	-	-	0,5	5,0 E-5	5,0 E-6	5,0 E-6	5, D E-7	5, D E-10	-

¹⁾ enthält Se

²⁾ enthält Ru, Rh, Ca, Mo, Tc, Y, La, Zr, Nb, Ce, Pr, Nd, Np, Pu, Am, Cm

Die mit der Spaltproduktfreisetzung verbundene thermische Energiefreisetzung bewirkt einen Auftrieb der Wolke. Zur realistischen Ermittlung der Unfallfolgen wird die mit der Hauptspaltproduktfreisetzung im jeweiligen Intervall verbundene Energieaustragsrate angegeben. Sie ergibt sich aus dem Überschuß der inneren Energie der aus dem Containment strömenden Gase gegenüber der umgebenden Atmosphäre. Die thermische Energie wird nur für die Fälle angegeben, in denen chemische Reaktionen einen erheblichen Energieeintrag in die Atmosphäre des äußeren Containments mit sich bringen.

Die Freisetzungsfaktoren sind auf das Kern- bzw. Brennelementlager-Inventar normiert. Die Verminderung der Aktivität durch radioaktiven Zerfall bis zum Zeitpunkt der Freisetzung ist hierbei nicht enthalten, da dies im Unfallfolgenmodell berücksichtigt wird. Die Häufigkeiten der Freisetzungskategorien wurden in Abschnitt 7.5 ermittelt. Dort wurden auch die Streubreiten der Häufigkeiten abgeschätzt.

9. ANLAGENTECHNISCHE ANALYSE - ZUSAMMENFASSUNG DER ERGEBNISSE

Die Radionuklide (Spalt- und Aktivierungsprodukte), die das wesentliche Gefährdungspotential eines Kernkraftwerks darstellen, werden durch mehrere einander umschließende Strukturen, "Aktivitätsbarrieren", von der Außenwelt getrennt. Die wesentlichen Aktivitätsbarrieren sind:

- das Kristallgitter des Brennstoffs und die Brennstabhüllen,
- die Kühlmittelumschließung des Primärsystems und
- der Sicherheitseinschluß (Containment), der das ganze Primärsystem umschließt.

Der SNR-300 ist, wie jedes Kernkraftwerk, mit sicherheitstechnischen Einrichtungen ausgerüstet, die mit hoher Zuverlässigkeit verhindern, daß Aktivitätsbarrieren aufgrund von Störfällen beschädigt werden. In einer Risikoanalyse ist zu untersuchen, mit welcher Wahrscheinlichkeit die Sicherheitseinrichtungen bei Störfällen versagen und in welcher Weise und mit welcher Häufigkeit es dann zu einer Aktivitätsfreisetzung kommen kann.

Neben dem Aktivitätsinventar im Reaktorkern sind dabei auch Inventare an anderer Stelle der Anlage zu berücksichtigen. Von Bedeutung sind in diesem Zusammenhang vor allem die verbrauchten Brennelemente, die innerhalb der Anlage gelagert werden.

Der weit überwiegende Teil des gesamten Aktivitätsinventars im SNR-300 befindet sich jedoch im Reaktorkern. Die Untersuchungen konzentrierten sich deshalb auf Störfälle, die den Reaktorkern betreffen. Ergänzend wurden aber auch mögliche Freisetzungen aus den Brennelementabklinglagern untersucht.

Mehr als 95 % des Aktivitätsinventars im Reaktorkern sind im Kristallgitter des Brennstoffs, bzw. des Brutstoffs, gebunden. Der überwiegende Teil der Radionuklide kann nur dann freigesetzt werden, wenn der Brennstoff überhitzt wird und insbesondere wenn sich das Kristallgitter auflöst, d.h. wenn der Brennstoff schmilzt.

In der Risikoanalyse wurde daher untersucht, durch welche von den Sicherheitssystemen nicht beherrschte Störfälle es zu einer Kernzerstörung kommen kann. Durch Zuverlässigkeitsanalysen wurde ermittelt, mit welcher Häufigkeit "störfallauslösende Ereignisse" auftreten und mit welcher Wahrscheinlichkeit dann diejenigen Systeme versagen, deren Eingreifen eine Kernzerstörung verhindert (Abschnitt 9.1; ausführliche Beschreibung in Kapitel 4).

Für solche Ereignisabläufe wurde dann analysiert, in welcher Weise und mit welcher Häufigkeit die Aktivitätsbarrieren Primärsystem (Reaktortank) und Containment versagen (Abschnitt 9.2; ausführliche Beschreibung in Kapitel 7).

Daran anschließend wurde die Radionuklidfreisetzung in die Umgebung nach dem Versagen der Aktivitätsbarrieren untersucht. (Abschnitt 9.3; ausführliche Beschreibung in Kapitel 8).

Schließlich wurden mögliche Freisetzungen aus den Brennelementabklinglagern erörtert (Abschnitt 9.4; ausführliche Beschreibung in den Abschnitten 7.2.4 und 8.5).

Außer anlagenintern verursachten Störfällen wurden auch Einwirkungen von außen unter dem Aspekt betrachtet, welchen Risikobeitrag sie verursachen (Abschnitt 9.5; ausführliche Beschreibung in Kapitel 6).

9.1 Störfallauslösende Ereignisse und Störfallabläufe

Bild 9-1 stellt - nach Art eines "Fehlerbaumes" - dar, durch welche Ereignisse es zu einer Kernzerstörung kommen kann ("Einleitungsereignisse"). Der Kern könnte entweder durch eine Leistungsexkursion oder durch langsames Schmelzen zerstört werden.

Eine Kernzerstörung durch eine Leistungsexkursion setzt voraus, daß dem Reaktorkern durch eine Störung erhebliche Reaktivität rasch zugeführt wird und eine Schnellabschaltung unterbleibt.

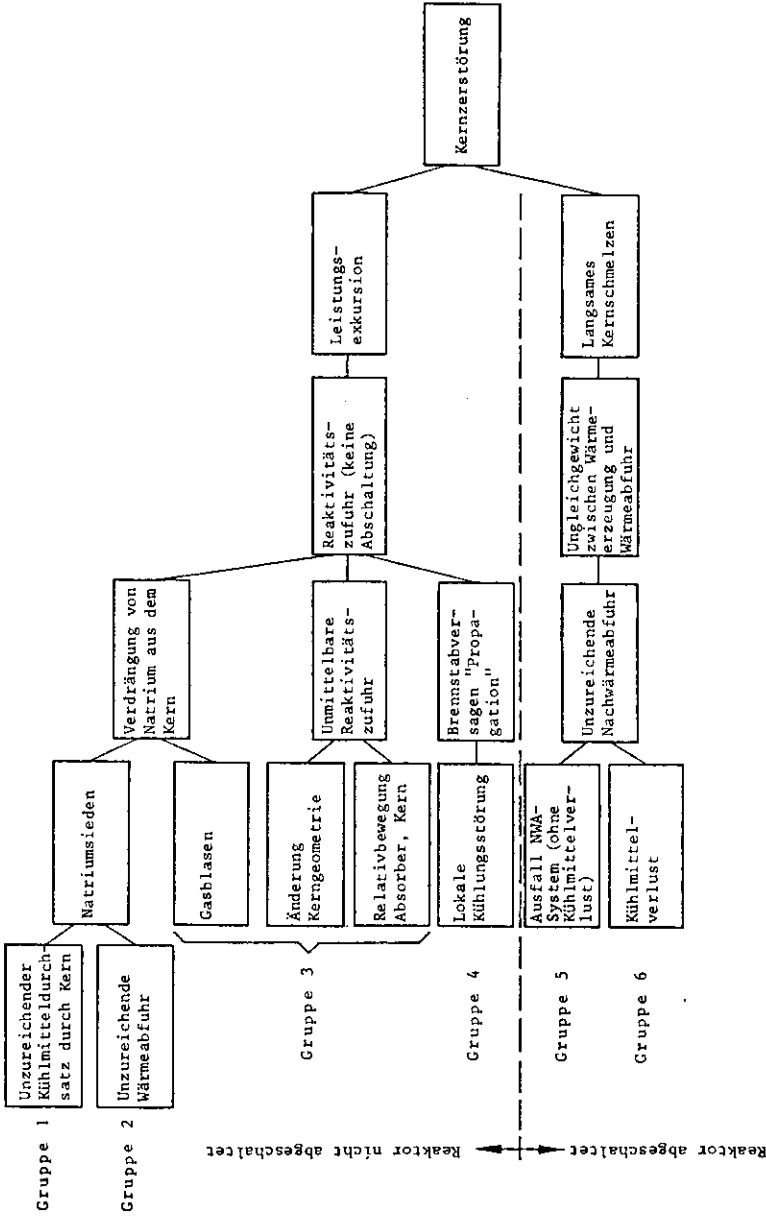


Bild 9-1:
Einleitungsereignisse für Kernzerstörung (Gruppe 1 bis 6)

Die Leistung steigt dann mit sehr kurzen Perioden, d.h. innerhalb sehr kurzer Zeit so weit an, bis der Anstieg durch inhärente Mechanismen - vor allem Temperaturkoeffizient des Brennstoffs, Auseinandertreiben des Kerns - beendet wird. Eine solche Reaktivitätszufuhr könnte durch drei verschiedene Ursachen ausgelöst werden:

- Verdrängung von Natrium aus dem Kern

Da beim SNR-300 der Natriumvoid-Reaktivitätskoeffizient positiv ist, bewirkt die Verdrängung von flüssigem Natrium eine Reaktivitätszufuhr.

- Unmittelbare Reaktivitätszufuhr

Diese kann durch Änderung der Kerngeometrie oder durch Relativbewegung zwischen Kern und Absorber ausgelöst werden.

- Brennstabversagen

Wenn sich das Versagen eines oder mehrerer Brennstäbe auf weitere Brennstäbe ausdehnt ("propagiert"), könnte es, z.B. durch Umverlagerung von Brennstoff oder durch Spaltgasfreisetzung, zu einer Reaktivitätszunahme im Kern kommen. Als Ursache für einen solchen "Propagationsstörfall" kommen praktisch nur lokale Kühlungsstörungen in Betracht.

Mögliche Ursachen für eine Natriumverdrängung aus dem Kern sind Gasblasen, die in den Reaktorkern gelangen könnten, und Natriumsieden. Das Eindringen von Gasblasen wird vor allem durch passiv wirkende Vorrichtungen verhindert. Dem Natriumsieden kommt daher größere Bedeutung zu, da zu seiner Verhinderung auch aktive Maßnahmen notwendig sind.

Natriumsieden könnte ausgelöst werden, wenn der Kühlmitteldurchsatz durch den Kern oder die Wärmeabfuhr an die Wärmesenke unzureichend ist und der Reaktor nicht ausreichend schnell abgeschaltet wird. Natriumsieden infolge einer Absenkung des Primärkreisdrucks unter den Siededruck ist wegen des großen

Siedeabstandes des Kühlmittels bei den konstruktiven Verhältnissen des SNR-300 ausgeschlossen.

In Bild 9-1 wird auch dargestellt, durch welche Ursachen es zu einem langsamen Kernschmelzen des abgeschalteten Reaktors kommen könnte. Einem solchen Schmelzen muß immer ein länger dauerndes Ungleichgewicht zwischen der im Kern erzeugten Nachwärme und der Wärmeabfuhr aus dem Primärsystem vorausgehen. Ursachen können sein:

- Ausfall der aktiven und passiven Nachwärmeabfuhr ohne Kühlmittelverlust,
- Ausfall der Nachwärmeabfuhr bei Kühlmittelverlust.

Aufgrund der in Bild 9-1 dargestellten Systematik wurden die möglichen Einleitungsereignisse für Kernzerstörung in die folgenden sechs Gruppen eingeteilt:

- Gruppe 1: Unzureichender Kühlmitteldurchsatz durch den Kern (ohne Abschaltung)
- Gruppe 2: Unzureichende Wärmeabfuhr (ohne Abschaltung)
- Gruppe 3: Unkontrollierte Reaktivitätszufuhr
- Gruppe 4: Propagation einer lokalen Kühlungsstörung ("Propagationsstörfall")
- Gruppe 5: Ausfall der Nachwärmeabfuhrsysteme bei abgeschaltetem Reaktor
- Gruppe 6: Kühlmittelverlust und Ausfall der Nachwärmeabfuhr bei abgeschaltetem Reaktor

Die Gruppen 1 bis 4 führen zu einer Leistungsexkursion, die Gruppen 5 und 6 zu einem langsamen Kernschmelzen.

Durch diese sechs Gruppen werden alle denkbaren Ereignisse erfaßt, die eine Kernzerstörung einleiten könnten. Jedes dieser "Einleitungsereignisse" kann seinerseits durch unterschiedliche "störfallauslösende Ereignisse" verursacht werden. In der Studie wurde untersucht, unter welchen Umständen und mit welcher Häufigkeit "störfallauslösende Ereignisse" über eines der

genannten "Einleitungsereignisse" zur Kernzerstörung führen können.

Die folgende Zusammenfassung befaßt sich zunächst mit anlagenintern ausgelösten Störfallabläufen. Auch anlagenexterne störfallauslösende Ereignisse können nur dann eine Kernzerstörung zur Folge haben, wenn sie zu einem der sechs Einleitungsereignisse führen. Die Häufigkeit einer Kernzerstörung durch "Einwirkungen von außen" wurde getrennt untersucht. Die Ergebnisse werden in Abschnitt 9.5 (ausführlich in Kapitel 6) dargestellt.

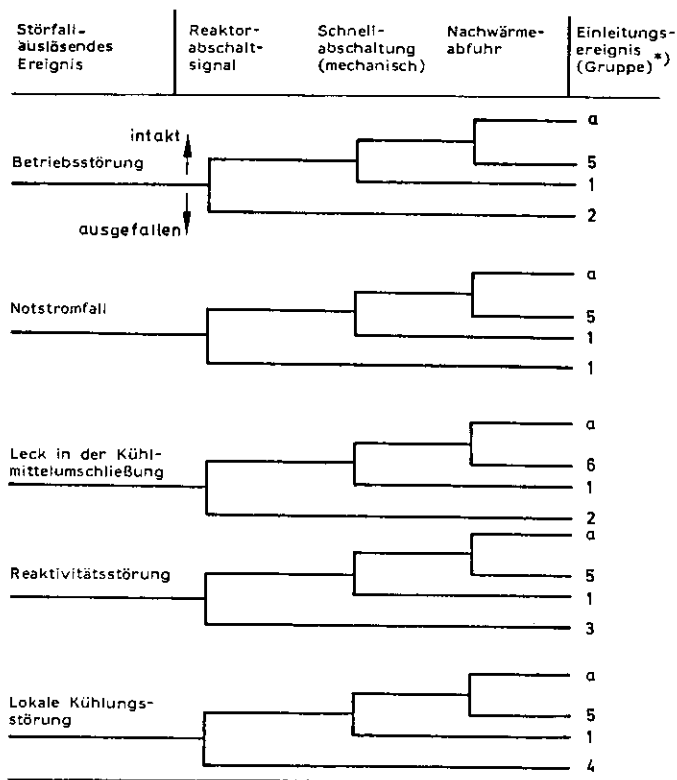
Im Genehmigungsverfahren für den SNR-300 wurden störfallauslösende Ereignisse systematisch untersucht. Auf der Grundlage dieser Untersuchungen wurden in dieser Studie fünf Klassen von störfallauslösenden Ereignissen gebildet, die alle denkbaren Störfallursachen abdecken (Bild 9-2).

In der Klasse "Betriebsstörung", manchmal auch als "Transienten" bezeichnet, sind alle störfallauslösenden Ereignisse zusammengefaßt, sofern sie nicht in den anderen Klassen separat behandelt wurden.

Bei der Ermittlung der Zuverlässigkeit der angeforderten Sicherheitssysteme wurde allerdings zwischen unterschiedlichen Störungen differenziert. Beispielsweise wird die Verfügbarkeit der Nachwärmeabfuhrsysteme verringert, wenn bereits das "störfallauslösende Ereignis" zum Ausfall eines Hauptkühlkreislaufs führt.

Für die möglichen Störfallabläufe ist von erheblicher Bedeutung, daß beim SNR-300 das Reaktorschutzsystem mit jeder Reaktorschnellabschaltung gleichzeitig eine Abschaltung der Primärpumpen auslöst, um unerwünschte Wärmespannungen im Primärsystem zu verhindern.

Fällt bei einer Störung das Reaktorabschaltsignal aus, so wird weder eine Reaktorschnellabschaltung noch eine Pumpenabschal-



*)

- a: keine Kernzerstörung
- 1: Unkontrollierter Kerndurchsatzstörfall (UKDS)
- 2: Unzureichende Wärmeabfuhr bei Versagen der Reaktorabschaltung (UWVA)
- 3: Unkontrollierte Reaktivitätszufuhr (URZ)
- 4: Propagationsstörfall (PPS)
- 5: Ausfall der Nachwärmeabfuhrsysteme (ANWA)
- 6: Unterschreiten Notspiegel und Versagen des Tauchkühlsystems (UNVT)

Bild 9-2:

**Ereignisablaufdiagramme für anlageninterne
störfallauslösende Ereignisse**

betriebs-
ausgelöst. Die Anlage verbleibt daher im Leistungsbe-
trieb. Wenn durch die Störung die Wärmeabfuhr beeinträchtigt
ist, heizt sich das Primärsystem allmählich auf. Wenn die Lei-
stung nicht durch Abschaltung der Anlage - von Hand oder auch
durch selbsttätige physikalische Effekte im Reaktorkern - re-
duziert wird, können nach einiger Zeit (Größenordnung: 30 Mi-
nuten) so hohe Temperaturen im Primärsystem erreicht werden,

daß die Primärpumpen versagen. Damit bricht der Kühlmittel-durchsatz durch den Kern zusammen; das Natrium im Reaktorkern beginnt zu sieden. Die durch das Natriumsieden ausgelöste Leistungsexkursion führt zur Kernzerstörung. Das so beschriebene Einleitungsereignis wird als "Unzureichende Wärmeabfuhr bei Versagen der Reaktorabschaltung" (UWVA, Gruppe 2) bezeichnet.

Ein "Unkontrollierter Kerndurchsatzstörfall" (UKDS, Gruppe 1) kann durch folgende Situation ausgelöst werden: Das Reaktorschutzsystem gibt ein Signal zur Reaktorschnellabschaltung und damit auch zur Abschaltung der Primärpumpen. Die Primärpumpen schalten wie vorgesehen ab, aber beide Reaktorschnellabschaltsysteme versagen mechanisch, d.h., trotz des Abschaltsignals fallen keine oder zu wenig Abschaltelemente des Erstabschaltsystems in den Kern ein und die Absorber des Zweitabschaltsystems werden nicht in den Kern gezogen. Damit kommt es innerhalb weniger Sekunden durch Natriumsieden zur Leistungsexkursion und damit zur Kernzerstörung.

Wird der Reaktor automatisch oder von Hand abgeschaltet, so ist anschließend die weiterhin entstehende Nachwärme abzuführen. Fällt die Nachwärmeabfuhr aus, so heizt sich der Reaktorkern allmählich auf und es kommt zu einem langsamen Kernschmelzen. Ein solches Einleitungsereignis zur Kernzerstörung wird als "Ausfall der Nachwärmeabfuhrsysteme" (ANWA, Gruppe 5) bei abgeschaltetem Reaktor bezeichnet.

Auch beim "Notstromfall" (Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung) führt ein Versagen des Reaktorschnellabschaltsignals in ein Einleitungsereignis der Gruppe 1, da die Primärpumpen nicht notstromversorgt sind. Gleiches gilt, wenn ein Ausfall der Primärpumpen durch andere Ursachen das "störfallauslösende Ereignis" ist. Ansonsten sind beim Notstromfall die gleichen Störfallabläufe möglich wie bei anderen Betriebsstörungen. Für Sicherheitssysteme, die auf elektrische Energie angewiesen sind, ergibt sich allerdings eine schlechtere Verfügbarkeit. Daher wurde dieser Fall separat behandelt (Bild 9-2).

Bei einem "Leck in der Kühlmittelumschließung" kann es, wie bei anderen Betriebsstörungen, zu den Einleitungsereignissen der Gruppe 1 oder 2 kommen, wenn die Schnellabschaltsysteme mechanisch versagen bzw. ein Reaktorabschaltsignal ausbleibt. Für die Nachwärmeabfuhr können bei einem Leck in der Kühlmittelumschließung andere Voraussetzungen vorliegen, wenn der Natriumspiegel im Reaktortank relativ weit absinkt; ein vollständiger Kühlmittelverlust kann ausgeschlossen werden. Der Ausfall der Nachwärmeabfuhr in diesem Fall wird als "Unterschreiten des Notspiegels und Versagen des Tauchkühlsystems" (UNVT, Gruppe 6) bezeichnet.

Bei den störfallauslösenden Ereignissen "Reaktivitätsstörung" und "lokale Kühlungsstörung" führt ein Ausfall des Reaktorabschaltsignals zu Einleitungsereignissen ("Unkontrollierte Reaktivitätszufuhr" (URZ), Gruppe 3, bzw. "Propagationsstörfall" (PPS), Gruppe 4), die sich in gewissen Punkten von anderen Einleitungsereignissen unterscheiden. Die weiteren Untersuchungen zeigten allerdings, daß die Einleitungsereignisse der Gruppen 3 und 4 gemeinsam mit dem "Unkontrollierten Kerndurchsatzstörfall" behandelt werden können. Ansonsten sind hier die gleichen Störfallabläufe möglich wie bei "Betriebsstörungen" (Bild 9-2).

In der Studie wurde untersucht, auf welche Weise und mit welcher Häufigkeit störfallauslösende Ereignisse in ein "Einleitungsereignis zur Kernzerstörung" münden können. Die wesentlichen Ergebnisse dieser Untersuchungen, die Häufigkeiten der sechs Gruppen von Einleitungsereignissen und der Zustand wichtiger Prozeßgrößen beim Eintritt der Kernzerstörung, sind in Tabelle 9-1 zusammengefaßt.

Für den "Unkontrollierten Kerndurchsatzstörfall" (UKDS) wurde eine Häufigkeit von $1,2 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr abgeschätzt. Natriumtemperatur und Natriumfüllstand befinden sich bei Einleitung einer Kernzerstörung durch den UKDS praktisch im Betriebszustand. Da dieses Einleitungsereignis im Vergleich zu den anderen Gruppen die größte Häufigkeit hat, wurde es in der Analyse

Tab. 9-1:

Einleitungsereignisse für eine Kernzerstörung

Einleitungsereignis Gruppe Abschnitt		Reaktor nicht abgeschaltet				Reaktor abgeschaltet	
		UKDS 1 4.2.1	UWVA 2 4.2.2	URZ 3 4.2.3	PPS 4 4.2.4	ANWA 5 4.2.5	UNVT 6 4.2.6
Häufigkeit/Jahr ¹⁾		$1,2 \cdot 10^{-6}$	$1,2 \cdot 10^{-7}$	$< 10^{-7}$	$\ll 10^{-6}$	$3 \cdot 10^{-7}$	
Abweichende Bedingungen gegenüber Nennzustand	Na-Temperatur Na-Füllstand		hoch			hoch Kernoberkante	

¹⁾ ohne Einwirkungen von außen (Abschnitt 9.5)

- UKDS: Unkontrollierter Kerndurchsatzstörfall
- UWVA: Unzureichende Wärmeabfuhr bei Versagen der Reaktorabschaltung
- URZ: Unkontrollierte Reaktivitätszufuhr
- PPS: Propagationsstörfall
- ANWA: Ausfall Nachwärmeabfuhrsysteme
- UNVT: Unterschreiten des Notspiegels und Versagen des Tauchkühlsystems

der Auswirkungen einer Kernzerstörung (Unfallanalyse) als Basisfall behandelt.

Bei einer "Unzureichenden Wärmeabfuhr bei Versagen der Reaktorabschaltung" (UWVA) hat das Natrium eine hohe Temperatur (> 650 °C), wenn es zur Kernzerstörung kommt. Da dies den Unfallablauf wesentlich beeinflussen kann, wurde das Einleitungsereignis UWVA in der Unfallanalyse separat behandelt.

Bei den Einleitungsereignissen "Unkontrollierte Reaktivitätszufuhr" (URZ) und "Propagationsstörfall" (PPS) weichen Natriumtemperatur und Füllstand bei Eintritt der Kernzerstörung nicht entscheidend vom Betriebszustand ab. Diese Einleitungsereignisse werden in der Unfallanalyse gemeinsam mit Gruppe 1 (UKDS) behandelt. Die Häufigkeit der Gruppe 1 wird durch die Gruppen 3 (URZ) und 4 (PPS) praktisch nicht erhöht. Die möglichen Konsequenzen der Gruppen 3 und 4 werden durch die Konsequenzen der Gruppe 1 abgedeckt.

Bei den Einleitungsereignissen, die bei abgeschaltetem Reaktor zur Kernzerstörung (langsames Schmelzen) führen, dominiert mit $3 \cdot 10^{-7}/a$ in der Häufigkeit der "Ausfall der Nachwärmeabfuhr" (ANWA). Die für die Unfallanalyse wesentlichen Prozeßgrößen bei Eintritt der Kernzerstörung unterscheiden sich beim "Unterschreiten des Notspiegels und Versagen des Tauchkühlsystems" (UNVT) nicht wesentlich vom Einleitungsereignis ANWA. Es wurde wegen seiner größeren Häufigkeit in der Unfallanalyse als repräsentativer Fall für eine Kernzerstörung bei abgeschaltetem Reaktor behandelt. Die Häufigkeit der Gruppe 6 enthält die der Gruppe 5.

Tabelle 9-2 zeigt die wesentlichen Ergebnisse der Zuverlässigkeitsanalyse, mit denen die in Tabelle 9-1 aufgeführten Häufigkeiten der Einleitungsereignisse der Gruppen 1, 2, 5 und 6 ermittelt wurden. Die Häufigkeiten der Gruppen 3 und 4 ergeben sich aus Abschätzungen im Rahmen der Störfallanalyse, auf die hier im einzelnen nicht eingegangen wird.

Tab. 9-2:
Häufigkeit von Einleitungsereignissen

Einleitungsereignis der Gruppe	Störfallauslösendes Ereignis	Häufigkeit	Ausgefallene Systemfunktion	Bedingte Versagenwahrscheinlichkeit	Häufigkeit des Einleitungsereignisses
1	Betriebsstörung	12/a	Reaktarschnellabschaltung (mechanisch)	10^{-7}	$1,2 \cdot 10^{-6}/a$
2	Betriebsstörung	12/a	Stabeinfahren Schnellabschalt-signal	10^{-1} 10^{-7}	$1,2 \cdot 10^{-7}/a$
5	Notstromfall	0,07/a	Aktive NWA Passive NWA	10^{-4} 10^{-2}	$7 \cdot 10^{-8}/a$
	Störung in einem Hauptkühlkreislauf (BE-Störfall)	1/a	Aktive NWA Passive NWA	$1,5 \cdot 10^{-2} \cdot 5 \cdot 10^{-4}$ 10^{-2}	$8 \cdot 10^{-8}/a$
	Allgemeiner NWA-Fall	11/a	Aktive NWA Passive NWA	$1,7 \cdot 10^{-3} \cdot 5 \cdot 10^{-4}$ 10^{-2}	$10^{-7}/a$
Summe 5		12/a			$3 \cdot 10^{-7}/a$

9.2 Unfallanalyse

Der SNR-300 wird mit Einrichtungen versehen, die nach einer Zerstörung des Reaktorkerns die geschmolzenen Kernmaterialien einschließen (Sicherheitseinschluß). Radionuklide, die bei einer Kernzerstörung aus dem Brennstoff in das Primärsystem freigesetzt werden, können damit nahezu vollständig in der Anlage zurückgehalten werden.

In der Risikoanalyse wurde untersucht, unter welchen Umständen und mit welcher Wahrscheinlichkeit der Sicherheitseinschluß nach einer Kernzerstörung so versagen kann, daß es zu einer größeren Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Umgebung kommt. Daran anschließend wurde dann das Ausmaß der Aktivitätsfreisetzung nach Kernzerstörung und Versagen des Sicherheitseinschlusses untersucht.

Die Unfallanalyse baut auf den Ergebnissen der Störfallanalyse auf, in der die Häufigkeit einer Kernzerstörung und die Anlagenzustände bei Eintritt einer Kernzerstörung ermittelt wurden. Die wesentlichen Bestandteile des Sicherheitseinschlusses sind das Primärsystem, insbesondere der Reaktortank, und das Containmentsystem. In der Unfallanalyse wurde zunächst untersucht, durch welche Einwirkungen der Reaktortank bei einer Kernzerstörung versagen kann. Dabei ist zu berücksichtigen, daß eine Kernzerstörung beim SNR-300 mit der Freisetzung erheblicher mechanischer Energie verbunden sein kann, das Primärsystem aber so ausgelegt ist, daß es einer mechanischen Energiefreisetzung bis zu 370 MJ standhält. Darüber hinaus werden der Reaktortank, seine Einbauten und die zugehörigen Kühlsysteme (Tauchkühlsystem) hinsichtlich der Kühlung des geschmolzenen Kerns innerhalb des Tanks so konstruiert, daß ein Durchschmelzen des Tanks verhindert wird.

In der Unfallanalyse wurde untersucht, mit welcher Wahrscheinlichkeit der Auslegungswert der mechanischen Energiefreisetzung überschritten werden kann und mit welcher Wahrscheinlichkeit der Tank, auch bei geringer mechanischer Energiefreisetzung, durch mechanische oder thermische Überlastung versagt.

Die Wahrscheinlichkeit, mit der der Auslegungswert der mechanischen Energiefreisetzung überschritten wird, kann nach heutigem Wissensstand nicht mit Hilfe einer geschlossenen analytischen Untersuchung - durch Störfallsimulation - ermittelt werden. Die Untersuchung muß sich hier in wesentlichen Punkten auf Expertenschätzungen stützen. Damit diese Abschätzung auf einer möglichst breiten Grundlage steht, wurde eine internationale Expertenbefragung zu wesentlichen, das Ausmaß der Energiefreisetzung beeinflussenden Phänomenen durchgeführt. Mit Hilfe dieser Expertenbefragung wurden Wahrscheinlichkeiten für das Überschreiten einer mechanische Energiefreisetzung von 400 bzw. 50 und 150 MJ bei einem "Unkontrollierten Kerndurchsatzstörfall" (UKDS) ermittelt (Tabelle 9-3).

Tab. 9-3:

Überschreitenswahrscheinlichkeit für mechanische Energiefreisetzung (auf Grundlage der Expertenbefragung)

Mechanische Energiefreisetzung [MJ]	Überschreitenswahrscheinlichkeit pro UKDS [in %]
> 50	5,2
> 150	1,2
> 400	0,3

Daraus ergibt sich eine Wahrscheinlichkeit von etwa 95 %, daß bei einem UKDS weniger als 50 MJ mechanische Energie freigesetzt werden. Mit mehr als 50 % Wahrscheinlichkeit wird überhaupt keine mechanische Energie freigesetzt.

Der UKDS wird im Genehmigungsverfahren eingehend untersucht. Zudem wurde für dieses Einleitungsereignis mit $1,2 \cdot 10^{-6}/a$ die größte Häufigkeit im Vergleich zu den anderen Einleitungsereignissen abgeschätzt. Aus diesen Gründen wurde der UKDS in der Unfallanalyse als Basisfall behandelt.

Daneben wurde aber auch untersucht, ob sich für eine Kernzerstörung durch "Unzureichende Wärmeabfuhr bei Versagen der Reaktorabschaltung" (UWVA) oder durch "Versagen der Nachwärmeabfuhrsysteme bei abgeschaltetem Reaktor" (ANWA) andere Auswirkungen auf den Sicherheitseinschluß und auf das Radionuklidverhalten ergeben können. Für beide Einleitungsereignisse zeigten sich, was die Freisetzung mechanischer Energie angeht, keine wesentlichen Unterschiede zum UKDS.

Bei einer mechanischen Energiefreisetzung über 400 MJ könnte es nach Versagen der Tauchplattenabstützung zum Versagen des Drehdeckelsystems und als direkte Folge zum Versagen der Zellenabdeckung zwischen innerem und äußerem Containment kommen. Das Versagen des Drehdeckelsystems wird durch den Aufschlag des Natriums verursacht, das bei einer Leistungsexkursion nach oben geschleudert wird ("Natrium-Hammer").

Beim Einleitungsereignis ANWA ist ein Natrium-Hammer nicht zu erwarten, da bei Eintritt der Kernzerstörung der Natriumspiegel bereits weit abgesunken ist. Bei Energiefreisetzungen unterhalb des Auslegungswertes ist ein Versagen des Drehdeckels auszuschließen. Unter ungünstigen Voraussetzungen könnte aber durch die Energiefreisetzung der Reaktortank abreißen (mechanisch versagen) und beim Abstürzen die Abstützung des Doppeltanks sowie in der Folge die darunter liegenden Systeme (Bodenkühleinrichtung, Natriumauffangwanne) zerstören. Damit würde die Wärmeabfuhr aus dem Containment erheblich beeinträchtigt. Ein mechanisches Tankversagen in der beschriebenen Art ist vor allem dann anzunehmen, wenn bei Eintritt der mechanischen Energiefreisetzung der Reaktortank bereits wesentlich über seine Betriebstemperatur aufgeheizt ist. Dies ist bei den Einleitungsereignissen UWVA und ANWA der Fall.

Der Reaktortank wird durchschmolzen, wenn die Nachwärme aus den geschmolzenen Kernmaterialien, die sich auf den tankinternen Strukturen ablagern, nicht ausreichend abgeführt werden kann. In Tabelle 9-4 ist zusammengestellt, mit welcher Wahrscheinlichkeit es bei den Einleitungsereignissen UKDS, UWVA

und ANWA zu einer der drei genannten Tankversagensarten kommen kann. Außerdem ist die Häufigkeit der Einleitungsereignisse angegeben.

Tab. 9-4:

Wahrscheinlichkeit für Tankversagen bei den Einleitungsereignissen UKDS, UWVA und ANWA

Einleitungsereignis	Häufigkeit	Bedingte Wahrscheinlichkeit für Tankversagen		
		Drehdeckelversagen	Mechanisches Tankversagen	Thermisches Versagen (Durchschmelzen)
UKDS	$1,2 \cdot 10^{-6}/a$	$3 \cdot 10^{-3}$	$3 \cdot 10^{-4}$	$7 \cdot 10^{-2}$
UWVA	$1,2 \cdot 10^{-7}/a$	$5 \cdot 10^{-3}$	$1 \cdot 10^{-2}$	0,99
ANWA	$3,0 \cdot 10^{-7}/a$	-	0,5	0,5

Aus dieser Tabelle läßt sich entnehmen, daß bei einem UKDS der geschmolzene Kern mit einer Wahrscheinlichkeit von über 90 % im Tank zurückgehalten wird. Bei den anderen Einleitungsereignissen kommt es dagegen immer zum Tankversagen, beim UWVA fast immer zum Durchschmelzen, beim ANWA mit je 50 % Wahrscheinlichkeit zum mechanischen Versagen oder zum Durchschmelzen.

Für die Unfallabläufe, bei denen der Reaktortank versagt, wurden die weiteren Vorgänge im Containment untersucht. Wenn der Tank nicht versagt, sind die Konsequenzen einer Kernzerstörung für eine Risikoabschätzung nicht von Bedeutung.

Der SNR-300 erhält ein Doppelcontainment. Dieses besteht aus einem inneren Containment, in dem sich das gesamte Primärsystem befindet, und einem äußeren Containment, welches das innere Containment umschließt. Das äußere Containment ist wiederum von einer Stahlblechhülle umgeben. Der dazwischenliegende Raum ("Reventingspalt") wird nach einem Störfall durch Abpumpen von Luft ins äußere Containment auf Unterdruck gehalten ("Reventingbetrieb"). Leckagen aus dem Reventingspalt nach außen werden damit verhindert. Erst wenn durch die eingepumpte

Luft der Druck im äußeren Containment zu hoch ansteigt, wird Luft aus dem äußeren Containment über Filter und Kamin nach außen abgegeben ("Exventingbetrieb").

Große Bereiche des äußeren Containments werden während des Betriebs be- und entlüftet. Bei einem Störfall werden die Lüftungssysteme abgeschaltet und die Armaturen in den Zu- und Abluftkanälen geschlossen, so daß die Containmentatmosphäre von der Umgebung abgeschlossen ist ("Containmentabschluß").

Inneres und äußeres Containment werden mit Kühlsystemen zur Abfuhr der während des Betriebs und nach Störfällen in das Containment eingebrachten Wärme ausgerüstet. Für Unfälle mit Tankversagen ist insbesondere die Bodenkühleinrichtung von Bedeutung. Die geschmolzenen Kernmaterialien werden in dieser Einrichtung aufgefangen, wenn sie den Tank durchdrungen haben. Durch ein Kühlsystem kann die Nachwärme aus den geschmolzenen Kernmaterialien abgeführt werden. Die Wärmeabfuhr wird außerdem dadurch unterstützt, daß sich im inneren Containment, das mit Stickstoff inertisiert ist, ein Stickstoff-Naturumlauf einstellt, der die Wärme auf größere Raumbereiche verteilt. Der Stickstoff-Naturumlauf, der ohne aktive Maßnahmen in Gang kommt, könnte unterbrochen werden, wenn die Natriumauffangwanne unterhalb des Reaktortanks versagt.

Wenn durch extrem hohe mechanische Energiefreisetzungen das Drehdeckelsystem des Reaktortanks und die Zellenabdeckung zwischen innerem und äußerem Containment versagen, hat die Funktion der meisten Systeme im Containment keinen nennenswerten Einfluß auf den Unfallablauf und die Radionuklidfreisetzung in die Umgebung. Bei einem solchen Unfallablauf werden große Mengen Natrium (ca. 80 t) und nahezu der gesamte Reaktorkern in das äußere Containment ausgeworfen. Durch Natriumbrand baut sich sehr rasch ein Druck auf, der nach einigen Minuten zum Überdruckversagen des äußeren Containments führt. Damit kommt es zu einer massiven Radionuklidfreisetzung in die Umgebung. Sollte der Containmentabschluß versagen, käme es nicht erst

einige (ca. 5) Minuten, sondern direkt nach der Kernzerstörung zur Radionuklidfreisetzung in die Umgebung.

Für andere Unfallabläufe, bei denen der Reaktortank innerhalb des inneren Containment mechanisch oder thermisch versagt, hängen Zeitpunkt, Ausmaß und nähere Umstände der Radionuklidfreisetzung von der Funktion der verschiedenen Containmentsysteme ab.

Im Sinne einer Risikoabschätzung wurde darauf verzichtet, die große Zahl aller denkbaren Kombinationen von Systemausfall und Systemfunktion im einzelnen zu untersuchen. Es wurden vielmehr 7 "Rechenfälle" untersucht, die in den Konsequenzen die anderen Ereignisabläufe abdecken. In Tabelle 9-5 ist zusammengestellt, von welchen Einleitungsereignissen und Tankversagensarten diese Rechenfälle ausgehen und welche Containmentsysteme jeweils als ausgefallen bzw. funktionsfähig betrachtet wurden. Fall 8 behandelt den geschilderten Unfallablauf mit Versagen von Drehdeckel und Zellenabdeckung.

Tab. 9-5:
Zusammenstellung der Containmentrechenfälle

Fall Nr.	Einleitungsereignis	Tankversagen	Systemausfälle						
			inneres Containment			äußeres Containment			
			E	N	D	A	K	R	E
1	UKDS	t	+	+	+	+	+	+	+
2	UKDS	t	+	+	+	-b	+	o	o
3	UWVA	t	-	+	-	-a	-	-	-
4	UWVA	m	-	-	-	-a	-	-	-
5	ANWA	t	-	+	-	+	-	-	-
6	ANWA	t	-	+	-	-b	-	-	-
7	ANWA/UWVA	m	-	-	-	+	-	-	-
8	UKDS	d	-	o	-	+	-	-	-

Systeme:

- B = Bodenkühlung
- N = Stickstoffnaturumlauf
- D = Dampfdruckentlastungssystem
- A = Containmentabschluss
- K = Kühlung im äußeren Containment
- R = Reventing-System
- B = Exventing-System

Tankversagensarten:

- t = thermisch (Durchschmelzen)
- m = mechanisch (Tankabreißen)
- d = Deckel (und Zellenabdeckung)

- + = System funktioniert
- = System ausgefallen
- o = System nicht relevant
- a = Abluftbetrieb
- b = Klappen schließen nicht

9.3 Radionuklidfreisetzung

Für die in Tabelle 9-5 zusammengestellten Rechenfälle wurde untersucht, welcher Anteil des Nuklidinventars aus dem Reaktorkern in das Containment freigesetzt wird, welcher Teil davon im Containment abgeschieden wird und welcher Teil in die Umgebung gelangt.

Das Nuklidinventar wurde für die verschiedenen Spalt- und Brutzonen und für den Reflektor des Mark-Ia-Kerns berechnet. Wesentlich für die Radionuklidfreisetzung bei Unfällen ist das Inventar in der inneren und äußeren Spaltzone, da in diesen Bereichen die größte Aktivität (75 %) enthalten ist und hauptsächlich auch aus diesen Zonen freigesetzt wird.

Für die Untersuchung der Radionuklidfreisetzung aus dem Kern wurde unterschieden zwischen einer spontanen Freisetzung aus dem Brennstoff im Reaktortank in die umgebende Atmosphäre und einem verzögerten Quellterm, der von Brennstoff und Natrium in der Bodenkühleinrichtung herrührt.

Zur Untersuchung der atmosphärischen Transportvorgänge von Radionukliden in der Containmentatmosphäre wurde die Struktur des SNR-Containments durch mehrere Raumbereiche (inneres/äußeres Containment, Reventingspalt) erfaßt. Für gasförmige Spaltprodukte, z.B. Edelgase, organisches Jod, wurden keine natürlichen Rückhaltemechanismen im Containment angenommen. Bei den übrigen feststoffartigen Radionukliden werden dagegen Abscheidungsprozesse (Sedimentation, Diffusion, Thermophorese) wirksam.

Für die in Tabelle 9-5 zusammengestellten Rechenfälle wurden die Zeitverläufe der Freisetzung aus der Anlage berechnet. Dabei zeigte sich, daß die acht Rechenfälle in insgesamt fünf Freisetzungskategorien zusammengefaßt werden können, da einige zu ähnlichen Freisetzungsverläufen führen.

Tabelle 9-6 zeigt die Zuordnung von Rechenfällen und Freisetzungskategorien:

Tab. 9-6:

Zuordnung von Containmentrechenfällen
und Freisetzungskategorien

Freisetzungskategorie	Containmentrechenfall
1	8 + 4
2	7
3	3 (+2+6)
4	5
5	1

In Tabelle 9-7 werden die Freisetzungskategorien beschrieben und die jeweiligen Freisetzungsverläufe durch die freigesetzten Anteile des Kerninventars zu charakteristischen Zeitpunkten dargestellt.

Wesentlich für die Auswirkungen einer Freisetzung sind neben der Aktivität, die durch den freigesetzten Anteil des Kerninventars beschrieben wird, Zeitpunkt und Dauer der Freisetzung sowie vor allem die Freisetzungshöhe und die mitgeführte thermische Energie. Diese Werte sind in Tabelle 9-7 für die Freisetzungskategorien angegeben. Dort sind noch weitere Daten - Häufigkeiten, Freisetzung aus Brennelementlagern - enthalten, auf die weiter unten eingegangen wird.

Kategorie 1 umfaßt alle Unfallabläufe, bei denen infolge einer Kernzerstörung der Reaktortank und das innere Containment zerstört sowie der Brennstoff und ein Teil des Natriums ins äußere Containment ausgeworfen werden. Durch den hierbei entstehenden Natriumbrand kommt es sehr rasch zum Versagen der Schleusendichtungen, wodurch radioaktive Stoffe über das Hilfsanlagengebäude freigesetzt werden.

Der Containment-Rechenfall 4, bei dem es durch den Ausfall des Reaktorschutzsystems bei weiterlaufender Lüftung wegen hoher Energiefreisetzung zu einem mechanischen Versagen des Reaktor-

Tab. 9-7:
Freisetzungskategorien

Freisetzungskategorie	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 _{org}	NaJ	Cs, Rb	Te, Sb ¹⁾	Ba, Sr	La ²⁾
1	Kernzerstörung, Versagen Drehdeckel und Zellenabdeckung, Überdruckversagen äußeres Containment	0	1	100	530	1 E-8	1	-	0,15	0,15	0,05	0,05	
								5,0 E-3	2,4 E-5	5,2 E-5	7,6 E-5	5,4 E-7	2,0 E-7
2	Kernzerstörung, mechanisches Tankversagen, Auffangwanne defekt, keine Energieversorgung	0	1	10	-		2,5 E-1	-	4,8 E-4	1,4 E-3	3,0 E-3	7,4 E-7	
		25	1	100	15	2 E-7	5,7 E-1	2,0 E-3	2,0 E-2	1,1 E-3	1,4 E-2	4,0 E-4	
		33	2	100	-		1,8 E-1	8,0 E-3	7,5 E-3	6,0 E-5	4,1 E-3	1,5 E-4	1,5 E-4
3	Kernzerstörung, thermisches Tankversagen, ungefilterte, Abluft	0	3	100	-		2,2 E-1	2,2 E-3	1,5 E-2	3,0 E-2	1,7 E-2	1,8 E-4	1,5 E-4
		22	1	100	-	2 E-8	2,6 E-1	2,6 E-3	6,1 E-3	3,0 E-4	5,9 E-3	1,2 E-4	1,2 E-4
		48	1	100	-		3,2 E-1	3,2 E-3	6,7 E-3	-	5,5 E-3	1,4 E-4	1,4 E-4
4	Kernzerstörung, thermisches Tankversagen, Containmentabschluss, keine Energieversorgung	2	1	10	-		7,4 E-5	7,4 E-7	8,8 E-6	1,6 E-5	7,9 E-6	9,3 E-8	9,3 E-8
		10	1	10	-	2 E-7	8,0 E-4	8,0 E-6	1,3 E-5	2,6 E-5	1,6 E-5	1,6 E-7	1,0 E-7
		25	1	10	-		5,5 E-3	5,5 E-5	1,2 E-5	3,4 E-6	2,5 E-7	2,4 E-7	2,4 E-7
		48	1	10	-		3,8 E-2	3,8 E-4	6,4 E-5	-	5,2 E-5	1,3 E-6	1,3 E-6
		100	1	10	-		0,96	9,6 E-3	7,6 E-4	-	6,3 E-4	1,6 E-5	1,6 E-5
5	Kernzerstörung, thermisches Tankversagen	240	1	100	-		6,2 E-3	6,2 E-7	4,6 E-10	8,3 E-10	6,0 E-10	5,6 E-12	4,4 E-12
		280	1	100	-		6,2 E-3	6,2 E-7	4,6 E-10	8,3 E-10	6,0 E-10	5,6 E-12	4,4 E-12
		320	1	100	-		6,2 E-3	6,2 E-7	4,6 E-10	8,3 E-10	6,0 E-10	5,6 E-12	4,4 E-12
							Freigesetzter Anteil des RE-Lagerinventars						
A	Kühlungsausfall ne- triumgekühltes Brennelement-Lager	100	1	100	15		-	-	7,3 E-3	-	4,4 E-4	-	-
		102	1	100	15	4 E-5	-	-	3,5 E-2	2,2 E-2	4,1 E-3	1,1 E-9	1,1 E-10
		130	2	100	-		1,0	1,0 E-2	9,0 E-3	9,0 E-3	1,2 E-2	5,7 E-6	5,7 E-7
8	Kühlungsausfall gasgekühltes Brennelement-Lager	140	3	100	-	10 ⁻³	0,5	5,0 E-5	5,0 E-6	5,0 E-6	5,0 E-7	5,0 E-10	-
		200	2	100	-		0,5	5,0 E-5	5,0 E-6	5,0 E-6	5,0 E-7	5,0 E-10	-

¹⁾ enthält Se
²⁾ enthält Ru, Rh, Co, Mo, Tc, Y, La, Zr, Nb, Ce, Pr, Nd, Hf, Pt, Au, Cm

tanks mit einer Beschädigung der Natriumauffangwanne kommt, wurde mit dem Containment-Rechenfall 8 in der Freisetzungskategorie 1 zusammengefaßt. In dieser Kategorie dominiert die Freisetzung des Falles 8, während für die Eintrittshäufigkeit die Summe gebildet wurde. Diese Kategorie führt zu den größten Freisetzungen.

Die Kategorien 2 und 4 enthalten Unfallsequenzen, bei denen der Lüftungsabschluß nach einer Kernzerstörung erfolgt, aber aktive Sicherheitssysteme ausfallen. Als abdeckende Ereigniskette wurde unterstellt, daß sämtliche aktiven Sicherheitssysteme ausfallen. Die Kategorien unterscheiden sich dadurch, daß bei Kategorie 2 darüber hinaus noch eine defekte Natriumauffangwanne angenommen wird. Nach etwa einem Tag versagt in diesem Fall das Containment durch Wasserstoffexplosion, und es kommt zu einer massiven Spaltproduktfreisetzung, die aber deutlich niedriger als bei Kategorie 1 ist.

Kategorie 3 enthält Unfallabläufe, bei denen nach einer Kernzerstörung kein Lüftungsabschluß des äußeren Containments herbeigeführt wird und das betriebliche Abluftsystem weiterläuft. Eingeleitet werden die Sequenzen durch den Ausfall des Reaktorschutzsystems. Da das innere Containment als Barriere wirksam ist, gelangen die ins innere Containment freigesetzten radioaktiven Stoffe lediglich über Leckagen ins äußere Containment. Gegenüber der Kategorie 1 ergeben sich daher erheblich niedrigere Freisetzungswerte.

Kategorie 5 umfaßt diejenigen Unfallabläufe, bei denen es nach einer Kernzerstörung zum Durchschmelzen des Reaktortanks kommt, wobei jedoch alle zur weiteren Störfallbeherrschung notwendigen Systeme funktionieren. Durch den Reventingbetrieb wird eine Freisetzung radioaktiver Stoffe für die Dauer von 10 Tagen verhindert, wobei die Aktivität in der Sicherheitsbehälteratmosphäre durch radioaktiven Zerfall und Abscheideprozesse stark abnimmt. Nach dieser Zeit wird die Containmentatmosphäre gezielt über Filter und Kamin nach außen entlüftet. Unfälle dieser Kategorie führen zu den geringsten Freisetzungswerten nach Kernzerstörung mit Tankversagen. Eine Kernzerstörung, bei

der der geschmolzene Kern im Tank zurückgehalten wird, hätte noch geringere Freisetzungen als Kategorie 5 zur Folge. Solche Fälle wurden nicht weiter untersucht.

Für die Freisetzungshöhe wurden drei Fälle unterschieden:

- Freisetzung durch Exventing- bzw. Abluftbetrieb,
- Freisetzung nach Überdruckversagen des äußeren Containments,
- Freisetzung infolge Leckagen durch die Stahlblechhülle.

Beim Exventing- bzw. Abluftbetrieb werden die radioaktiven Stoffe über Kamin (H = 100 m) abgegeben. Beim Versagen des äußeren Containments infolge von Überdruck wurde angenommen, daß der Freisetzungsweg über die Dichtungen der Materialschleuse in das Hilfsanlagengebäude und von dort über Abluftkanal und Kamin verläuft. Wegen der mitgeführten thermischen Energie, die einen thermischen Auftrieb der freigesetzten Stoffe bewirkt, hat die Freisetzungshöhe in diesem Fall nur geringen Einfluß auf die weitere Ausbreitung der Radionuklide in der Atmosphäre. Beim Ausfall des Reventing-Systems gelangen radioaktive Stoffe über Leckagen der Stahlblechhülle in den angrenzenden Ringraum. Dort können sie sowohl über die Zuluft- als auch über die Abluftöffnungen in die Umgebung freigesetzt werden. Da niedrige Freisetzungshöhen eine geringere atmosphärische Verdünnung bewirken, wurde in diesen Fällen pessimistisch eine Freisetzungshöhe von 10 m angesetzt.

Wie bereits erwähnt, wird mit den Radionukliden auch thermische Energie freigesetzt, die einen Auftrieb der Wolke bewirkt. Zur realistischen Ermittlung der Unfallfolgen wird die mit der Hauptspaltproduktfreisetzung im jeweiligen Intervall verbundene Energieaustragsrate angegeben. Sie ergibt sich aus dem Energieüberschuß der aus dem Containment strömenden Gase gegenüber der umgebenden Atmosphäre. Die thermische Energie wird nur für die Fälle angegeben, in denen chemische Reaktionen einen erheblichen Energieeintrag in die Atmosphäre des äußeren Containments mit sich bringen.

Die Freisetzungsanteile sind auf das Radionuklidinventar beim Eintritt des Störfalls bezogen. Die Verminderung der Aktivität durch radioaktiven Zerfall bis zum Zeitpunkt der Freisetzung ist hierbei nicht enthalten.

9.4 Brennelementlager

Der SNR-300 hat ein natriumgekühltes und ein gasgekühltes Lager für verbrauchte Brennelemente.

● Natriumlager

Beim Brennelementwechsel oder bei einer Entladung aus dem Reaktorkern entnommene Brennelemente werden zunächst im Natriumlager gelagert. Es ist für eine Nachwärmeleistung von 1,15 MW ausgelegt. Für die Abfuhr der Nachwärme stehen drei Kühlkreisläufe zur Verfügung. Wenn alle Kühlkreisläufe ausfallen, heizt die Nachwärme das Natrium und die umgebenden Strukturen auf. Wenn sich im Natriumlager 199 Brennelemente befinden - dies entspricht der maximalen Beladung -, die eine Leistung von 0,85 MW erzeugen, wird die Natrium-Siedetemperatur nach etwa 100 Stunden erreicht. Im weiteren Verlauf kann dies zum Versagen des Tanks führen. In der Folge kommt es zum Druckaufbau im äußeren Containment und schließlich zum Versagen des Containments. Für diesen Ablauf wurde die Radionuklidfreisetzung in die Umgebung untersucht. Die Ergebnisse sind in Freisetzungskategorie A (Tabelle 9-7) zusammengefasst.

● Gaslager

Nach einer Abklingzeit von einigen Monaten können die Brennelemente vom Natriumlager in das Gaslager umgesetzt werden. Im Gaslager wird bei maximaler Brennelementbelegung eine Leistung von 1,12 kW produziert. Die Nachwärme wird über ein Stickstoff-Kühlsystem abgeführt, das aus drei Redundanzen besteht.

Beim totalen Ausfall der Kühlung kann es auch hier zum Versagen der Brennstabhüllen und des Lagertanks kommen. Ein Überdruckversagen des äußeren Containments ist nicht zu erwarten. Radionuklide werden erst dann in die Umgebung freigesetzt, wenn nach einigen Tagen von Reventing- auf Exventingbetrieb umgeschaltet wird. Die Freisetzungen, die sich bei einem solchen Ablauf ergeben, werden in Freisetzungskategorie B (Tabelle 9-7) erfaßt.

9.5 Einwirkungen von außen

Neben anlagenintern ausgelösten Störungen wurden auch mögliche Einwirkungen von außen auf die Anlage daraufhin untersucht, ob sie eine Kernzerstörung und in der Folge eine Aktivitätsfreisetzung verursachen können.

Eine Reihe von Einwirkungen wurde qualitativ untersucht (Hoch- und Niedrigwasser, Unwetter, Blitzschlag, Explosionsdruckwellen, Einwirkung von schädlichen Stoffen, außerdem - als "quasi-externe" Störfälle - Turbinenzerknall und Druckbehälterversagen im Maschinenhaus). Diese qualitativen Untersuchungen führten zu dem Ergebnis, daß diese Einwirkungen keinen wesentlichen Risikobeitrag verursachen können.

Detaillierter wurden die Einwirkungen durch Erdbeben und Flugzeugabsturz untersucht. Dabei hat sich gezeigt, daß der Flugzeugabsturz praktisch keinen Risikobeitrag liefert. Zur Einwirkung durch Erdbeben wurden standortspezifische Lastannahmen und Überschreitenswahrscheinlichkeiten für Erdbebenintensitäten am Standort ermittelt. Die Intensität VII des Sicherheitserdbebens wird danach mit einer Häufigkeit von ca. $4 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr überschritten. Die Überschreitenswahrscheinlichkeit für die Intensität VIII beträgt ca. $7 \cdot 10^{-8}$ pro Jahr.

Von diesen Untersuchungen ausgehend wurden für wichtige Gebäude, Bauteile und Komponenten dynamische Berechnungen durchgeführt, um erdbebenbedingte Versagenswahrscheinlichkeiten zu

ermitteln. Die Zielrichtung dabei war, abzuschätzen, mit welcher Häufigkeit Erdbebeneinwirkungen zum Versagen der Reaktorschnellabschaltung, der Nachwärmeabfuhr oder der Containment-Integrität führen. Diese Untersuchungen führten zu den in Tabelle 9-8 enthaltenen Ergebnissen.

Tab. 9-8:

Häufigkeit von Systemversagen durch Erdbebeneinwirkung

Systemversagen	Häufigkeit
NWA-Ausfall (ANWA) mit Containment-Abschluß	$10^{-8}/a$
NWA-Ausfall (ANWA) ohne Containment-Abschluß	$10^{-8}/a$
Ausfall Reaktorschnellabschaltung (UKDS) mit Containment-Abschluß	$< 6 \cdot 10^{-8}/a$
Ausfall Reaktorschnellabschaltung (UKDS) ohne Containment-Abschluß	$< 4 \cdot 10^{-8}/a$

9.6 Häufigkeiten der Unfallabläufe

Für die Risikoabschätzung wurde die Häufigkeit derjenigen Unfallabläufe ermittelt, die in den Freisetzungskategorien beschrieben werden. Diese Häufigkeiten werden durch folgende Größen bestimmt:

- Häufigkeit der Kernzerstörung,
- bedingte Wahrscheinlichkeiten für Deckel- bzw. Tankversagen,
- bedingte Wahrscheinlichkeit für Versagen des Containmentabschlusses.

In der Unfallanalyse wurden zum Teil auch andere Systeme, die den Unfallablauf beeinflussen, als ausgefallen behandelt (ins-

besondere Containment-Kühlsysteme, vgl. Tabelle 9-5). Für diese Systeme wurde bei den entsprechenden Abläufen vereinfachend die Versagenswahrscheinlichkeit 1 angenommen.

Die Häufigkeiten der Kernzerstörung sowie der Deckel- und Tankversagensarten wurden bereits in den vorhergehenden Abschnitten 9.1 und 9.2 genannt.

Für die Wahrscheinlichkeit des Containmentversagens hat die Zuverlässigkeitsanalyse folgende Werte ergeben: bei den Einleitungsereignissen UKDS und ANWA $2 \cdot 10^{-3}$, für das Einleitungsereignis UWVA 10^{-1} ; der Wert liegt hier höher, da bei diesem Ablauf das Reaktorschutzsystem ausgefallen ist.

Die Häufigkeiten der Unfallabläufe, die mit diesen Werten ermittelt wurden, sind in Tabelle 9-7 für die Freisetzungskategorien 1 bis 5 eingetragen. Die Häufigkeiten der Freisetzungskategorien A und B ergeben sich direkt aus den Häufigkeiten für den Ausfall der Kühlung beim Natrium- bzw. Gaslager.

In die zu erwartenden Häufigkeiten pro Jahr der Freisetzungskategorien 1 bis 5 fließt eine ganze Reihe von Schätzwerten ein. Diese Häufigkeiten sind daher mit Schätzunsicherheiten behaftet.

Tab. 9-9:

Bandbreiten der Eintrittshäufigkeit von Freisetzungskategorien (anlageninterne Ursachen)

Freisetzungskategorie	Eintrittshäufigkeit [pro Jahr]		
	untere Schranke	Punktwert	obere Schranke
1	$2 \cdot 10^{-10}$	$6 \cdot 10^{-9}$	$5 \cdot 10^{-7}$
2	$2 \cdot 10^{-9}$	$1 \cdot 10^{-7}$	$5 \cdot 10^{-6}$
3	$2 \cdot 10^{-10}$	$1 \cdot 10^{-8}$	$1 \cdot 10^{-6}$
4	0,0	$1 \cdot 10^{-7}$	$3 \cdot 10^{-6}$
5	$7 \cdot 10^{-9}$	$2 \cdot 10^{-7}$	$8 \cdot 10^{-6}$

Aufgrund der Streubreiten wesentlicher Einflußgrößen wurden Bandbreiten für den anlageninternen Anteil der Häufigkeiten von Freisetzungskategorien ermittelt. Tabelle 9-9 zeigt für die Freisetzungskategorien 1 bis 5 jeweils den Punktwert, die untere und die obere Schranke der Bandbreite. Die Bandbreite entspricht etwa einem 90%-Vertrauensintervall, d.h. daß noch jeweils etwa 5 % der Häufigkeiten oberhalb oder - außer bei Freisetzungskategorie 4 - unterhalb der Bandbreite liegen können.

Die Bandbreiten der Häufigkeiten durch Erdbebeneinwirkung und der Häufigkeiten für Freisetzung aus den Brennelementlagern wurden nicht quantifiziert. Doch ist hieraus keine wesentliche Verschiebung des Gesamtbildes zu erwarten.

10. UNFALLFOLGEN

Um einen Risikovergleich zwischen SNR-300 und DWR auch anhand der Unfallfolgen in der Umgebung durchführen zu können, werden in diesem Kapitel die Unfallfolgen ermittelt, die durch eine unfallbedingte Freisetzung radioaktiver Stoffe verursacht werden können. Die Vorgehensweise wurde weitgehend aus der "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke" übernommen. Abweichungen werden in Abschnitt 10.1 dargelegt und begründet. In Abschnitt 10.2 werden die Freisetzungsdaten zusammengestellt, die in der anlagentechnischen Analyse (Kapitel 4 bis 8) ermittelt wurden. In Abschnitt 10.3 werden die Ergebnisse der Unfallfolgenrechnungen mitgeteilt und die Aussagesicherheit der Ergebnisse diskutiert.

Da es bei der vorliegenden Studie darum geht, das Risiko einer bestimmten Anlage abzuschätzen, wurden für die Berechnung der Unfallfolgen die Verhältnisse am Standort dieser Anlage zugrunde gelegt.

10.1 Unfallfolgenmodell

10.1.1 Einleitung

Das Unfallfolgenmodell der "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke" (DRS) (GE 79, GE 81b) ist in den Jahren 1977/78 erstellt worden. Es wurde im Hinblick auf die Abschätzung des Risikos konzipiert, das mit dem Betrieb eines Kollektivs von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren (LWR) verbunden ist. Dem erteilten Auftrag gemäß, lehnt es sich in vielen Teilen an das entsprechende Unfallfolgenmodell der amerikanischen Reaktorsicherheitsstudie WASH-1400 (UN 75) an, die 1974 in einer Entwurfsfassung (Draft Version) und 1975 in der endgültigen Fassung (Final Version) erschienen ist. Mit einer Überarbeitung des vorliegenden Modells im Rahmen der Phase B der "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke" wurde begonnen; die Bearbeitung dürfte sich noch über ca. 2 Jahre erstrecken. Die vor-

liegende Risikoabschätzung wurde mit einer modifizierten Version des Unfallfolgenmodells (UFOMOD/B3) durchgeführt.

Bei der Erstellung einer risikoorientierten Analyse für den SNR-300 an dem speziellen Standort Kalkar gibt es folgende Gesichtspunkte, die eine Modifikation des Unfallfolgenmodells nahelegen:

- A) veränderte Freisetzunganteile der einzelnen Radionuklide gegenüber einem LWR,
- B) Anwendung auf einen Einzelstandort,
- C) neuere wesentliche wissenschaftliche Erkenntnisse seit der Konzeption der amerikanischen und deutschen LWR-Risikostudie.

Unter Berücksichtigung der Tatsache, daß es

- für die vorliegende Studie nicht möglich ist, die Entwicklung des Unfallfolgenmodells der "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke", Phase B, abzuwarten, bei der auch diese Gesichtspunkte berücksichtigt werden könnten,
- bei der vorliegenden Studie vor allem auf einen Vergleich der Risiken von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren und dem SNR-300 ankommt,

wurde bezüglich der oben aufgeführten Gesichtspunkte wie folgt vorgegangen:

zu A): Leichtwasserreaktoren - Schnelle Brüter

Schnelle Brüter haben gegenüber Leichtwasserreaktoren ein relativ hohes Inventar an Aktiniden. Um den Einfluß der Aktiniden auf die Unfallfolgen besser zu erfassen, wurden folgende Modifikationen des Unfallfolgenmodells durchgeführt:

- Das für aride Klimazonen konzipierte Resuspensionsmodell, wie es in der amerikanischen Studie verwendet und in der DRS unverändert übernommen wurde, ist durch ein Modell er-

setzt worden, das die Vorgänge im humiden Klima, wie es in Mitteleuropa herrscht, besser beschreibt. Dies erschien notwendig, um die über diesen Expositionspfad zu erwartende Belastung realistischer einzuschätzen.

- Die Aktiniden wurden auch für den Expositionspfad Ingestion (= Nahrungsmittelaufnahme) in das Rechenmodell aufgenommen. Das war beim Unfallfolgenmodell der DRS nicht der Fall.

zu B): Kollektiv von Kernkraftwerken - Kernkraftwerke an einem speziellen Standort

Im Rahmen der DRS wurde ein Unfallfolgenmodell entwickelt, um das Risiko abzuschätzen, das aus dem Betrieb von 25 Kernkraftwerken an 19 Standorten in der Bundesrepublik Deutschland resultiert. Die Rechenmodelle und die zugehörigen Parameter- und Datensätze sind derart gewählt, daß die zu beschreibenden Vorgänge im Mittel annähernd richtig berechnet werden. Dieses Vorgehen ist trotz in Einzelfällen möglicher Abweichungen von den Durchschnittswerten erlaubt, wenn die zur Risikoabschätzung notwendigen Mittelwerte aus einer Vielzahl von Beiträgen gebildet werden.

Für Einzelstandorte ist diese Betrachtungsweise nur noch mit Einschränkungen zulässig, da regionale Gegebenheiten erhebliche Abweichungen vom mittleren Modellverhalten bedingen können. Ergebnisse von Risikoabschätzungen für Einzelstandorte sind darum unter dem Gesichtspunkt der im verwendeten Unfallfolgenmodell enthaltenen Vereinfachungen zu betrachten. So können im Modell derzeit topographische Daten sowie Spezifika der Flächennutzung nicht berücksichtigt werden, und auch die Modellierung der Schutz- und Gegenmaßnahmen ist nahezu unabhängig von standortspezifischen Gegebenheiten.

Um dennoch den Anforderungen von Risikoabschätzungen für Einzelstandorte Rechnung zu tragen, wurde das Rechenprogramm UFOMOD in einzelnen Punkten hinsichtlich der Gegebenheiten am

vorliegenden Standort überprüft und - soweit möglich - ertüchtigt. So weist der Standort Kalkar keine topographischen Besonderheiten auf und die Bevölkerungsdichte bzw. Personenzahl liegt im Nahbereich unter den mittleren Werten der LWR-Standorte in der DRS. Außerdem wurden die Wetterdaten der dem Standort naheliegenden Kernforschungsanlage (KFA) Jülich sowie die Häufigkeitsverteilung der Windrichtungen am Standort Kalkar verwendet.

zu C): Neuere wissenschaftliche Erkenntnisse

Seit der ersten Konzeption des Unfallfolgenmodells liegen neuere wissenschaftliche Erkenntnissen vor; von Bedeutung sind vor allem die jüngsten Empfehlungen der International Commission on Radiological Protection (ICRP-30) zum metabolischen Verhalten der Radionuklide. Aus diesem Grunde wurden neuere Dosisfaktoren berücksichtigt, die sich an diesen Empfehlungen orientieren. Die Notwendigkeit dazu ergab sich vor allem infolge einiger Änderungen bei den Aktiniden.

Auf die genannten Modifikationen wird in den folgenden Abschnitten im Detail eingegangen. Bei allen nicht speziell angesprochenen Punkten wurden die im Fachband 8 der DRS (GE 81b) beschriebenen Modelle und Parameter des Unfallfolgenmodells unverändert übernommen.

10.1.2 Modell der atmosphärischen Ausbreitung und Ablagerung

10.1.2.1 Wetterdaten

Für die meteorologischen Ausbreitungsrechnungen wurden die stündlichen synoptischen Aufzeichnungen der KFA Jülich aus dem Jahre 1977 verwendet. Es wurden 115 Wetterabläufe nach dem Verfahren der DRS ausgewählt.

10.1.2.2 Windrichtungshäufigkeiten

Die mittleren Häufigkeiten der Windrichtungen pro Jahr wurden aus den Angaben im Sicherheitsbericht des SNR-300 berechnet. Dort sind die Windrichtungshäufigkeiten für die nahe dem Standort Kalkar liegenden Orte Kleve und Bocholt, gemittelt über die Jahre 1951 bis 1960, in 45° Sektoren angegeben. Durch Mittelwertbildung und Umrechnung auf 10° Sektoren ergaben sich die in Tabelle 10-1 (1) und 10-1 (2) aufgeführten Zahlenwerte.

10.1.2.3 Windrichtungsänderungen

Das Rechenprogramm UFOMOD (ScVo 81) enthält als Option ein Modell zur Berücksichtigung von Windrichtungsänderungen während des Ausbreitungsvorganges. Es beruht auf einer azimutalen Versetzung der aus den einzelnen Freisetzungsphasen resultierenden Verteilungen in jedem Kreisring (Alao 79). Dieses Trajektorienmodell ist insbesondere dann anzuwenden, wenn standortspezifische Risikoabschätzungen für Freisetzungen mit zeitlich weit auseinanderliegenden Freisetzungsphasen durchzuführen sind. Sämtliche Unfallfolgenrechnungen erfolgten mit der genannten Option [NOSHFT=2 (ScVo 81)].

10.1.2.4 Ablagerung

Aufgrund neuerer wissenschaftlicher Erkenntnisse wurden für Ablagerung und Auswaschung realistischere Parameterwerte verwendet, die im Rahmen der DRS, Phase B, beibehalten werden sollen (HüVo 82). Die Ablagerungsgeschwindigkeiten bei trockener Ablagerung betragen für elementares Jod $v_d = 0,01$ m/s und für Aerosole $v_d = 0,001$ m/s (JoCh 82). Die nasse Ablagerung wird durch den "Washout-Koeffizienten" λ (Tabelle 10-2) nach den Ergebnissen in (BrVo 81, ScVo 81) beschrieben (siehe auch Tabelle 10-4 (1)). Edelgase werden weder trocken noch naß abgelagert.

Tab. 10-1 (2):

Bevölkerungsdaten

STANDORT NR. 101 KALKAR
 DER STANDORT LIEGT IN DER NETZ. ZONE NR. 1 JUELICH

KREISRING NR.	10	11	12	13	14	15	16	17	18
INNERER RADIUS (M)	16000.0	24000.0	36000.0	54000.0	80000.0	120000.0	160000.0	240000.0	360000.0
RADIUS FUER UNTERSBERECHNUNG (M)	20000.0	30000.0	45000.0	70000.0	100000.0	140000.0	200000.0	300000.0	450000.0
AUSSERER RADIUS (M)	24000.0	36000.0	54000.0	80000.0	120000.0	160000.0	240000.0	360000.0	540000.0
FLAECHE DES KREISRINGSEKTORS (M2)	2.79E+07	6.29E+07	1.41E+08	3.04E+08	6.98E+08	9.77E+08	2.79E+09	6.28E+09	1.41E+10
SEKTOR WINDRICHTUNG5- NR. MAHNSCHEN (M)	12849	10652	1108	8797	174527	244338	0	0	0
1	0.0310	5644	17338	23080	174527	244338	0	0	0
2	0.0410	4936	17687	105283	174527	244338	698110	0	0
3	0.0423	3743	17687	105283	174527	244338	698110	0	3534185
4	0.0536	4950	43739	129658	174527	244338	698110	0	3534185
5	0.0536	3496	19809	10654	174527	244338	698110	1570747	0
6	0.0536	1974	14392	24481	174527	244338	698110	1570747	0
7	0.0536	7962	7921	20824	174527	244338	698110	1570747	3534185
8	0.0368	48962	12601	29355	174527	244338	698110	1570747	3534185
9	0.0368	3754	8572	28716	174527	244338	698110	1570747	3534185
10	0.0368	4421	4754	15403	174527	244338	698110	1570747	3534185
11	0.0780	3296	60089	216731	174527	244338	698110	1570747	3534185
12	0.0780	10144	5424	699946	174527	244338	698110	1570747	3534185
13	0.0193	26728	114523	970624	174527	244338	698110	1570747	3534185
14	0.0193	4875	40918	518717	174527	244338	698110	1570747	3534185
15	8.0193	4944	432135	309466	174527	244338	698110	1570747	3534185
16	0.0193	4188	245366	750402	174527	244338	698110	1570747	3534185
17	0.0208	2447	23696	211923	174527	244338	698110	1570747	3534185
18	0.0208	10405	63506	318899	174527	244338	698110	1570747	3534185
19	0.0208	1985	16685	46822	174527	244338	698110	1570747	3534185
20	0.0208	7116	10568	66966	174527	244338	698110	1570747	3534185
21	0.0195	6517	11340	114309	174527	244338	698110	1570747	3534185
22	0.0192	9155	10982	128116	174527	244338	698110	1570747	3534185
23	0.0182	2762	18621	129425	174527	244338	698110	1570747	3534185
24	0.0182	8112	29721	120748	174527	244338	698110	1570747	3534185
25	0.0182	5685	11457	103559	174527	244338	698110	1570747	3534185
26	0.0264	3811	14693	18468	174527	244338	698110	1570747	3534185
27	0.0264	5365	20251	112286	174527	244338	698110	1570747	3534185
28	0.0264	5202	17767	120958	174527	244338	698110	1570747	3534185
29	0.0264	7788	91773	69272	174527	244338	698110	1570747	3534185
30	0.8213	6787	96778	123376	174527	244338	698110	1570747	3534185
31	0.0161	5713	5713	45533	174527	244338	698110	1570747	3534185
32	0.0161	5717	25947	105262	174527	244338	698110	1570747	3534185
33	0.0161	6936	10561	105861	174527	244338	698110	1570747	3534185
34	0.0161	6936	10561	105861	174527	244338	698110	1570747	3534185
35	0.0310	5544	11950	49481	174527	244338	698110	1570747	3534185
36	0.0310	5544	11950	49481	174527	244338	698110	1570747	3534185
0	1.8008	14261	3862	47186	174527	244338	698110	1570747	3534185
	276823	712408	285512	6760049	5759391	7574478	16754640	32085687	70683700

Tab. 10-2:

Washout-Koeffizienten für elementares Jod und Aerosole

Niederschlagsintensität [mm/s]	Washout-Koeffizient λ [1/s]	
	Elementares Jod	Aerosole
< 1	$3,7 \cdot 10^{-5}$	$2,9 \cdot 10^{-5}$
1-3	$1,1 \cdot 10^{-4}$	$1,22 \cdot 10^{-4}$
> 3	$2,37 \cdot 10^{-4}$	$3,40 \cdot 10^{-4}$

10.1.2.5 Resuspensionsmodell

Der Zusammenhang zwischen der Aktivitätskonzentration am Boden und der Aktivitätskonzentration in der Luft aufgrund der Resuspension abgelagerter Radionuklide wird durch den Resuspensionsfaktor $r(t)$ beschrieben. Bezüglich seines zeitabhängigen Verhaltens wurden in der "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke" die Modellannahmen aus WASH-1400 (UN 75) übernommen:

$$r(t) = r_0 \cdot e^{-\lambda_r t} + r_e$$

mit

$$\begin{aligned} r_0 &= 10^{-5} \text{ m}^{-1} \\ r_e &= 10^{-9} \text{ m}^{-1} \\ \lambda_r &= 2,15 \cdot 10^{-8} \text{ s}^{-1} \quad (T_{1/2} = 1,02 \text{ a}) \end{aligned}$$

Die Zahlenwerte der Parameter, die den Exponentialterm in obiger Gleichung bestimmen, beruhen auf der Auswertung von Experimenten in ariden Klimazonen (UN 75). Es wird seit längerem darauf hingewiesen, daß sowohl die Amplitude $r_0 = 10^{-5} \text{ m}^{-1}$ als auch die Halbwertszeit $T_{1/2} \cong 1 \text{ a}$ die Resuspension im humiden Klima überschätzt. Stellvertretend für die Vielzahl der neueren Veröffentlichungen seien (Li 78, Co 77, Ko 80a) aufgeführt; wie in diesen Arbeiten wird auch hier die Halbwerts-

zeit auf 1-2 Monate reduziert. Weiterhin wird für die Amplitude $r_o = 10^{-6} \text{ m}^{-1}$ angegeben, allerdings mit der Einschränkung, für urbane Gebietsstrukturen wegen mangelnden Datenmaterials weiterhin $r_o = 10^{-5} \text{ m}^{-1}$ zu verwenden. Aus diesem Grund wurden die schon in (UN 74) als Berechnungsgrundlage für Schnelle Brüter empfohlenen Zahlenwerte

$$\begin{aligned} r_o &= 10^{-5} \text{ m}^{-1} \\ r_e &= 10^{-9} \text{ m}^{-1} \\ \lambda_r &= 5,1 \text{ a}^{-1} \quad (T_{1/2} = 0,136 \text{ a}) \end{aligned}$$

zur Berechnung der Strahlenbelastung infolge Resuspension herangezogen.

10.1.3 Dosismodell

Die Unfallfolgenrechnungen der DRS basieren auf einem Dosismodell, in das für alle betrachteten Expositionspfade und Organe die Dosisfaktoren aus WASH-1400 (UN 75) eingehen. Aufgrund neuerer Empfehlungen der ICRP (IC 79a, IC 79b, IC 81) ergeben sich - vor allem bei den Aktiniden - zum Teil erheblich höhere Zahlenwerte für die Dosisfaktoren bezüglich Inkorporation. Außerdem mußten wegen der Erweiterung der Nuklidliste beim Ingestionspfad die Inkorporationsdaten und Dosisfaktoren für die Transurane neu berechnet werden.

10.1.3.1 Dosisfaktoren

Sämtliche Dosisfaktoren für die Expositionspfade "Inhalation" und "Ingestion" wurden aus dem Dosismodell des Rechenprogramms MARC (ClKe 81, Chao 82) übernommen. Die aufbereiteten Daten wurden in die Rechenprogramme UFOMOD und ESFAK zur Berechnung der effektiven Schadensfaktoren nach (Baua 80) integriert. Eine Dokumentation der erstellten Datensätze findet sich in (Eh 82).

Im Rahmen der Überarbeitung des Dosismodells wurden auch die Dosisfaktoren für den Expositionspfad "Externe Bestrahlung vom Boden" durch einen neuen Datensatz ersetzt, der auf den Ergebnissen des Oak Ridge National Laboratory (ORNL) (Ko 80b) basiert. Er ist ebenfalls - zusammen mit den zugehörigen effektiven Schadensfaktoren - in (Eh 82) angegeben.

Im einzelnen wurden folgende Verbesserungen durchgeführt:

- Implementierung neuer Dosisfaktoren nach ICRP 30 für die Organe Ganzkörper, Knochenmark, Lunge, Gonaden, Knochenoberfläche und Schilddrüse sowie die Expositionspfade
 - Inhalation von luftgetragenen Radionukliden aus der Aktivitätsfahne (IH),
 - Inhalation von resuspendierten Radionukliden, die schon am Boden abgelagert waren (IHR); dabei Anwendung des Resuspensionsmodells nach Abschnitt 10.1.2.5,
 - Inkorporation von Radionukliden über die Nahrungsmittelaufnahme (Ingestion IG),
- Implementierung neuer Dosisfaktoren für den Expositionspfad "Externe Bestrahlung vom Boden (EB)" nach ORNL (Ko 80b) unter Berücksichtigung der Tochternuklide.

Die Dosis wird bei allen Expositionspfaden - außer Ingestion - für die in Tabelle 10-4 (1) angegebenen 54 Radionuklide berechnet.

10.1.3.2 Inkorporationsdaten

Wegen der Berücksichtigung der Transurane wurde das Ingestionsmodell auf 15 Nuklide erweitert: ^{89}Sr , ^{90}Sr , ^{131}J , ^{133}J , ^{134}Cs , ^{136}Cs , ^{137}Cs , ^{239}Np , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{241}Am , ^{242}Cm , ^{244}Cm . Die zugehörigen Inkorporationsdaten sind in Tabelle 10-3 wiedergegeben.

Die Bestimmung der normierten integralen Aktivitätsinkorporation (I), worunter die aus dem Verzehr von kontaminierten Nah-

Tab. 10-3:
 Normierte integrale Konzentrationsfaktoren für den Expositionspfad "Ingestion"

Nuklid	Normierte integrale Konzentrationsfaktoren [Ci/(Ci/m ²)]			Summe
	Milch 1. Jahr (Kleinkinder)	Andere landwirtschaftliche Produkte 1. Jahr (Erwachsene)	Milch Folgejahre (Kleinkinder) Andere landwirtschaftliche Produkte Folgejahre (Erwachsene)	
Np-239	0,228 · 10 ⁻³	0,666 · 10 ⁺⁰	0,0	0,666 · 10 ⁺⁰
Pu-238	0,431 · 10 ⁻³	0,123 · 10 ⁺²	0,247 · 10 ⁻⁴	0,176 · 10 ⁺²
Pu-239	0,432 · 10 ⁻³	0,123 · 10 ⁺²	0,545 · 10 ⁻⁴	0,243 · 10 ⁺²
Pu-240	0,433 · 10 ⁻³	0,123 · 10 ⁺²	0,540 · 10 ⁻⁴	0,242 · 10 ⁺²
Pu-241	0,424 · 10 ⁻³	0,122 · 10 ⁺²	0,499 · 10 ⁻⁵	0,133 · 10 ⁺²
Am-241	0,864 · 10 ⁻¹	0,123 · 10 ⁺²	0,107 · 10 ⁻¹	0,243 · 10 ⁺²
Cm-242	0,472 · 10 ⁻¹	0,104 · 10 ⁺²	0,114 · 10 ⁻⁴	0,105 · 10 ⁺²
Cm-244	0,851 · 10 ⁻¹	0,123 · 10 ⁺²	0,237 · 10 ⁻²	0,149 · 10 ⁺²

rungsmitteln resultierende Aktivitätsinkorporation aufgrund einer einmaligen Oberflächenkontamination von Erdboden und Bewuchs (C_i ingestiert pro C_i/m^2) zu verstehen ist, beruht auf einer Analyse des Verhaltens und der Verteilung von Transuranen in terrestrischen Nahrungsketten. Dabei wurde zwischen vier verschiedenen Nahrungsmittelgruppen pflanzlichen und tierischen Ursprungs (Blattgemüse, sonstige pflanzliche Produkte, Milch- und Milchprodukte, Fleisch- und Fleischwaren) sowie vier Altersgruppen der Bevölkerung (Kleinkinder, Kinder, Jugendliche und Erwachsene) unterschieden. Das den Untersuchungen zugrunde liegende terrestrische Transportmodell folgt in seinen Grundzügen den Überlegungen, die üblicherweise zur Beurteilung der Sicherheit kerntechnischer Anlagen angewandt werden. Zur Genauigkeit der Ergebnisse ist jedoch anzumerken, daß der für eine detaillierte Betrachtung erforderliche Kenntnisstand bei Transuranen zum Teil sehr beschränkt und lückenhaft ist, so daß die Ergebnisse einen gewissen, aber nur schwer zu quantifizierenden Unsicherheitspielraum aufweisen. Die Einzelheiten der Untersuchung sind zusammenfassend in (BaSc 82) dokumentiert.

10.1.4 Modell der Schutz- und Gegenmaßnahmen

Das Modell der Schutz- und Gegenmaßnahmen des Unfallfolgenmodells der "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke", Phase A, wurde im Hinblick auf seine Anwendung bei Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren konzipiert. Bei diesem Kernkraftwerkstyp kommt den Spaltprodukten die dominierende Rolle zu. Die Schutz- und Gegenmaßnahmen orientieren sich deshalb an den für diese Radionuklidgruppe relevanten Organdosen.

Bei Kernkraftwerken mit Schnellen Brütern hingegen gewinnen die Aktiniden an Bedeutung. Unter diesem Gesichtspunkt läge es nahe, weitere Organdosen als Entscheidungskriterien für Gegenmaßnahmen mitaufzunehmen, was unter Umständen eine Reduktion der rechnerisch ermittelten Schäden zur Folge hätte.

Da jedoch aus Zeitgründen eine entsprechende Modifikation nicht konzipiert und sachkundig diskutiert werden konnte, wurde das Modell der Schutz- und Gegenmaßnahmen für diese Untersuchung unverändert übernommen und angewandt.

10.1.5 Modell zur Ermittlung der Gesundheitsschäden

● Fröhschäden

Bei den Untersuchungen zu den Unfällen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren zeigte sich, daß bezüglich möglicher Fröhschäden von den drei relevanten Organen "Knochenmark", "Lunge" und "Magen-Darm-Trakt" das Knochenmark die dominierende Rolle spielt; die zusätzliche Berücksichtigung der übrigen Organe bewirkte keine Veränderung im Schadensumfang mehr. Aus diesem Grunde wurde in der "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke" nur die Dosis/Wirkungs-Beziehung für das Knochenmark diskutiert und in Ansatz gebracht.

Im Zusammenhang mit Unfällen bei Schnellen Brüttern wird wegen der erhöhten Bedeutung der Aktiniden besonders auf die Belastung der Lunge hingewiesen. Als Dosis/Wirkungs-Beziehung für dieses Organ liegen u.a. die beiden folgenden Vorschläge vor, die bereits bei anderen Risikostudien benutzt wurden:

- Dosis/Wirkungs-Beziehung der amerikanischen Reaktorsicherheitsstudie mit einer Schwellendosis von 5000 rem (UN 75)
- Dosis/Wirkungs-Beziehung einer Untersuchung des britischen National Radiological Protection Board (NRPB) (Hua0 77):

$$s(D) = \begin{cases} 0 & D < 2500 \text{ rem} \\ 9,59 \cdot 10^{-12} \cdot D^{2,44} & 2500 \text{ rem} \leq D \leq 33200 \text{ rem} \\ 1 & D > 33200 \text{ rem} \end{cases}$$

Sie ist in Bild 10-1 graphisch dargestellt.

Bei beiden Beziehungen wird die über ein Jahr akkumulierte Lungendosis D zugrunde gelegt.

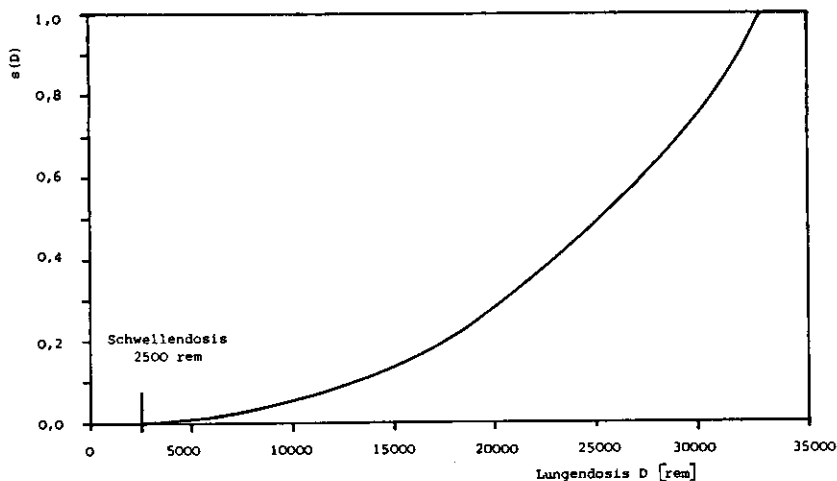


Bild 10-1:

Dosis/Wirkungs-Beziehung $s(D)$ für akuten Tod durch die Lungendosis

Wegen der niedrigen Schwellendosis wurde die Dosis/Wirkungs-Beziehung des NRPB (Hua0 77) in das Modell aufgenommen. Vergleichsrechnungen mit der Dosis/Wirkungs-Beziehung aus WASH-1400 zeigten jedoch, daß sich die Ergebnisse nur unwesentlich voneinander unterscheiden.

● Spätschäden

Die Berechnung der Spätschäden (Leukämie und Krebs) wird mit den gleichen Dosis/Risiko-Beziehungen wie in der DRS (GE 81b) durchgeführt.

10.1.6 Bevölkerungsmodell

Die Bevölkerungsdaten im Umkreis von Kalkar, dem Standort des SNR-300, wurden bis 80 km Entfernung von der Gesellschaft für Umweltüberwachung, Aldenhoven, in der Rasterung der DRS

(GE 81b) erstellt. Darüber hinaus wurde - ebenfalls wie in der DRS - bis zu 540 km Entfernung von einer konstanten Bevölkerungsdichte von 250 Einwohnern/km² ausgegangen, Meeresflächen wurden berücksichtigt (vgl. Tabelle 10-1 (1), (2)). Jenseits von 540 km wird die Restaktivität der Wolke in einem Kreisring bis 2500 km Entfernung mit einer Bevölkerungsdichte von 25 Einwohnern/km² niedergeschlagen.

10.2 Freisetzungsdaten

Die Risikoabschätzungen wurden für 7 verschiedene Unfalltypen durchgeführt, die wie folgt bezeichnet sind:

Freisetzungskategorie:

- | | |
|---|--|
| 1 | Kernzerstörung; Versagen Drehdeckel und Zellenabdeckung, Überdruckversagen äußeres Containment |
| 2 | Kernzerstörung; mechanisches Tankversagen, Auffangwanne defekt, keine Energieversorgung |
| 3 | Kernzerstörung; thermisches Tankversagen, ungefilterte Abluft |
| 4 | Kernzerstörung; thermisches Tankversagen, keine Energieversorgung |
| 5 | Kernzerstörung; thermisches Tankversagen |
| A | Kühlungsausfall im natriumgekühlten Brennelementlager |
| B | Kühlungsausfall im gasgekühlten Brennelementlager |

Das Radionuklidinventar sowie die im Rechenprogramm realisierten Freisetzungsdaten sind für die Freisetzungskategorien 1-5 in den Tabellen 10-4 (1)-(3), für die Freisetzungskategorien A und B in den Tabellen 10-5 (1)-(3) und 10-6 (1)-(3) wiedergegeben. Aus programmtechnischen Gründen können derzeit maximal

Tab. 10-4 (1):

Nuklidarten und Aktivitätsinventar SNR-300

NH.	NUKLID	HALBWEITEN- ZEIT (s)	INVENTAR (Ct)	ABLAGE- GESCHW. (11/5)	MASSSTAB-KOEFFIZIENT AUF REGEN (11/5)	CL-D MAXIM ZUMERREICH 93,0 NH/MH (11/5)	BERUECKSICHTIGT DIE ERPOSITIONSPFADE EXTERNE STRAHLUNG KORREKTUR.	ENGST.	KCSUSP.
1	CO-58	7,10E+01	5,22E+06	1,10E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,48E-04	1	1
2	CO-60	1,92E+03	6,37E+03	1,00E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,40E-04	2	2
3	CO-60	1,92E+03	3,91E+04	0,0	0,0	0,0	0,0	3	3
4	K-40	1,07E+10	6,96E+06	0,0	0,0	0,0	0,0	4	4
5	K-40	1,07E+10	8,44E+06	0,0	0,0	0,0	0,0	5	5
6	SR-88	1,05E+01	2,08E+05	1,00E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,40E-04	6	6
7	SR-88	1,05E+01	3,27E+05	1,00E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,40E-04	7	7
8	SR-88	1,05E+01	3,27E+05	1,00E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,40E-04	8	8
9	SR-90	1,06E+04	3,27E+05	1,00E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,40E-04	9	9
10	SR-90	1,06E+04	1,95E+01	1,00E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,40E-04	0	0
11	Y-90	2,62E+00	3,82E+05	1,00E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,40E-04	1	1
12	Y-91	3,86E+01	1,59E+07	1,00E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,40E-04	2	2
13	Y-91	3,86E+01	2,92E+07	1,00E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,40E-04	3	3
14	Zr-91	2,92E+01	2,92E+07	1,00E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,40E-04	4	4
15	NB-95	3,52E+01	3,06E+07	1,00E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,40E-04	5	5
16	MO-99	2,55E+00	3,41E+07	1,00E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,40E-04	6	6
17	TC-99m	2,01E+01	2,92E+07	1,00E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,40E-04	7	7
18	TC-99m	2,01E+01	2,92E+07	1,00E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,40E-04	8	8
19	RU-105	1,83E+01	2,91E+07	1,00E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,40E-04	9	9
20	RU-106	3,48E+02	1,45E+07	1,00E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,44E-04	0	0
21	RM-105	1,47E+00	2,91E+07	1,00E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,40E-04	1	1
22	TE-132	1,99E+01	2,21E+06	1,00E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,40E-04	2	2
23	TE-132	1,99E+01	2,21E+06	1,00E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,40E-04	3	3
24	TE-132	1,99E+01	6,38E+08	1,00E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,40E-04	4	4
25	TE-132m	3,36E+01	9,95E+05	1,00E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,40E-04	5	5
26	TE-131m	1,45E+00	1,93E+06	1,00E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,40E-04	6	6
27	TE-132	3,26E+00	2,04E+07	1,00E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,40E-04	7	7
28	TE-132	3,26E+00	6,11E+06	1,00E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,40E-04	8	8
29	Y-131	8,04E+01	1,92E+07	1,00E-02	3,10E-05	1,10E-04	2,32E-04	9	9
30	J-131	8,04E+01	1,92E+07	1,00E-02	3,10E-05	1,10E-04	2,32E-04	0	0
31	J-132	9,58E+02	2,19E+07	1,00E-02	3,10E-05	1,10E-04	2,32E-04	1	1
32	J-133	9,64E+01	3,24E+07	1,00E-02	3,10E-05	1,10E-04	2,32E-04	2	2
33	J-133	9,64E+01	3,24E+07	1,00E-02	3,10E-05	1,10E-04	2,32E-04	3	3
34	J-133	9,64E+01	3,24E+07	1,00E-02	3,10E-05	1,10E-04	2,32E-04	4	4
35	KE-135	5,24E+00	3,17E+07	0,0	0,0	0,0	0,0	5	5
36	KE-135	3,78E+01	3,29E+07	0,0	0,0	0,0	0,0	6	6
37	CS-134	7,50E+02	1,31E+05	1,00E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,40E-04	7	7
38	CS-134	7,50E+02	1,31E+05	1,00E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,40E-04	8	8
39	CS-134	7,50E+02	1,01E+06	1,00E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,40E-04	9	9
40	BA-134	1,28E+01	2,95E+07	1,00E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,40E-04	0	0
41	LA-140	1,47E+00	3,05E+07	1,00E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,40E-04	1	1
42	CS-135	3,25E+01	2,49E+07	1,00E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,40E-04	2	2
43	CS-135	3,25E+01	2,49E+07	1,00E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,40E-04	3	3
44	CE-144	1,44E+02	1,79E+07	1,00E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,40E-04	4	4
45	PR-143	1,30E+01	2,50E+07	1,00E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,40E-04	5	5
46	MO-147	1,11E+01	1,20E+07	1,00E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,40E-04	6	6
47	MO-239	2,34E+00	2,73E+08	1,00E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,40E-04	7	7
48	MO-239	2,34E+00	2,73E+08	1,00E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,40E-04	8	8
49	PU-238	4,40E+06	4,57E+03	1,00E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,40E-04	9	9
50	PU-240	2,39E+04	1,10E+04	1,00E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,40E-04	0	0
51	PU-241	5,24E+03	4,76E+04	1,00E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,40E-04	1	1
52	AM-241	1,59E+05	1,07E+04	1,00E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,40E-04	2	2
53	AM-241	1,59E+05	1,07E+04	1,00E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,40E-04	3	3
54	CM-244	4,43E+03	1,31E+03	1,00E-03	2,90E-05	1,22E-04	3,44E-04	4	4

Tab. 10-4 (2):
 Freigesetzter Anteil des Kerninventars bei den Freisetzungskategorien
 1-5

NR.	UNFALLKATEG.	PHASE	FREIGESETZTER ANTEIL DES KERNINVENTARS					LA **	
			XE-NR	J2-SR	CS-RB	FE-SB	BA-SR		RU *
1	1	1	1.00E+00	1.50E-01	1.50E-01	1.50E-01	5.00E-02	5.00E-02	5.00E-02
2	2	1	5.00E-03	7.40E-05	5.20E-05	7.60E-05	5.40E-07	2.00E-07	2.00E-07
		2	7.40E-01	4.00E-04	1.40E-03	5.30E-03	3.00E-05	7.40E-07	7.40E-07
		3	5.70E-01	2.20E-02	1.10E-03	1.40E-02	4.20E-04	4.00E-04	4.00E-04
		4	9.00E-02	7.75E-03	3.00E-05	2.05E-03	7.50E-05	7.50E-05	7.50E-05
		5	9.00E-02	7.75E-03	3.00E-05	2.05E-03	7.50E-05	7.50E-05	7.50E-05
3	3	1	7.13E-02	5.73E-03	1.00E-02	5.67E-03	6.00E-05	5.00E-05	5.00E-05
		2	7.13E-02	5.73E-03	1.00E-02	5.67E-03	6.00E-05	5.00E-05	5.00E-05
		3	7.13E-02	5.73E-03	1.00E-02	5.67E-03	6.00E-05	5.00E-05	5.00E-05
		4	2.60E-01	8.70E-03	3.00E-04	5.90E-03	1.20E-04	1.20E-04	1.20E-04
		5	5.20E-01	1.19E-02	0.0	5.50E-03	1.40E-04	1.40E-04	1.40E-04
4	4	1	7.40E-05	9.54E-04	1.60E-05	7.90E-06	9.30E-08	9.00E-08	9.00E-08
		2	8.00E-04	2.10E-05	2.60E-05	1.60E-05	1.60E-07	1.30E-07	1.30E-07
		3	5.50E-03	6.70E-05	3.40E-06	1.20E-05	2.50E-07	2.40E-07	2.40E-07
		4	3.00E-02	4.44E-04	0.0	5.20E-05	1.30E-06	1.30E-06	1.30E-06
		5	9.60E-01	1.04E-02	0.0	6.30E-04	1.60E-05	1.60E-05	1.60E-05
5	5	1	6.20E-03	6.20E-07	8.30E-10	6.00E-10	5.60E-12	4.40E-12	4.40E-12
		2	6.20E-03	6.20E-07	8.30E-10	6.00E-10	5.60E-12	4.40E-12	4.40E-12
		3	6.20E-03	6.20E-07	0.30E-10	6.00E-10	5.60E-12	4.40E-12	4.40E-12

* EINSCHLIESSLICH RI+CO+MO+TC
 ** EINSCHLIESSLICH Y,ZR+N8+CE+PR,NO+NP+PU+AM+CM

Tab. 10-4 (3):
Freisetzungsdaten der Freisetzungskategorien 1-5

NR.	UNFALKATEG.	EINTRITTS- HAEFÜGTG. (L/A)	ANZAHL DER PHASEN	VERSCHIEDUNG DER STARTZEIT (H)	VERTIEGERUNG (H)	THERMISCHE LEISTUNG (CAL/S)	FREISETZ- HÖHE (H)	FLÄCHENQUELLE BREITE (M)	FREISETZ- HÖHE (M)
1	1	1.00E-04	1	0	1. PHASE: 0.0	3.52E+07	100	0.0	0.0
2	2	2.00E-07	5	-22	1. PHASE: 8.8	0.0	10	40.0	44.0
					2. PHASE: 2.50E+01	9.95E+05	180	8.8	8.0
					3. PHASE: 2.50E+01	9.95E+05	100	0.0	0.0
					4. PHASE: 3.38E+01	8.8	188	8.0	8.8
					5. PHASE: 3.40E+01	0.0	188	0.0	0.0
3	3	2.80E-00	5	8	1. PHASE: 0.0	0.0	188	0.0	0.0
					2. PHASE: 1.80E+08	0.0	180	0.0	0.8
					3. PHASE: 2.08E+89	8.8	100	8.0	0.0
					4. PHASE: 2.28E+01	0.0	188	8.0	0.0
					5. PHASE: 4.80E+01	0.0	100	0.0	0.0
4	4	2.00E-07	5	-180	1. PHASE: 2.88E+88	0.8	18	40.0	44.0
					2. PHASE: 1.00E+01	0.0	18	40.0	44.0
					3. PHASE: 2.50E+01	0.0	10	40.0	44.0
					4. PHASE: 4.80E+01	8.8	18	40.0	44.0
					5. PHASE: 1.00E+02	0.8	10	40.0	44.0
5	5	3.00E-07	3	-248	1. PHASE: 2.40E+82	0.8	180	0.0	0.0
					2. PHASE: 7.88E+02	8.0	100	0.0	0.0
					3. PHASE: 3.20E+02	8.8	100	0.0	0.0

Tab. 10-5 (1):

Nuklidarten und Aktivitätsinventar Natriumlager

NR.	NUMLID	HALBWERES- ZEIT	INVENTAR	ABLAG. GESCHW.	WASHOUT-KOEFFIZIENT BEI REGEN			BERUECKSICHTIGT BEI EXPOSITIONSPF48		
					<1.8 MM/H	ZW.BEREICH	>3.0 MM/H	ERLEBTE STRAHLUNG KURZFR.	INGEST. LANGFR.	REFUSUS
		[03]	[03]	[R/S]	[1/S]	[1/S]	[1/S]			
1	CO-58	2.10E+01	3.89E+06	1.08E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04	1	1	1
2	CO-60	1.02E+01	6.31E+03	1.08E-05	2.98E-05	1.22E-04	3.48E-04	2	2	2
3	WR-85	3.91E+03	7.20E+04	8.0	0.8	8.0	8.8	3	3	3
4	KR-85M	1.87E+01	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	4	4	4
5	WR-87	5.31E+02	8.0	0.8	0.0	0.0	8.0	5	5	5
6	KR-88	1.18E+01	8.0	0.0	0.0	0.0	0.0	4	6	6
7	RB-86	1.87E+01	9.41E+03	2.80E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04	1	7	7
8	SR-89	5.05E+01	7.50E+06	1.88E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.48E-04	8	8	8
9	SP-90	1.04E+04	3.77E+05	1.08E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04	9	9	9
10	SR-91	1.95E+01	0.0	1.08E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04	0	0	0
11	Y-90	2.67E+08	3.77E+05	1.08E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04	1	1	1
12	Y-91	5.88E+01	1.12E+01	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04	2	2	2
13	ZK-95	6.42E+04	7.28E+07	1.00E-01	2.90E-05	1.22E-04	3.48E-04	3	3	3
14	ZX-97	7.04E-01	5.23E-06	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.48E-04	4	4	4
15	ND-95	3.52E+01	2.88E+07	1.08E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.48E-04	5	5	5
16	NO-99	2.75E+08	1.98E+04	1.00E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	6	6	6
17	TC-99M	2.91E-01	1.70E+04	1.88E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.48E-04	7	7	7
18	AU-103	3.93E+01	1.98E+07	1.00E-01	2.98E-05	1.22E-04	3.48E-04	8	8	8
19	AU-105	1.85E-01	0.0	1.08E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.48E-04	9	9	9
20	AU-106	3.68E+02	1.37E+07	1.08E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	0	0	0
21	RU-106	1.47E+00	5.06E+01	1.88E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04	1	1	1
22	TF-123	1.89E-01	4.14E+04	1.08E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04	2	2	2
23	YE-127M	1.80E+02	4.88E+05	1.00E-03	2.90E-04	1.22E-04	3.40E-04	3	3	3
24	TF-129	4.83E-02	3.44E+05	1.00E-01	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04	4	4	4
25	TE-129M	3.36E+01	5.42E+05	1.80E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04	5	5	5
26	TF-131M	1.25E+00	1.16E-01	1.08E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04	6	6	6
27	TF-132	3.20E+00	3.48E+04	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04	7	7	7
28	SR-127	8.84E+00	1.10E+04	1.80E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	8	8	8
29	SB-129	1.83E-01	8.8	1.80E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.48E-04	9	9	9
30	J-131	8.84E+00	1.44E+06	1.08E-02	3.70E-05	1.18E-04	2.37E-04	0	0	0
31	J-132	9.58E-02	3.51E+04	1.80E-02	3.70E-05	1.10E-04	2.37E-04	1	1	1
32	J-133	8.84E+01	3.53E-03	1.00E-02	3.70E-05	1.10E-04	2.37E-04	2	2	2
33	J-134	3.65E-02	0.0	1.80E-02	3.78E-05	1.10E-04	2.37E-04	3	3	3
34	J-135	2.76E-01	8.8	1.00E-02	3.70E-05	1.18E-04	2.37E-04	4	4	4
35	KF-133	5.24E+00	7.53E+05	8.0	0.0	0.0	0.0	5	5	5
36	KF-135	3.78E-01	0.0	0.8	0.0	0.8	8.0	6	6	6
37	CS-134	7.50E+02	1.28E+05	1.88E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.48E-04	7	7	7
38	CS-136	1.31E+01	2.72E+05	1.80E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.48E-04	8	8	8
39	CS-137	1.10E+04	1.83E+06	1.08E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.48E-04	9	9	9
40	RA-140	1.24E+01	5.81E+06	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.48E-04	8	8	8
41	LA-160	1.67E+00	4.69E+06	1.00E-03	2.90E-04	1.22E-04	3.40E-04	1	1	1
42	CE-141	7.25E+01	1.31E+07	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04	2	2	2
43	CE-143	1.38E+00	4.99E+00	1.00E-07	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04	3	3	3
44	CE-144	2.84E+02	1.26E+07	1.08E-05	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	4	4	4
45	PR-143	1.16E+01	6.10E+06	1.80E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.48E-04	5	5	5
46	NO-147	1.11E+01	1.84E+06	1.08E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.48E-04	6	6	6
47	NP-239	2.34E+00	4.01E+04	1.08E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.48E-04	7	7	7
48	PU-238	3.27E+04	1.98E+03	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.48E-04	8	8	8
49	PU-239	8.98E+04	6.69E+04	1.88E-05	2.90E-05	1.22E-04	3.48E-04	9	9	9
50	PU-240	2.39E+06	8.30E+04	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04	0	0	0
51	PU-241	5.24E+03	5.74E+06	1.80E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04	1	1	1
52	AM-241	1.58E+05	1.13E+04	1.00E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	2	2	2
53	CM-242	1.87E+02	2.21E+05	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04	3	3	3
54	CM-244	6.63E+03	1.31E+03	1.00E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	4	4	4

Tab. 10-5 (2):

Freigesetzter Anteil des Kerninventars bei der Freisetzungskategorie A

UMFALLKATEG.	PHRSE	FREISETZTEER ANTEIL DES KERNINVENTARS				HU *	LA **
		XE-KR	J2-BR	CS-RD	FE-SB		
A	1	0.0	7.30E-03	0.0	4.40E-04	0.0	0.0
	2	0.0	3.50E-02	2.20E-02	4.10E-03	1.10E-09	1.10E-10
	3	0.0	8.0	9.50E-03	4.50E-03	4.00E-03	2.85E-06
	4	8.0	9.50E-03	4.50E-03	6.00E-03	2.85E-06	2.85E-07
	5	1.00E+00	0.0	0.0	0.0	0.0	8.0

* EINSCHLIESSLICH AM,CO,MO,TC
 ** EINSCHLIESSLICH Y,ZR,NB,CE,PR,KO,NP,PU,AM,CM

Tab. 10-5 (3):

Freisetzungsdaten der Freisetzungskategorie A

UNFALLKATEG.	EINSTRITTS- HAUFIG. (1/A)	ANZAHL DER PHASEN	VERSCHIEDUNG DER STARTZEIT (H)	VERZÖGERUNG (H)	THERMISCHE LEISTUNG (CAL/S)	FREISETZ- HÖHHE (M)	FLÄCHENQUELLE BREITE (M)	FLÄCHENQUELLE HÖHHE (M)
A	4.00E-05	5	0	1. PHASE: 1.00F+02 2. PHASE: 1.02E+02 3. PHASE: 3.30E+02 4. PHASE: 1.31E+02 5. PHASE: 3.30E+03	1.00F+02 1.02E+02 3.30E+02 1.31E+02 3.30E+03	9.95E+05 9.95E+05 0.0 0.0 0.0	100 100 100 100 100	0.0 0.0 0.0 0.0 0.0

Tab. 10-6 (1):

Nuklidarten und Aktivitätsinventar Gaslager

AR.	MUKLID	HALBZEIT (D)	INVENTAR (C)	ABLAG. GESCHW. (M/S)	W6SHOUT- KOEFFIZIENT (1/S)	BEI REGEN >3.8 MM/H (1/S)	BERUFRUCKSICHTIGT KURZFR.	IGT STRÄHLUNG LANDFR.	BEI REGEN >3.8 MM/H (1/S)	EXPDS INSGES.	IONSPPAD RESUSP.
1	CO-56	7.10E+01	2.52E+05	1.00E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	1	1	1	1
2	CO-58	1.92E+05	2.93E+03	1.88E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	2	2	2	2
3	KR-85	3.91E+03	3.47E+04	0.0	8.8	0.8	0.0	1	3	3	3
4	KA-45H	1.07E-01	8.0	0.8	0.0	0.8	8.0	4	4	4	4
5	KR-87	5.31E-02	0.0	0.0	0.0	0.8	8.0	5	5	5	5
6	KR-88	1.13E-01	8.0	8.0	0.0	0.8	0.8	6	6	6	6
7	KR-86	1.87E+01	1.96E+00	1.00E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	7	7	7	7
8	SR-89	5.05E+01	2.29E+05	1.00E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	8	8	8	8
9	SR-90	1.04E+04	1.88E+05	1.00E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	9	9	9	9
10	SR-91	3.95E-01	0.0	1.00E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	0	0	0	0
11	S-90	2.47E+00	1.88E+05	1.00E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	1	1	1	1
12	V-91	5.36E+01	4.72E+05	1.00E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	2	2	2	2
13	ZR-95	6.42E+01	1.18E+04	1.00E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	3	3	3	3
14	ZR-97	7.04E-01	0.0	1.00E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	4	4	4	4
15	NR-95	3.57E+01	2.39E+06	1.00E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	5	5	5	5
16	MO-99	2.35E+00	0.0	1.00E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	6	6	6	6
17	TC-99M	2.51E-01	0.8	1.00E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	7	7	7	7
18	DU-103	3.93E+01	2.50E+05	1.00E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	8	8	8	8
19	RU-105	1.65E-01	0.8	1.00E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	9	9	9	9
20	DU-106	3.48E+02	4.61E+04	1.00E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	0	8	8	8
21	RM-109	1.47E+00	0.0	1.00E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	1	1	1	1
22	TE-127	3.89E-01	5.32E+04	1.00E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	2	2	2	2
23	BE-127M	1.09E+02	9.38E+04	1.00E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	3	3	3	3
24	TE-129	4.03E-02	2.41E+03	1.00E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	4	4	4	4
25	TE-129N	3.36E+01	3.75E+03	1.00E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	5	5	5	5
26	FE-131N	1.29E+00	0.0	1.00E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	6	6	6	6
27	IE-132	3.26E+00	0.0	1.00E-03	2.98E-05	1.27E-04	4.40E-04	7	7	7	7
28	SM-127	3.88E+00	2.67E-13	1.00E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	8	8	8	8
29	SK-129	1.33E-01	0.0	1.00E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	9	9	9	9
30	J-131	8.04E+00	1.04E-02	1.00E-02	3.70E-05	1.10E-04	2.37E-04	8	0	0	0
31	J-132	9.50E-02	0.0	1.00E-02	3.70E-05	1.10E-04	2.37E-04	1	1	1	1
32	J-133	8.46E-01	0.0	1.00E-02	3.70E-05	1.10E-04	2.37E-04	2	2	2	2
33	J-134	3.65E-02	0.0	1.00E-02	3.70E-05	1.10E-04	2.37E-04	3	3	3	3
34	J-135	2.74E-01	0.0	1.00E-02	3.70E-05	1.10E-04	2.37E-04	4	4	4	4
35	RE-133	5.29E+00	3.80E-02	0.0	0.8	0.0	8.0	5	5	5	5
36	RF-135	3.78E+01	0.0	0.0	0.0	0.8	0.0	6	6	6	6
37	CS-134	3.50E+02	5.24E+04	1.00E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	7	7	7	7
38	CS-136	1.31E+01	1.30E+00	1.00E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	8	8	8	8
39	CS-137	1.110E+04	5.07E+05	1.00E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	9	9	9	9
40	AA-140	1.28E+01	3.34E+01	1.00E-05	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	0	0	0	0
41	LA-140	1.467E+00	3.85E+01	1.00E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	1	1	1	1
42	CF-141	3.25E+01	7.41E+04	1.00E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	2	2	2	2
43	CE-143	1.33E+00	8.9	8.00E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	3	3	3	3
44	CE-144	2.34E+02	3.78E+06	1.00E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	4	4	4	4
45	PD-143	1.36E+01	7.41E+01	1.00E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	5	5	5	5
46	NO-147	1.11E+01	1.85E+00	3.80E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	6	6	6	6
47	HP-239	2.34E+00	5.41E+01	1.00E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	7	7	7	7
48	PU-238	3.21E+04	1.31E+03	1.00E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	8	8	8	8
49	PU-239	8.90E+06	3.35E+04	1.00E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	9	9	9	9
50	PU-240	2.39E+06	9.19E+04	1.00E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	0	0	0	0
51	PU-241	9.24E+03	2.80E+04	1.00E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	1	1	1	1
52	CM-241	1.58E+05	8.33E+03	1.00E-03	2.98E-05	1.32E-04	3.40E-04	2	2	2	2
53	CM-242	1.03E+02	6.54E+04	1.00E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	3	3	3	3
54	CM-344	6.43E+03	6.39E+02	1.00E-03	2.98E-05	1.22E-04	3.40E-04	4	4	4	4

Tab. 10-6 (2):

Freigesetzter Anteil des Kerninventars bei der Freisetzungskategorie B

UNFALLKATEG.	PHASE	FREIGESETZTER ANTEIL DES KERNINVENTARS						LA **
		XE-KA	JZ-BR	CS-RD	TE-SB	BA-SR	RU *	
B	1	1.67E-01	1.83E-05	1.67E-06	1.67E-07	1.67E-10	0.0	0.0
	2	1.67E-01	1.83E-05	1.67E-06	1.67E-07	1.67E-10	0.0	0.0
	3	1.67E-01	1.83E-05	1.67E-06	1.67E-07	1.67E-10	0.0	0.0
	4	2.50E-01	2.75E-05	2.50E-06	2.50E-07	2.50E-10	0.0	0.0
	5	2.50E-01	2.75E-05	2.50E-06	2.50E-07	2.50E-10	0.0	0.0

* EINSCHLIESSLICH RM, CO, MO, TC
 ** EINSCHLIESSLICH Y, ZR, NO, CE, PP, ND, NP, PU, AM, CM

Tab. 10-6 (3):

Freisetzungsdaten der Freisetzungskategorie B

UNFALLKATEG.	EINTRITTS- HÄUFIG. (1/A)	ANZAHL DER PHASEN	VERSCHIEBUNG DER STARTZEIT (H)	VERZÖGERUNG		THERMISCHE LEISTUNG (CAL/S)	FREISETZ- HÖHE (M)	FLACHENQUELLE DREITE HÖHE (M)	
				(H)	(H)			(M)	(M)
0	1.00E-03	5	0	L.PHASE:	1.40E+02	0.0	100	0.0	0.0
				2.PHASE:	1.41E+02	0.0	100	0.0	0.0
				3.PHASE:	1.42E+02	0.0	100	0.0	0.0
				4.PHASE:	2.00E+02	0.0	100	0.0	0.0
				5.PHASE:	2.01E+02	0.0	100	0.0	0.0

5 einstündige Freisetzungsphasen im Rechenprogramm UFOMOD berücksichtigt werden (ScVo 81). Deshalb wurden langandauernde Freisetzungen zu maximal 5 Freisetzungsphasen kondensiert.

10.3 Ergebnisse der Unfallfolgenrechnungen

Sämtliche im vorliegenden Bericht dargestellten Ergebnisse der Unfallfolgenrechnungen beziehen sich auf das in den Tabellen 10-4 (1)-(3) angegebene Radionuklidinventar mit Plutonium aus Magnox-Reaktoren. Bei Brennelementen mit Plutonium aus Leichtwasserreaktoren ergeben sich Änderungen im Aktivitätsinventar. Von Bedeutung für die Unfallfolgen ist dabei das erheblich höhere ²³⁸U-Inventar. Die Ergebnisse der Unfallfolgenrechnungen unter Zugrundelegung von Leichtwasserreaktor-Plutonium sowie weiterführender Analysen befinden sich in (BaEh 82).

10.3.1 Darstellungsformen

Die Darstellung der Rechenergebnisse erfolgt analog zur DRS graphisch in Form von komplementären Häufigkeitsverteilungen (CCFD)¹⁾ der Kollektivschäden und der von den Schutz- und Gegenmaßnahmen betroffenen Flächen und Personen sowie entfernungsabhängigen Individualrisiken für gesundheitliche Schäden. Außerdem werden in Tabellenform die unter der Bedingung einer stattgefundenen Freisetzung berechneten minimalen, maximalen und mittleren Kollektivschäden (KS), Flächen (F) und Personen (P) angegeben.

Aus den CCFD werden weitere charakteristische Größen abgeleitet, die zu den oben genannten Zahlenwerten wesentliche Zusatzinformationen liefern. Es handelt sich um die Perzentilen KS_{α} mit $\alpha = 0,5$ (Medianwert), $\alpha = 0,95$ und $\alpha = 0,99$ (analog für F und P). Sie sind definiert durch $\alpha = 1 - p(KS > KS_{\alpha})^2$; d.h., wenn z.B. $\alpha = 0,95$ ist, dann führen nur 5 % der Unfall-situationen zu Kollektivschäden größer als KS_{α} . Neben dieser leichten Interpretierfähigkeit sind die Zahlenwerte - im Gegensatz zu den Maximalwerten - von höherer statistischer Signifikanz.

Entsprechend dem Konzept der effektiven Schadensfaktoren (Baua 80) werden in der für die vorliegenden Risikoabschätzungen verwendeten Version B3 des Rechenprogramms UFOMOD die Spätschäden für die zur Zeit der Freisetzung lebenden Generationen (LG) und die folgenden Generationen (FG) getrennt berechnet. In der Ergebnisdarstellung sind die Kollektivschäden und Kollektivrisiken wegen der Vergleichbarkeit mit der DRS jedoch nur für alle Generationen gemeinsam ($AG = LG + FG$) ausgewiesen.

¹⁾ CCFD = Complementary Cumulative Frequency Distribution

²⁾ Mit p wird im folgenden die Wahrscheinlichkeit bezeichnet.

10.3.2 Kollektivschäden und ihre komplementären Häufigkeitsverteilungen (CCFD)

● Frühschäden

Frühschäden können nach den zugrunde gelegten Dosis/Wirkungs-Beziehungen erst oberhalb der Schwellendosen 100 rem Knochenmarkdosis (GE 81b) und 2500 rem Lungendosis (Hua0 77) auftreten. Bei den durchgeführten Rechnungen wurden keine Frühschäden ermittelt. Bei den Freisetzungskategorien 2 bis 5, A und B ist die Schadenseintrittswahrscheinlichkeit für alle Unfall- folgesituationen gleich Null, nur bei der Freisetzungskatego- rie 1 ergibt sich rein rechnerisch ein Kollektivschaden $\ll 1$. Diese Aussagen ändern sich nicht, wenn die Schutz- und Gegen- maßnahme "Evakuierung" in der Rechnung nicht berücksichtigt ist.

● Spätschäden

Somatische Strahlenspätschäden wurden auf der Grundlage einer linearen Dosis/Wirkungs-Beziehung ohne Schwellenwert berech- net. Sie können daher bei allen Dosiswerten verursacht werden.

Es wurden nach (GE 81b) folgende Risikokoeffizienten verwendet:

Ganzkörper	$5,0 \cdot 10^{-5}$	rem ⁻¹
Brust	$2,5 \cdot 10^{-5}$	rem ⁻¹
Knochenmark	$2,0 \cdot 10^{-5}$	rem ⁻¹
Lunge	$2,0 \cdot 10^{-5}$	rem ⁻¹
Knochenhaut	$5,0 \cdot 10^{-6}$	rem ⁻¹
Schilddrüse	$5,0 \cdot 10^{-6}$	rem ⁻¹

Die komplementären Häufigkeitsverteilungen der Kollektivschä- den sind für die einzelnen und die Summe der Freisetzungskate- gorien 1-4 in Bild 10-2 (1) sowie für die Freisetzungskatego- rie A in Bild 10-2 (2) gezeigt. Bei den Freisetzungskategorien 5 und B treten keine somatischen Spätschäden auf.

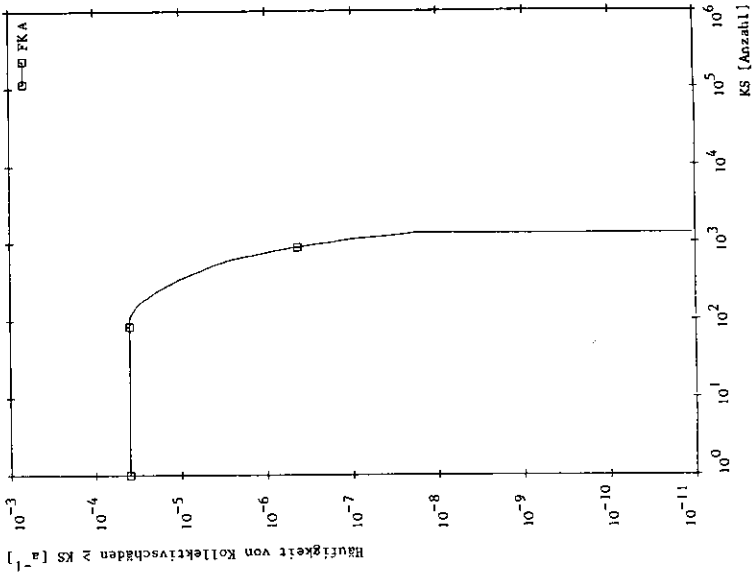


Bild 10-2 (2):
Komplementäre kumulative Häufigkeitsverteilung der Kollektivschäden (Spätschäden) für die Freisetzungskategorie A

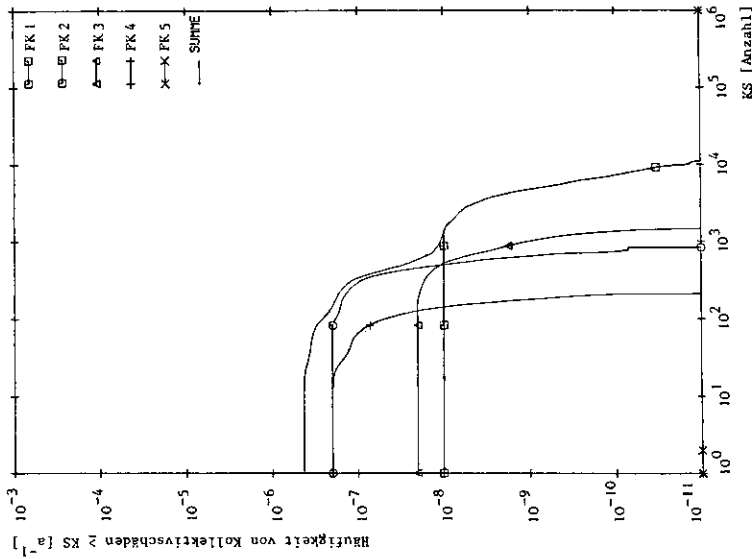


Bild 10-2 (1):
Komplementäre kumulative Häufigkeitsverteilung der Kollektivschäden (Spätschäden) für die Freisetzungskategorien 1-4 und deren Summe

In Tabelle 10-7 sind die charakteristischen Größen der kompletären Häufigkeitsverteilungen wiedergegeben. Die zugehörigen Eintrittshäufigkeiten sind nicht aufgeführt, d.h., die Zahlenwerte sind bedingte Wahrscheinlichkeiten "nach Freisetzungen". Der kleinste und größte Kollektivschaden resultiert jeweils aus einer von $115 \cdot 36 = 4140$ betrachteten Unfallfolgen-situationen.

Tab. 10-7:

Charakteristische Größen der Kollektivschäden (Spätschäden) nach Freisetzung

Freisetzungskategorie	KS _{min}	\overline{KS} (b/c) ¹⁾	KS _{50 %}	KS _{95 %}	KS _{99 %}	KS _{max}
1	728	3 075 (55/45)	2 880	5 340	7 300	13 784
2	49	283 (49,1/50,9)	290	495	603	869
3	76	535 (54,5/45,5)	511	1 010	1 290	1 503
4	9	68 (52,3/47,7)	65	142	168	217
5	≪ 1	≪ 1	≪ 1	≪ 1	≪ 1	≪ 1
A	57	284 (63,7/36,3)	235	638	890	1 297
B	≪ 1	0,05 (63,4/36,6)	≪ 1	0,1	0,2	0,6

¹⁾ Bei b % der Fälle ist der Kollektivschaden kleiner, bei c % größer als \overline{KS} .

Als zusätzliche Information zum Auftreten der Spätschäden ist in den Tabellen 10-8 (1) bis 10-8 (5) die relative Aufteilung der Spätschäden nach Expositionspfaden und Krebsarten angegeben. Aufgrund des hohen thermischen Auftriebs durch die hohe Freisetzung an thermischer Energie wird bei der Freisetzungskategorie 1 die Aktivität der Abluftfahne weiträumig transportiert. Wegen des hohen Anteils an Transuranen dominiert hier die Belastung der Lunge infolge Inhalation von Radionukliden. Bei den Freisetzungskategorien 2 bis 4 dagegen berechnen sich die Spätschäden - wie beim LWR (GE 81b, Eh 81) - hauptsächlich aufgrund der Schilddrüsenbelastung über den Ingestionspfad.

Tab. 10-8 (1):
Relative Aufteilung der Spätschäden (Freisetzungskategorie 1)

Expositionspfad	K r e b s a r t						Teil- summe
	Leukämie	Knochen- krebs	Lungen- krebs	Schilddrüsen- krebs	Brust- krebs	Andere Krebsarten	
Wolkenstrahlung	0,02	0,0	0,01	0,0	0,02	0,03	0,09
Bodenstrahlung (0 - 7 d)	0,28	0,07	0,23	0,05	0,31	0,61	1,55
Bodenstrahlung (> 7 d)	2,23	0,61	2,12	0,44	2,86	5,71	13,98
Inhalation aus der Wolke	3,16	8,14	21,74	1,10	1,76	3,51	39,42
Inhalation nach Resuspension	1,20	3,16	7,60	0,12	0,64	1,27	13,99
Ingestion	7,47	6,05	1,30	9,97	2,06	4,13	30,98
Teilsomme	14,36	18,03	33,01	11,68	7,64	15,27	100,00

Tab. 10-8 (2):

Relative Aufteilung der Spätschäden (Freisetzungskategorie 2)

Expositionsprofil	K r e b s a r t						Teil- summe
	Leukämie	Knochen- krebs	Lungen- krebs	Schilddrüsen- krebs	Brust- krebs	Andere Krebsarten	
Wolkenstrahlung	0,03	0,01	0,02	0,01	0,02	0,05	0,14
Bodenstrahlung (0 - 7 d)	0,25	0,07	0,20	0,05	0,27	0,53	1,36
Bodenstrahlung (> 7 d)	0,58	0,16	0,53	0,11	0,72	1,43	3,54
Inhalation aus der Wolke	0,65	1,60	4,45	3,31	0,38	0,75	11,14
Inhalation nach Resuspension	0,18	0,47	1,15	0,34	0,10	0,19	2,44
Ingestion	2,71	1,66	0,59	73,34	1,03	2,07	81,39
Teilsumme	4,39	3,97	6,94	77,15	2,52	5,03	100,00

Tab. 10-8 (3):
Relative Aufteilung der spätschäden (Freisetzungskategorie 3)

Expositionspfad	Krebsart						Teilsomme
	Leukämie	Knochenkrebs	Lungenkrebs	Schilddrüsenkrebs	Brustkrebs	Andere Krebsarten	
Wolkenstrahlung	0,04	0,01	0,02	0,01	0,03	0,06	0,17
Bodenstrahlung (0 - 7 d)	0,20	0,05	0,16	0,04	0,22	0,44	1,12
Bodenstrahlung (> 7 d)	1,76	0,48	1,86	0,36	2,51	5,02	11,99
Inhalation aus der Wolke	0,39	0,90	2,60	2,41	0,25	0,50	7,06
Inhalation nach Resuspension	0,09	0,23	0,55	0,21	0,05	0,11	1,24
Ingestion	12,99	2,25	3,41	47,03	4,25	8,50	78,44
Teilsomme	15,47	3,92	8,61	50,06	7,31	14,63	100,00

Tab. 10-8 (4):
Relative Aufteilung der Spätschäden (Freisetzungskategorie 4)

Expositions- pfad	K r e b s a r t						Teil- summe
	Leukämie	Knochen- krebs	Lungen- krebs	Schilddrüsen- krebs	Brust- krebs	Andere Krebsarten	
Wolkenstrahlung	0,07	0,02	0,03	0,01	0,05	0,11	0,30
Bodenstrahlung (0 - 7 d)	0,12	0,03	0,09	0,02	0,12	0,24	0,62
Bodenstrahlung (> 7 d)	0,19	0,05	0,16	0,04	0,21	0,43	1,08
Inhalation aus der Wolke	0,14	0,34	0,94	3,36	0,09	0,18	5,05
Inhalation nach Resuspension	0,03	0,08	0,19	0,35	0,02	0,03	0,70
Ingestion	0,39	0,28	0,13	90,16	0,43	0,86	92,25
Teilsumme	0,94	0,80	1,55	93,94	0,92	1,85	100,00

Tab. 10-8 (5):
Relative Aufteilung der Spätschäden (Freisetzungskategorie A)

Expositionsfad	Krebsart							Teil- summe
	Leukämie	Knochen- krebs	Lungen- krebs	Schilddrüsen- krebs	Brust- krebs	Andere Krebsarten		
Wolkenstrahlung	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0
Bodenstrahlung (0 - 7 d)	0,02	0,0	0,01	0,0	0,02	0,04	0,10	0,10
Bodenstrahlung (> 7 d)	3,04	0,82	3,32	0,62	4,46	8,93	21,18	21,18
Inhalation aus der Wolke	0,04	0,02	0,11	0,24	0,04	0,09	0,53	0,53
Inhalation nach Resuspension	0,01	0,0	0,02	0,03	0,01	0,02	0,10	0,10
Ingestion	27,53	3,47	6,96	15,28	8,28	16,56	78,08	78,08
Teilsomme	30,64	4,31	10,42	16,17	12,82	25,63	100,00	100,00

Somatische Spätschäden treten in großem Umfang weit entfernt vom Ort der Freisetzung auf. Sie werden dabei aus kleinen Strahlendosen errechnet, denen eine große Bevölkerungszahl ausgesetzt wird (Eh 81). Tabelle 10-9 zeigt, welcher Anteil der Spätschäden noch jenseits einer Entfernung von 540 km berechnet wird. Bei dieser Entfernung enden im Rechenmodell sämtliche Schutz- und Gegenmaßnahmen (GE 81b) (siehe auch Abschnitt 10.1.6). Aus Tabelle 10-10 ist zu entnehmen, zu welchem Prozentsatz die Spätschäden aufgrund von Strahlendosen ermittelt werden, die unterhalb der Grenzwerte der Strahlenschutzverordnung (§ 28) liegen. Danach werden zwischen 85 % und 100 % der nach der linearen Dosis/Risiko-Beziehung ermittelten Spätschäden unterhalb dieser Grenzwerte berechnet.

● Genetische Belastung

Die genetische Belastung wird wie in der DRS durch die genetisch signifikante Kollektivdosis (KD) angegeben. Die komplementären Häufigkeitsverteilungen der Kollektivdosen zeigen die Bilder 10-3 (1) (FK1-FK5) und 10-3 (2) (FKA,FKB), die zugehörigen charakteristischen Größen sind in Tabelle 10-11 wiedergegeben.

Auch die genetisch signifikante Kollektivdosis errechnet sich überwiegend aus kleinen Strahlendosen, denen weiträumig eine große Bevölkerungszahl ausgesetzt wird. Bei den einzelnen Freisetzungskategorien liegt der Beitrag von Strahlendosen unterhalb von 5 rem (§ 28 StrlSchV) zur Kollektivdosis zwischen 95 % (FK1) und 100 % (FK5, FKB).

10.3.3 Von Schutz- und Gegenmaßnahmen betroffene Flächen und Personen

Das Modell der Schutz- und Gegenmaßnahmen der DRS definiert aufgrund von geometrischen Bedingungen und Isodosislinien Gebiete im Umkreis des betrachteten Standorts, innerhalb derer

Tab. 10-9:

Anteil der mittleren Kollektivschäden bzw. des Kollektivrisikos jenseits von 540 km nach Freisetzung

Freisetzungskategorie (FK)	Anteil der Spätschäden jenseits von 540 km [%]
1	34,1
2	16,4
3	17,5
4	8,3
5	3,5
A	24,1
B	18,8

Tab. 10-10:

Anteil der Spätschäden unter- bzw. oberhalb der Grenzwerte D_{GR} der StrlSchV (§ 28) nach Freisetzung

Freisetzungskategorie (FK)	Anteil der Spätschäden	
	unterhalb der Grenzwerte [%]	oberhalb der StrlSchV ¹⁾ [%]
1	84,6	15,4
2	99,4	0,6
3	98,8	1,2
4	98,5	1,5
5	-	-
A	99,6	0,4
B	100,0	0,0

- ¹⁾ Ganzkörper (GK) 5 rem
 Knochenmark (KM) 5 rem
 Lunge (LG) 15 rem
 Knochenoberfläche (KN) 30 rem
 Schilddrüse (SD) 15 rem

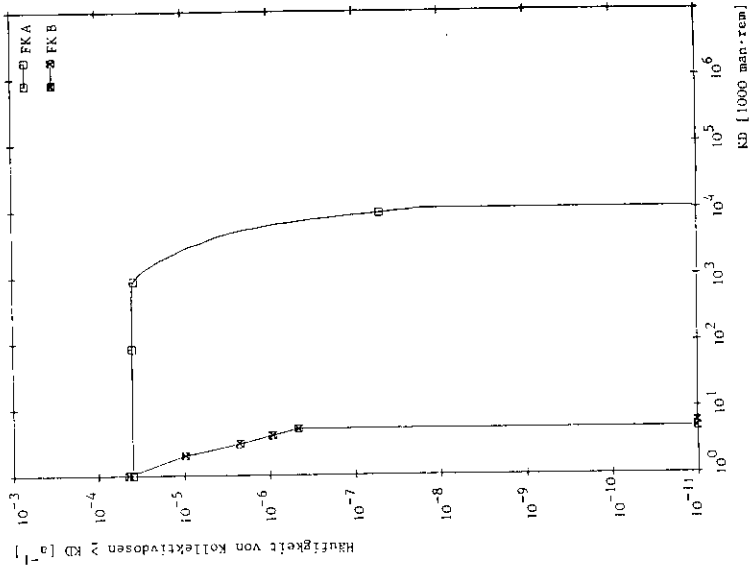


Bild 10-3 (2):

Komplementäre kumulative Häufigkeitsverteilung der genetisch signifikanten Kollektivdosis für die Freisetzungskategorien A und B

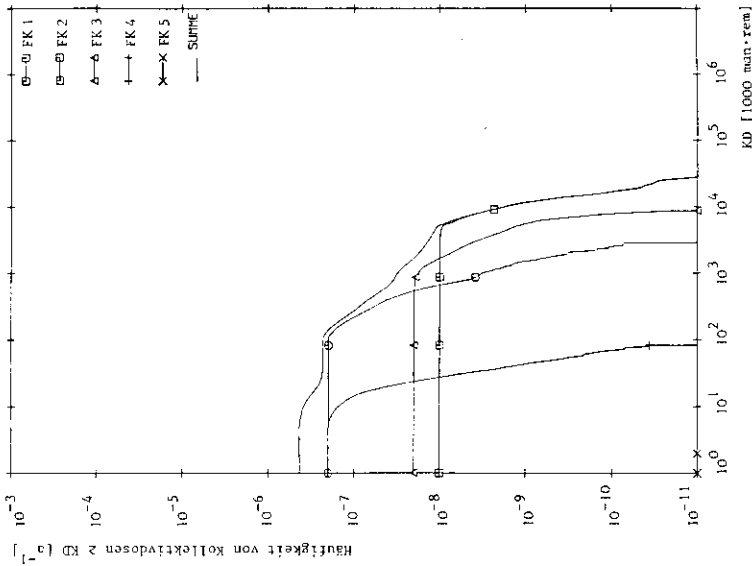


Bild 10-3 (1):

Komplementäre kumulative Häufigkeitsverteilung der genetisch signifikanten Kollektivdosis für die Freisetzungskategorien 1-5 und deren Summe

Tab. 10-11:
Charakteristische Größen der genetisch signifikanten Dosen nach Freisetzung

Freisetzungskategorie (FK)	KD _{min} [man·rem]	\overline{KD} (b/c) ¹⁾ [man·rem]	KD ₅₀ % [man·rem]	KD ₉₅ % [man·rem]	KD ₉₉ % [man·rem]	KD _{max} [man·rem]
1	$1,9 \cdot 10^6$	$7,7 \cdot 10^6$ (60,5/39,5)	$7,0 \cdot 10^6$	$1,3 \cdot 10^7$	$1,7 \cdot 10^7$	$3,7 \cdot 10^7$
2	$7,4 \cdot 10^4$	$2,9 \cdot 10^5$ (67,6/32,4)	$2,2 \cdot 10^5$	$6,7 \cdot 10^5$	$1,2 \cdot 10^6$	$3,0 \cdot 10^6$
3	$2,3 \cdot 10^5$	$2,2 \cdot 10^6$ (67,5/32,4)	$1,7 \cdot 10^6$	$5,6 \cdot 10^6$	$7,2 \cdot 10^6$	$9,3 \cdot 10^6$
4	$3,8 \cdot 10^3$	$1,5 \cdot 10^4$ (55,0/45,0)	$1,4 \cdot 10^4$	$2,8 \cdot 10^4$	$3,8 \cdot 10^4$	$8,6 \cdot 10^4$
5	$1,4 \cdot 10^0$	$8,8 \cdot 10^0$ (58,4/41,6)	$7,8 \cdot 10^0$	$1,7 \cdot 10^1$	$2,8 \cdot 10^1$	$5,1 \cdot 10^1$
A	$4,1 \cdot 10^5$	$2,1 \cdot 10^6$ (65,9/34,1)	$1,7 \cdot 10^6$	$5,0 \cdot 10^6$	$7,0 \cdot 10^6$	$1,0 \cdot 10^7$
B	$7,3 \cdot 10^1$	$4,5 \cdot 10^2$ (63,4/36,6)	$3,6 \cdot 10^2$	$9,8 \cdot 10^2$	$2,0 \cdot 10^3$	$5,2 \cdot 10^3$

¹⁾ Bei b % der Fälle ist die Kollektivdosis kleiner, bei c % größer als \overline{KD} .

sowohl in ihrer zeitlichen Abfolge als auch in ihrem Umfang unterschiedliche Gegenmaßnahmen durchgeführt werden.

Die Gebiete werden dabei insbesondere durch folgende Merkmale definiert:

- Evakuierung (Gebiet A),
- Schnelle Umsiedlung (Gebiet B₁ und B₂),
- Umsiedlung (Gebiet C),
- Dekontamination (Gebiet D₁),
- Verwerfen landwirtschaftlicher Produkte.

Das Gebiet A wird bei jeder Freisetzung unabhängig von Dosis-kriterien evakuiert. Es umfaßt eine Fläche von 33,3 km², die Anzahl der betroffenen Personen liegt je nach Windrichtung zwischen 1 375 und 7 899, im Mittel bei 3 305. Die komplementäre Häufigkeitsverteilung der von der Evakuierung betroffenen Personen ist in den Bildern 10-4 (1) und 10-4 (2) dargestellt.

Das Dosiskriterium für "Schnelle Umsiedlung" (Knochenmarkdosis durch externe Strahlung vom Boden innerhalb von 7 Tagen ≥ 100 rem) wird nur bei der Freisetzungskategorie 1 bei einem der 115 Wetterabläufe überschritten. Die betroffene Fläche beträgt 5,3 km², die Zahl der innerhalb dieses Gebietes wohnenden Bevölkerung liegt - je nach Windrichtung - zwischen 0 und 6 000, im Mittel bei 11. Die komplementäre Häufigkeitsverteilung der von der Gegenmaßnahme "Schnelle Umsiedlung" betroffenen Personen zeigt Bild 10-5.

Bei "Umsiedlung" der Bevölkerung richtet sich das Schutz- und Gegenmaßnahmenmodell nach dem Dosiskriterium "Ganzkörperdosis durch externe Bodenstrahlung innerhalb von 30 a ≥ 250 rem". Dieses Kriterium wird bei der Freisetzungskategorie 1 in rund 12 % der Unfallsituationen überschritten, bei den Freisetzungskategorien 2, 3 und 4 führt nur ein Wetterablauf zur Ausbildung eines Gebietes C mit der Fläche 0,033 km², 1,24 km² bzw. 0,11 km². In allen anderen Fällen erfolgt keine Umsiedlung. Die komplementären Häufigkeitsverteilungen der betrof-

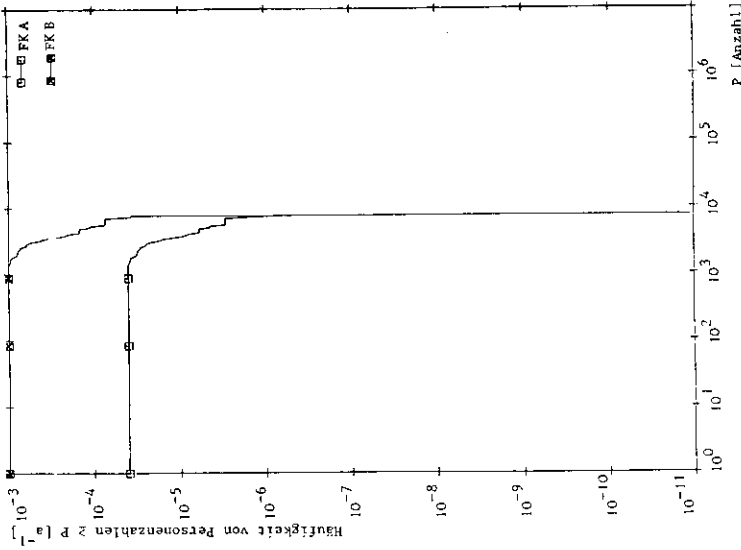


Bild 10-4 (2):

Komplementäre kumulative Häufigkeitsverteilung der von der Gegenmaßnahme "Evakuierung" (Gebiet A) betroffenen Personen für die Freisetzungskategorien A und B

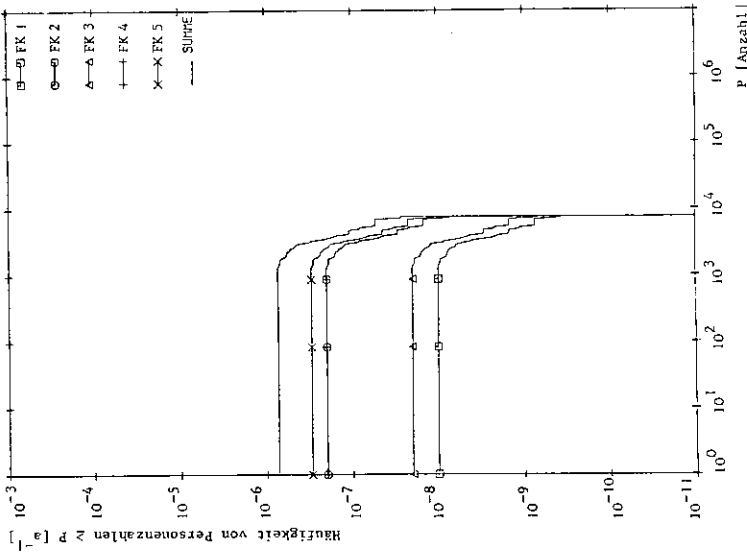


Bild 10-4 (1):

Komplementäre kumulative Häufigkeitsverteilung der von der Gegenmaßnahme "Evakuierung" (Gebiet A) betroffenen Personen für die Freisetzungskategorien 1-5 und deren Summe

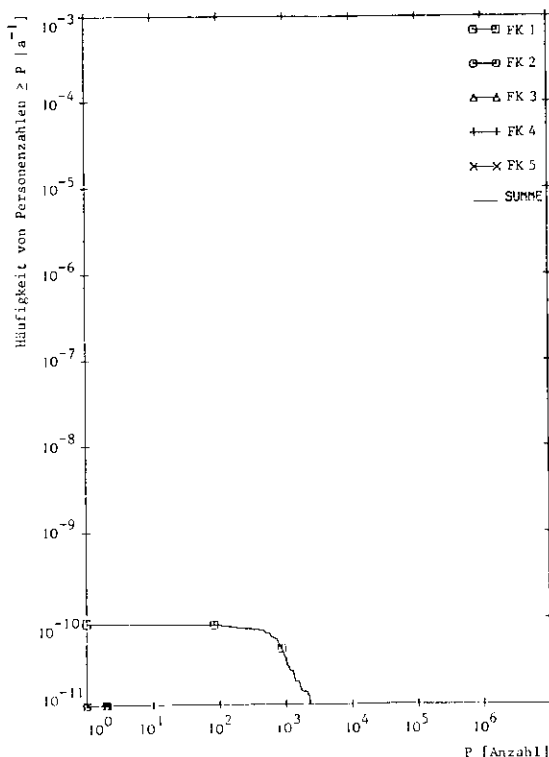


Bild 10-5:

Komplementäre kumulative Häufigkeitsverteilung der von der Gegenmaßnahme "Schnelle Umsiedlung" (Gebiet B₁) betroffenen Personen

fenen Flächen und Personen sind in den Bildern 10-6 und 10-7, die zugehörigen charakteristischen Größen in den Tabellen 10-12 und 10-13 dargestellt.

Falls die Bodenstrahlung zu einer Ganzkörperdosis zwischen 25 rem und 250 rem in 30 Jahren führt, wird im Schutz- und Gegenmaßnahmenmodell angenommen, daß nach Dekontamination mit einem maximalen Dekontaminationsfaktor $DF_{\max} = 10$ die Dosis von 25 rem im ganzen Gebiet nicht überschritten wird. Die häufigkeitsbewertete Ausweisung der zu dekontaminierenden Flächen

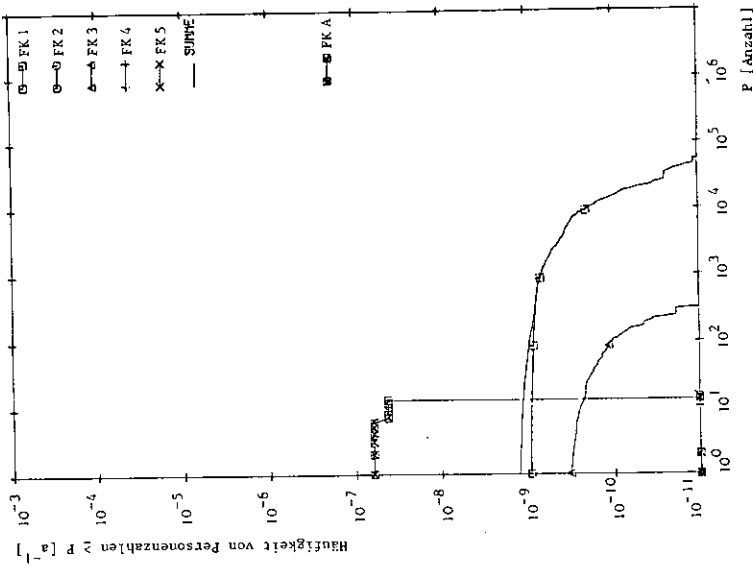


Bild 10-7:

Komplementäre kumulative Häufigkeitsverteilung der von der Gegenmaßnahme "Umsiedlung" (Gebiet C) betroffenen Personen

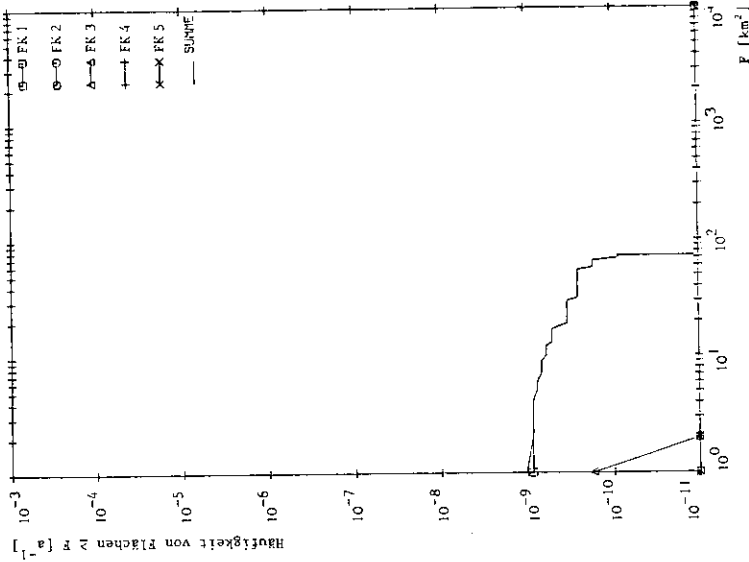


Bild 10-6:

Komplementäre kumulative Häufigkeitsverteilung der von der Gegenmaßnahme "Umsiedlung" (Gebiet C) betroffenen Flächen

Tab. 10-12:
 Charakteristische Größen der von der Gegenmaßnahme "Umsiedlung"
 (Gebiet C) betroffenen Flächen F nach Freisetzung

Freisetzungskategorie (FK)	F_{\min} [km ²]	\bar{F} [km ²]	$(b/c)^1$	F 50 % [km ²]	F 95 % [km ²]	F 99 % [km ²]	F_{\max} [km ²]
1	0,0	2,6	(91,3/8,7)	0,0	17,1	68,6	73,4
2	0,0	$2,9 \cdot 10^{-4}$	(99,1/0,9)	0,0	0,0	0,0	0,03
3	0,0	$2,6 \cdot 10^{-2}$	(95,7/4,3)	0,0	$8,7 \cdot 10^{-3}$	0,7	1,2
4	-	-	-	-	-	-	-
5	-	-	-	-	-	-	-
A	0,0	$2,3 \cdot 10^{-3}$	(97,4/2,6)	0,0	0,0	0,0	0,1
B	-	-	-	-	-	-	-

¹⁾ Bei b % der Fälle ist die betroffene Fläche kleiner, bei c % größer als \bar{F} .

Tab. 10-13:
 Charakteristische Größen der von der Gegenmaßnahme "Umsiedlung" (Gebiet C) betroffenen Personenzahlen P nach Freisetzung

Freisetzungskategorie (FK)	P_{\min}	\bar{P} (b/c) ¹⁾	$P_{50} \%$	$P_{95} \%$	$P_{99} \%$	P_{\max}
1	0,0	596,0 (92,5/7,5)	0,0	2 500	14 720	89 167
2	-	-	-	-	-	-
3	0,0	1,3 (98,1/1,9)	0,0	0,0	25	343
4	-	-	-	-	-	-
5	-	-	-	-	-	-
A	0,0	0,017 (99,8/0,2)	0,0	0,0	0,0	13
B	-	-	-	-	-	-

1) Bei b % der Fälle ist die Personenzahl kleiner, bei c % größer als \bar{P} .

war in der DRS und ist damit auch im Rechenprogramm UFOMOD nicht vorgesehen. Die ergänzende Auswertung von Zwischenergebnissen ermöglichte die Berechnung der mittleren Flächen (Tabelle 10-14) sowie der mittleren Wahrscheinlichkeiten, daß nach Freisetzung in der Entfernung r Dekontaminationsmaßnahmen durchgeführt werden müssen (Bild 10-8). Danach kommt es - außer bei FK5 und FKB - bei allen Freisetzungskategorien zur Ausbildung eines Gebiets D_1 .

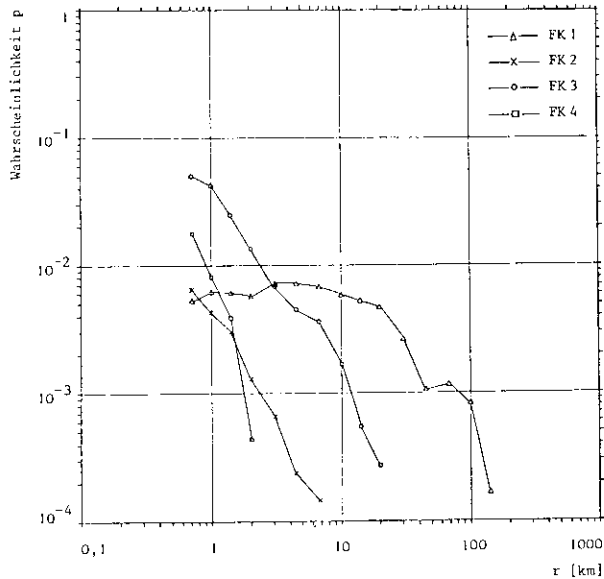


Bild 10-8:

Mittlere entfernungsabhängige Wahrscheinlichkeit p für die Schutz- und Gegenmaßnahme "Dekontamination" nach erfolgter Freisetzung

Die Kontamination landwirtschaftlicher Produkte wird hauptsächlich verursacht durch die direkte Ablagerung der radioaktiven Stoffe auf oberirdischen Teilen von Pflanzen (Belastung der Bevölkerung im ersten Jahr) oder indirekt über den Weg Boden-Wurzel-Pflanze (Belastung in den Folgejahren). Kontami-

Tab. 10-14:
 Mittlere Flächen der von den Schutz- und Gegenmaßnahmen "Dekontamination" sowie "Einschränkungen beim Verzehr landwirtschaftlicher Produkte" betroffenen Gebiete (Dosiskriterien nach DRS, Fachband 8) nach Freisetzung

Freisetzungskategorie (FK)	Gebiet D _i (Dekontamination) \bar{F} [km ²]	Milch im 1. Jahr \bar{F} [km ²]	Milch in den Folgejahren \bar{F} [km ²]	Andere landwirtschaftliche Produkte im 1. Jahr \bar{F} [km ²]	Andere landwirtschaftliche Produkte in den Folgejahren \bar{F} [km ²]
1	60,1	27 450	41,3	3 232	1 807
2	$9,1 \cdot 10^{-2}$	8 434	$9,6 \cdot 10^{-3}$	8,6	1,7
3	2,1	7 849	$5,5 \cdot 10^{-2}$	263	3,0
4	$7,4 \cdot 10^{-2}$	0,0	0,0	$5,9 \cdot 10^{-2}$	$3,0 \cdot 10^{-2}$
5	0,0	251	0,0	0,0	0,0
A	$7,1 \cdot 10^{-1}$	0,0	$4,7 \cdot 10^{-3}$	180	$2,4 \cdot 10^{-1}$
B	0,0		0,0	0,0	0,0

nierte Pflanzen wiederum können unmittelbar Bestandteil der menschlichen Nahrung sein oder zur Kontamination tierischer Produkte führen. Besondere Bedeutung hat dabei der Weide-Kuh-Milch-Pfad.

In der DRS wurden für die genannten Pfade und Zeiträume die Dosiskriterien in Anlehnung an WASH-1400 (UN 75) festgelegt. Wenn ein oder mehrere Kriterien überschritten werden, wird in der Studie angenommen, daß die zugehörigen Belastungspfade während des betreffenden Zeitraums durch Einschränkungen beim Verzehr landwirtschaftlicher Produkte unterbrochen werden. Wie Tabelle 10-15 zeigt, basieren diese Dosiskriterien auf der Belastung des Ganzkörpers, des Knochenmarks und der Schilddrüse.

Tab. 10-15:

Dosiskriterien für den Verzehr landwirtschaftlicher Produkte

	Verzehr von Milch [rem/50 a]	Verzehr anderer landwirtschaftlicher Produkte [rem/50 a]
Ganzkörper	3,3	2,0
Knochenmark	3,3	2,0
Schilddrüse	10,0	-

Die von der Schutz- und Gegenmaßnahme "Einschränkungen beim Verzehr landwirtschaftlicher Produkte" betroffenen Flächen wurden - wie die zu dekontaminierenden Flächen - durch zusätzliche Auswertung der Unfallfolgenrechnungen ermittelt. In Tabelle 10-14 sind die mittleren Flächen, in den Bildern 10-9 (1) bis 10-9 (4) die mittleren Wahrscheinlichkeiten für das Überschreiten der Dosisgrenzwerte (Tabelle 10-15) entfernungsabhängig am Beispiel der Freisetzungskategorien 1-5 dargestellt. Auch hier kommt es - außer bei FK5 und FKB - bei allen Freisetzungskategorien zur Ausbildung von Gebieten, in denen nach

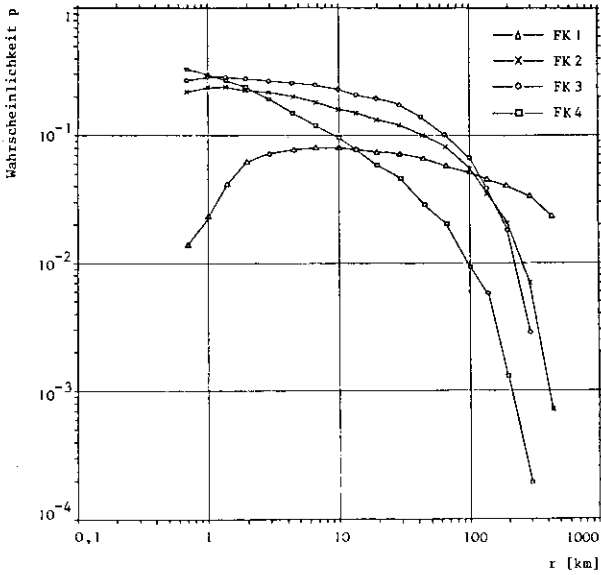


Bild 10-9 (1):

Mittlere entfernungsabhängige Wahrscheinlichkeit p für "Einschränkungen beim Verzehr von Milch im 1. Jahr" nach Freisetzung

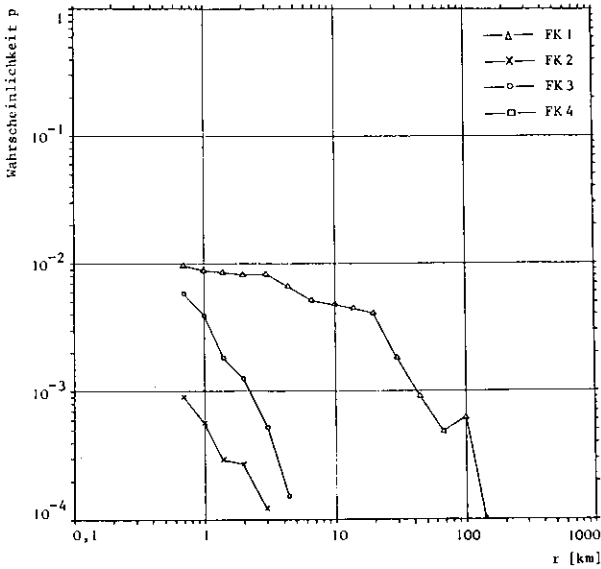


Bild 10-9 (2):

Mittlere entfernungsabhängige Wahrscheinlichkeit p für "Einschränkungen beim Verzehr von Milch in den Folgejahren" nach Freisetzung

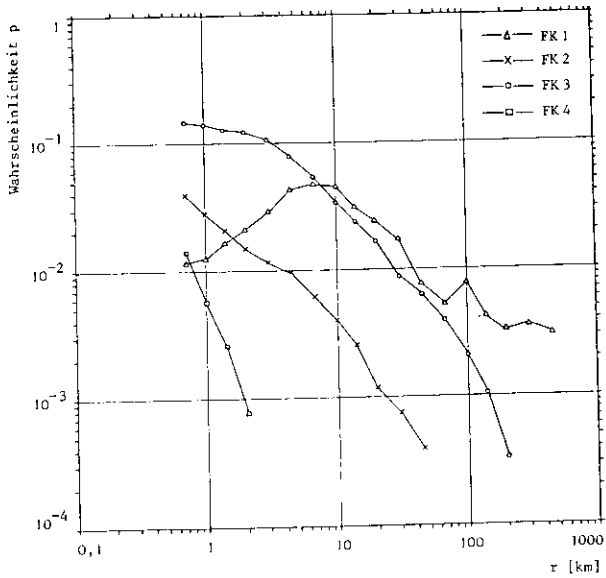


Bild 10-9 (3):

Mittlere entfernungsabhängige Wahrscheinlichkeit p für "Einschränkungen beim Verzehr anderer landwirtschaftlicher Produkte im 1. Jahr" nach Freisetzung

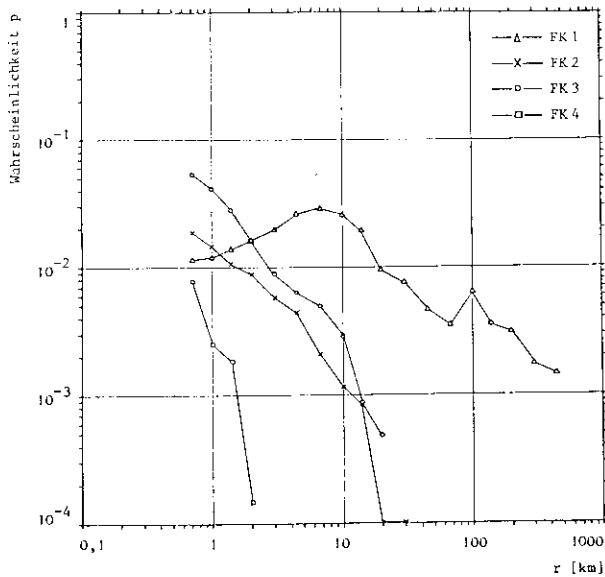


Bild 10-9 (4):

Mittlere entfernungsabhängige Wahrscheinlichkeit p für "Einschränkungen beim Verzehr anderer landwirtschaftlicher Produkte in den Folgejahren" nach Freisetzung

dem Rechenmodell der Verzehr landwirtschaftlicher Produkte eingeschränkt werden müßte.

Die Dosiskriterien (Tabelle 10-15) liegen unterhalb der Grenzwerte der Strahlenschutzverordnung (§ 28). Zur Abschätzung der Rechenergebnisse bei Anwendung dieser höheren Grenzwerte (Tabelle 10-10) wurden Unfallfolgenrechnungen zur Bestimmung der von der Maßnahme "Einschränkungen beim Verzehr landwirtschaftlicher Produkte" betroffenen Flächen für die Freisetzungskategorien 1-5 durchgeführt. Die Ergebnisse zeigt die Tabelle 10-16.

Allerdings muß an dieser Stelle darauf hingewiesen werden, wie auch schon in (GE 81b, Eh 81), daß sämtliche Ergebnisse, die aufgrund der Modellierung des Ingestionspfades ermittelt werden, nur als sehr ungenaue Abschätzungen zu werten sind, da noch immer das Rechenmodell aus WASH-1400 (UN 75) verwendet wird. In diesem sehr vereinfachten Modell sind noch die Zahlenwerte der amerikanischen Studie bezüglich Verzehrsgewohnheiten und Transferfaktoren enthalten. Insofern sind nicht nur die über den Ingestionspfad berechneten Spätschäden, sondern auch die Ergebnisse bezüglich der von "Einschränkungen beim Verzehr landwirtschaftlicher Produkte" betroffenen Flächen mit großen Unsicherheiten behaftet. Eine Neumodellierung aller im Zusammenhang mit der Ingestion verwendeten Rechenmodelle ist im Rahmen der Phase B der DRS vorgesehen.

10.3.4 Entfernungsabhängige Individualrisiken

Für Personen, die sich in einer bestimmten Entfernung vom Ort der möglichen Freisetzung befinden, wird durch die unfallbedingte Strahlenbelastung das Risiko verursacht, einen Spätschaden zu erleiden. Dieses Individualrisiko ist in den Bildern 10-10 (1), (2) und 10-11 (1), (2) für die zum Zeitpunkt der Freisetzung lebenden Generationen (LG) und die danach geborenen Generationen (FG) dargestellt. Die entsprechenden Ergebnisse der DRS sind für alle Generationen (AG = LG + FG) in (GE 81b) sowie aufgeschlüsselt in (Eh 81) veröffentlicht.

Tab. 10-16:

Mittlere Flächen der von der Schutz- und Gegenmaßnahme "Einschränkungen beim Verzehr landwirtschaftlicher Produkte" betroffenen Gebiete (Dosis-kriterien nach § 28 StrlSchV) nach Freisetzung

Freisetzungskategorie (FK)	Milch im 1. Jahr \bar{F} [km ²]	Milch in den Folgejahren \bar{F} [km ²]	Andere landwirtschaftliche Produkte im 1. Jahr \bar{F} [km ²]	Andere landwirtschaftliche Produkte in den Folgejahren \bar{F} [km ²]
1	21 988	14	1 405	490
2	4 844	$2,4 \cdot 10^{-3}$	1,3	$3,7 \cdot 10^{-1}$
3	4 860	$1,9 \cdot 10^{-2}$	56,5	$6,8 \cdot 10^{-1}$
4	744	0,0	$6,6 \cdot 10^{-3}$	$3,8 \cdot 10^{-3}$
5	0,0	0,0	0,0	0,0

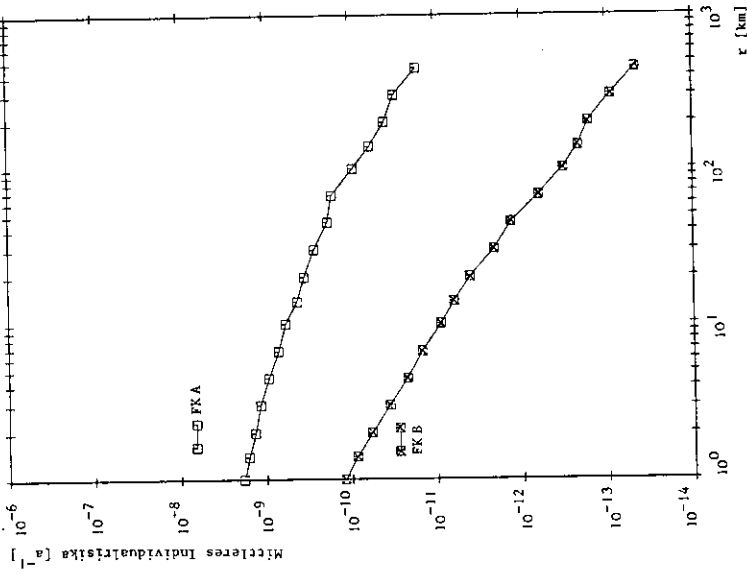


Bild 10-10 (2):

Entfernungsabhängiges Individualrisiko für Spätschäden bei den lebenden Generationen (LG) für die Freisetzungskategorien A und B

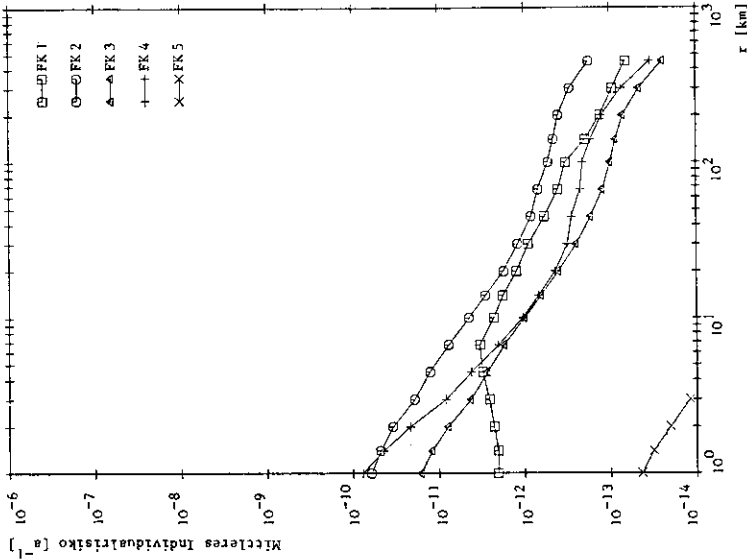


Bild 10-10 (1):

Entfernungsabhängigkeit Individualrisiko für Spätschäden bei den lebenden Generationen (LG) für die Freisetzungskategorien 1-5

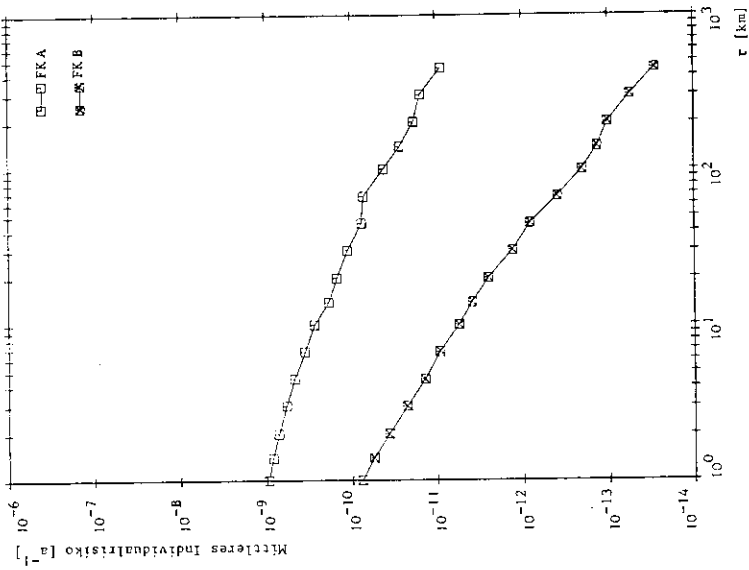


Bild 10-11 (2):

Entfernungsabhängiges Individualrisiko für Spätschäden bei den folgenden Generationen (FG) für die Freisetzungskategorien A und B

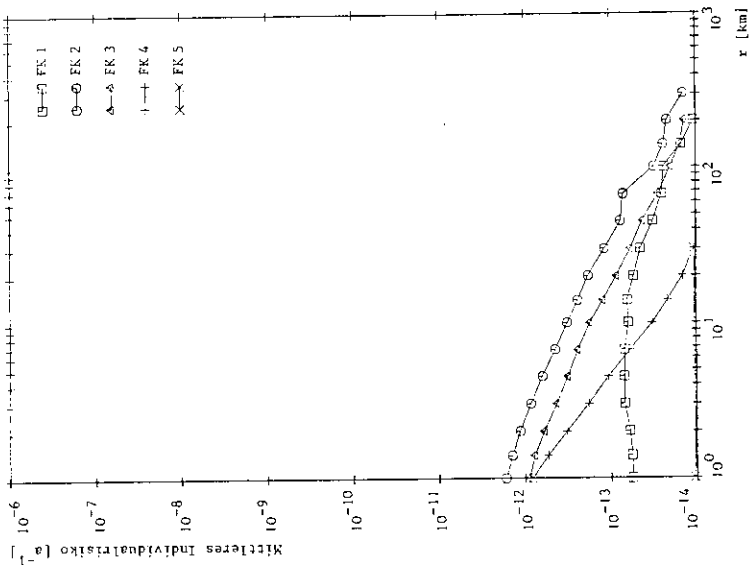


Bild 10-11 (1):

Entfernungsabhängiges Individualrisiko für Spätschäden bei den folgenden Generationen (FG) für die Freisetzungskategorien 1-5

10.3.5 Kollektivrisiken und Erwartungswerte der von den Schutz- und Gegenmaßnahmen betroffenen Flächen und Personen

Neben den in vorangegangenen Abschnitten dargestellten Häufigkeitsverteilungen der Unfallfolgen ist die numerische Verknüpfung von Schadensgröße und Eintrittshäufigkeit durch Berechnung der Risiken von Interesse. Dabei wurde zu Vergleichszwecken nach der DRS (GE 81b) vorgegangen. Tabelle 10-17 zeigt die Kollektivrisiken der gesundheitlichen Schäden und die Erwartungswerte der Kollektivdosen. Aufgrund ihrer hohen Eintrittshäufigkeit dominiert im Risikovergleich die Freisetzungskategorie A mit einem mehr als 2 Zehnerpotenzen höheren mittleren Kollektivrisiko gegenüber der Freisetzungskategorien 1 und 2. Die Erwartungswerte der von den Schutz- und Gegenmaßnahmen betroffenen Flächen und Personen sind in Tabelle 10-18 angegeben.

Tab. 10-17:

Kollektivrisiken der gesundheitlichen Schäden und Erwartungswerte der Kollektivdosen

Freisetzungskategorie (FK)	Kollektivrisiko <KS> [a^{-1}]		Erwartungswert der Kollektivdosis <KD> [$man \cdot rem \ a^{-1}$]
	Frühschäden	Spätschäden	
1	$3,3 \cdot 10^{-14}$	$3,1 \cdot 10^{-5}$	$7,7 \cdot 10^{-2}$
2	-	$5,7 \cdot 10^{-5}$	$5,8 \cdot 10^{-2}$
3	-	$1,1 \cdot 10^{-5}$	$4,3 \cdot 10^{-2}$
4	-	$1,4 \cdot 10^{-5}$	$3,1 \cdot 10^{-3}$
5	-	$4,6 \cdot 10^{-9}$	$2,6 \cdot 10^{-6}$
A	-	$1,1 \cdot 10^{-2}$	$8,4 \cdot 10^{+1}$
B	-	$4,9 \cdot 10^{-5}$	$4,5 \cdot 10^{-1}$
Summe	$3,3 \cdot 10^{-14}$	$1,1 \cdot 10^{-2}$	$8,5 \cdot 10^1$

Tab. 10-18:
 Erwartungswerte der von den Schutz- und Gegenmaßnahmen betroffenen Flächen und Personen

Freisetzungskategorie (FK)	Erwartungswert der Flächen <F> [km ² a ⁻¹]			Erwartungswert der Personen <P> [a ⁻¹]		
	Gebiet A	Gebiet B ₁ + B ₂	Gebiet C	Gebiet A	Gebiet B ₁ + B ₂	Gebiet C
1	$3,3 \cdot 10^{-7}$	$4,6 \cdot 10^{-10}$	$2,6 \cdot 10^{-8}$	$3,3 \cdot 10^{-5}$	$1,1 \cdot 10^{-7}$	$6,0 \cdot 10^{-6}$
2	$6,7 \cdot 10^{-6}$	-	$5,8 \cdot 10^{-11}$	$6,6 \cdot 10^{-4}$	-	-
3	$6,7 \cdot 10^{-7}$	-	$5,3 \cdot 10^{-10}$	$6,6 \cdot 10^{-5}$	-	$2,6 \cdot 10^{-8}$
4	$6,7 \cdot 10^{-6}$	-	-	$6,6 \cdot 10^{-4}$	-	-
5	$1,0 \cdot 10^{-5}$	-	-	$9,9 \cdot 10^{-4}$	-	-
A	$1,3 \cdot 10^{-3}$	-	$9,1 \cdot 10^{-8}$	$1,3 \cdot 10^{-1}$	-	$6,7 \cdot 10^{-7}$
B	$3,3 \cdot 10^{-2}$	-	-	10^0	-	-
Summe	$3,5 \cdot 10^{-2}$	$4,6 \cdot 10^{-10}$	$1,2 \cdot 10^{-7}$	3,5	$1,1 \cdot 10^{-7}$	$7,0 \cdot 10^{-7}$

10.4 Aussagesicherheit der Ergebnisse

Die in den vorangegangenen Abschnitten dargestellten Ergebnisse wurden - wie in der "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke" - auf der Basis der repräsentativen Merkmale von Freisetzungskategorien und Expositionsabläufen ermittelt. Wie dort ausführlich erläutert, sind die Ergebnisse der Risikoabschätzungen mit Unsicherheiten behaftet. Diese Unsicherheiten wurden in (GE 75, GE 81b) in Form von 90%-Vertrauensbereichen ausgewiesen, die in ihrer relativen Größe auch näherungsweise auf die hier dargestellten Risikoabschätzungen übertragen werden können.

Fünf zusätzliche Punkte sollen im folgenden bezüglich ihres Einflusses auf die Ergebnisse untersucht werden:

- Dosis/Wirkungs-Beziehung für die Lunge,
- Aerosol-Charakteristika,
- Vernachlässigung kurzlebiger Radionuklide,
- Vernachlässigung des radioaktiven Natriums,
- Spätschäden bei den folgenden Generationen.

Bei der Behandlung der beiden ersten Punkte wird im wesentlichen auf eine Untersuchung des britischen National Radiological Protection Board (NRPB) (Ke 81) zurückgegriffen.

10.4.1 Einfluß der Dosis/Wirkungs-Beziehung für die Lunge

In der genannten britischen Untersuchung wird der Einfluß der Veränderung der Dosis/Wirkungs-Beziehung für die Lunge auf den Umfang der Fröhschäden untersucht. Dazu wurde der LD₅₀-Wert der Referenzkurve zum einen um den Faktor 2 erniedrigt (untere Grenze) und zum anderen um den Faktor 2 erhöht (obere Grenze). Für den Fall eines zu 10 % verdampften Cores ergibt sich, daß sich bei Anwendung der unteren Grenze der Schadensumfang um den Faktor 1,2 erhöht und bei Anwendung der oberen Grenze um den Faktor 0,98 erniedrigt. Dazu wird ausgesagt, daß sich - je

nach Bevölkerungsverteilung und Wettersituation - auch andere Zahlenwerte einstellen können, die angegebenen Zahlenwerte jedoch den ungefähren Variationsbereich anzeigen. Auf jeden Fall ist der Einfluß dieser Schwankungsbreiten auf die Ergebnisse der vorliegenden Studie zu vernachlässigen, da rein rechnerisch nur Bruchteile von akuten Todesfällen berechnet werden.

10.4.2 Einfluß der Aerosol-Charakteristika

Die Ergebnisse der Unfallfolgenrechnungen wurden unter Zugrundelegung eines Referenzaerosols erzielt, das durch folgende Parameter charakterisiert ist:

Partikelgröße: 1 μm

chemische Form: Oxid (mit Ausnahme der Edelgase und Halogene, von denen angenommen wurde, daß sie in elementarer Form vorliegen)

In der britischen Veröffentlichung (Ke 81) wird untersucht, inwieweit Abweichungen von diesen Referenzgrößen den Umfang der Früh- und Spätschäden verändern. Dazu wurde die Partikelgröße zum einen auf 0,1 μm erniedrigt und zum anderen auf 10 μm erhöht. Was die chemische Form anbelangt, wurde einmal eine "mehr lösliche" und einmal eine "weniger lösliche" Form angenommen. Die "mehr lösliche" Form besteht aus einem Gemisch von Natrium und anderen chemischen Elementen, wodurch die biologische Transportfähigkeit ("transportability") des inhalierten Materials, z.B. von Plutonium, erhöht wird. Die für den Fall eines zu 10 % verdampften ("vapourized") Cores erzielten Ergebnisse sind in Tabelle 10-19 (nach Huao 77) zusammengestellt. Hierzu wird ausgesagt, daß der Variationsbereich kleiner ist als erwartet. Dies ist im wesentlichen darauf zurückzuführen, daß der Anstieg der Dosis in einem bestimmten Organ im allgemeinen von der Abnahme der Dosis in anderen Organen begleitet wird.

Tab. 10-19:

Einfluß der physikalischen und chemischen Form des Aerosols auf den Schadensumfang

Schadensart	Verhältnis des Schadensumfangs zum Schadensumfang für das Referenz-Aerosol			
	Partikelgröße		Chemische Form	
	0,1 µm	10 µm	mehr löslich	weniger löslich
Frühschäden	1,6	1,1	1,1	0,9
Spätschäden	2,0	0,7	1,2	1,0

Zusammenfassend wird festgestellt, daß der Einfluß der berücksichtigten physikalischen und chemischen Formen auf den Schadensumfang etwa mit einer Variationsbreite um den Faktor 2 beschrieben werden kann.

10.4.3 Einfluß der Exposition durch kurzlebige Radionuklide und durch radioaktives Natrium

Im Rahmen der vorliegenden Studie wurden, wie in der DRS, die 54 radiologisch wichtigsten Nuklide aus dem Inventar im Unfallfolgenmodell berücksichtigt. Der Einfluß der nicht explizit berücksichtigten Nuklide auf den Schadensumfang kann jedoch nachträglich abgeschätzt werden.

● Kurzlebige Radionuklide

Entsprechend dem Vorgehen in WASH-1400 enthält die Nuklidliste des Unfallfolgenmodells nur Nuklide, die etwa 1 Stunde nach Beendigung der Kettenreaktionen noch von Bedeutung sind. Radionuklide werden bei der Freisetzungskategorie 1 jedoch unmittelbar beim Unfall freigesetzt. Darum ist abzuschätzen, inwieweit die kurzlebigen Radionuklide zur Strahlenexposition

im Nahbereich beitragen. Hierzu wurde die γ -Nachzerfallsleistung berechnet und die innerhalb von 10 Stunden akkumulierte γ -Energie mit und ohne Berücksichtigung der kurzlebigen Isotope ermittelt. Die Überschlagsrechnung zeigt, daß die kurzlebigen Isotope zu etwa 5 % zur Gesamt- γ -Energie des genannten Zeitraums beitragen. Die Strahlenexposition der Bevölkerung im Gebiet A (Aufenthaltsdauer maximal 9,5 h) erhöht sich also etwa um den Faktor 1,05; die bezüglich der gesundheitlichen Schäden durchgeführten Risikoabschätzungen werden sich folglich auch bei Einbeziehung kurzlebiger Isotope nur unwesentlich ändern.

● Radioaktives Natrium

Hier wird auf eine Untersuchung des NRPB (Hua0 77) zurückgegriffen. Für den Fall eines zu 5 % verdampften ("vaporized") Cores ergibt sich, daß das radioaktive Natrium innerhalb des ersten Tages nach Beendigung der Kettenreaktion zur Gesamtexposition mit weniger als 10 % und innerhalb der ersten 10 bis 50 Jahre mit weniger als 1 % beiträgt. Aufgrund dieser geringen Mehrbelastung würden sich die Zahlenwerte der vorliegenden Risikoabschätzungen bezüglich Früh- und Spätschäden ebenfalls nur unwesentlich ändern.

10.4.4 Einfluß synergistischer Effekte

Bei den geschilderten Unfällen kommt es neben der Emission von Radionukliden auch zur Freisetzung von Natrium (bei FK1 ca. 7 t). Es wäre denkbar, daß das Vorhandensein von natriumhaltigen Verbindungen (NaO_2 , NaOH , Na_2CO_3) in der Atmosphäre die Strahlenwirkung verstärken könnte. Nach Streffer¹⁾ sind aber keine Hinweise darauf bekannt, daß derartige Effekte zu erwarten sind.

¹⁾ Prof. Dr. C. Streffer, Institut für Strahlenphysik, Universität Essen

10.4.5 Einfluß der Spätschäden bei Berücksichtigung aller folgenden Generationen (FG)

Die Spätschäden werden im Rechenprogramm getrennt bei den lebenden Generationen (LG) und den folgenden Generationen (FG) mit Hilfe der effektiven Schadensfaktoren (Baua 80) berechnet. Sie wurden aus numerischen Gründen für die bis maximal 141 Jahre nach der Freisetzung geborenen Personen ermittelt. Dies war für die Anwendung in der DRS ausreichend. Wegen der langen Halbwertszeiten der Transurane wurde abgeschätzt, inwieweit durch diese Vorgehensweise die Ergebnisse unterschätzt werden. Dabei zeigte sich, daß eine Einbeziehung aller folgenden Generationen die Ergebnisse der in vorliegender Studie ausgewiesenen Kollektivschäden um weniger als 5 % erhöht.

10.5 Zusammenfassung

Zur Abschätzung der Unfallfolgen nach massiven Radionuklidfreisetzungen, wie sie in den anlagentechnischen Teilen dieser Studie untersucht worden sind, wurde eine modifizierte Version des Unfallfolgenmodells der "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke (DRS)" verwendet. In dieser Version wurden neuere wissenschaftliche Erkenntnisse und spezifische Bedingungen einer Radionuklidfreisetzung bei einem Schnellen Brüter berücksichtigt. Bei einem Vergleich mit den Ergebnissen der DRS ist dies zu beachten.

Die Unfallfolgenrechnungen wurden, der Aufgabenstellung entsprechend, trotz der methodischen Probleme einer standortspezifischen Unfallfolgenrechnung für den Standort Kalkar durchgeführt. Dabei wurden die gleichen Schadensarten wie in der DRS untersucht. Die Ergebnisse zeigen, daß auch bei den höchsten Freisetzungen - wie sie nach einer Kernzerstörung mit extrem hoher mechanischer Energie auftreten könnten - keine frühen Todesfälle verursacht würden. Dies gilt auch dann, wenn mögliche Schutzmaßnahmen in der Umgebung (Evakuierung) nicht berücksichtigt werden.

Die somatischen Spätschäden wurden auf der Grundlage einer linearen Dosis/Risiko-Beziehung ohne Schwellenwert berechnet. Damit wird angenommen, daß auch sehr geringe Strahlenbelastungen für die betroffenen Personen das Risiko einer späteren Krebserkrankung erhöhen. Das Schadensausmaß hängt praktisch nur von der Menge der freigesetzten Radionuklide ab. Die konkreten Standortverhältnisse oder die Wetterverhältnisse nach einem Unfall haben nur geringen Einfluß auf das Schadensausmaß.

Bei der größten Freisetzung (Freisetzungskategorie 1) wurde ein Maximalschaden von etwa 14 000 späten Todesfällen berechnet. Diese Spätschäden träten zu einem erheblichen Teil weit entfernt vom Ort der Freisetzung auf. Sie wurden aufgrund kleiner Strahlenbelastung berechnet, denen eine sehr große Zahl von Personen ausgesetzt würde. Die Ausbreitung der freigesetzten Radionuklide in der Atmosphäre wird bis in eine Entfernung von mehr als 500 km verfolgt.

Die Verhältnisse bei der genetisch wirksamen Strahlenbelastung liegen ähnlich wie bei den somatischen Spätschäden. Auch hier ergibt sich die Kollektivdosis, d.h. die über alle betroffenen Personen aufsummierte Dosis, überwiegend aus sehr kleinen Strahlenbelastungen, denen eine große Anzahl von Personen ausgesetzt würde.

An möglichen Maßnahmen, die die Auswirkungen einer massiven Radionuklidfreisetzung vermindern können, wurden - wie in der DRS - berücksichtigt:

- Evakuierung,
- schnelle Umsiedlung,
- Umsiedlung,
- Dekontamination,
- Einschränkungen beim Verzehr landwirtschaftlicher Produkte.

Es wurden die Flächen ermittelt, die nach Unfällen von solchen Maßnahmen betroffen wären.

Dabei wurde angenommen, daß nach jedem Unfall - unabhängig von der tatsächlichen Freisetzung - ein Gebiet in der Nähe der Anlage (Fläche 33 km²) evakuiert würde. Je nach Windrichtung könnten dann zwischen 1 400 und 8 000 Personen betroffen sein.

Umsiedlungsmaßnahmen werden in den Untersuchungen für Gebiete angenommen, in denen die errechnete Strahlenbelastung bestimmte Grenzen überschreitet. Solche Maßnahmen wären praktisch nur bei der Freisetzungskategorie 1 erforderlich. Die berechneten Flächen liegen zwischen 0 und 73 km², die Zahl der betroffenen Personen beträgt maximal 90 000.

Die Flächen, in denen Dekontamination oder Einschränkungen beim Verzehr landwirtschaftlicher Produkte notwendig werden könnten, sind in den Tabellen des Abschnitts 10.3 aufgeführt. Dabei ist zu bemerken, daß die Modelle hier nur sehr grobe Abschätzungen erlauben und die Kriterien, bei denen solche Maßnahmen eingeleitet werden, sehr pessimistisch festgelegt wurden.

Ermittelt man die Risikobeiträge der einzelnen Freisetzungskategorien durch Wichtung des Schadensmaßes mit der Eintrittshäufigkeit, so zeigt sich, daß bei allen Schadensarten die Freisetzung durch Kühlungsausfall im natriumgekühlten Brennelementlager (FKA) den weitaus überwiegenden Risikobeitrag liefert (über 98 %). Der Rest von 1 bis 2 % ist etwa gleich verteilt auf die Risikobeiträge aus den Freisetzungskategorien 1 bis 4 und B (Gaslager). Der Risikobeitrag durch die Freisetzungskategorie 5, die im wesentlichen dem Auslegungsstörfall des SNR-300 entspricht, liegt noch einmal etwa um drei Größenordnungen unter den Risikobeiträgen der Kategorien 1 bis 4 und B.

Der dominante Risikobeitrag der Freisetzung aus dem Natriumlager wird vor allem von der relativ großen Häufigkeit dieser Freisetzungskategorie verursacht, nämlich $4 \cdot 10^{-5}$ pro Jahr gegenüber 10^{-8} pro Jahr für eine Kernzerstörung mit extrem hoher mechanischer Energiefreisetzung.

11. RISIKOVERGLEICH DWR - SNR-300

In diesem Kapitel werden die Ergebnisse der risikoorientierten Studie für den SNR-300 in Beziehung gesetzt zu den Ergebnissen der "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke (DRS)", in der am Beispiel des Kernkraftwerks Biblis-B das durch Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor (DWR) verursachte Risiko untersucht wurde.

Ein direkter Vergleich der Zahlen und Kurven ist aus mehreren Gründen nur mit Einschränkungen zulässig:

- Die Untersuchungen zum SNR-300 sind wegen des Prototypcharakters der Anlage mit größeren Unsicherheiten behaftet als die Untersuchungen zum DWR, bei denen auf erhebliche Betriebserfahrungen zurückgegriffen werden konnte.
- In der DWR-Studie wurden die durch Verwendung von Schätzwerten entstandenen Unsicherheiten weitgehend quantifiziert. In der vorliegenden Studie für den SNR-300 wurde wegen des begrenzten Umfangs eine Quantifizierung der Aussagesicherheit nur für die Häufigkeit der Freisetzungen aus der Anlage aufgrund anlageninterner Störfallursachen durchgeführt.
- Die für den SNR-300 ermittelten Bandbreiten (5%-Fraktile - 95%-Fraktile) für die Freisetzungshäufigkeiten sind um mindestens einen Faktor 10 größer als beim DWR. Bei der Unfallfolgenrechnung für den SNR-300 wurden die Schätzunsicherheiten nicht quantifiziert. Der Einfluß wesentlicher Annahmen auf die Aussagesicherheit wurde qualitativ diskutiert.
- Die Unfallfolgenrechnungen wurden mit dem speziell für die Risikoabschätzungen zum SNR-300 modifizierten Rechenprogramm UFOMOD/B3 durchgeführt.

Verfolgt man die wichtigsten Phasen eines Störfall- oder Unfallablaufs vom auslösenden Ereignis bis zur Freisetzung von Spaltprodukten in die Umgebung, so sind folgende wesentliche

Unterschiede zwischen DWR und SNR-300 bei anlageninternen Ereignissen, die zur Kernzerstörung führen können, bei der Kernzerstörung selbst und beim Containmentverhalten festzustellen.

11.1 Anlageninterne Ereignisse, die zur Kernzerstörung führen

- DWR:

Im Kern herrscht bei Verringerung der Kühlmitteldichte eine negative Reaktivitätsrückwirkung vor. Eine Kritikalität durch Ausfall der Kühlmittelumwälzung und damit eine Kernzerstörung mit mechanischer Energiefreisetzung ist inhärent ausgeschlossen. Das Versagen der Schnellabschaltung liefert keinen nennenswerten Risikobeitrag.

Der dominante Risikobeitrag stammt von Lecks in der Primärkühlmittelumschließung, dabei insbesondere von kleinen Lecks. Zum Kernschmelzunfall kommt es nach Lecks im Primärkreis, wenn die dann angeforderten aktiven Systeme zur Kühlmittelnachspeisung versagen. Wegen der niederen Siedetemperatur des Kühlmittels kommt es bei der Druckentlastung durch Ausdampfen zu einem so starken Verlust des Kühlmittels, daß der Kern schmilzt.

Der langfristige Ausfall der redundanten Nachwärmeabfuhrsysteme führt letztlich zu einem Ansprechen der primären Sicherheitsventile und beim Unterbleiben von Gegenmaßnahmen zu einem Kühlmittelverlust mit anschließendem Kernschmelzen.

- SNR-300:

Das Versagen der Reaktorschnellabschaltung dominiert bei Betriebsstörungen von der Häufigkeit her alle anderen Vorgänge, die an der Kernzerstörung beteiligt sein können. Der Hauptgrund hierfür ist die neutronenphysikalische Eigenschaft der positiven Reaktivitätsrückwirkung bei Kühlmittelsieden, die bei Versagen der Schnellabschaltung innerhalb kurzer Zeit zu überprompter Kritikalität führen kann. Dabei kann unter Umständen erhebliche mechanische Energie

freigesetzt werden. Um dies zu verhindern, besitzt der SNR-300 zwei besonders zuverlässige, weitgehend unabhängige und diversitäre Abschaltssysteme.

Lecks im Primärkreis liefern keinen erheblichen Risikobeitrag. Aufgrund der hohen Siedetemperatur, des dadurch möglichen niederen Systemdrucks und der hohen Wärmekapazität des Kühlmittels Natrium kann es - Abschaltung des Reaktors vorausgesetzt - nicht zum vollständigen Ausdampfen des Kühlmittels kommen. Auslaufen des Kühlmittels wird durch konstruktive Maßnahmen verhindert.

Die Nachwärme kann auch beim Ausfall aller aktiven Komponenten (Pumpen, Armaturen) passiv über einen primär- und sekundärseitigen Naturumlauf und die Tauchkühler abgeführt werden. Ein Ausfall aktiver Komponenten allein führt daher nicht zu einer Kernzerstörung.

11.2 Vorgänge bei der Kernzerstörung

- DWR:

Da der Kern wegen seiner geringen Anreicherung beim Schmelzen nicht wieder kritisch werden kann, ist der Vorgang phänomenologisch klar vorgezeichnet. Der zeitliche Ablauf hängt im wesentlichen von den Kühlungsverhältnissen ab. Das gleiche gilt für die Freisetzung von Spaltprodukten aus dem schmelzenden Kern: Abgesehen vom zeitlichen Ablauf sind die physikalischen Vorgänge bei der Spaltproduktfreisetzung für die verschiedenen Kernschmelzunfälle sehr ähnlich. Alle Kernschmelzunfälle führen zum Durchschmelzen des Reaktor-druckbehälters.

Die einzige Ausnahme bildet die als extrem unwahrscheinlich angesehene Dampfexplosion, die einen anderen zeitlichen Ablauf zeigt. Der Druckbehälter versagt hier durch mechanische Belastung, noch bevor es zum Durchschmelzen kommt. Insgesamt wurde in der DRS eine Kernschmelzhäufigkeit von $10^{-4}/a$ ermittelt.

● SNR-300:

Da wegen der hohen Anreicherung der geschmolzene Kern kritisch werden kann, wird der Ablauf der Kernzerstörung nicht nur von der Nachwärmeleistung bestimmt, sondern auch entscheidend von möglichen neuerlichen Rekritikalitäten. Sowohl nach einer Kernzerstörung durch überprompt kritische Reaktion als auch beim Niederschmelzen des Kerns kann es zu Rekritikalitäten kommen. Für den weiteren Verlauf ist zu unterscheiden,

- ob der Kern ohne mechanische Energiefreisetzung schmilzt,
- ob der geschmolzene Kern dann im Reaktortank zurückgehalten wird oder diesen durchdringt,
- ob es beim Schmelzvorgang durch neuerliche Energiefreisetzung zur Verdampfung von Kernmaterialien kommt.

Im letztgenannten Fall werden der Reaktortank und das innere Containment beschädigt oder im Grenzfall sehr hoher, allerdings extrem unwahrscheinlicher, Energiefreisetzung zerstört.

Die Differenzierung hinsichtlich der freigesetzten Energie führt zu entsprechender Differenzierung bezüglich des aus dem Kern freigesetzten Aktivitätsinventars.

Insgesamt wurde in dieser Studie eine Kernzerstörungshäufigkeit von ca. $2 \cdot 10^{-6}$ /a ermittelt, wovon etwa 50 % auf den unenergetischen Kernschmelzablauf entfallen. Die Häufigkeit der energetischen Abläufe nimmt mit zunehmenden Werten der freigesetzten Energie ab.

In 70 % aller Kernzerstörungsfälle wird der Reaktortank nicht zerstört. In weniger als 1 % aller Fälle kommt es zu rascher Tankzerstörung und Beschädigung des inneren Containments.

Die geringe Häufigkeit der Kernzerstörungsfälle beim SNR-300 im Vergleich zum DWR ist in der Hauptsache durch die hohe Zuverlässigkeit der Abschaltssysteme und durch die Möglichkeit der passiven Nachwärmeabfuhr bedingt.

11.3 Vorgänge im Containment und Freisetzung aus dem Containment

Die Tabellen 11-1 und 11-2 geben einen Überblick über die Freisetzungsabläufe bei DWR und SNR-300. Zu berücksichtigen ist, daß sich die "freigesetzten Anteile des Kerninventars" auf das Radionuklidinventar zum Zeitpunkt des Störfalleintritts beziehen. Radioaktiver Zerfall ist in beiden Tabellen nicht berücksichtigt.

Beim DWR (Tabelle 11-1) werden die Freisetzungskategorien nach den Versagensarten des Containments aufgespalten. Die Freisetzungskategorien 7 und 8 behandeln Unfallabläufe ohne Kernschmelzen.

Beim SNR-300 (Tabelle 11-2) wird sowohl bezüglich des Kernzerstörungsablaufs, gekennzeichnet durch verschieden große Energiefreisetzungen mit der Folge verschiedener Tankversagensarten, als auch nach Versagensarten des äußeren Containments differenziert.

Aus den beiden Tabellen lassen sich einige allgemeine vergleichende Aussagen über das Freisetzungsverhalten von DWR bzw. SNR-300 ablesen:

- Mit Ausnahme der Kernzerstörung mit extrem hoher mechanischer Energiefreisetzung werden Radionuklide beim SNR-300 erheblich verzögert gegenüber dem DWR freigesetzt.
- Die freigesetzte Aktivität ist beim SNR-300 im allgemeinen geringer als beim DWR.

Zum Teil können diese Unterschiede mit folgenden Eigenschaften der Anlagen erklärt werden.

- DWR:

Infolge des hohen Systemdrucks und des niederen Siedepunkts des Kühlmittels kommt es bei Lecks im Primärkreislauf zu

Tab. 11-1:
Freisetzungskategorien DWR

Freisetzungskategorie (FK)	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 Kerninhalts									
							Xe-Kr	Jorg	J-87	Ca-40	Te-Sb	Ra-Sr	Ba	La		
1	Kernschmelzen mit Dampfkomplosion	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 ⁻³	2,6·10 ⁻³		
3	Kernschmelzen, mittleres Leck im Sicherheitsbehälter (Ø 60 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		
6	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	4,8·10 ⁻⁴	6,5·10 ⁻⁵		
5 ¹⁾	Kernschmelzen, Überdruckerlagen, Ausfall der Störfüllfilter	0 1 25	1 1 1	10 10 10	- - 200	2·10 ⁻⁵	2,0·10 ⁻² 1,8·10 ⁻⁴ 8,8·10 ⁻¹	1,8·10 ⁻² 9,6·10 ⁻⁴ 3,4·10 ⁻³	4,7·10 ⁻³ 6,7·10 ⁻⁴ 4,5·10 ⁻⁴	3,6·10 ⁻² 6,7·10 ⁻⁴ 7,7·10 ⁻⁴	5,5·10 ⁻⁹ 8,0·10 ⁻⁵ 4,7·10 ⁻⁵	5,5·10 ⁻⁵ 5,5·10 ⁻⁵ 5,3·10 ⁻⁵	8,8·10 ⁻⁶ 8,8·10 ⁻⁶ 9,5·10 ⁻⁶			
6 ¹⁾	Kernschmelzen, Überdruckerlagen	0 1 25	1 1 1	100 100 10	- - 200	7·10 ⁻⁵	2,0·10 ⁻² 2,3·10 ⁻² 9,8·10 ⁻¹	1,8·10 ⁻³ 1,6·10 ⁻⁶ 6,8·10 ⁻³	1,8·10 ⁻⁸ 9,6·10 ⁻⁷ 9,6·10 ⁻³	4,7·10 ⁻⁸ 6,7·10 ⁻⁷ 4,5·10 ⁻⁴	5,5·10 ⁻²² 8,0·10 ⁻⁸ 4,7·10 ⁻⁵	5,5·10 ⁻⁸ 8,8·10 ⁻⁸ 5,3·10 ⁻⁵	8,8·10 ⁻⁹ 8,8·10 ⁻⁹ 9,5·10 ⁻⁶			
7	Beherrschter Kühlmittelkreislauf, großes Leck im Sicherheitsbehälter	6	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	8	0		
8	Beherrschter Kühlmittelkreislauf, Ausfall	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 Freisetzungswerte für drei Zeitintervalle getrennt angegeben.

Tab. 11-2:

Freisetzungskategorien SNR-300

Freisetzungskategorie	Beschreibung	Zeitpunkt der Freisetzung [h]	Dauer der Freisetzung [h]	Höhe der Freisetzung [m]	Freigesetzte Energie [106kJ/h]	Häufigkeit der Freisetzung [1/a]	Freigesetzter Anteil des Kerninventars										
							Xe, Kr	I _{org}	NaJ	Cs, Rb	Te, Sb ¹⁾	Ba, Sr	La ²⁾				
1	Kernzerstörung, Versagen Greendeckel und Zellenabdeckung, Überdruckversagen Äußeres Containment	0	1	100	530	1 E-8											
							5,0 E-3	-	2,4 E-5	5,2 E-5	7,6 E-5	5,4 E-7	2,0 E-7				
2	Kernzerstörung, mechanisches Tankversagen, Auffangwanne defekt, keine Energieversorgung	0	1	10	-		2,5 E-1	-	4,0 E-4	1,4 E-3	3,0 E-5	5,4 E-7	2,0 E-7				
		22	1	100	15	2 E-7	5,7 E-1	2,0 E-3	2,8 E-2	1,1 E-3	4,2 E-4	7,4 E-7					
		25	1	100	15		1,8 E-1	8,0 E-3	7,5 E-3	6,0 E-5	4,1 E-3	1,5 E-4					
		33	2	100	-												
3	Kernzerstörung, thermisches Tankversagen, ungefilterte Abluft	0	3	100	-		2,2 E-1	2,2 E-3	1,5 E-2	3,0 E-2	1,7 E-2	1,8 E-4					
		22	1	100	-	2 E-8	2,6 E-1	2,6 E-3	6,1 E-3	3,0 E-4	5,9 E-3	1,2 E-4					
		48	1	100	-		5,2 E-1	5,2 E-3	6,7 E-3	-	3,5 E-3	1,4 E-4					
4	Kernzerstörung, thermisches Tankversagen, Containmentabschluß, keine Energieversorgung	2	1	10	-		7,4 E-5	7,4 E-7	8,8 E-6	1,6 E-5	7,9 E-6	9,3 E-8					
		10	1	10	-	2 E-7	8,0 E-4	8,0 E-6	1,3 E-5	2,8 E-5	1,6 E-5	1,6 E-7					
		23	1	10	-		5,5 E-3	5,5 E-5	1,2 E-5	3,8 E-6	2,5 E-7	2,4 E-7					
		48	1	10	-		3,9 E-2	3,8 E-2	6,4 E-3	-	5,2 E-5	1,3 E-6					
		100	1	10	-		0,96	9,6 E-3	7,6 E-4	-	6,3 E-4	1,6 E-5					
5	Kernzerstörung, thermisches Tankversagen	240	1	100	-		6,2 E-3	6,2 E-7	4,6 E-10	8,3 E-10	6,0 E-10	5,6 E-12					
		280	1	100	-	3 E-7	6,2 E-3	6,2 E-7	4,6 E-10	8,3 E-10	6,0 E-10	5,6 E-12					
		320	1	100	-		6,2 E-3	6,2 E-7	4,6 E-10	8,3 E-10	6,0 E-10	5,6 E-12					
A	Kühlungsausfall nartriunggekühletes Stenmelement-Lager	100	1	100	15		-	-	7,3 E-3	-	4,4 E-4	-					
		102	1	100	15	4 E-5	-	3,5 E-2	2,2 E-2	4,1 E-3	1,1 E-9	1,1 E-10					
		130	2	100	-		-	1,0 E-2	9,0 E-3	9,0 E-3	1,2 E-2	5,7 E-6					
		1300	1	100	-		1,0	-	-	-	-	-					
B	Kühlungsausfall gasgekühletes Brennelement-Lager	140	3	100	-	10 ⁻³	0,5	5,0 E-5	5,0 E-6	5,0 E-6	5,0 E-7	5,0 E-10					
		200	2	100	-		0,5	5,0 E-5	5,0 E-6	5,0 E-6	5,0 E-7	5,0 E-10					
							Freigesetzter Anteil des BE-Lagerinventars										

¹⁾ enthält Se

²⁾ enthält Ru, Rh, Co, Mo, Tc, Y, La, Zr, Nb, Ce, Pr, Nd, Ap, Pu, Am, Cm

starker Verdampfung und dadurch bei abgeschlossenem Containment zu einem relativ schnellen Druckaufbau und entsprechender Belastung im Containment.

● SNR-300:

Die Anlage ist gegen Kernzerstörungsunfälle bis zu einer mechanischen Energiefreisetzung von 370 MJ ausgelegt. Dadurch werden bei der überwiegenden Anzahl dieser Fälle die Kernmaterialien im Reaktortank zurückgehalten; Aktivitätsfreisetzung ist dann nur über kleine Undichtigkeiten des Tankdeckelsystems möglich. Aber auch bei Beschädigung oder Zerstörung des Reaktortanks - die in 3 von 10 Fällen eintritt - bleibt als weitere Barriere vor dem äußeren Containment noch das innere Containment mit einer weiteren Rückhaltefunktion einschließlich der Nachwärmeabfuhr über die Bodenkühleinrichtung. Ein Versagen des inneren Containments durch Ausfall einer dieser Einrichtungen ist in einem von acht Fällen zu erwarten.

Wegen der hohen Wärmekapazität, Wärmeleitfähigkeit und des hohen Siedepunkts des Kühlmittels gehen die Kühlmittelverdampfung und dadurch der Massenzuwachs im inneren Containment verhältnismäßig langsam vor sich.

Durch den länger anhaltenden Einschluß von Aktivitäten sind Abscheideprozesse im abgeschlossenen äußeren Containment besonders wirksam. Infolge der Rückhaltefunktion von Reaktortank und innerem Containment werden auch bei offenem äußeren Containment die Freisetzungen in die Umgebung erheblich reduziert.

Neben diesen relativ langsam ablaufenden Vorgängen wurden beim DWR und SNR-300 schnell ablaufende, mit hoher Energiefreisetzung verbundene Ereignisse untersucht, die rasch zur Zerstörung des Containments führen können. Da das äußere Containment nicht inertisiert ist, kommt es beim SNR-300 bei einer direkten Freisetzung von Natrium ins äußere Containment zu Bränden mit einem raschen Überdruckversagen des äußeren Containments. Bei Dampfexplosion und extrem hoher mechanischer Energiefreisetzung (FK1 bei DWR und SNR-300) wird die Aktivität aus dem

zerstörten Containment innerhalb einer kurzen Zeitspanne freigesetzt. Die freigesetzten Aktivitäten verhalten sich etwa wie die Aktivitätsinventare von DWR bzw. SNR-300. Lediglich von den schwerflüchtigen Metallen wird beim SNR-300 ein relativ größerer Anteil freigesetzt, da der Brennstoff während der Leistungsexkursion sehr hohe Temperaturen erreicht.

Beim SNR-300 kommen signifikante Beiträge zum Risiko von Erdbebenauswirkungen, bei denen nach Kernzerstörung Versagen des Containmentabschlusses mit hoher Wahrscheinlichkeit angenommen werden muß. Beim DWR ist der Beitrag von Erdbebenauswirkungen zum Risiko vernachlässigbar.

Der Grund für diesen Unterschied ist nicht eine größere Empfindlichkeit des SNR-300 gegen Erdbeben, sondern die niedrige Eintrittshäufigkeit der Kernzerstörungsfälle durch anlageninterne Ursachen, die im Bereich der Eintrittshäufigkeit starker Erdbeben (ca. 10^{-7}) liegt. Beim DWR dagegen liegt die Wahrscheinlichkeit eines Kernschmelzunfalls um drei Zehnerpotenzen über diesem Wert und wird von ihm dadurch nicht merklich beeinflusst.

11.4 Auswirkungen in der Umgebung

Frühschäden treten nach der vorliegenden Studie nicht auf, da letale Dosiswerte in der bewohnten Umgebung nicht erreicht werden. Beim hochenergetischen Kernzerstörungsfall werden erhebliche Mengen von Transuranen in sehr feiner Verteilung hoch in die Atmosphäre transportiert. Sie kommen über so weite Gebiete zerstreut zur Erdoberfläche zurück, daß ihre Konzentration nicht mehr ausreicht, letale Dosiswerte zu erzeugen.

Frühschäden werden in erster Linie durch Edelgase und Jod verursacht. Die Aktivitätsinventare dieser Elemente verhalten sich zwischen DWR und SNR-300 etwa wie 10 : 1. Außerdem sind die beim SNR-300 freigesetzten Anteile (mit Ausnahme von Fk1) bei diesen Elementen erheblich kleiner.

Das Risiko in der Schadensart "Somatische Spätschäden" läßt sich anhand des Bildes 11-1 und der Tabellen 11-3 und 11-4 vergleichen. Dieser Vergleich ist erlaubt, obwohl den Unfallfolgenrechnungen das modifizierte Unfallfolgenmodell UFOMOD/B3 zugrunde lag. Erneute Risikoabschätzungen mit dieser Programmversion, für die in der DRS angegebenen Freisetzungskategorien, zeigen nämlich (EhVo 82), daß der Schadensumfang und das Kollektivrisiko bezüglich Spätschäden nur in geringem Umfang reduziert werden.

Weder beim DWR noch beim SNR-300 stammt der höchste Beitrag dieser Schadensart zum Kollektivrisiko von Kernzerstörungsfällen. Die größten Werte in dieser Schadensart entstehen beim DWR und beim SNR-300 in der Freisetzungskategorie 1, wobei das errechnete Schadensausmaß beim DWR erheblich größer ist als beim SNR-300.

Beim DWR trägt der beherrschte Kühlmittelverluststörfall mit Leck im Sicherheitsbehälter mit 60 % und beim SNR-300 der Ausfall der Kühlung des natriumgekühlten Brennelementlagers mit 98 % zum Kollektivrisiko der Schadensart "Somatische Spätschäden" bei. Die absoluten Werte sind beim SNR-300 viel niedriger.

Spätschäden entstehen beim DWR überwiegend und beim SNR-300 etwa zur Hälfte durch Cäsium und Jod. Die Aktivitätsinventare von Cäsium verhalten sich zwischen DWR und SNR-300 ungefähr wie 10 : 1. Außerdem sind die Freisetzungsteile von Cäsium beim SNR-300 wesentlich kleiner. Beim SNR-300 tragen die Transurane etwa zur Hälfte zu den Spätschäden bei.

Einen Vergleich der Landverseuchung geben die Tabellen 11-5 und 11-6 durch die von der Gegenmaßnahme "Umsiedlung" betroffenen Flächen. Hauptursache für die Landverseuchung ist die Konzentration von Cäsium und Jod. Wegen des geringeren Aktivitätsinventars dieser Elemente und wegen der geringeren Freisetzungsteile sind beim SNR-300 deutlich kleinere Flächen betroffen.

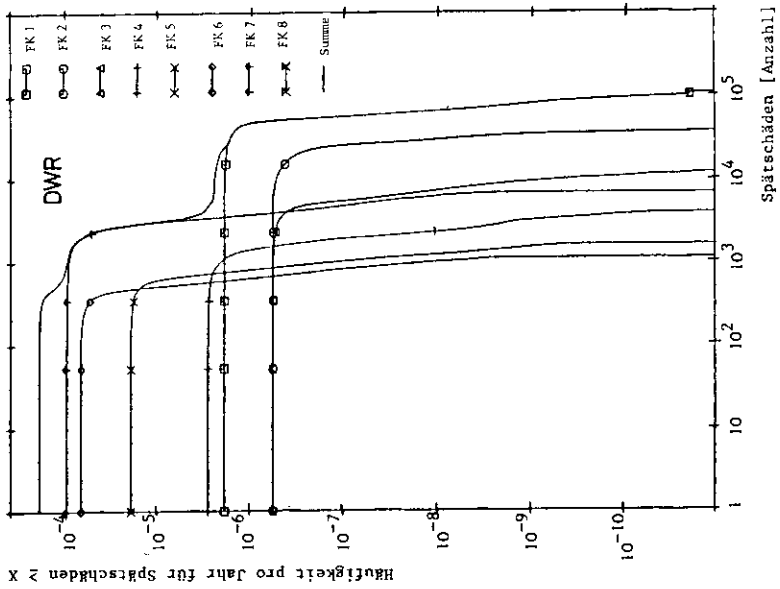
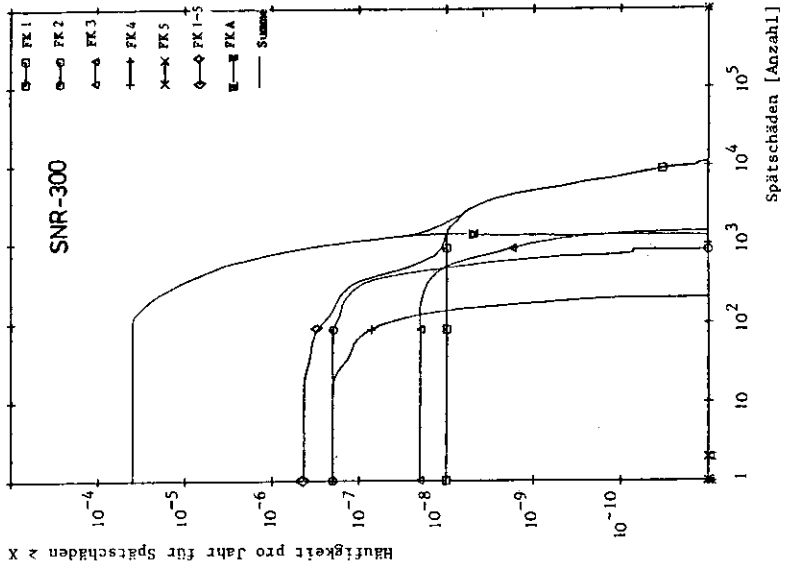


Bild 11-1:
Komplementäre Häufigkeitsverteilung für somatische Spätschäden bei DWR und SNR-300

Tab. 11-3:

Kollektivrisiko somatischer Spätschäden beim DWR

Freisetzungskategorie (FK)	Kollektivrisiko/Spätschäden
1	$1,0 \cdot 10^{-1}$
2	$1,3 \cdot 10^{-2}$
3	$3,0 \cdot 10^{-3}$
4	$4,8 \cdot 10^{-3}$
5	$1,3 \cdot 10^{-2}$
6	$3,4 \cdot 10^{-2}$
7	$2,4 \cdot 10^{-1}$
8	$1,9 \cdot 10^{-5}$
Summe	$4,0 \cdot 10^{-1}$

Tab. 11-4:

Kollektivrisiko somatischer Spätschäden beim SNR-300

Freisetzungskategorie (FK)	Kollektivrisiko/Spätschäden
1	$3,1 \cdot 10^{-5}$
2	$5,7 \cdot 10^{-5}$
3	$1,1 \cdot 10^{-5}$
4	$1,4 \cdot 10^{-5}$
5	$4,6 \cdot 10^{-9}$
A	$1,1 \cdot 10^{-2}$
B	$4,9 \cdot 10^{-5}$
Summe	$1,14 \cdot 10^{-2}$

Tab. 11-5:

Charakteristische Größen der von der Gegenmaßnahme "Umsiedlung" betroffenen Flächen F nach der Freisetzung (beim DWR)

Freisetzungskategorie (FK)	F _{min} [km ²]	F _{max} [km ²]	F (a/b) ¹⁾ [km ²]
1	12	3 780	610 (66,5/33,5)
2	12	2 070	290 (67,3/32,7)
3	1	230	27 (66,0/34,9)
4	0	11	2,3 (65,3/34,7)
5	0	2	0,3 (68,5/31,5)
6	0	1	0,01 (98,1/1,9)
7	0	49	3,6 (71,2/28,8)

¹⁾ Bei a % der Fälle ist die betroffene Fläche kleiner, bei b % größer als F.

Tab. 11-6:

Charakteristische Größen der von der Gegenmaßnahme "Umsiedlung" betroffenen Flächen F nach der Freisetzung (beim SNR-300)

Freisetzungskategorie (FK)	F _{min} [km ²]	F _{max} [km ²]	F (a/b) ¹⁾ [km ²]
1	0,0	73,4	2,6 (91,3/8,7)
2	0,0	0,03	2,9 · 10 ⁻⁴ (99,1/0,9)
3	0,0	1,2	2,6 · 10 ⁻² (95,7/4,3)
A	0,0	0,1	2,3 · 10 ⁻³ (87,4/2,6)

¹⁾ Bei a % der Fälle ist die betroffene Fläche kleiner, bei b % größer als F.

SCHRIFTTUM

Im Sinne einer vollständigen Dokumentation wurden auch interne Schriftstücke in das Literaturverzeichnis mit aufgenommen, die nicht ohne weiteres zugänglich sind.

Die mit dem GRS-Reportsigel gekennzeichneten Berichte können bei der GRS angefragt werden; die übrigen Veröffentlichungen sind im Buchhandel bzw. beim Fachinformationszentrum Energie-Physik-Mathematik erhältlich.

- (Ab 77) Abramson, P.B.:
The Importance of Heat Transfer in Hypothetical Core Disruptive Accident Analysis
Nuclear Technology 35 (1977), S. 87
- (Abua 81) Aberle, J., u.a.:
Durchführung und Auswertung des dritten Mol-7c-Sicherheitsexperiments
KfK-PSB-1492, Mai 1981
- (Ab 70) Ahorner, L.:
Stellungnahme zur Frage der Erdbebengefährdung für ein Kernkraftwerk im Raum Kalkar am linken Niederrhein
Universität Köln, 16.12.1970
- (Ah 82) Ahorner, L.:
Realistische Abschätzung der Erdbebenlastannahmen für den Standort SNR-300 bei Kalkar am Niederrhein nach dem derzeitigen seismologischen Kenntnisstand
Bericht erstellt im Auftrag der Gesellschaft für Reaktorsicherheit, Universität Köln, 20.3.1982
- (AhRo 75) Ahorner, L., and W. Rosenhauer:
Probability Distribution of Earthquake Accelerations with Applications to Sites in the Northern Rhine Area, Central Europe
J. Geophys. 41 (1975), S. 581
- (Alao 79) Aldrich, D.C., a.o.:
A Proposed Wind Shift Model for the German Reactor Safety Study
KfK-2791, 1979
- (Alua 81) Alexas, A., u.a.:
Auswirkungen von großflächigen Natriumbränden
atw 12 (1981), S. 663
- (AlWi 81) Albrecht, H., and H. Wild:
Investigation of Fission Product Release by Annealing and Melting of LWR Fuel Pins in Air and Steam
ANS/ENS Topical Meeting on Reactor Safety, Sun Valley, 1981

- (ATEN 77) Atomic International/Energy Research and Development Administration:
LMFBR Safety Program
Atomic International Annual Technical Progress Report 1976
AI-ERDA-131B2, 1977
- (Ba 78) Bankoff, S.G.:
Vapor Explosion - A Critical Review
6th International Heat Transfer Conference, Toronto, Canada,
August 1978
- (BA 80) Battelle Institut:
Einwirkungen von Schadstoffen auf Kernkraftwerke
Bericht für den Bundesminister für Forschung und Technologie,
Auftrag RS 265, Frankfurt, Februar 1980
- (BaEh 82) Bayer, A., und J. Ehrhardt:
Unfallfolgenrechnungen und Risikoabschätzungen im Rahmen der
"Risikoorientierten Analyse zum SNR-300"
KfK-3423 (in Vorbereitung)
- (BaSc 82) Bastek, H., und G. Schwarz:
Untersuchungen zum Transport und zur Verteilung von Transuranen
in terrestrischen Nahrungsketten
Interner BSU-Bericht 8109/1, April 1982
- (Baua 80) Bayer, A., u.a.:
Das Konzept der effektiven Schadensfaktoren zur Ermittlung
stochastischer somatischer Schäden nach unfallbedingten
Strahlenexpositionen
KfK-3037, Dezember 1980
- (Be 73) Bell, M.J.:
ORIGEN, the ORNL Isotope Generation and Depletion Code
ORNL 4628, 1973
- (Be 81I) Becker, D.:
Analysis of the Reactor Cell after the Sequences R4 and R8
Interatom-Notiz 69.00141.6 "A", 29.10.1981
- (Be 81II) Berckhemer, H.:
Standortspezifische Erdbeben-Lastannahmen zur Risikoabschätzung
für die Maschinenhäuser des Kernkraftwerks Biblis
Bericht im Auftrag von König & Heunisch, August 1981
- (Beao 73) Beiringer, P., a.o.:
SOFIRE II User's Report
AI-AEC 13055, 1973
- (Beao 79) Bell, C.R., a.o.:
Advances in the Mechanistic Assessment of Postdisassembly
Energetics
Proceedings of the International Meeting on Fast Reactor Safety
Technology, Seattle, Washington, August 1979, S. 207

- (Beao 81) Berlin, M., a.o.:
Le Piégeage des Iodes dans les Réacteurs de la Filière à
Neutrons Rapides Français
Seminar über die Rückhaltung von Jod aus gasförmigen Ableitungen in kerntechnischen Anlagen, Mol, 1981
- (BeVo 82) Becker, D., und H. Vossebrecker:
Verhalten des Brennelement-Gaslagers bei völligem Ausfall der
aktiven Kühlsysteme
Interatom-Notiz 69.155.7, 9.3.1982
- (BlKr 79) Blombach, J., und H. Kretzen:
Untersuchungen zu Bethe-Tait-Einleitungsstörfällen
Interatom-Notiz 32.3908."A", 19.3.1979
- (Bo 79) Bohl, W.R.:
Some Recriticality Studies with SIMMER-II
Proceedings of the International Meeting on Fast Reactor Safety
Technology, Seattle, Washington, August 1979, S. 1415
- (Boao 77) Bohl, W.R., a.o.:
An Analysis of the Unprotected Loss of Flow Accident in the
Clinch River Breeder Reactor with an End of Equilibrium Cycle
Core
ANL/RAS 77-15, May 1977
- (BoCa 77) Board, S.J., and L. Caldarola:
Fuel Coolant Interactions in Fast Reactors
Proceedings of the Symposium on the Thermal and Hydraulic
Aspects of Nuclear Reactor Safety, ASME Meeting, Atlanta,
USA, November 1977, Vol. 2, S. 195
- (Brua 78) Brüning, H., u.a.:
Analyse des Propagationsstörfalls
Interatom-Notiz 32.3339.9, 8.5.1978
- (Brua 81) Bruder Müller, G., u.a.:
18 Days KNK-II Operation with a Failed
Fuel Element Based on In-Pile-Loop-Experiments
Topical Meeting on Reactor Safety Aspects of Fuel Behavior,
Sun Valley, Idaho, USA, August 1981
- (BrVo 81) Brenk, H.D., and K.J. Vogt:
The Calculation of Wet Deposition from Radioactive Plumes
Nuclear Safety 3, 22 (1981), S. 362
- (BU 77) Der Bundesminister für Forschung und Technologie:
Bericht über die Entwicklung des natriumgekühlten schnellen
Brutreaktors an den Ausschuss für Forschung und Technologie und
den Haushaltsausschuss des Deutschen Bundestages
Bonn, 1.9.1977
- (Bu 80) Bunz, H.:
PARADISEKO IIIb - Ein Computerprogramm zur Berechnung des Aero-
solverhalten in geschlossenen Behältern
KEK 2903, April 1980

- (BuCy 77) Burian, R.J., and P. Cybulskis:
CORRAL II, User's Manual
BATTELLE Columbus Laboratories, Ohio, 1977
- (BuRo 79) Buchner, H., and P. Royl:
Scoping Analyses of Boiling Pool Pressurization and Discharge
in the Transition Phase of Hypothetical Loss of Flow Transients
in SNR-300
Proceedings of the International Meeting on Fast Reactor Safe-
ty Technology, Seattle, Washington, August 1979, S. 150
- (Ca 70) Castleman, A.W.:
LMFBR Safety, I. Fission-Product Behaviour in Sodium
Nuclear Safety 5, 11 (1970), S. 379
- (Ca 82) Cannon, A.G.:
Information über Zuverlässigkeitskenngrößen
Systems Reliability Service, UKAEA, Warrington, 24.2.1982
- (Caua 82) Caldarola, L., u.a.:
Zuverlässigkeitsanalyse für einen Teil des Reaktorschutzsys-
tems bei einer ausgewählten Anforderung (Primärbericht)
Kernforschungszentrum Karlsruhe, Januar 1982
- (Chao 72) Cho, D.H., a.o.:
A Rate Limited Model of Molten Fuel Coolant Interactions:
Modal Development and Preliminary Calculations
ANL-7919, 1972
- (Chao 82) Charles, D., a.o.:
DOSE-MARC: The Dosimetric Module in the Methodology for As-
sessing the Radiological Consequences of Accidental Releases
NRPB, Chilton (to be published)
- (ChEp 74) Cho, D.H., and M. Epstein:
Work Potential Resulting from a Mechanical Disassembly of the
Voided FFTF-Core
ANL-RAS-74-17, 1974
- (ChJo 80) Cherdron, W., and S. Jordan:
Determination of Sodium Fire Aerosol Process Coefficients from
FAUNA-Experiments
Proceedings of the 2nd CSNI-Specialists' Meeting on Nuclear
Aerosols in Reactor Safety, Gatlinburg, 1980
NUREG/CR-1724
- (ClKe 81) Clarke, R.H., and R.N. Kelly:
MARC - The NRPB Methodology for Assessing Radiological Conse-
quences of Accidental Releases of Activity
NRPB - R127, December 1981
- (Co 77) Cohen, B.L.:
Hazards from Plutonium Toxicity
Health Physics, Vol. 32, May 1977, S. 359

- (Coao 79) Colburn, R.P., a.o.:
Sodium-Concrete Reactions
ENS/ANS, Proceedings of the International Meeting on Fast Re-
actor Safety Technology, Seattle, Washington, August 1979,
Vol. 4, S. 2093
- (De 79) Deitrich, L.W.:
An Assessment of Early Fuel Disposal in the Hypothetical Loss-
of-Flow Accident
Proceedings of the International Meeting on Fast Reactor Safe-
ty Technology, Seattle, Washington, August 1979, S. 615
- (Diao 77) Dickermann, C.E., a.o.:
Status and Summary of TREAT In-Pile-Experiments on LMFBR
Response to Hypothetical Core Disruptive Accidents
Proceedings of the Symposium on the Thermal and Hydraulic
Aspects of Nuclear Reactor Safety, ASME Meeting, Atlanta,
November 1977, Vol. 2, S. 19
- (Düua 78) Düsing, R., u.a.:
Analyse des Kühlmittelstörfalls im frischen SNR-Mark-IA-Core
mit dem SAS3D-Code
KfK-PSB-IV 80, Dezember 1978
- (Düua 81) Düsing, R., u.a.:
Abschätzungen zur Umsetzung von thermischer in mechanische
Energie im Anschluß an einen Kühlmitteldurchsatzstörfall für
das Kernkraftwerk Kalkar
KfK-PSB-IV 216, Januar 1981
- (Eh 81) Ehrhardt, J.:
Analyse der in der "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke"
berechneten stochastischen somatischen Schäden
KfK-3218, Oktober 1981
- (Eh 82) Ehrhardt, J.:
Dokumentation der Datensätze im Dosismodell des Rechenpro-
gramms UFOMOD, Version B3
KfK-Bericht (in Vorbereitung)
- (EhVo 82) Ehrhardt, J., und S. Vogt:
Unfallfolgenrechnungen und Risikoabschätzungen für Druckwas-
serreaktoren mit dem Rechenprogramm UFOMOD/B3
KfK-3373 (in Vorbereitung)
- (EN 81) Energiewirtschaftliche Tagesfragen:
Internationaler Brüterreport 1981 in Kalkar (Berichtsheft)
Nr. 11/12, 1981
- (EsMa 80) Essig, C., und W. Maschek:
Einfluß des Brennstoff/Stahl-Wärmeübergangs auf den Umset-
zungsprozeß thermischer in mechanische Energie
Reaktortagung, Berlin, März 1980, S. 199

- (Feao 80) Fermandian, I., a.o.:
Interpretation of the Behavior of Aerosols Generated by a
Sodium Pool Fire
DSN 350, CEA, Gatlinburg, Tennessee, 1980
- (Frua 76) Fröhlich, R., u.a.:
Analyse schwerer hypothetischer Störfälle für den SNR-300-
Mark-Ia-Reaktorkern
KfK-2310, 1976
- (GE 73) General Electric:
Development of Large Electromagnetic Pumps for Main Heat
Transport Systems of LMFBRs
GEAP-13965, June 1973
- (GE 75) General Atomic:
HTGR Accident Initiation and Progress Analysis
Status Report, GA-A13617, October 1975
- (GE 79) Gesellschaft für Reaktorsicherheit:
Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke - Hauptband
Hrsg.: Der Bundesminister für Forschung und Technologie,
Verlag TÜV Rheinland, Köln, 1979, ISBN 3-921059-67-4
- (GE 80a) Gesellschaft für Reaktorsicherheit:
Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke - Fachband 3: Zuverlässigkeitskenngrößen und Betriebserfahrungen
Hrsg.: Der Bundesminister für Forschung und Technologie,
Verlag TÜV Rheinland, Köln, 1980, ISBN 3-88585-014-1
- (GE 80b) Gesellschaft für Reaktorsicherheit:
Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke - Fachband 4: Einwirkungen von außen (einschließlich anlageninterner Brände)
Hrsg.: Der Bundesminister für Forschung und Technologie,
Verlag TÜV Rheinland, Köln, 1980, ISBN 3-88585-015-X
- (GE 81a) Gesellschaft für Reaktorsicherheit:
Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke - Fachband 2: Zuverlässigkeitsanalyse
Hrsg.: Der Bundesminister für Forschung und Technologie,
Verlag TÜV Rheinland, Köln, 1981, ISBN 3-88585-013-3
- (GE 81b) Gesellschaft für Reaktorsicherheit:
Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke - Fachband B: Unfallfolgenrechnung und Risikoergebnisse
Hrsg.: Der Bundesminister für Forschung und Technologie,
Verlag TÜV Rheinland, Köln, 1981, ISBN 3-88585-019-2
- (Gi 74) Giese, H.:
Erweiterung des Programms NABRAND zur Beschreibung koinzidenter Na-Brände
Interatom-Notiz 35.1091, 22.8.1974
- (Giao 78) Gieseke, J.A., a.o.:
HAARM 3 User's Manual
Battelle Columbus, Columbus, 1978, BMI-NUREG-1991

- (Gr 81) Grönefeld, G.:
Verhalten des SNR-300 bei totalem Ausfall der Nachwärmeabfuhr
und aller aktiven Systeme
Interatom-Notiz 69.00150.8, 28.10.1981
- (Güua 82) Güldner, W., u.a.:
Programmsystem RALLY zur probabilistischen Sicherheitsbeurteilung großer technischer Systeme
GRS-44, April 1982
- (Haao 74) Hassberger, J.A., a.o.:
Sodium Concrete Reaction Tests; Tests S1, S2, S4 and S8, run
March through April 1974
HEDL-TME 74-36, June 1974
- (Heua 80) Heusener, G., u.a.:
Die Sicherheit Schneller Brutreaktoren bezüglich Störfällen
mit Kernzerstörung
Kerntechnik 36 (1980)
- (HiBo 75) Hilliard, R.K., and W.D. Boehmer:
Concrete Protection from Sodium Spills by Intentionally Defected Liners, Small-Scale-Tests S9 and S10; Test S9 and S10
run August through September 1974
HEDL-TME 75-75, July 1975
- (HiHe 65) Hicks, E., and D. Menzies:
Theoretical Studies of the Fast Reactor Maximum Accident
ANL-7120, 1965, S. 654
- (HoPo 80) Hodkins, D.J., and P.E. Potter:
On the Chemical Constitution of a Molten Oxide Core of a Fast Breeder Reactor
Rev. Int. Hantes Tempér. Réfract. 17 (1980), S. 70
- (HoWö 82) Hosser, D., und K. Wörner:
Risikoorientierte Analyse zum SNR-300, Erdbebenrisiko durch Bauteilversagen
Abschlußbericht im Auftrag der Gesellschaft für Reaktorsicherheit, erstellt durch König & Heunisch, Frankfurt, April 1982
- (Hua0 77) Hunt, B.W., a.o.:
An Estimate of the Radiological Consequences of Accidental Releases of Radioactivity from a Fast Breeder Reactor
NRPB-R53, August 1977
- (HüVo 82) Hübschmann, W., und S. Vogt:
Private Mitteilung, April 1982
- (IC 79a) ICRP:
ICRP Publication No. 30, Part 1: Limits for Intakes of Radionuclides by Workers
Annals of the ICRP, Vol. 2, No. 2, 1979
- (IC 79b) ICRP:
ICRP Publication No. 30, Supplement to Part 1: Limits for Intakes of Radionuclides by Workers
Annals of the ICRP, Vol. 3, No. 1-4, 1979

- (IC 81) ICRP:
ICRP Publication No. 30, Part 3: Limits for Intakes of Radio-nuclides by Workers
Annals of the ICRP, Vol. 6, No. 2/3, 1981
- (IN 81) Internationale Natrium-Brutreaktor-Bau-GmbH:
Lufttechnische Anlage, Gebäude Teil A+B (Lüftungsplan), Kernkraftwerk Kalkar, SNR-300
Ziff. 1161687.J67/3128 923/79, letzte Änderung vom 15.4.1981
- (IN 82a) Interatom:
Rate für RESA
Interatom-Notiz 32.05462.3, 22.2.1982
- (IN 82b) Interatom:
Risikoorientierte Studie SNR-300 - Unverfügbarkeit der RESA
Interatom-Notiz 32.05468.4, 3.3.1982
- (INBE 76) Interatom/Belgonucléaire:
Kernausslegung für den Mark-Ia-Kern des SNR-300
Interatom, Common Note 403.0099.2A, 1976
- (Ja 78) Javeri, V.:
Zur thermischen Reaktion zwischen geschmolzenem Brennstoff und Natrium im schnellen natriumgekühlten Reaktor
GRS, Dezember 1978 (unveröffentlicht)
- (Ja 81) Jacobi, S.:
IAEA Specialists' Meeting on Fuel Failure Detection and Location in LMFBRs, Karlsruhe, May 1981
KfK-3203 (in Druck)
- (JaLu 79) Javeri, V., und V. Lugenheim:
Analyse der hypothetischen Störfälle bei schnellen Brutreaktoren, Teil I: Analyse des Kühlmitteldurchsatzstörfalls für den Mark-Ia-Kern des SNR-300 mit dem Rechenprogramm SAS3D
GRS, Dezember 1979 (unveröffentlicht)
- (JaLu 80) Javeri, V., und V. Lugenheim:
Analyse der hypothetischen Störfälle bei schnellen Brutreaktoren, Teil II: Analyse des Reaktivitätsstörfalls für den Mark-Ia-Kern des SNR-300 mit dem Rechenprogramm SAS3D
GRS, Dezember 1980 (unveröffentlicht)
- (JaSc 79) Jacobi, S., and G. Schmitz:
Delayed Neutron Signals from Failed Pins and Bundles and their Relation to Safety and Operating Problems
Proceedings of the International Meeting on Fast Reactor Safety Technology, Seattle, Washington, August 1979, S. 2612
- (Jo 76) Jordan, S.:
Release of Fission Products from Contaminated Sodium Fires
ANS/ENS Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics, Chicago, 1976

- (JoCh 82) Jones, J.A., and D. Charles:
AD-MARC: The Atmospheric Dispersion Module in the Methodology
for Assessing the Radiological Consequences of Accidental Re-
leases
NRPB, Chilton (to be published)
- (JoOz 76) Jordan, S., and S. Ozawa:
Fuel Particle and Fission Product Release from LMFBF-Core
Catcher
ANS/ENS-Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics,
Chicago, 1976
- (Joua 74) Jordan, H., u.a.:
Nukleare Aerosole im geschlossenen System
KfK-1989, 1974
- (Juao 79) Justin, F., a.o.:
FBR's Safety - Main Results, Problems to Solve and Corre-
sponding Programs in France
ANS/ENS International Meeting on Fast Reactor Safety Tech-
nology, Seattle, Washington, August 1979
- (Ke 81) Kelly, G.N.:
The Radiological Consequences of National Accidental Releases
from Fast Breeder Reactors
Annals of Nuclear Energy 8 (1981), S. 307
- (KEGE 81) Kernforschungsanlage Jülich und Gesellschaft für Reaktors-
icherheit:
Sicherheitsstudie für HTR-Konzepte unter deutschen Standortbe-
dingungen, Hauptband zur Phase 1B
Jül-Spez-136, Bd. 1, Dezember 1981
- (Ko 80a) Kocher, D.C.:
Potential Importance of Resuspension During Chronic Releases
of Radionuclides to the Atmosphere
Health Physics, Vol. 39, October 1980, S. 687
- (Ko 80b) Kocher, D.C.:
Dose-Rate Conversion Factors for External Exposure to Photon
and Electron Radiation from Radionuclides Occurring in Routine
Releases from Nuclear Fuel Cycle Facilities
Health Physics, Vol. 38 (1980), S. 543
- (KÖ 81) König & Heunisch:
Gutachtliche Stellungnahme zur Versagenshäufigkeit der Maschi-
nenhaus-Querrahmen von Block A und B (Kernkraftwerk Biblis)
infolge Erdbebens
Frankfurt, 24.8.1981
- (Krua 79) Kramer, W., u.a.:
In-Pile-Experiments Mol-7c Related to Pin-to-Pin-Failure
Propagation
Proceedings of the International Meeting on Fast Reactor
Safety Technology, Seattle, Washington, August 1979, S. 473

- (Kuua 80) Kuczera, B., u.a.:
Ergebnisse der ersten CABRI-Experimente zum Verhalten von
Brennstäben natriumgekühlter Brutreaktoren unter hypotheti-
schen Störfallbedingungen
Reaktortagung, Berlin, März 1980, S. 191
- (LaSc 71) Lange, L., und I. Schlein:
Temperatur- und Druckbelastung des SNR-Containmentsystems nach
einem hypothetischen Störfall
Interatom, ITB 71.33, 8.12.1971
- (Li 78) Linsley, G.S.:
Resuspension of the Transuranium Elements - A Review of Exist-
ing Data
NRPB-R75, August 1978
- (Li 81) Lindackers, K.H.:
Gegenüberstellung von technischen Risiken in der Kernenergie
und in der konventionellen Großindustrie
III. Internationales GfS-Sommersymposium, München, 1981
- (Maa0 79) Magnon, B., a.o.:
Safe Shutdown Systems Design of the CREYS-MALVILLE Fast
Neutron Plant
ANS/ENS International Meeting on Fast Reactor Safety Technol-
ogy, Seattle, Washington, August 1979
- (Maa0 80) Malinauskas, A.P., a.o.:
LWR Source Terms for Loss-of-Coolant and Core Melt Accidents
CSNI-Meeting on Nuclear Aerosols in Reactor Safety, Gatlin-
burg, NUREG/CR-1724, 1980
- (MaFr 78) Maschek, W., und R. Fröhlich:
Untersuchungen von Modellfällen für Sekundärkritikalitäten im
Kernbereich des SNR-300 (Mark-Ia-Kern)
KfK-PSB-662, Dezember 1978
- (Mea0 77) Meyer, J.F., a.o.:
An Analysis and Evaluation of the Clinch River Breeder Reactor
Core Disruptive Accident Energetics
NUREG-0122, March 1977
- (Mo 79) Morewith, H.A.:
Sodium Spray Film
Nuclear Engineering and Design 55 (1979)
- (Mo 81) Morewitz, H.A.:
Fission Product and Aerosols Behavior Following Degraded Core
Accidents
Nuclear Technical 53 (1981), S. 120
- (Mü 81) Müller, N.:
Rechencode THERCON, Ergänzung zu Notiz 32.02044.7 und
32.04841.9
Interatom-Notiz 32.05147.3, 2.6.1981

- (NA 78) National Defense University:
Climate Change to the Year 2000 - A Survey of Expert Opinion
Fort McNair, Washington, D.C., February 1978
- (Neao 76) Nelson, C.T., a.o.:
Some Potential Reductions in the Release of Radioactivity
under LMFBR Accident Conditions
ANS/ENS-Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics,
Chicago, 1976
- (NU 79) Nuclear Energy Agency:
Nuclear Aerosols in Reactor Safety
A State-of-the-Art Report by a Group of Experts of the NEA
Committee on the Safety of Nuclear Installations, OECD,
Paris, 1979
- (OeMü 76) Oeynhausen, H., und N. Müller:
Reventingsystem SNR-300, Druck- und Temperaturverlauf nach ei-
ner Bethe-Tait-Exkursion
Interatom-Notiz 32.02044.7, 30.1.1976
- (OtCh 77) Otter, I.M., and D.K. Chung:
Description of the COMRADEX IV Code
Rockwell International N 707TI130047, September 1977
- (Pa 71) Padilla, A.:
Analysis of Mechanical Work Energy for LMFBR Maximum Accidents
Nuclear Technology 12 (1971), S. 348
- (Pe 77) Peak, R.D.:
User's Guide to CACECO Containment Analysis Code
HEDL-TC 859, 1977
- (Pe 79) Peak, R.D.:
Analytical Validation of the CACECO Containment Analysis Code
HEDL-TME 79-2, 1979
- (Pe 80) Peak, R.D.:
Experimental Validation of the CACECO Containment Analysis
Code
HEDL-TME 80-13, 1980
- (PoJa 73) Potter, R., and D. Jakeman:
A Review of the CREST Comparison of Sodium/Fuel Interaction
Computations Covering Seven Methods
Proceedings of the 2nd International Meeting on Sodium-Fuel
Interaction in Fast Reactors, CSNI, OECD/NEA, Ispra, Italy,
November 1973, S. 475
- (Reao 75) Reynolds, A.B., a.o.:
Fuel Vapor Generation in LMFBR Core Disruptive Accidents
Nuclear Technical 26 (1975), S. 165
- (ReKr 80) Reynolds, A.B., and T.S. Kress:
Aerosol Source Considerations for LMFBR Core Disruptive Acci-
dents
CSNI-Meeting on Nuclear Aerosols in Reactor Safety, Gatlinburg,
NUREG/CR-1724, 1980

- (RH 82) Rheinisch-Westfälischer TÜV:
Bericht über die Mitarbeit an der risikoorientierten Studie
für den SNR-300 in Kalkar (Entwurf)
Essen, 15.3.1982
- (Ro 81) Royl, P.:
PBDOWN: A Computer Code for Simulating Core Material
Discharge and Thermal to Mechanical Energy Conversion in LMFBF
Hypothetical Accidents
Paper presented at the 6th SMIRT Conference, Paris, August 1981
- (Roua 79) Royl, P., u.a.:
Untersuchungen zu Kühlmitteldurchsatzstörfällen im abgebrannten
Mark-Ia-Kern des Kernkraftwerks Kalkar
KfK-2845, Dezember 1979
- (RuSc 81) Rumble, E., and M. Schikorr:
SNR-300 Probabilistic Risk Assessment (Draft)
SAI 261-81-PA SNR PRA 4-0, October 1981
- (SA 81) Sandia National Laboratories:
Quantified Fault Tree Models for the Clinch River Breeder Re-
actor Engineered Safety Systems
NUREG/CR-1923, May 1981
- (SaSc 80) Sauter, H., and W. Schütz:
Aerosol Release from a Hot Sodium Pool and Behavior in Sodium
Vapor Atmosphere
Proceedings of the CSNI-Specialists' Meeting on Nuclear Aero-
sols in Reactor Safety, Gatlinburg, 1980, NUREG/CR-1724
- (Sc 76) Schultheiß, G.F.:
Analyse der Bildung lokaler Kühlungsstörungen in schnellen na-
triumgekühlten Brutreaktoren
KfK-2331, September 1976
- (Sc 77) Schleisiek, K.:
Lokale Kühlungsstörungen in Brennelementen natriumgekühlter
Reaktoren, Teil 1: Pin-to-Pin-Propagation
KfK-PSB-1208 (1977)
- (SC 77) Science Application Inc.:
CRBRP Safety Study - An Assessment of Accident Risks in the
CRBRP, Vol. 2: Appendices
SAI, March 1977
- (SC 77a) Science Application Inc.:
CRBRP Safety Study - An Assessment of Accident Risks in SAI
March 1977
- (Sc 78I) Schleisiek, K.:
Lokale Kühlungsstörungen in Brennelementen natriumgekühlter
Reaktoren, Teil 2: Subassembly-to-Subassembly-Propagation
KfK-PSB-1258, April 1978

- (Sc 78II) Schmuck, P.:
Der Einfluß von Spaltgasen auf die mechanische Energiefreisetzung nach einem hypothetischen Kühlmitteldurchsatzstörfall in einem SNR
Reaktortagung, Hannover, 1978, S. 303
- (Sc 79) Schütz, E.W.:
Fuel and Fission Product Release and Transport from Hot Sodium Pools
ENS/ANS-Meeting on Fast Reactor Safety Technology, Seattle, Washington, 1979
- (Sc 80I) Scholle, U.:
Aerosolverhalten im Containment in der Post-Bethe-Tait-Phase
Interatom-Notiz 32.03579.8.B, 8.9.1980
- (Sc 80II) Schleisiek, K.:
Literaturrecherche zum Problem partikelförmiger Verunreinigungen in Natriumsystemen
KfK-IRE-Notiz, IRE/5/154/80, 4.12.1980
- (Sc 81I) Scholle, U.:
Aerosolverhalten im Containment in der Post-Bethe-Tait-Phase II
Interatom-Notiz 32.05056.8, 19.3.1981
- (Sc 81II) Schmidt, W.:
KNK-Betriebsverfahren - Zuverlässigkeit von natriumspezifischen Komponenten
atw 26 (1981) Nr. 2
- (SC 82) Science Application Inc.:
SNR-300 Risk Assessment - Probabilistic Analysis of the SNR-300 Containment Systems in the Past HCDA-Phase
SAI-284-82-PA, February 1982
- (ScGI 79) Schulz, H., and M. Glahn:
Requirements on the Mechanical Design of Reactor Systems Operating at Elevated Temperatures
5th SMIRT-Conference, Berlin, 1979
- (Scua 79) Scholle, U., u.a.:
Untersuchungen zur Festlegung der Reventingstrategie in der Nach-Bethe-Tait-Phase II
Interatom-Notiz 32.04381.7, 14.11.1979
- (Scua 81) Scholle, U., u.a.:
Bethe-Tait-Störfall, Abschirmtechnischer Nachweis des Außengebäudes bei einer Reventingsspaltbreite von 60 cm
Interatom-Notiz 32.04841.9"A", 16.11.1981
- (ScVo 81) Schückler, M., und S. Vogt:
UFOMOD - Programm zur Berechnung der radiologischen Folgen von Reaktorunfällen im Rahmen von Risikostudien
KfK-3092, Januar 1981
- (Sh 77) Shine, P.R.:
SPRAY Code User's Report
HEDL-TME 76-94, March 1977

- (Sm 81I) Smith, R.R.:
Radiological Consequences of BORAX/SPERT/SNAPTRAN Experiments
Nuclear Technical 53 (1981), S. 147
- (Sm 81II) Smith, R.D.:
Fast Reactor Safety
Nuclear Energy, Vol. 20, No. 1, February 1981, S. 49
- (Smua 77) Smidt, D., u.a.:
Fast Breeder Safety against Propagation of Local Failures
Nuclear Engineering and Design 40 (1977), S. 393
- (SwGu 80) Swain, A.D., and H.E. Guttman:
Handbook of Human Reliability - Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications
NUREG/CR-1278, October 1980
- (Tö 81) Töller, M.:
Handbetätigt Öffnen der Luftklappen und Drallregler im Notkühlsystem
Interatom-Notiz 45.29455.2 "A", 30.11.1981
- (TÜ 78) TÜV-Arbeitsgemeinschaft Kerntechnik West:
Sicherheitsgutachten über das 300-MW-Prototyp-Kernkraftwerk mit Schnellem Natriumgekühlten Reaktor in Kalkar, Kreis Kleve, Teil 6: Elektrotechnische Einrichtungen
Essen, 12.5.1978
- (TÜ 81I) TÜV-Arbeitsgemeinschaft Kerntechnik West:
Sicherheitsgutachten über das 300-MW-Prototypkernkraftwerk mit Schnellem Natriumgekühlten Reaktor in Kalkar, Kreis Kleve, Teil 9/3: Stellstäbe
Essen, 12.1.1981
- (TÜ 81II) TÜV-Arbeitsgemeinschaft Kerntechnik West:
Sicherheitsgutachten über das 300-MW-Prototypkernkraftwerk mit Schnellem Natriumgekühlten Reaktor in Kalkar, Kreis Kleve; 1. Nachtrag zu Teil 5: Natriumlager-Kühlsystem, Dampfdruckentlastungssystem, Kaltwasseranlagen im Notstromdieselgebäude, Natriumlager, Rauchmeldeanlage
Essen, 3.8.1981
- (UN 74) United States Atomic Energy Commission:
Proposed Final Environmental Statement Liquid Metal Fast Breeder Reactor Program, Vol. II
WASH-1535, December 1974
- (UN 75) United States Nuclear Regulatory Commission:
Reactor Safety Study - An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants
WASH-1400 (NUREG-75/014), October 1975
- (UN 81) United States National Regulatory Commission:
Technical Bases for Estimating Fission Product Behavior During LWR Accidents
NUREG-0772, 1981

- (Va 76) Vate, J.F. van de:
Deposition of Aerosols Formed by HCDA Due to Decay Heat
Transport in Inner Containment Atmospheres
Bericht über die Fachtagung der Kerntechnischen Gesellschaft
im Deutschen Atomforum, Karlsruhe, 1./2.6.1976
- (Vaa0 79) Vate, J.F. van de, a.o.:
Aerodynamic Properties of Aerosols and their Leakage through
Concrete Containment Structures
ENS/ANS-Meeting on Fast Reactor Safety Technology, Seattle,
Washington, 1979
- (Wi 76) Will, H.:
Explosion Tests on LMFBR-Core-Models - An Evaluation for Reac-
tor Safety
Proceedings of the International Meeting on Fast Reactor Safe-
ty and Related Physics, Chicago, USA, October 1976, S. 1419
- (Wi 79) Wiese, H.W.:
Stand der im Kernforschungszentrum Karlsruhe verfügbaren Me-
thoden und Daten zur Vorhersage des Verhaltens des Siedewas-
serreaktor-Brennstoff im nuklearen Brennstoffkreislauf
KfK-Nachrichten, Jg. 11, 1979
- (WiHi 76) Wierman, R.W., and R.K. Hilliard:
Experimental Study of Hydrogen Formation and Recombination at
Postulated LMFBR Accident Conditions
HEDL-TC 730, December 1976
- (Wrao 80) Wright, A.L., a.o.:
ORNL Experiments to Characterize Fuel Release from the Reactor
Primary Containment in Severe LMFBR-Accidents
CSNI-Meeting on Nuclear Aerosols in Reactor Safety, Gatlin-
burg, NUREG/CR-1724, 1980
- (ZE 82) Zerna, Schulz und Partner:
Gutachtliche Stellungnahme zur Ermittlung des Versagensdruckes
für das Stahlbetoncontainment und die Stahlblechhülle im Rah-
men der risikoorientierten Studie für den SNR-300 in Kalkar
Bochum, März 1982
- (Zeua 81) Zeibig, H., u.a.:
Bruchmechanische Beurteilung des Strukturmaterials Schneller
Brüter
7. MPA-Seminar, Oktober 1981

Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Schwertnergasse 1
5000 Köln 1

Forschungsgelände
8046 Garching

ISBN 3 - 923875 - 00 - 2