

Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke

Stand: August 2005

Schriften

Facharbeitskreis

Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke



Bundesamt für Strahlenschutz

BfS-SCHR-37/05

ISSN 0937-4469

ISBN 3-86509-414-7

Zur Beachtung!

BfS-Berichte und -Schriften sind kostenpflichtig und werden vertrieben vom

Wirtschaftsverlag NW / Verlag für neue Wissenschaft GmbH

Postfach 10 11 10

Bürgermeister-Smidt-Straße 74-76

27568 Bremerhaven

Telefon: (04 71) 9 45 44-0

Salzgitter, Oktober 2005

Methoden zur probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke

Stand: August 2005

Schriften

Facharbeitskreis

Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke

VORWORT

Der Facharbeitskreis PSA ist ein vom BMU einberufenes und vom BfS geleitetes Gremium technischer Experten, die bei Behörden, Sachverständigenorganisationen, Herstellern, Betreibern und Beratern auf dem Gebiet der PSA tätig sind.

Der Facharbeitskreis hatte bereits im Zeitraum 1993 bis 1996 zwei Fachbände zu Methoden und Daten für die PSA erarbeitet, auf die im behördlichen PSA-Leitfaden für die PSÜ Bezug genommen wird. Diese Beratungsergebnisse des Facharbeitskreises sind vom BfS veröffentlicht worden:

- Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke: Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, Dezember 1996 - BfS-KT-16/97,
- Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke: Daten zur Quantifizierung von Ereignisablaufdiagrammen und Fehlerbäumen, April 1997 – BfS.KT-17/97.

Nicht zuletzt im Hinblick auf die Erfordernisse der Sicherheitsüberprüfung (SÜ) gemäß § 19a AtG wurden diese, in der aufsichtlichen Praxis bewährten Unterlagen unter erheblicher Ausweitung des Analyseumfangs überarbeitet und aktualisiert. Die o.g. Berichte umfassen die PSA der Stufe 1⁺ ohne Einwirkungen von Außen (EVA) unter Beschränkung auf Zustände des Leistungsbetriebs. Für die vorliegenden Bände reicht die Analysentiefe für den Leistungsbetrieb nunmehr bis zur Stufe 2, für den Nichtleistungsbetrieb umfasst sie die Stufe 1. EVA-Ereignisse werden in der Analyse auf den Leistungsbetrieb und auf die Stufe 1 begrenzt. Hinsichtlich der eingeflossenen fachlichen Grundlagen sind u.a. auch Berichte aus vom Bund finanzierten Vorhaben angegeben, die nicht publiziert worden sind, aber aufgrund ihrer Einschlägigkeit unverzichtbar waren. Bei Bedarf wird hierzu eine entsprechende Anfrage beim Auftraggeber empfohlen.

Angesichts der Komplexität der PSA-Methodik, der sich nach wie vor vollziehenden Weiterentwicklungen insbesondere im internationalen Bereich und der unterschiedlichen Blickwinkel der verschiedenen Gruppierungen im Facharbeitskreis kann es nicht überraschen, dass es zu Teilaspekten der Methodik, des Analyseumfangs und der Analysentiefe unterschiedliche Auffassungen gibt. Das Gremium hat sich in seiner Arbeit stets bemüht, abweichende Positionen festzuhalten, diese einem Konsens zuzuführen oder aber die zukünftige Arbeit auf dieses Ziel auszurichten. Im Nachgang zu den Beratungen im Facharbeitskreis wurde vom BMU im Kapitel 7 der Abschnitt "Wesentliche Ergebnisgrößen der PSA" geändert und der Abschnitt "Quantitative Bewertung des Sicherheitsniveaus" gestrichen.

Es besteht weiterhin Übereinstimmung im Facharbeitskreis PSA darüber, dass eine weitere Fortschreibung zur Durchführung von Methoden der PSA für Kernkraftwerke erforderlich ist. Konkret könnte eine Aktualisierung in einem Zeitraum von drei bis vier Jahren weiteren methodischen Fortschritt berücksichtigen und einen noch weitergehenden Konsens in Einzelfragen erreichen. Insbesondere sollte die erste neuerliche Aktualisierung der PSA-Fachbände nach dem ersten SÜ-Projekt, bei dem diese Unterlagen volle Anwendung finden, erfolgen, damit die Erfahrungen aus diesem „Pilotprojekt“ den zukünftigen Projekten zugute kommen.

INHALTSVERZEICHNIS

Seite

VORWORT	1
INHALTSVERZEICHNIS	3
ANHANGVERZEICHNIS	8
ABBILDUNGSVERZEICHNIS	9
VERZEICHNIS DER TABELLEN	10
ABKÜRZUNGSVERZEICHNIS	13
1 EINLEITUNG	17
1.1 LITERATUR	22
2 RANDBEDINGUNGEN FÜR EINE PROBABILISTISCHE SICHERHEITS ANALYSE.....	23
2.1 ANLAGENSPEZIFISCHE INFORMATIONEN	23
2.2 ORGANISATION DER DURCHFÜHRUNG EINER PSA	24
2.3 QUALITÄTSMANAGEMENT EINER PSA	25
2.4 LITERATUR	25
3 PSA DER STUFE 1 AUSGEHEND VOM LEISTUNGSBETRIEB	26
3.1 EREIGNISABLAUFANALYSE	26
3.1.1 Einführung	26
3.1.2 Zu betrachtende auslösende Ereignisse	26
3.1.3 Vorgehensweise bei der Ereignisablaufanalyse	28
3.1.4 Einteilung der Gefährdungs- und Kernschadenzustände in Kategorien	30
3.1.5 Literatur	36
3.2 FEHLERBAUMANALYSE	37
3.2.1 Aufgabe der Fehlerbaumanalyse	37
3.2.2 System- und Ausfalleffektanalyse	37
3.2.3 Der Fehlerbaum.....	38
3.2.3.1 Das Aufstellen des Fehlerbaums	38
3.2.3.2 Zuverlässigkeitsdaten	38
3.2.3.3 Fehlerbaumgraphik	39
3.2.3.4 Ergebnisse und Bewertung	39
3.2.4 Hinweise für die Anwendung der Fehlerbaumanalyse	39
3.2.4.1 Der systematische Charakter der Fehlerbaumanalyse	39
3.2.4.2 Voraussetzungen zur System- und Komponentenbeurteilung	40
3.2.4.3 Handmaßnahmen	40
3.2.4.4 Berücksichtigung bestimmter Tests und von Änderungen	41
3.2.5 Hinweise zur Methodik und zum Verfahren zur Fehlerbaumentwicklung nach DIN 25 424.....	41
3.2.5.1 Methodische Hinweise	41
3.2.5.2 Hinweise zum Verfahren	44
3.2.6 Literatur	48

3.3 ABHÄNGIGE AUSFÄLLE.....	49
3.3.1 Einführung	49
3.3.2 Randbedingungen der Analyse	50
3.3.2.1 Qualitative Überlegungen.....	50
3.3.2.2 Verwendbare Betriebserfahrungen für die Quantifizierung	51
3.3.2.3 Beurteilung der grundsätzlichen Übertragbarkeit.....	52
3.3.2.4 Fehlerentdeckung	53
3.3.3 Modelle zur Quantifizierung von GVA	53
3.3.4 Literatur	54
3.4 PERSONALHANDLUNGEN	55
3.4.1 Aufgabenstellung.....	55
3.4.2 Klassifizierung von Verhaltensebenen	57
3.4.3 Methodik zur Quantifizierung.....	58
3.4.4 Literatur	58
3.5 EINWIRKUNGEN VON INNEN	59
3.5.1 Anlageninterner Brand.....	59
3.5.1.1 Einleitung und Übersicht	59
3.5.1.2 Methodenbeschreibung.....	60
3.5.1.2.1 Auswahl relevanter Brandbereiche	60
3.5.1.2.2 Qualitatives Auswahlverfahren	60
3.5.1.2.3 Quantitatives Auswahlverfahren	63
3.5.1.2.4 Kombiniertes Auswahlverfahren	63
3.5.1.2.5 Brandspezifische Ereignisablaufanalyse (Ereignisbaum).....	64
3.5.1.3 Brandeintrittshäufigkeit.....	68
3.5.1.4 Brandausbreitung	69
3.5.1.4.1 Brandausbreitung im Raumbereich	69
3.5.1.4.2 Brandausbreitung in benachbarte Räume	69
3.5.2 Anlageninterne Überflutung.....	70
3.5.2.1 Schritte der Analyse	70
3.5.2.2 Ereignisablaufanalyse und Ermittlung von Gefährdungszuständen.....	71
3.5.3 Literatur	72
3.6 EINWIRKUNGEN VON AUSSEN.....	74
3.6.1 Flugzeugabsturz	74
3.6.1.1 Einleitung	74
3.6.1.2 Bestimmung der Häufigkeit des Ereignisses Flugzeugabsturz	75
3.6.1.3 Absturzhäufigkeit im zivilen Luftverkehr.....	76
3.6.1.3.1 Absturzhäufigkeit Start- und Landeverkehr	76
3.6.1.3.2 Absturzhäufigkeit auf Flugverkehrsstrecken und im Warteraum	78
3.6.1.3.3 Absturzhäufigkeit im freien Luftverkehr	79
3.6.1.4 Absturzhäufigkeit im militärischen Luftverkehr.....	80
3.6.1.5 Methodenbeschreibung: Grobanalyse	81
3.6.1.5.1 Gefährdungszustände Bereich A.....	82
3.6.1.5.2 Gefährdungszustände Bereich B.....	82
3.6.1.5.3 Gefährdungszustände Bereich C.....	83
3.6.1.5.4 Unsicherheitsbandbreite	84
3.6.1.6 Methodenbeschreibung: Detaillierte Nachweisverfahren	84
3.6.1.6.1 Penetration bei Treffern auf Gebäude des Bereichs A	84
3.6.1.6.2 Schadenswirkung bei Treffern auf Gebäude und Anlagenbereiche	84
3.6.1.6.3 Unsicherheitsbandbreite	85
3.6.2 Explosionsdruckwelle	85
3.6.2.1 Einleitung	85
3.6.2.2 Methodenbeschreibung: Überprüfungsansatz	85
3.6.2.3 Begriffe	86

3.6.2.4	Häufigkeit des Ereignisses "Explosionsdruckwelle"	88
3.6.2.4.1	Standortspezifische Gegebenheiten, Quellen möglicher Explosionsdruckwellen	88
3.6.2.4.2	Auswirkungen von Unfällen mit Freisetzung explosionsfähiger Güter am KKW	88
3.6.2.4.2.1	Entstehung einer Detonation	88
3.6.2.4.2.2	Entstehung einer Deflagration	89
3.6.2.4.3	Eintrittshäufigkeit von Unfällen beim Transport von explosions- fähigen Gütern	89
3.6.2.4.3.1	Bahnbetriebsunfallstatistik	89
3.6.2.4.3.2	Schiffsbetriebsunfallstatistik	90
3.6.2.4.4	Eintrittshäufigkeit von Unfällen mit explosionsfähigen Gütern in ortsfesten Anlagen	90
3.6.2.5	Vorgaben für die Auslegung gegen das Ereignis „Explosionsdruckwelle“	91
3.6.2.6	Methodenbeschreibung: Probabilistischer Nachweis	92
3.6.2.6.1	Wenn Gebäudeauslegung und Sicherheitsabstände der BMI-Richtlinie entsprechen	92
3.6.2.6.2	Bei Abweichung von den Vorgaben der BMI-Richtlinie	92
3.6.3	<i>Hochwasser</i>	92
3.6.3.1	Einleitung	92
3.6.3.2	Begriffe	93
3.6.3.3	Analysenumfang	94
3.6.3.4	Methodenbeschreibung	95
3.6.3.4.1	Prinzipielle Vorgehensweise	95
3.6.3.4.2	Ermittlung der standortspezifischen Überschreitenswahrscheinlichkeit für das Bemessungshochwasser	96
3.6.3.4.3	Einflussgrößen und Modelle für Flussstandorte und Standorten an Binnenseen	96
3.6.3.4.4	Einflussgrößen und Modelle für Standorte an Tideflüssen	97
3.6.3.4.5	Ermittlung der Versagenswahrscheinlichkeit von Hochwasserschutzmaßnahmen	97
3.6.3.4.6	Ermittlung und Quantifizierung der Ereignisabläufe	98
3.6.3.4.7	Ermittlung der Gesamthäufigkeit der Kernschadenszustände	99
3.6.3.5	Ableitung von Hochwasserabflüssen und Sturmflutwasserständen der Überschreitungswahrscheinlichkeit von $10^{-4}/a$	100
3.6.3.5.1	Grundlagen	100
3.6.3.5.2	Ableitung von Hochwasserabflüssen an Binnengewässern	100
3.6.3.5.3	Ableitung von Sturmflutwasserständen für Küstenstandorte und Standorte an Tidegewässern	103
3.6.4	<i>Erdbeben</i>	104
3.6.4.1	Einleitung	104
3.6.4.2	Begriffe	104
3.6.4.3	Analysenumfang	105
3.6.4.4	Methodenbeschreibung	106
3.6.4.5	Nachweismargen und erdbebenbedingte Versagenswahrscheinlichkeit	107
3.6.4.5.1	Anwendbarkeit vorhandener Auslegungsrechnungen	107
3.6.4.5.2	Ermittlung der Sicherheitsreservefaktoren und Versagenskurven	107
3.6.4.6	Ermittlung der Gesamthäufigkeit der Gefährdungszustände	110
3.6.4.6.1	Ereignisablaufanalyse	110
3.6.4.6.2	Systemanalyse	111
3.6.4.6.2.1	Auswahl der Komponenten und Strukturen, Begehungen	111
3.6.4.6.2.2	Fehlerbaumanalyse	112

3.6.4.6.3	Quantifizierung.....	113
3.6.4.6.3.1	Ermittlung der Häufigkeit der erdbebenbedingten auslösenden Ereignisse.....	113
3.6.4.6.3.2	Berechnung der Häufigkeit von Gefährdungszuständen.....	113
3.6.5	Literatur	114
3.7	DOKUMENTATION UND ERGEBNISDARSTELLUNG FÜR DIE PSA DER STUFE 1	119
3.7.1	Auslösende Ereignisse	119
3.7.1.1	Übergang von auslösenden Ereignissen zu Gefährdungszuständen	119
3.7.1.2	Übergang von Gefährdungszuständen zu Kernschadenzuständen	120
3.7.1.3	Ergebnisunsicherheiten der Zuverlässigkeitsanalyse	121
4	PSA DER STUFE 1 AUSGEHEND VOM NICHTLEISTUNGSBETRIEB	123
4.1	EINLEITUNG.....	123
4.2	VORAUSSETZUNGEN FÜR EINE PROBABILISTISCHE SICHERHEITSANALYSE ZUM NICHTLEISTUNGSBETRIEB	124
4.3	EREIGNISABLAUFANALYSE	124
4.3.1	Übersicht	124
4.3.2	Betriebsphasen und Anlagenbetriebszustände	125
4.3.3	Ermittlung auslösender Ereignisse	128
4.3.4	Ermittlung zu untersuchender auslösender Ereignisse	136
4.3.5	Ermittlung der Eintrittshäufigkeiten auslösender Ereignisse	136
4.3.6	Ereignisablaufdiagramme.....	137
4.3.7	Kategorisierung der Endzustände	138
4.3.8	Mindestanforderungen an die Systemfunktionen	139
4.4	FEHLERBAUM- UND EREIGNISABLAUFANALYSE	140
4.4.1	Besondere Aspekte der Fehlerbaum- und Ereignisablaufanalyse	140
4.4.2	Quantitative Ergebnisse der Fehlerbaum- und Ereignisablaufanalyse.....	140
4.5	ZUVERLÄSSIGKEITSKENNGRÖSSEN	141
4.6	LITERATUR	141
5	PSA DER STUFE 2 AUSGEHEND VOM LEISTUNGSBETRIEB	142
5.1	VORBEMERKUNG	142
5.2	ÜBERGANG STUFE 1 ZU STUFE 2	142
5.3	ERMITTLUNG DER UNFALLABLÄUFE UND ANLAGENENDZUSTÄNDE	152
5.3.1	Ermittlung und Festlegung der Freisetzungspfade.....	152
5.3.2	Erstellung des Unfallablaufbaums	153
5.3.2.1	Struktur und Verzweigungen des Unfallablaufbaums	153
5.3.2.2	Maßnahmen zur Unfallbeherrschung	156
5.3.3	Deterministische Analysen	157
5.3.3.1	Integrale Unfallablaufanalysen	157
5.3.3.2	Deterministische Einzelanalysen	159
5.3.3.2.1	Strukturanalyse des SHB.....	159
5.3.3.2.2	Druck im Reaktorkühlkreislauf vor und bei dem schmelzebedingten Versagen des RDB-Bodens.....	159
5.3.3.2.3	Versagen des RDB-Bodens unter hohem Druck	160
5.3.3.2.4	Wasserstoffverbrennungen.....	161
5.3.3.2.5	Schmelze-Wasser-Wechselwirkung im RDB.....	161
5.3.3.2.6	Schmelzeausbreitung und Schmelze-Beton-Wechselwirkung nach RDB-Versagen.....	162
5.3.3.2.7	Vorgänge bei der gefilterten Druckentlastung des SHB	162
5.3.3.2.8	Vorgänge außerhalb des SHB.....	163
5.3.4	Bestimmung der Verzweigungswahrscheinlichkeiten des Unfallablaufbaumes	163
5.3.4.1	Festlegung von Verzweigungswahrscheinlichkeiten durch subjektive Bewertung	164

5.3.4.2	Berechnung von Verzweigungswahrscheinlichkeiten mit Hilfsprogrammen ..	165
5.3.4.3	Ermittlung der Unsicherheiten von Verzweigungswahrscheinlichkeiten	166
5.3.5	<i>Rechentechnische Durchführung und Auswertung der probabilistischen Ereignisbaumanalyse</i>	166
5.4	QUELLTERMERMITTLUNG	167
5.4.1	<i>Freisetzungskategorien</i>	167
5.4.2	<i>Relevante Spaltprodukte zur Charakterisierung des Quellterms</i>	168
5.4.3	<i>Spaltproduktinventar und Charakterisierung der Spalt produkte</i>	168
5.4.4	<i>Methoden der Quelltermmittlung</i>	171
5.4.5	<i>Wesentliche Phänomene</i>	173
5.4.5.1	Freisetzung der Spaltprodukte in den Reaktorkühlkreislauf	173
5.4.5.2	Rückhaltung von Spaltprodukten im Reaktorkühlkreislauf	175
5.4.5.3	Freisetzung von Spaltprodukten außerhalb des Reaktorkühlkreislaufs	176
5.4.5.4	Rückhaltung von Spaltprodukten im Sicherheitsbehälter	177
5.4.6	<i>Unsicherheitsbetrachtung</i>	178
5.5	ÜBERTRAGBARKEIT DER PSA STUFE 2	178
5.6	DOKUMENTATION UND ERGEBNISDARSTELLUNG	179
5.6.1	<i>Dokumentation</i>	179
5.6.2	<i>Ergebnisdarstellung der PSA Stufe 2</i>	180
5.6.2.1	Darstellung und Interpretation der Kernschadenszustände	180
5.6.2.2	Darstellung der Ergebnisse der deterministischen Analysen	180
5.6.2.3	Darstellung der Ergebnisse der UAB-Analyse	180
5.6.2.4	Freisetzungskategorien	181
5.6.2.5	Darstellung und Interpretation der ermittelten Quellterme	181
5.6.2.6	Interpretation der Ergebnisse der UAB-Analyse	181
5.6.2.7	Unterstützung des anlagenexternen Notfallschutzes durch die Ergebnisse der Quelltermanalyse und der Ergebnisse der Unfallablaufanalyse	181
5.7	LITERATUR	182
6	BEHANDLUNG VON UNSICHERHEITEN IN DER PSA	185
6.1	EINFÜHRUNG	185
6.2	QUELLEN DER UNSICHERHEIT	185
6.2.1	<i>Ereignisspektrum</i>	185
6.2.2	<i>Modellierung</i>	186
6.2.3	<i>Eingangsdaten</i>	186
6.3	DURCHFÜHRUNG DER UNSICHERHEITSANALYSE	187
6.4	ERGEBNISSE DER UNSICHERHEITSANALYSE	187
6.5	LITERATUR	188
7	DOKUMENTATION UND BEWERTUNG DER ERGEBNISSE DER PSA	189
7.1	DOKUMENTATION	189
7.2	WESENTLICHE ERGEBNISGRÖSSEN DER PSA	189
7.3	BEURTEILUNG DER AUSGEWOGENHEIT	189
8	ANHÄNGE	191

ANHANGVERZEICHNIS

ANHANG A:	VERWENDETE BEGRIFFE.....	A1
ANHANG B:	BEISPIEL ZUR FEHLERBAUMANALYSE	B1
ANHANG C:	PROBABILISTISCHE MODELLE ZUR BESCHREIBUNG DES AUSFALLVERHALTENS VON KOMPONENTEN UND ANFOR DERUNGEN AN RECHENPROGRAMME	C1
ANHANG D:	MODELLE ZUR QUANTIFIZIERUNG VON GVA	D1
ANHANG E:	PERSONALHANDLUNGEN.....	E1
ANHANG F:	SICHERHEITSRESERVEFAKTORVERFAHREN IM RAHMEN DER SEISMISCHEN ANALYSE.....	F1

ABBILDUNGSVERZEICHNIS

Seite

Bild 1-1:	Ablauf der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) Stufe 1.....	19
Bild 1-2:	Ablauf der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) Stufe 1 für den Nichtleistungsbetrieb	20
Bild 1-3:	Ablauf der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) Stufe 2.....	21
Bild 3-1:	Verknüpfungsschema zum Ableiten auslösender Ereignisse für Kernschäden für eine DWR-Anlage	35
Bild 3-2:	Fehlerbaummodellierung eines Sekundärausfalls.....	43
Bild 3-3:	Fehlerbaummodellierung eines kommandierten Ausfalls.....	43
Bild 3-4:	Fehlerbaummodellierung eines kommandierten abhängigen Ausfalls.....	49
Bild 3-5:	Überblick über den Ablauf einer GVA-Analyse in Anlehnung an /NUR 90/.....	50
Bild 3-6:	Ereignisablaufdiagramm für das Ereignis Brand	65
Bild 3-7:	Anzahl der jährlichen Abstürze von Militärmaschinen (über 7,5 Mg) über dem Gebiet der Bundesrepublik Deutschland	80
Bild 3-8:	Druckverlauf am Gebäude für eine einzelne Druckwelle	91
Bild 3-9:	Ereignisablaufbetrachtungen zu "Hochwasser" für Kernkraftwerke	102
Bild 3-10:	Versagenskurven für eine hypothetische Komponente	109
Bild 5-1:	Freisetzungspfade (A - I) in die Umgebung am Beispiel eines DWR /GRS 01/ .	153

VERZEICHNIS DER TABELLEN

Seite

Tabelle 3-1:	Liste auslösender Ereignisse und anlagenübergreifender Einwirkungen für einen Druckwasserreaktor (DWR) im Leistungsbetrieb	31
Tabelle 3-2:	Liste auslösender Ereignisse und anlagenübergreifende Einwirkungen für einen Siedewasserreaktor (SWR) im Leistungsbetrieb	33
Tabelle 3-3:	Benötigte Informationen im Ereignisablaufdiagramm für das Ereignis Brand.....	67
Tabelle 3-4:	Gestaffeltes Nachweisverfahren zum Flugzeugabsturz (Übersicht)	75
Tabelle 3-5:	Zusammenhang zwischen Sektoren und Gewichtsklassen	77
Tabelle 3-6:	Absturzhäufigkeit in Abhängigkeit von Gewichtsklassen	78
Tabelle 3-7:	Gestaffeltes Nachweisverfahren zur Explosionsdruckwelle (Übersicht).....	86
Tabelle 3-8:	Gestaffelte Nachweisführung für das Ereignis Hochwasser	94
Tabelle 3-9:	Häufigkeitsfaktoren k für eine Überschreitungswahrscheinlichkeit von $10^{-2}/a$ und die tatsächliche Schiefe c der Beobachtungsdaten.....	101
Tabelle 3-10:	Gestaffelte Nachweisführung für das Ereignis Erdbeben nach Maßgabe des Wertes der hinreichend aktuell bestimmten Intensität des Bemessungserdbebens am Standort der Anlage	106
Tabelle 4-1:	Mögliche Einteilung in Betriebszustände beim Abfahren, BE-Wechsel und Wiederauffahren für eine typische Revision eines DWR	126
Tabelle 4-2:	Mögliche Einteilung in Betriebszustände beim Abfahren, BE-Wechsel und Wiederauffahren für eine typische Revision eines SWR	127
Tabelle 4-3:	Zuordnung der auslösenden Ereignisse zu den Betriebszuständen (DWR)	130
Tabelle 4-4:	Zuordnung der auslösenden Ereignisse zu den Betriebszuständen (SWR)	131
Tabelle 5-1:	Für die Ereignisbaumanalyse der Stufe 2 der PSA benötigte Merkmale zur Charakterisierung der Kernschadenzustände (DWR) und Erläuterung der Merkmale.....	144
Tabelle 5-2:	Für die Ereignisbaumanalyse der Stufe 2 der PSA (SWR) benötigte Merkmale zur Charakterisierung der Kernschadenzustände.....	148
Tabelle 5-3:	Wahrscheinlichkeiten für subjektive Bewertungen in Anlehnung an /IAEA 95/.....	165
Tabelle 5-4:	Beispielhafte Auflistung des Inventars relevanter Spaltprodukte in Bq pro Mg U für verschiedene Zeitpunkte; Randbedingung: DWR.	169
Tabelle 5-5:	Thermische Eigenschaften einiger Spaltprodukte (aus /IAEA 95/)	170

Tabelle 5-6:	Freisetzungskategorien und zugeordneter Quellterm für eine DWR-Anlage (Konvoi) nach /GRS 01/.....	172
Tabelle 5-7:	Freisetzungskategorien und zugeordneter Quellterm für eine SWR-Anlage nach /GRS 98/	173
Tabelle 5-8	Relevante Temperaturen bzw. Temperaturbereiche für Reaktionen reaktortypischer Materialien und die Freisetzung von Spaltprodukten /SON 03/	174
Tabelle 5-9:	Beispiele für den Freisetzunganteil von Elementen aus dem Brennstoff von Kernzerstörung bis RDB-Versagen,.....	175
Tabelle 5-10:	Phebus-Experiment FPT1 Ausmaß der Rückhaltung im Testkreislauf nach /JAC 00/.....	176
Tabelle 5-11:	Eigenschaften verschiedener Betonzusammensetzungen nach /FIN 97/..	177
Tabelle 5-12:	Abschätzung des Anteils der Freisetzung bei anhaltender Schmelze-Beton Wechselwirkung bezogen auf das Masseinventar in der Schmelze vor dem Start der Schmelze - Beton Wechselwirkung nach /FIN 97/	177
Tabelle 5-13:	Typische Rückhaltefaktoren im SHB für Wasservorlagen und natürliche Prozesse	178

ABKÜRZUNGSVERZEICHNIS

Nicht aufgenommen sind chemische Symbole sowie Namen von Programm-Codes, Programmpaketen sowie Versuchsreihen.

A

AHWS	Ausfall Hauptwärmesenke
AHSpW	Ausfall Hauptspeisewasser
AKZ	Anlagenkennzeichnungssystem
ASEP	Eine in der HRA angewandte Methodik (von engl.: Accident Sequence Evaluation Program)
AtG	Atomgesetz
ATWS	Transienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (von engl.: Anticipated Transients without Scram)
AV	Abblaseventil

B

BE	Brennelement
BFR	Mathematisches Modell für GVA-Berechnungen (von engl.: Binominal Failor Rate)
BfS	Bundesamt für Strahlenschutz
BHB	Betriebshandbuch
BMI	Bundesministerium des Innern
BMU	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit

D

DCH	schnelle Aufheizung der Reaktorsicherheitsbehälter-Atmosphäre durch fein verteiltes Kernmaterial infolge des Reaktordruckbehälterversagens unter höherem Druck (von engl.: Direct Containment Heating)
DDT	Deflagrations-Detonations-Übergang (von engl.: Deflagration-to-Detonation Transition)
DE	Dampferzeuger
DH	Druckhalter
DK	Druckkammer
DOE	Energieministerium der USA (von engl.: Department of Energy)
DWR	Druckwasserreaktor

E

EB	Eigenbedarf [-sversorgung]
EDW	Explosionsdruckwelle
EF	Unsicherheitsfaktor (von engl.: Error Factor)
EPRI	Forschungsinstitut der US-amerikanischen Energie-Versorgungs-Unternehmen (von engl.: Electric Power Research Institute)
EVA	Einwirkungen von Außen

F

FD	Frischdampf-
FDU	Frischdampf-Umleitstation

G

GBW	Gebäude-Boden Wechselwirkung
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH
GVA	Gemeinsam verursachte Ausfälle

H

HD	Hochdruck-
HKM	Hauptkühlmittel
HKMP	Haupt-Kühlmittelpumpen
HRA	Analyse menschlicher Zuverlässigkeit (von engl.: Human Reliability Analysis)
HSpW	Hauptspeisewasser
HWS	Hauptwärmesenke

I

IAEA	Internationale Atomenergie-Behörde (von engl.: International Atomic Energy Agency)
ICDE	Internationale Datenbank (der NEA) zu GVA-Ereignissen (von engl.: International Common Cause Data Exchange)

K

KK	Kondensationskammer
KKS	Kraftwerkskennzeichnungssystem
KKW	Kernkraftwerk
KMD	Kühlmitteldruck
KMT	Kühlmitteltemperatur
KMV	Kühlmittelverlust [-störfall]
KSZ	Kernschadenzustand
KTA	Kerntechnischer Ausschuss

L

LB	Leistungsbetrieb
LER	Störfallmeldungen der US-amerikanischen Betreiber (von engl.: Licensee Event Reports)

M

MGL	Mathematisches Modell für GVA-Berechnungen (von engl.: Multiple Greek Letters)
-----	---

N

ND	Niederdruck-
NEA	Nuklear-Energie Agentur der OECD (von engl.: Nuclear Energy Agency)
NHB	Notfallhandbuch
NKK	Notkühlkriterien
NLB	Nichtleistungsbetrieb
NPE	Datenbank auf Basis ausgewerteter LER (von engl.: Nuclear Power Experience)
NRC	US-amerikanische Aufsichtsbehörde (von engl.: Nuclear Regulatory Commission)
NWA	Nachwärmeabfuhr

O

OECD	Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung) (von engl.: Organization for Economic Co-operation and Development)
OKG	Oberes Kerngerüst

P

PH	Personalhandlung
PHB	Prüfhandbuch
PKL	Primärkreisleitung
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse

PSF leistungsbeeinflussender Faktor (von engl.: Performance Shaping Factor)
PSSA Probabilistische seismische Sicherheits-Analyse

Q

QS Qualitätssicherung

R

RDB Reaktordruckbehälter
RESA Reaktor-Schnellabschaltung
RF Reaktorfahrer
RKL Reaktorkühlkreislauf
RKS Reaktorkühlschleifen
RR Ringraum
RSK Reaktor-Sicherheitskommission

S

SBWW Schmelze-Beton-Wechselwirkung
S+E Sicherheits- und Entlastungsventil beim SWR
SHB Sicherheitsbehälter
SiV Sicherheitsventil
SL Schichtleiter
SPRA Probabilistische seismische Sicherheits-Analyse, synonym auch: PSSA
 (von engl.: Seismic Probabilistic Risk Analysis)
SpW Speisewasser
SSA Sicherheitsstatus-Analyse
SSL Stellvertretender Schichtleiter
SÜ Sicherheitsüberprüfung
SWR Siedewasserreaktor

T

THERP eine in der HRA angewandte Methodik
 (von engl.: Technique of Human Error Rate Prediction)
TUSA Turbinen-Schnellabschaltung

U

UAB Unfallablaufbaum
UK Unterkante

W

WKP Wiederkehrende Prüfung

1 EINLEITUNG

Die Rahmenbedingungen zur Vorgehensweise und zum Umfang der probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) im Rahmen einer SÜ gemäß § 19a AtG sind im Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalyse festgelegt. Die vorliegende Unterlage – der sogenannte Methodenband - beschreibt probabilistische Methoden, die zur Sicherheitsbeurteilung von in Betrieb befindlichen Kernkraftwerken in der Bundesrepublik Deutschland angewendet werden sollen.

Der vorliegende Methodenband soll die Verfahrenssicherheit für die Durchführung einer PSA zur Sicherheitsbeurteilung bestehender Kernkraftwerke verbessern und ihre Begutachtung erleichtern. Im Einzelnen dient er als Empfehlung für den Analyseumfang, die Analysetiefe, die Analysemethoden sowie für die Darstellung und Auswertung der Ergebnisse der PSA.

Eine PSA kann unterschiedlichen Analyseumfang haben. Dabei werden üblicherweise folgende Stufen unterschieden:

- Stufe 1: Bei einer Analyse der Stufe 1 werden Ereignisabläufe ermittelt und quantifiziert, die zur Gefährdung der Brennelementkühlung führen können; Analyseergebnisse sind Eintrittshäufigkeiten solcher Ereignisabläufe sowie die Häufigkeiten von Gefährdungs- bzw. Kernschadenzuständen¹.
- Stufe 2: Bei einer Analyse der Stufe 2 werden, ausgehend von den Kernschadenzuständen, die möglichen weiteren Ereignisabläufe mit Kernschmelzen bis zur Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Anlagenumgebung analysiert. Ergebnisse sind Art und Zeitbereiche des Barriereversagens sowie die Häufigkeiten von Anlagenschadenzuständen in Verbindung mit dem jeweiligen Ort und der Menge freigesetzter radioaktiver Stoffe.
- Stufe 3: Stufe 3 umfasst zusätzlich eine Untersuchung des Transports von radioaktiven Stoffen in der Umgebung der Anlage sowie die daraus folgenden Schäden und ihre zu erwartenden Eintrittshäufigkeiten.

Für die vorliegenden Bände reicht die Analysentiefe für den Leistungsbetrieb (LB) bis zur Stufe 2, für den Nichtleistungsbetrieb (NLB) umfasst sie die Stufe 1. EVI- und EVA-Ereignisse werden in der Analyse auf den Leistungsbetrieb und auf die Stufe 1 begrenzt. Die Ergebnisse der PSA sollen zur Bewertung des Sicherheitsniveaus und der Ausgewogenheit des sicherheitstechnischen Anlagenkonzepts sowie zur Festlegung von Sicherheitsverbesserungen herangezogen werden

Der Nutzen der PSA besteht vor allem darin, ggf. vorhandene Schwachstellen in einer Anlage zu erkennen und daraus folgend ein Verbesserungspotential für die Anlage abzuleiten. Der sicherheitstechnische Nutzen einer PSA wird insbesondere dann erzielt, wenn Mitarbeiter des jeweiligen Anlagenbetreibers bei der Durchführung, Ergebnisbewertung und Umsetzung der erzielten Ergebnisse aktiv mitwirken.

Die Methoden und der Anwendungsstand einer PSA der Stufe 1 gestatten es, die Zuverlässigkeiten sicherheitstechnisch relevanter Systeme eines Kernkraftwerkes im Hinblick auf das Spektrum der zu betrachtenden Anforderungsfälle zu quantifizieren. Bei der Durchführung probabilistischer Analysen werden alle wichtigen Informationen über Anlagenauslegung, Betriebsweisen, Betriebserfahrungen, Komponenten- und Systemzuverlässigkeiten sowie menschliches Handeln möglichst realistisch zu einer Gesamtbetrachtung der systemtechnischen Einrichtungen der Anlage zusammengeführt. Das Vorgehen hierzu ist in Bild 1-1 schematisch dargestellt.

Die quantitativen probabilistischen Ergebnisse sind mit Unsicherheiten behaftet, u.a. auf Grund von Unsicherheiten der Eingangsdaten oder Grenzen bei der Modellierbarkeit vor allem von ge-

¹ Begriffsdefinition „Gefährdungs“- bzw. „Kernschadenzustand“ s. Anhang A

meinsam verursachten Ausfällen und von Personalhandlungen. Allerdings werden derartige Unsicherheiten nicht erst durch die PSA in die Beurteilung eingeführt, sondern sind grundsätzlich vorhanden. Sie werden durch die PSA sichtbar gemacht und soweit wie möglich quantifiziert.

Die Werkzeuge und Methoden, die für eine PSA der Stufe 1 für den Leistungsbetrieb verwendet werden, sind weitgehend auch für die PSA der Stufe 1 für den NLB geeignet. Im Vergleich zum ungestörten Leistungsbetrieb weisen die Betriebsphasen des NLB jedoch Besonderheiten auf, die spezifische Vorgehensweisen erfordern. Dies betrifft insbesondere die größere Vielfalt von zu berücksichtigenden Anlagenzuständen und die, abhängig von der vorliegenden Anlagenkonfiguration, größere Bedeutung von Handmaßnahmen im Verlauf von untersuchten Ereignispfaden. Ein Schema zum Vorgehen einer PSA für den NLB zeigt Bild 1-2.

Eine PSA der Stufe 2 – hier ausgehend vom Leistungsbetrieb der Anlage – stellt eine Erweiterung des Betrachtungsrahmens dar, bei dem Ereignisabläufe bis zur Freisetzung von Aktivität aus der Anlage – also z.B. dem Sicherheitsbehälter (SHB) – in die Umgebung weiterverfolgt werden. Schematisiert ist der Ablauf einer PSA Stufe 2 in Bild 1-3 nachfolgend dargestellt. Die Erweiterung des Betrachtungsrahmens erfordert eine Erweiterung der Analysemethoden. Die Analysen der PSA Stufe 2 sind auf folgende Ziele und Nutzungsmöglichkeiten auszurichten:

- Erkenntnisse zum Verlauf von Unfällen und zum Verhalten des Sicherheitseinschlusses zu gewinnen sowie das Verständnis des Anlagenpersonals hinsichtlich Sicherheit und Risiken der Anlage zu vertiefen und Betriebs- und Notfallprozeduren zu trainieren (z.B. Szenarienauswahl für Simulatorübungen);
- Identifikation bestimmender Versagensmechanismen und anlagenspezifischer Schwachstellen – insbesondere des Sicherheitseinschlusses – und Abschätzung einhergehender Radionuklidfreisetzungen und deren Häufigkeiten;
- Entwicklung und Bewertung von Strategien für einen anlageninternen (mitigativen) Notfallschutz mit der zugehörigen Begründung zu ggf. erforderlichen anlagenspezifischen Nachrüstmaßnahmen oder Änderungen des Betriebsreglements und einschließlich der Bewertung risikoreduzierender Optionen;
- Unterstützung und Optimierung anlagenexterner Notfallstrategien des Katastrophenschutzes.

Einzelheiten zur Erfassung und Aufbereitung der für die PSA benötigten Daten zur Quantifizierung von Ereignisablaufdiagrammen und Fehlerbäumen sind in /DAT 05/ dargestellt.

Im vorliegenden Methodenband sind die Methoden für

- eine PSA der Stufe 1 im LB einschließlich der Themenbereiche „Personalhandlungen“, „Abhängige Ausfälle“, „Einwirkungen von Innen und Außen“ im Kapitel 3,
- eine PSA der Stufe 1 für den NLB im Kapitel 4,
- eine PSA der Stufe 2 im LB im Kapitel 5,
- die Behandlung von Unsicherheiten in der PSA im Kapitel 6
- die Dokumentation und Bewertung von PSA-Ergebnissen im Kapitel 7

angegeben. Ergänzende Informationen zu Einzelthemen sind in den Anhängen A bis F enthalten.

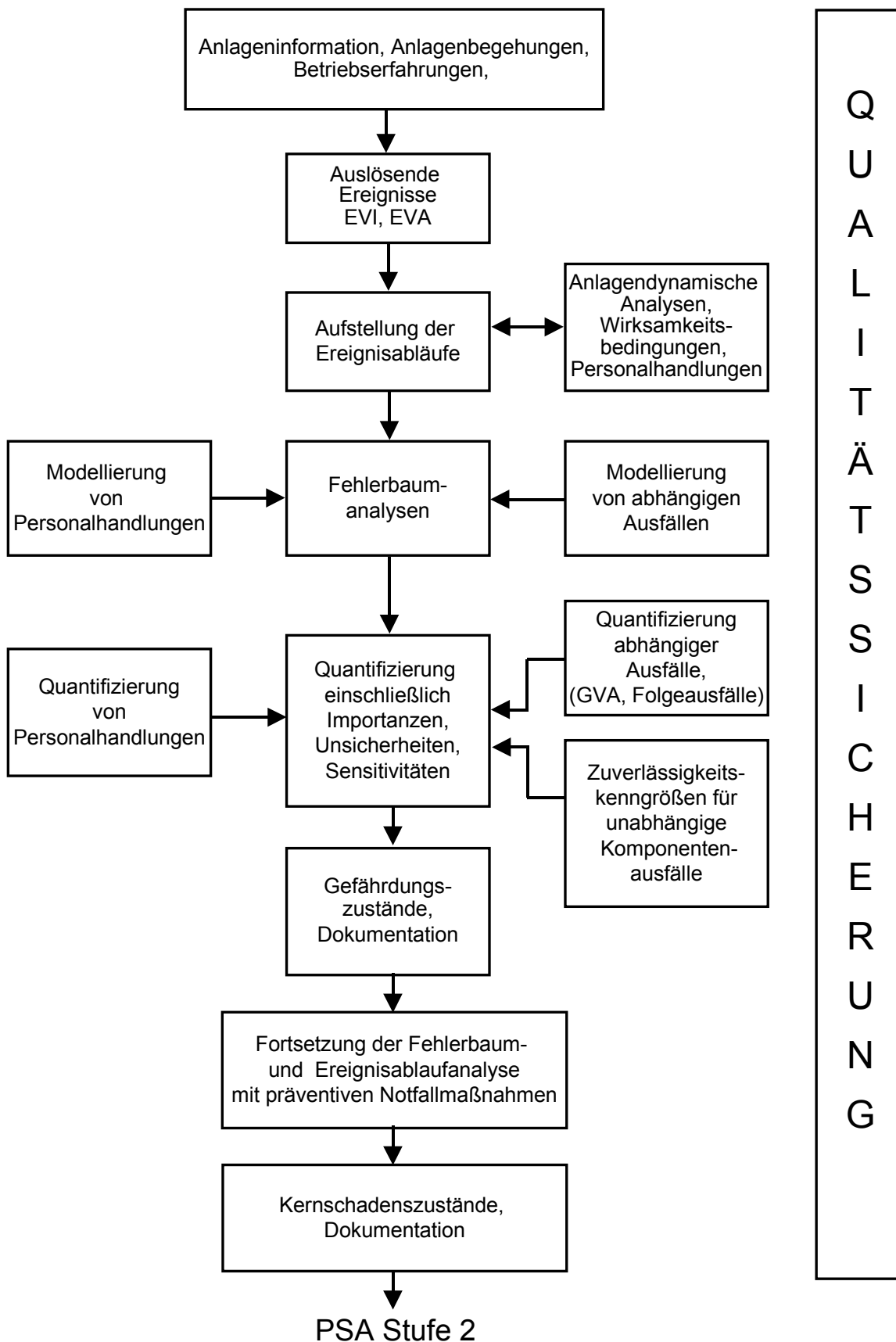


Bild 1-1: Ablauf der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) Stufe 1

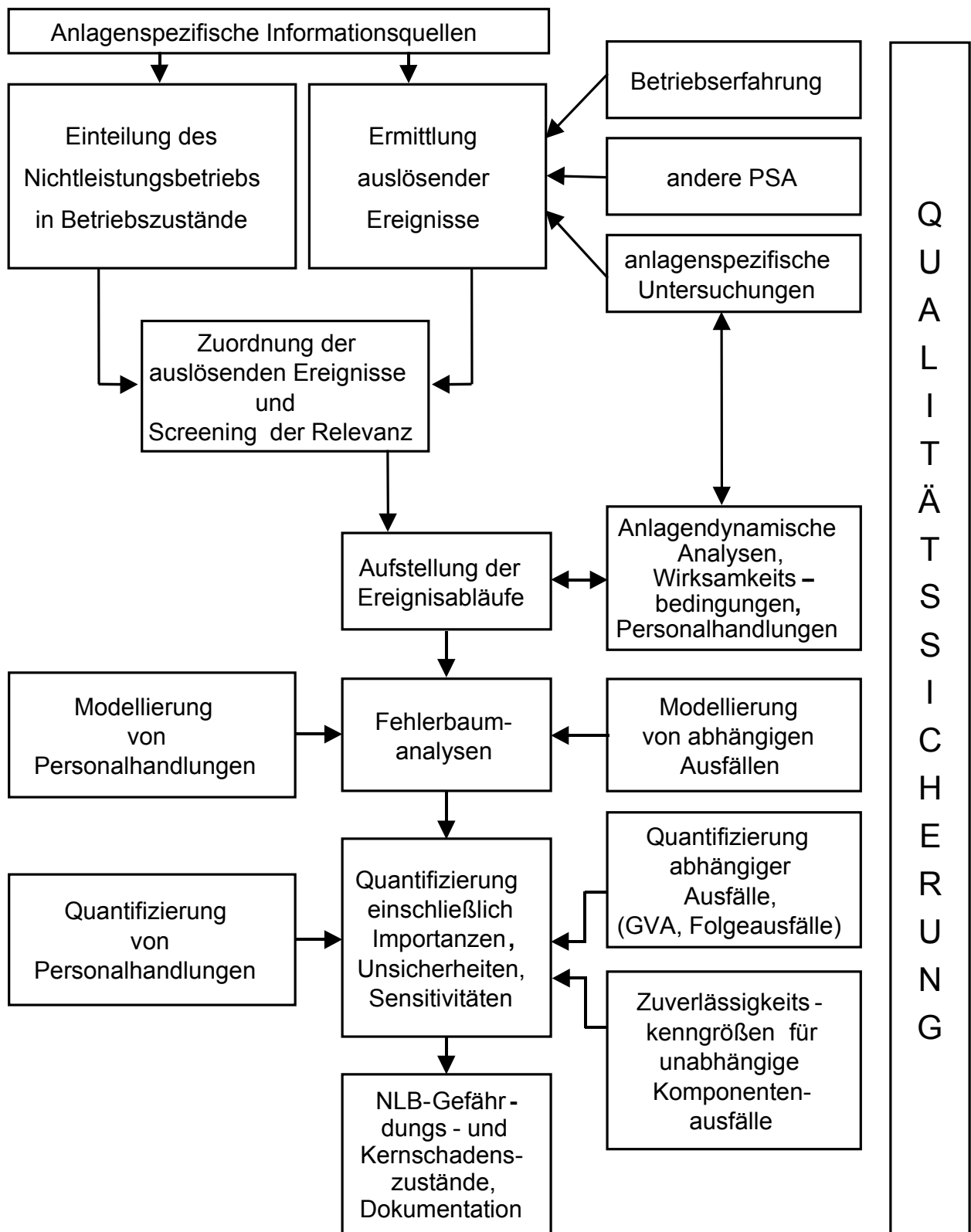


Bild 1-2: Ablauf der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) Stufe 1 für den Nichtleistungsbetrieb

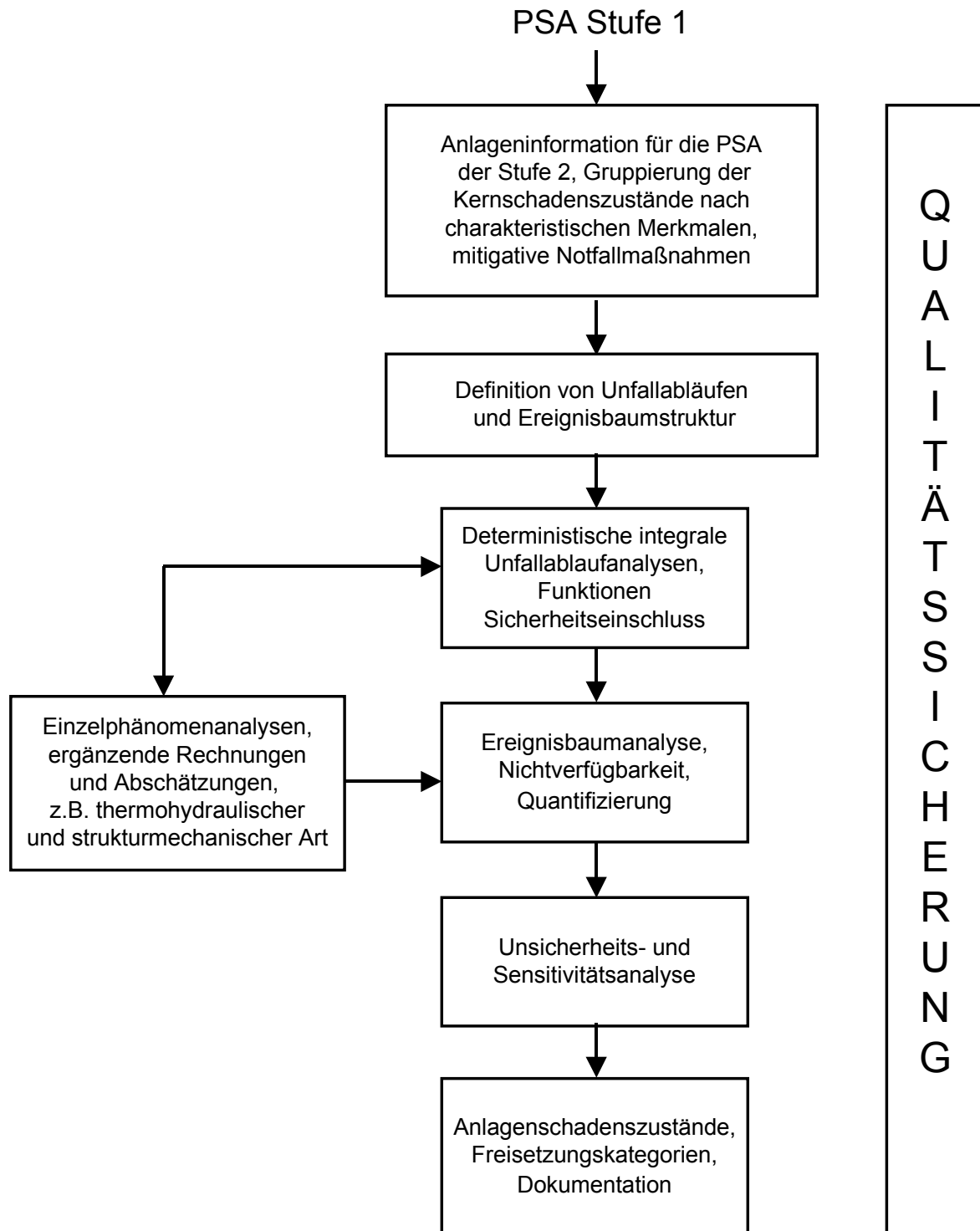


Bild 1-3: Ablauf der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) Stufe 2

Im Rahmen von Kapitel 3 werden methodische Aspekte wie Personalhandlungen (PH) und Gemeinsam verursachte Ausfälle (GVA) grundsätzlich abgehandelt. Besonderheiten dieser übergeordneten methodischen Aspekte bei der Behandlung von Zuständen des NLB (Kapitel 4) bzw. der Stufe 2 (Kapitel 5) werden dort separat beschrieben.

1.1 LITERATUR

/DAT 05/ Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke:
Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke,
BfS-SCHR-38/05

2 RANDBEDINGUNGEN FÜR EINE PROBABILISTISCHE SICHERHEITSANALYSE

In diesem Kapitel werden die allgemeinen Prinzipien für Informationsbereitstellung, Management und Qualitätsmanagement für die Durchführung einer PSA dargelegt. Diese allgemeinen Prinzipien treffen für PSA der Stufe 1 und für solche der Stufe 2 gleichermaßen zu.

Der PSA ist grundsätzlich der Anlagenzustand zu einem festgelegten Zeitpunkt zugrunde zu legen. Vorgesehene Anlagenänderungen können zusätzlich in die PSA einbezogen werden, soweit prüf-fähige Unterlagen vorhanden sind. Der Einfluss vorgesehener Anlagenänderungen auf die Ergebnisse der PSA ist auszuweisen.

2.1 ANLAGENSPEZIFISCHE INFORMATIONEN

Zur Durchführung einer PSA sind detaillierte Informationen über Aufbau, Funktionen und Wirksamkeiten der zu berücksichtigenden Komponenten und Systeme einschließlich von Bedienungsmaßnahmen erforderlich. Grundlage dieser Informationen bildet in der Regel die Anlagendokumentation. Diese enthält Systembeschreibungen, Schaltpläne, Betriebs-, Prüfhandbücher und Notfallhandbücher sowie die Dokumentation der Analysen zu Störfällen, die der Auslegung der sicherheitstechnischen Einrichtungen der Anlage zugrunde liegen. Als weitere Informationsquellen für die Durchführung der PSA sind die Betriebserfahrungen und ergänzende Informationen aus Anlagenbegehungen zu verwenden.

Die für eine PSA im Einzelnen benötigten anlagenspezifischen Informationsquellen sind z.B.:

- Sicherheitsbericht (wesentliche Auslegungsmerkmale der Anlage) bzw. Sicherheitsstatusbericht,
- Systembeschreibungen (Spezifikationen) und Schaltpläne für sicherheitsrelevante Systeme,
- Komponentenbeschreibungen und -spezifikationen sowie Komponenten-Grundstellungslisten sicherheitstechnisch wichtiger Komponenten,
- Gebäudepläne,
- Aufstellungspläne,
- Rohrleitungsisometrien (für spezifische Untersuchungen),
- Leittechnische Unterlagen (Reaktorschutzbericht, Funktionspläne, Regelschemata, Messkennblätter, Grenzsignalverarbeitung mit Grenzsignaleinstellungen, ggf. Stromlaufpläne),
- Notstrombilanzen, Verbrauchererfassungslisten, ggf. Abzweigkennblätter,
- Anlagendynamische Untersuchungen zu Transienten und Berichte über Kühlmittelverluststörfälle, verwendete Wirksamkeitsbedingungen und Randbedingungen,
- Betriebshandbuch,
- Prüfhandbuch,
- Unterlagen zum Instandhaltungskonzept und -durchführung,
- Dokumentation der Sicherheitsstatusanalyse,
- Betriebsführungssystem und Betriebsberichte,
- Notfallhandbuch,
- Dokumentation von Notfallübungen,

- Informationen zur Ermittlung von Zuverlässigkeitskenngrößen,
- Informationen zu Störungen und meldepflichtigen Ereignissen.

Die Bezeichnungen der Informationsquellen können in den einzelnen Anlagen voneinander abweichen. Darüber hinaus können in Abhängigkeit von der Anlage zusätzliche Informationsquellen erforderlich sein oder einzelne der genannten Informationsquellen entfallen.

2.2 ORGANISATION DER DURCHFÜHRUNG EINER PSA

Die Durchführung einer probabilistischen Sicherheitsanalyse ist eine komplexe Aufgabe, bei der auf zahlreiche Wissensgebiete zurückgegriffen werden muss. Die weitreichende Beteiligung der Anlageningenieure, des Betriebspersonals, der PSA-Analysten und Spezialisten ist wesentlich.

Deshalb ist eine Zusammensetzung der Arbeitsgruppe anzustreben, die z.B. Fachleute aus folgenden Aufgabengebieten umfasst:

- **Systemanalysten:**
Personen, die mit dem Systemanalyseteil der Stufe 1 sowie der Auslegung des Reaktorkühlsystems, des Sicherheitseinschlusses, den betrieblichen Aspekten und dem Anlagenaufbau vertraut sind. Hierzu gehören Spezialisten der Verfahrens- und Komponententechnik sowie der Elektro- und Leittechnik.
- **Betriebspersonal und Betriebsanalysten:**
Personen, die mit der Auslegung und dem Anlagenbetrieb sowie den wesentlichen Hilfssystemen des Sicherheitseinschlusses vertraut sind. Dies schließt vertiefte Kenntnisse der Notfallprozeduren mit ein.
- **Spezialisten für Unfall-Phänomene:**
Personen, die mit den Phänomenen beim Ablauf von Unfällen, dem Verhalten des Sicherheitseinschlusses, Fragestellungen zu Unsicherheiten bei Unfällen, den ablaufbestimmenden physikalischen und chemischen Prozessen, den Belastungen des Sicherheitseinschlusses, den Freisetzungen von Radionukliden sowie den Computercodes für die Analyse von Unfällen vertraut sind.
- **Spezialisten für Strukturmechanik und Strukturanalyse:**
Personen, die mit der Auslegung der mechanischen und baulichen Strukturen des Sicherheitseinschlusses (SHB, umgebendes Gebäude), den Eigenschaften und den Versagensmodi vertraut sind.
- **PSA-Spezialisten**
Personen, die mit der Ereignisbaumanalyse, Fehlerbaumanalyse, Unsicherheitsanalyse, statistischen Methoden, PSA-Computercodes und Bewertung von Personalhandlungen vertraut sind.

Die Arbeitsgruppe sollte die Möglichkeit haben, bei Bedarf weitere Fachleute, z.B. aus den Bereichen

- Auslegung,
- Betrieb,
- Instandhaltung,
- Reaktorphysik,
- Strukturmechanik und
- Thermohydraulik

hinzuzuziehen.

2.3 QUALITÄTSMANAGEMENT EINER PSA

Nachstehend beschriebene Anforderungen an das Qualitätsmanagement beziehen sich allein auf diejenigen Aspekte, die mit der Erstellung einer PSA in direktem Zusammenhang stehen.

Die PSA ist insoweit als ein spezifisches Produkt aufzufassen, das in der Organisation des Anlagenbetreibers erstellt wird, oder das für die Organisation des Anlagenbetreibers von einem Auftragnehmer erstellt wird, in diesem Fall jedoch unter aktiver und sachkundiger Mitarbeit von qualifiziertem Personal des Anlagenbetreibers.

Das Vorhandensein eines Qualitätsmanagementsystems im Rahmen der Aufbau- und Ablauforganisation beim Anlagenbetreiber, das mindestens den allgemeinen Forderungen an die Qualitätssicherung nach /KTA 1401/ und /ISO 9001/ entsprechen muss, ist allgemein vorauszusetzen /IAEA 99/. Entsprechendes gilt, falls ein Auftragnehmer die PSA erstellt, gemäß Abschnitt 6.1, Punkte (3) und (4) der KTA 1401 auch für diesen.

Der Anlagenbetreiber hat für die Erstellung der PSA eine Qualitätsplanung durchzuführen, die grundsätzlich Folgendes regelt:

- (1) Festlegung der Grundsätze der Qualitätssicherung
- (2) Planung und schriftliche Festlegung der qualitätsrelevanten Arbeitsabläufe
- (3) Festlegung prüfbarer Qualitätsmerkmale
- (4) Prüfung der Qualitätsmerkmale
- (5) Trennung von Ausführung und Prüfung
- (6) Prüfung der Anwendung der qualitätsrelevanten Arbeitsabläufe durch eine organisatorisch unabhängige Stelle und Sicherstellung korrekativer Maßnahmen
- (7) Änderungsverfahren

2.4 LITERATUR

- | | |
|------------|--|
| /IAEA 99/ | International Atomic Energy Agency (IAEA):
„A framework for a quality assurance programme for PSA“,
IAEA-TECDOC-1101, Wien, August 1999 |
| /ISO 9001/ | DIN Deutsches Institut für Normung e.V.:
DIN EN ISO 9001 „Qualitätsmanagementsysteme – Anforderungen“,
Beuth Verlag, Berlin, Dezember 2000 |
| /KTA 1401/ | Kerntechnischer Ausschuss (KTA)
KTA-Regel 1401 „Allgemeine Forderungen an die Qualitätssicherung“,
Juni 1996 |

3 PSA DER STUFE 1 AUSGEHEND VOM LEISTUNGS- BETRIEB

Das folgende Kapitel beschreibt die wesentlichen Schritte, Anforderungen und möglichen Methoden einer PSA der Stufe 1 für Leichtwasserreaktoren ausgehend vom Leistungsbetrieb. Das Kapitel umfasst die Abschnitte:

- Ereignisablaufanalyse,
- Fehlerbaumanalyse,
- abhängige Ausfälle,
- Personalhandlungen,
- Einwirkungen von Innen,
- Einwirkungen von Außen,
- Dokumentation und Ergebnisdarstellung.

Weiterführende Detailinformationen sind in den Anhängen A bis F zum Methodenband und im Datenband /DAT 05/ zu finden.

3.1 EREIGNISABLAUFANALYSE

3.1.1 Einführung

Im Rahmen der Ereignisablaufanalyse sind in Abhängigkeit vom auslösenden Ereignis und dem jeweils vorliegenden Anlagenbetriebszustand diejenigen Systemfunktionen sowie die präventiven Notfall-Systemfunktionen zu ermitteln, die zur Beherrschung eines Ereignisablaufs vorgesehen sind und angefordert werden. Dazu sind die zu betrachtenden auslösenden Ereignisse festzulegen und die sich aus ihnen ergebenden Ereignisabläufe zu bestimmen. Schließlich sind die Anlagenendzustände (sicherer Anlagenzustand, Gefährdungszustände, Kernschadenzustände) und deren erwartete Häufigkeiten zu ermitteln sowie deren sicherheitstechnische Bedeutung auszuweisen.

3.1.2 Zu betrachtende auslösende Ereignisse

Für die Durchführung von Ereignisablaufanalysen ist eine Liste auslösender Ereignisse zu erstellen.

Bei der Festlegung der zu untersuchenden auslösenden Ereignisse wird angestrebt, sämtliche Ereignisse zu erfassen, die – im Vergleich zu vernachlässigbaren auslösenden Ereignissen gemäß unten genannter Abschneidekriterien – einen wesentlichen Beitrag zu den zu berechnenden Häufigkeiten von Gefährdungs- bzw. Kernschadenzuständen leisten können. Als auslösende Ereignisse sind Ereignisse zu betrachten, die zu Anforderungen von Sicherheitssystemen führen. Zusätzlich sind auch betriebliche Störungen mit Ausfall der betrieblichen Begrenzungs- und Schutz-einrichtungen einzubeziehen. Zur Ableitung der zu betrachtenden auslösenden Ereignisse ist ein Verknüpfungsschema hilfreich, wie es in Bild 3-1 beispielhaft für eine DWR-Anlage gezeigt wird.

Die zu betrachtenden auslösenden Ereignisse sollen sich auf einen repräsentativen Anlagenzustand im Leistungsbetrieb beziehen, i.d.R. ist dies der stationäre Vollastbetrieb.

Zur Methodik der Ermittlung solcher auslösender Ereignisse, die aus anlagenübergreifenden, internen und externen Einwirkungen resultieren, wird auf die Abschnitte 3.5 und 3.6 verwiesen.

Ereignisse, die zur Beeinträchtigung der Brennelementkühlung im Lagerbecken während des Leistungsbetriebs führen können, sind unter besonderer Beachtung

- der erforderlichen Langzeitkühlung,
- der Erhaltung des Wasserinventars im Lagerbecken,
- der ggf. vorhandenen Vermaschung des Lagerbeckenkühlsystems mit dem Not- und Nachkühlsystem und
- der sich ändernden Betriebs- und Umgebungsbedingungen des Systems bei Kühlmittelverluststörfall

ebenfalls in die analytische Betrachtung einzubeziehen. Abhängig von den verfügbaren Zeitreserven auf Grund des Wasserinventars des Lagerbeckens kann hierfür eine Grobanalyse ausreichend sein.

Auslösende Ereignisse und deren Ereignisabläufe brauchen im Sinne einer vertieften Analyse nicht weiter verfolgt zu werden, wenn sie zur Kernschadenshäufigkeit bzw. Gefährdungshäufigkeit in Summe nicht mehr als etwa 20% beitragen, einzelne auslösende Ereignisse nicht mehr als 10%.

Im Hinblick auf wesentliche Ergebnisgrößen - insbesondere auf die Häufigkeit früher großer Freisetzen - von Analysen der Stufe 2 kann ein entsprechendes Vorgehen gewählt werden.

Zur Quantifizierung dieser Beiträge sind die Häufigkeiten von Schadenszuständen bzw. von Freisetzen aufgrund nicht im Detail untersuchter auslösender Ereignisse abzuschätzen.

Für die Stufe 1 der PSA können die ermittelten Erwartungswerte für die Zuverlässigkeitskenngrößen bzw. für die Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen herangezogen werden. Für die Stufe 2 können anhand vergleichbarer quantifizierter Abläufe für ein im Detail untersuchtes auslösendes Ereignis die bedingten Wahrscheinlichkeiten (Erwartungswerte) für den Übergang vom Kernschadenszustand zu den einzelnen Anlagenschadenszuständen (Freisetzungskategorien) abgeschätzt werden. Ausgehend von den abgeschätzten Kernschadenshäufigkeiten lassen sich damit die Häufigkeiten der Freisetzen in den einzelnen Freisetzungskategorien abschätzen. Die freigesetzten Anteile des Kerninventars lassen sich aus den in Stufe 2 der PSA definierten Freisetzungskategorien entnehmen (siehe Abschnitt 5.4.1). Eine genaue Beschreibung zur Ermittlung der Übergangswahrscheinlichkeiten – untersetzt mit konkreten Beispielen – ist in /GRS 01/ angegeben.

Die abgeschätzten Beiträge der nicht im Detail analysierten Ereignisabläufe zu den genannten Ergebnisgrößen sollen nicht vernachlässigt werden, sondern sind vielmehr bei der Bewertung zu berücksichtigen.

Liegen die Ereignisabläufe für Kernschadenszustände vor, so kann man daraus durch Weglassen der Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes die Abläufe für die Gefährdungszustände herleiten. Auf diesem Wege ergibt sich ohne weitere Überlegungen ein Ansatz für mögliche Vereinfachungen.

Die genannten Kriterien für den Verzicht auf eine vertiefte Analyse einzelner auslösender Ereignisse bieten die Möglichkeit, in Teilbereichen der Analyse - hier sind insbesondere die EVA-Analysen mit ihren gestaffelten Nachweisansätzen zu nennen - in sinnvoller Weise spezifische Kriterien für den Verzicht auf ins Detail gehende Analysen in Ansatz zu bringen.

Im Hinblick auf die Anforderungen an eine anschließende Stufe 2-Analyse sind im Rahmen ihrer Durchführung eine Vollständigkeitsprüfung der berücksichtigten auslösenden Ereignisse der Stufe 1 zu führen und ggf. erforderliche Anpassungen vorzunehmen (vgl. hierzu Abschnitt 5.2).

Bei der Erstellung einer anlagenspezifischen Liste zu betrachtender auslösender Ereignisse für Stufe 1 sollen auslösende Ereignisse aufgenommen werden, die entweder Einzelereignisse oder Kombinationen von Ereignissen sind, wie z.B.:

- Kühlmittelverluststörfall durch Rohrbruch oder durch Öffnen der Druckhalter-Abblasearmatur mit Ausfall der Schließ- und Absperrfunktionen (DWR),
- Notstromfall durch Ausfall der Netzeinspeisungen und Ausfall des Abfangens im Eigenbedarf.

Auslösende Ereignisse können in Gruppen zusammengefasst werden, wenn zur Beherrschung der jeweiligen Störfallabläufe die gleichen Systemfunktionen angefordert werden. In einer Gruppe müssen für die einzelnen Systemfunktionen die jeweils ungünstigsten Mindestanforderungen (Wirksamkeitsbedingungen, vgl. Abschnitt 3.1.3) berücksichtigt werden, die für die in der Gruppe zusammengefassten Ereignisse gelten. Zur Berechnung des Ereignisablaufes wird dann jeweils ein Referenzereignis für die Gruppe ausgewählt, welches die ungünstigsten Randbedingungen repräsentiert. Die Häufigkeiten der Referenzereignisse werden aus der Summe der Häufigkeiten der zu der jeweiligen Gruppe gehörenden auslösenden Ereignisse gebildet (vgl. Anhang C1.2.5.4).

Der Umfang der Liste der zu betrachtenden auslösenden Ereignisse soll anhand der anlagenspezifischen Gegebenheiten und auf Grund der Betriebserfahrung überprüft und begründet werden. Einzubeziehen sind hierbei zweckmäßigerweise sowohl die Erfahrungen aus einer bereits vorliegenden PSA der Stufe 1 als auch die in der Vergangenheit gewonnenen Erfahrungen bei der Analyse anderer deutscher Anlagen. Die in Tabelle 3-1 und Tabelle 3-2 zusammengestellten Referenzspektren für die Auswahl auslösender Ereignisse und anlagenübergreifender Einwirkungen für die Anlagentypen DWR und SWR sind hierfür repräsentativ.

Des Weiteren können Ereignislisten wie beispielsweise in der Merkpостenaufstellung mit Gliederung für einen Sicherheitsbericht /BMI 76/, in den Störfall-Leitlinien für KKW mit DWR /BMI 83/, dem Statusbericht der KTA zur Ereignisablaufklassifizierung /KTA 85/, der Deutschen Risikostudie /BMFT 79/, in /BMFT 90/ und dem PRA-Procedure Guide /NRC 83/ herangezogen werden.

Das festgelegte Spektrum auslösender Ereignisse, die zu einem Kernschadenzustand führen können, ist darüber hinaus anlagenspezifisch hinsichtlich seiner Vollständigkeit zu begründen. Dabei sind vorliegende Ereignislisten aus der deterministischen Störfallanalyse zu berücksichtigen, beispielsweise aus der Sicherheits-Status-Analyse (SSA).

Die Häufigkeit auslösender Ereignisse ist grundsätzlich anlagenspezifisch zu bestimmen (s. Abschnitt 2.3.1 in /DAT 05/).

3.1.3 Vorgehensweise bei der Ereignisablaufanalyse

In Abhängigkeit vom auslösenden Ereignis und dem jeweils vorliegenden Anlagenbetriebszustand sind diejenigen sicherheitstechnisch relevanten Funktionen der Betriebs- und Sicherheitssysteme sowie die Handmaßnahmen zu ermitteln, die gemäß BHB zur Beherrschung des Ereignisablaufs vorgesehen sind und angefordert werden (im Folgenden als Systemfunktionen bezeichnet). Eingangsinformation dieser Ermittlung sind die Anregekriterien für die Systeme zur Störfallbeherrschung sowie die Kriterien für die Durchführung von Handmaßnahmen.

Weiterhin sind auch diejenigen ergebnisrelevanten präventiven Notfall-Systemfunktionen des anlageninternen Notfallschutzes zu ermitteln, die entsprechend dem jeweils vorliegenden Anlagenzustand gemäß Notfallhandbuch zur Überführung in einen sicheren Anlagenzustand vorgesehen sind und ergriffen werden können. Neben technischen Auslegungsreserven, zusätzlichen Einrichtungen und Personalhandlungen können hierzu auch Reparaturmaßnahmen zur Wiederherstellung ausgefallener Systemfunktionen einbezogen werden. Grundlage dieser Ermittlungen sind

- die im Notfallhandbuch festgelegten anlageninternen Notfallmaßnahmen mit den für die einzelnen Maßnahmen festgelegten Vorbereitungs- und Einleitungskriterien,
- die Kriterien für die zu berücksichtigenden Reparaturmaßnahmen (vgl. Abschnitt 3.4.1 sowie Anhang E, Abschnitt E2.2) sowie
- die bei den einzelnen Ereignisabläufen vorliegenden systemtechnischen und physikalischen Zustände.

Die unterschiedlichen Ereignisabläufe, die sich in Abhängigkeit von der Verfügbarkeit (Funktion oder Ausfall) dieser Funktionen ergeben, sind in Form von Ereignisablaufdiagrammen darzustellen. Eine Durchführung von Ereignisablaufanalysen ist in /DIN 25419/ genormt.

Ausgehend von dem auslösenden Ereignis und entsprechend der Anregekriterien wird die angeforderte Funktion der Anlageneinrichtung abgefragt und unterschieden, ob sie erfüllt wird oder nicht. An dieser Stelle verzweigt sich der Ereignisablauf. Aus den Kombinationen des auslösenden Ereignisses mit den möglichen Zuständen der angeforderten Einrichtungen (Funktion oder Ausfall) ergeben sich die verschiedenen Zweige des Ereignis-Ablaufdiagramms.

Danach sind die Wirksamkeitsbedingungen, die die Mindestanforderungen an die einzelnen Systemfunktionen bzw. an die präventiven Notfall-Systemfunktionen und deren Hilfssysteme beschreiben, zu analysieren. Sie sind ereignisablauf-spezifisch zu ermitteln und betreffen:

- die Anzahl der erforderlichen Systeme bzw. Teilsysteme,
- deren Anforderungszeitpunkte und Einsatzzeiten.

Nach Durchlaufen der möglichen Störfälle ergeben sich jeweils bestimmte Endzustände. Nach einem Störfall befindet sich die Anlage im sicheren Zustand, wenn der Kern unterkritisch ist und langfristig ausreichend gekühlt wird. Anlagenzustände, die von den Sicherheitssystemen nicht beherrscht werden und die ohne weitere Maßnahmen zum Kernschaden führen würden, werden als Gefährdungszustände bezeichnet und sind im Ereignisablaufbaum auszuweisen. Die Gefährdungszustände sind in Kategorien einzuteilen, die den zeitlichen Abläufen und den möglichen Auswirkungen Rechnung tragen (vgl. Abschnitt 3.1.4).

Unter Einbeziehung präventiver Notfall-Systemfunktionen können sich sowohl sichere Anlagenzustände (Kern unterkritisch und langfristig ausreichend gekühlt), d. h. Ereignisabläufe

- die durch Systemfunktionen beherrscht wurden oder
- die nach Eintritt eines Gefährdungszustandes durch präventive Notfall-Systemfunktionen beherrscht wurden,

als auch Zustände mit Kernschaden ergeben. Diese Kernschadenszustände sind zur Ergebnisdarstellung und –bewertung in Kategorien einzuteilen, die den zeitlichen Abläufen und den möglichen Auswirkungen Rechnung tragen (vgl. Abschnitt 3.1.4).

Folgende Regeln sind bei der Ereignisablaufanalyse zu beachten:

- Für die im Detail zu analysierenden auslösenden Ereignisse (vgl. Abschnitt 3.1.2) ist ein Ereignisablaufdiagramm zu erstellen.
- Ausgehend von den Ereignisabläufen, die zu einem Gefährdungszustand führen, sind die präventiven Notfall-Systemfunktionen zu ermitteln, die zur Beherrschung der Ereignisabläufe vorgesehen sind.
- Die Systemfunktionen und präventiven Notfall-Systemfunktionen sind im Ereignisablaufdiagramm in der zeitlichen Reihenfolge ihrer Anforderung aufzuführen.
- Ereignisabläufe sind getrennt auszuweisen, wenn sie zu unterschiedlichen Anlagenendzuständen führen oder wenn gleiche Endzustände zu deutlich unterschiedlichen Zeit-

punkten eintreten (vgl. Abschnitt 3.1.4). Gleichartige Ereignisabläufe sind zweckmäßigerweise zusammenzufassen, wenn sie zu jeweils gleichen Auswirkungen führen.

- Die Wahrscheinlichkeiten für den Ausfall (Nichtverfügbarkeit) einer Systemfunktion bzw. einer präventiven Notfall-Systemfunktion oder einbezogener Personalhandlungen an den Verzweigungspunkten bzw. die bedingten Wahrscheinlichkeiten der Ereignisabläufe sind im Ereignisablaufdiagramm mit den Methoden der Fehlerbaumanalyse (s. Abschnitt 3.2 und Anhang B) und den Methoden zur Bewertung von Personalhandlungen (s. Abschnitt 3.4 und Anhang E) zu ermitteln.
- Im Ereignisablaufdiagramm sollten vorzugsweise nur diejenigen Systemfunktionen bzw. präventiven Notfall-Systemfunktionen dargestellt werden, die unmittelbar auf den Ereignisablauf einwirken ("Front-Line Systems"), z.B. Reaktorschnellabschaltung, HD-Notkühleinspeisung. Alle mittelbar benötigten Systeme wie z.B. Energieversorgung und Komponentenkühlung sind Bestandteile der o.g. Systeme und werden im Ereignisablaufdiagramm nicht eigens ausgewiesen. Sie werden durch die zugehörigen Fehlerbaumanalysen erfasst.
- Die Wiederinbetriebnahme von Betriebssystemen, insbesondere
 - Hauptwärmesenke und/oder
 - Hauptspeisewasserversorgung (DWR) bzw. Speisewasserversorgung (SWR) sowie
 - Versorgung der Eigenbedarfs- bzw. Notstromschienen nach NetZRückschaltung

kann in die Analyse einbezogen werden. Hierbei sind die besonderen Umstände des vorangegangenen Störfallablaufes zu berücksichtigen. Die Wiederinbetriebnahme von Hauptwärmesenke und/oder (Haupt-) Speisewasserversorgung ist im Ereignisablaufdiagramm als eigene Systemfunktion auszuweisen.

- Der Betrachtungszeitraum soll sich bis zu dem Zeitpunkt erstrecken, zu dem die Anlage in einen sicheren stationären Zustand überführt ist oder bis zu dem ein Gefährdungs- bzw. Kernschadenzustand eintritt.
- Eine Weiterführung der Analyse für beherrschte Ereignisabläufe ist ggf. erforderlich, wenn Abschätzungen zeigen, dass auch nach Erreichen eines (vorläufig) sicheren Zustandes im weiteren Verlauf durch Ausfälle von Systemfunktionen (z.B. Langzeitkühlung) oder durch Ausfall von präventiven Notfall-Systemfunktionen signifikante Beiträge (> 10 %) zur Häufigkeit von Gefährdungs- bzw. Kernschadenzuständen verursacht werden können.

3.1.4 Einteilung der Gefährdungs- und Kernschadenzustände in Kategorien

Zur Identifizierung der ergebnisbestimmenden Störfallsequenzen und der die Häufigkeit der Gefährdungszustände bzw. Kernschadenzustände dominierenden ausgefallenen Systemfunktionen sind die Gefährdungszustände bzw. Kernschadenzustände in Kategorien einzuteilen, die den zeitlichen Abläufen und den möglichen Auswirkungen auf die Anlage (z.B. infolge unterschiedlicher Druckverhältnisse im RDB) Rechnung tragen.

Tabelle 3-1: Liste auslösender Ereignisse und anlagenübergreifender Einwirkungen für einen Druckwasserreaktor (DWR) im Leistungsbetrieb

Nr.	Bezeichnung	
	<u>Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung</u>	Leckquerschnitt [cm ²]
1	großes und mittleres Leck	> 200
2	kleines Leck 1	80 - 200
3	kleines Leck 2	50 - 80
4	kleines Leck 3	25 - 50
5	kleines Leck 4	12 - 25
6	kleines Leck 5	2 - 12
	<u>Lecks am Druckhalter</u>	Leckquerschnitt [cm ²]
	kleines Leck am Druckhalter durch Transienten:	
7	bei Ausfall Hauptspeisewasser	20
8	bei Ausfall Hauptwärmesenke	20
9	bei anderen Transienten	20
10	kleines Leck am Druckhalter durch Fehlüffnen eines Sicherheitsventils	40
	<u>Leck in einer Anschlussleitung im Ringraum</u>	Leckquerschnitt [cm ²]
11	Leck	2 - 500
	<u>Dampferzeuger-Heizrohrlecks</u>	Leckquerschnitt [cm ²]
12	kleines Leck 1	6 - 12
13	kleines Leck 2	1 - 6
	<u>Betriebstransienten</u>	
14	Notstromfall	
15	Ausfall Hauptspeisewasser ohne Ausfall Hauptwärmesenke (langfristig)	
16	Ausfall Hauptspeisewasser und Ausfall Hauptwärmesenke	
17	Ausfall Hauptwärmesenke ohne Ausfall Hauptspeisewasser	
18	Dampferzeuger-Überspeisung	

Nr.	Bezeichnung
	<u>Transienten durch Frischdampf-Leitungslecks</u>
	großes Leck:
19	innerhalb des SHB
20	außerhalb des SHB
	mittleres Leck:
21	innerhalb des SHB
22	außerhalb des SHB
	<u>Transienten durch Speisewasser-Leitungslecks</u>
	großes Leck:
23	innerhalb des SHB
24	außerhalb des SHB
	mittleres Leck:
25	innerhalb des SHB
26	außerhalb des SHB
	<u>Betriebstransienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (ATWS)</u>
27	ATWS bei Ausfall Hauptspeisewasser
28	ATWS beim Notstromfall
29	ATWS bei Ausfall Hauptwärmesenke und Hauptspeisewasser
30	ATWS bei sonstigen Transienten
	<u>Anlagenübergreifende Einwirkungen, die zu auslösenden Ereignissen führen können</u>
	Interne:
31	Überflutung sicherheitstechnisch wichtiger Gebäudeteile auf Grund anlageninterner Ursachen
32	Brand
	Externe:
33	Flugzeugabsturz
34	Explosionsdruckwelle
35	Hochwasser
36	Erdbeben

Zur Berücksichtigung der zeitlichen Abläufe soll die o.g. Kategorisierung sowohl für Gefährdungszustände (ohne Berücksichtigung präventiver Notfall-Systemfunktionen) als auch für Kernschadenzustände mit den Zeitintervallen zwischen auslösendem Ereignis und Eintritt des Endzustandes gekoppelt werden. Dabei kann z.B. nach folgender Einteilung vorgegangen werden:

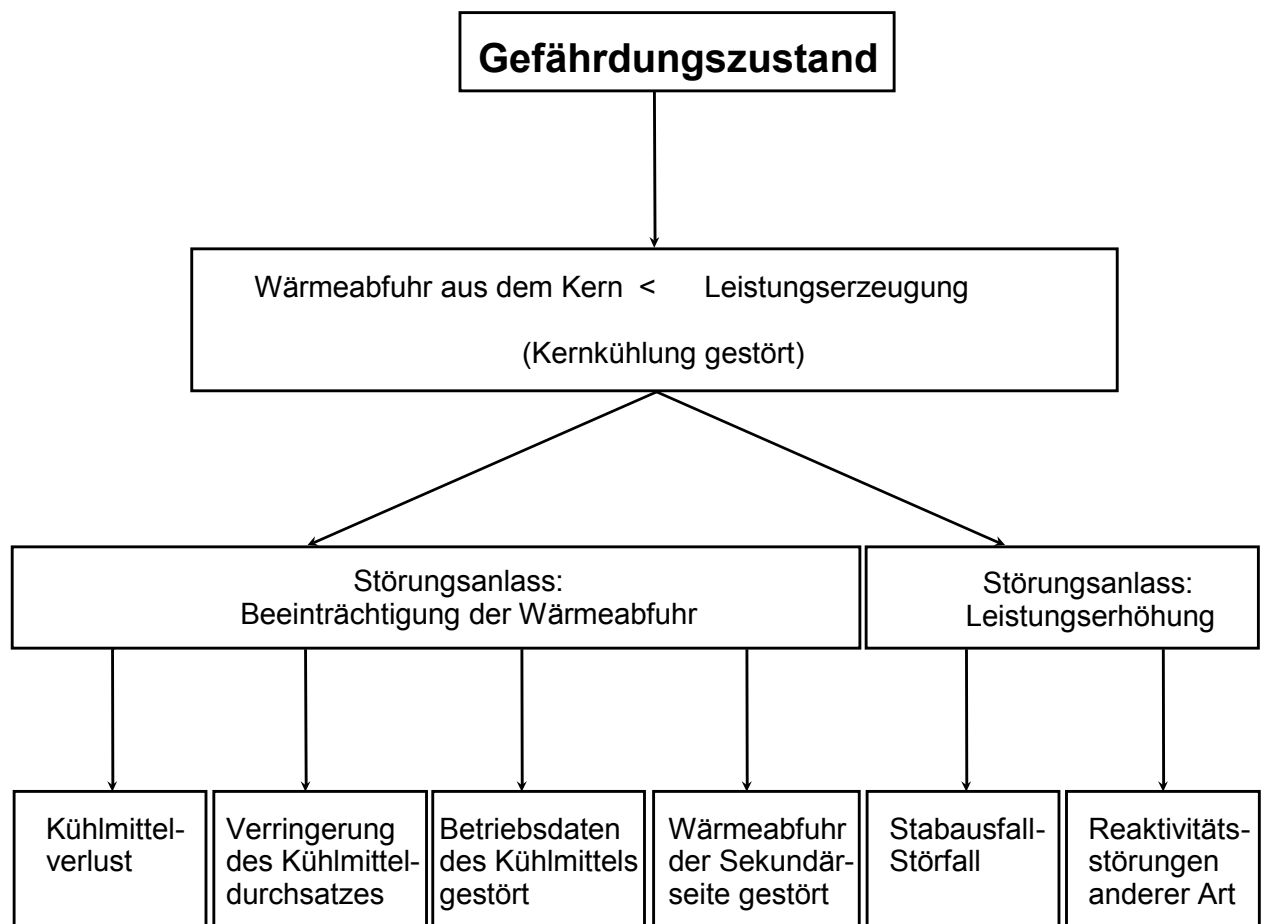
- < 2 h,
- 2 bis 10 h,
- > 10 h.

Für die Bewertung der Ergebnisse der Stufe 2 Analysen (s. Kapitel 7) sind schnelle Ereignisabläufe aus der Stufe 1, die im weiteren Unfallablauf zu frühen großen Freisetzungen führen können, von besonderer Bedeutung.

Tabelle 3-2: Liste auslösender Ereignisse und anlagenübergreifende Einwirkungen für einen Siedewasserreaktor (SWR) im Leistungsbetrieb

Nr.	Bezeichnung
	<u>Leckstörfälle innerhalb SHB</u>
1	Frischdampfleitungslecks unterschiedlicher Größe
2	Speisewasserlecks unterschiedlicher Größe
3	Leck im RDB-Boden
4	Lecks im Reaktorwasserreinigungssystem
	<u>Leckstörfälle außerhalb SHB</u>
5	Frischdampfleitungslecks unterschiedlicher Größe
6	Hilfsdampfleitungslecks unterschiedlicher Größe
7	Speisewasserleitungslecks unterschiedlicher Größe
8	Lecks im Reaktorwasserreinigungssystem
	<u>Sonstige Lecks</u>
9	Lecks in unterschiedlicher Größe an der Kondensationskammer (z.B. Bruch einer Anschlussleitung außerhalb SHB)
10	Leck in einer Nebenkühlwasserleitung
11	Bruch einer haupt- oder nebkühlwasserführenden Leitung im Maschinenhaus

Nr.	Bezeichnung
	<u>Transienten</u> 12 Ausfall der Hauptwärmesenke 13 Ausfall des Speisewassersystems 14 Notstromfall 15 Betriebstransienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (ATWS) 16 Fehlüffnen oder Offenbleiben eines S+E-Ventils 17 Fehlüffnen von Turbinen- und Umleitstellventilen 18 Überspeisungs-Transiente
	<u>Anlagenübergreifende Einwirkungen, die zu auslösenden Ereignissen führen können</u> Interne: 19 Überflutung sicherheitstechnisch wichtiger Gebäudeteile auf Grund anlageninterner Ursachen 20 Brand Externe: 21 Flugzeugabsturz 22 Explosionsdruckwelle 23 Hochwasser 24 Erdbeben



Zu variierende Randbedingungen:

Leistung,
Betriebszust.,
Bruchlage,
Bruchquerschnitt

Leistung,
Betriebszust.,
Teilmen-
genstrom

Leistung,
Betriebszust.,
Druck,
Temperatur

Leistung,
Betriebszust.,
FD-Querschnitt,
SPW-Durchsatz,
Druckanstieg

Leistung,
Betriebszust.,
Reaktivitäts-
zufuhr rate

Leistung,
Betriebszust.,
Deborierrate,
Abkühlrate

Bild 3-1: Verknüpfungsschema zum Ableiten auslösender Ereignisse für Kernschäden für eine DWR-Anlage

3.1.5 Literatur

- /BMFT 79/ Der Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) (Hrsg.):
Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke,
Verlag TÜV Rheinland, Köln, 1979,
ISBN 3-921059-67-4
- /BMFT 90/ Der Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) (Hrsg.):
Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B,
Verlag TÜV Rheinland GmbH, Köln, 1990,
ISBN 3-88585-809-6
- /BMI 76/ Der Bundesminister des Innern:
Merkpostenaufstellung mit Gliederung für einen Standardsicherheitsbericht für
Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor oder Siedewasserreaktor,
Bek. d. BMI v. 26.07.1976 - RS I4 - 513807/2
- /BMI 83/ Der Bundesminister des Innern:
Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druck-
wasserreaktoren gegen Störfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 StrlSchV (Störfalleitli-
nien) (vom 18.10.1983),
BAnz Nr. 245 a vom 31. Dezember 1983
- /DAT 05/ Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke:
Daten zur Quantifizierung von Ereignisablaufdiagrammen und Fehlerbäumen,
BfS-SCHR-38/05
- /DIN 25419/ DIN Deutsches Institut für Normung e. V.:
Ereignisablaufanalyse - Verfahren, graphische Symbole und Auswertung,
DIN 25419;
Beuth Verlag, Berlin, November 1985
- /GRS 93/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit:
SWR Sicherheitsanalyse, Abschlußbericht,
GRS 102/1, Köln, Juni 1993,
ISBN 3-923875-52-5
- /GRS 01/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH (Hrsg.): Bewertung des Unfall-
risikos fortschrittlicher Druckwasserreaktoren in Deutschland,
GRS-175, (Entwurf), Köln, Oktober 2001,
ISBN 3-931995-43-7
- /KTA 85/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA):
Klassifizierung von Ereignisabläufen für die Auslegung von Kernkraftwerken (Sta-
tusbericht),
KTA-GS-47, Juni 1985
- /NRC 83/ U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC):
PRA Procedures Guide,
A Guide to the Performance of Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power
Plants,
NUREG/CR-2300, Vol. 2, Jan. 1983

3.2 FEHLERBAUMANALYSE

3.2.1 Aufgabe der Fehlerbaumanalyse

Die Fehlerbaumanalyse ist eine systematische Methode, um die Abhängigkeiten zwischen dem Ausfall eines Systems und dem Ausfall seiner Komponenten zu ermitteln und die Wahrscheinlichkeit des Ausfalls des Systems zu berechnen. Im Rahmen einer probabilistischen Sicherheitsanalyse dient sie der Ermittlung der Verzweigungswahrscheinlichkeiten im Ereignisablaufdiagramm (s. Abschnitt 3.1.3). Die Verzweigungswahrscheinlichkeiten sind bedingte Wahrscheinlichkeiten, die unter der Bedingung des Eintritts der vorangehenden Ereignisse gelten. Die Berechnung der Wahrscheinlichkeit, mit der ein auslösendes Ereignis über mehrere Verzweigungspunkte in ein Endereignis übergeht erfordert die korrekte Erfassung dieser Bedingungen und erfolgt unter Anwendung eines die gesamte Ereigniskette umfassenden Fehlerbaums (s. Abschnitt 3.1.3).

Die Fehlerbaumanalyse ist in /DIN 25424/ genormt. Darüber hinaus wird sie in der Fachliteratur ausführlich beschrieben. Stellvertretend sei auf die "Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke" /BMFT 79/, /BMFT 90/, auf WASH-1400 /WASH 75/ oder auf das "Fault Tree Handbook" (NUREG-0492) /VES 81/ verwiesen.

3.2.2 System- und Ausfalleffektanalyse

Die Systemfunktionen, deren Ausfälle mit Hilfe der Fehlerbaumanalyse zu untersuchen sind, sind durch das Ereignisablaufdiagramm (s. Abschnitt 3.1) vorgegeben. Um die für die Durchführung der Fehlerbaumanalyse erforderlichen Informationen zu erhalten, ist eine detaillierte Untersuchung des Systems mit Hilfe einer Systemanalyse erforderlich.

In Anlehnung an /DIN 25424/ seien folgende Bestandteile der Systemanalyse genannt:

- (1) Systemfunktionen: Es ist festzustellen, welche Leistungen des Systems die im Ereignisablauf geforderte Funktion wirksam erfüllen und welche Abweichungen davon das System unwirksam werden lassen (Ausfall). Des weiteren sind die zur Erfüllung der Systemfunktion an den Schnittstellen mit anderen Systemen einzuhaltenden Bedingungen und Leistungsdaten festzustellen. Bei der Systemfunktion sind gegebenenfalls unterschiedliche Betriebsphasen zu betrachten.
- (2) Umgebungsbedingungen: Die zur Sicherstellung der Systemfunktion einzuhaltenden Umgebungsbedingungen sind zu ermitteln; die technischen Voraussetzungen zur Einhaltung der Umgebungsbedingungen (z.B. Heizung, Umluftkühlung, Kapselung) sind festzustellen sowie die Abweichungen von Auslegungswerten, bei denen Ausfälle zu erwarten sind.
- (3) Hilfsquellen: Die am zu untersuchenden System wirksamen Hilfsquellen wie
 - Energieversorgung
 - Medienversorgungsind festzustellen.
- (4) Komponenten: Im System sind Betrachtungseinheiten zu definieren, deren Ausfallverhalten nach komponententypischen Ausfallarten bekannt und durch Daten belegbar ist. Umgebungsbedingungen in Räumen, in denen Teile des Systems aufgestellt sind, sind zu berücksichtigen. In diesem Sinne sind Komponenten des Fehlerbaums:
 - Funktionen technischer Komponenten,
 - Handlungsfunktionen von Operateuren bzw. der Betriebsmannschaft,

- Bedingungen (Ja-Nein-Verhalten), die z.B. den Ausfall ganzer Fehlerbaum-zweige, auf Grund der Vorläuferereignisse im Ereignisablauf bewirken.

(5) Organisation und Verhalten: Die Betriebsweise des Systems, die einzuhaltenden Vorschriften, insbesondere in Bezug auf Test, Inspektion, Wartung, Einsatz als Betriebssystem etc., sind festzustellen.

Die Bearbeitung dieser Fragen setzt voraus, dass der Analytiker über sehr umfangreiche Systemkenntnisse verfügt (vgl. Abschnitt 2.2).

Ein Hilfsmittel zur systematischen Untersuchung des System-Ausfallverhaltens ist die Ausfalleffektanalyse, /DIN 25448/. Diese Analyse dient der qualitativen Bewertung von Ausfällen einzelner Komponenten in Systemen. Wesentlich ist dabei, dass in systematischer Weise alle Komponenten eines Systems hinsichtlich ihrer Ausfallkonsequenzen für alle Ausfallarten überprüft werden, so dass vollständige und umfassende Kenntnisse über die Auswirkung von Versagensereignissen in Systemen für die Fehlerbaumerstellung vorliegen.

Die Festlegung der Leistungsziele der Systemfunktion nach Ziff. (1) und der (quantitativen) Bedingungen für die Systemwirksamkeit kann vielfach durch einfache Ja-Nein-Entscheidungen erfolgen, z.B. bei Systemen der Energieversorgung, Medienversorgung, etc. Für Systeme, die unmittelbar in den physikalischen Prozess der Kernnotkühlung eingreifen, erfordert dies die Durchführung kernphysikalischer und thermohydraulischer Analysen, bei denen als wesentliche Randbedingungen das auslösende Ereignis, der Ausgangszustand der Anlage sowie der Ausfallzustand der im Ereignisablauf angeforderten Systemfunktionen eingehen.

3.2.3 Der Fehlerbaum

3.2.3.1 Das Aufstellen des Fehlerbaums

Die Entwicklung des Fehlerbaums setzt die Festlegung eines "unerwünschten Ereignisses" voraus. Das unerwünschte Ereignis ist im vorliegenden Zusammenhang der Ausfall der Systemfunktion.

Das Aufstellen des Fehlerbaums beginnt mit dem unerwünschten Ereignis als oberstem (TOP-) Ereignis des Fehlerbaums. Dieses Ereignis wird durch logische Verknüpfungen (z.B. UND, ODER, M von N, NICHT) auf Unterereignisse zurückgeführt, die ihrerseits wieder durch logische Verknüpfungen auf weitere Unterereignisse bis auf die Ebene der Basisereignisse zurückführbar sind. Der Fehlerbaum ist soweit zu untergliedern, dass die Basisereignisse keine gemeinsamen funktionalen Abhängigkeiten besitzen. Die Fehlerbaumentwicklung führt damit das für das gesamte System definierte unerwünschte Ereignis durch logische Verknüpfungen auf alle die Ereignisse zurück, die auf der Komponentenebene auftreten können und deren Eintreten durch Daten beschreibbar ist, die in der Regel in statistisch gesicherter Form vorliegen.

3.2.3.2 Zuverlässigkeitsdaten

In der Fehlerbaumanalyse sollen grundsätzlich anlagenspezifische Zuverlässigkeits-kenngrößen verwendet werden, um die Gegebenheiten der Anlage möglichst realistisch zu erfassen. Bei unzureichender anlagenspezifischer Datenbasis für einzelne Komponenten kann auf generische Daten zurückgegriffen werden (s. Abschnitt 3.3 in /DAT 05/).

Bei Verwendung von generischen Daten ist jedoch unter Berücksichtigung anlagenspezifischer Gegebenheiten ihre Anwendbarkeit zu prüfen. Im Einzelfall, insbesondere wenn diese generischen Daten ergebnisbestimmend sein können, sind die Anwendbarkeit und die richtige Erfassung der anlagenspezifischen Randbedingungen zu hinterfragen.

Für eine anlagenspezifische Zuverlässigkeitskenngrößenermittlung sind die notwendigen Informationen aus den Betriebsunterlagen der Anlage zu ermitteln. Die Vorgehensweise ist in /DAT 05/ beschrieben.

3.2.3.3 Fehlerbaumgraphik

Die grafischen Symbole der Fehlerbaumanalyse sind in /DIN 25424/ genormt. In der Analysepraxis hat es sich als zweckmäßig erwiesen, in der Fehlerbaumgraphik Informationen darzustellen, die zur quantitativen Beurteilung oder zur Qualitätssicherung herangezogen werden können. Hierzu gehört die Angabe der Ausfallrate und des Testintervalls bzw. der Reparaturdauer oder der Unverfügbarkeit, zugeordnet zu den Primärausfallereignissen des Fehlerbaums, oder auch die Zuordnung der in Planungsunterlagen verwendeten Komponentenummerierung zu den Primärausfallereignissen. Eine Übernahme dieser Komponentenummerierung oder wesentlicher Teile davon zur Kodifizierung der Primärausfälle ist zu empfehlen, wobei die Ausfallarten durch das Anhängen ausfallartypischer standardisierter Zeichenkombinationen zu unterscheiden sind. Bei fortschrittlichen Analyseprogrammen ist diese Vorgehensweise Grundlage für wesentliche Erleichterungen bei der interaktiven Erstellung des Fehlerbaums am Rechner.

3.2.3.4 Ergebnisse und Bewertung

Die Ergebnisse der Fehlerbaumberechnung im Rahmen einer PSA zielen, wie oben dargestellt, darauf ab, die an den Verzweigungspunkten des Ereignisablaufs benötigte Verzweigungswahrscheinlichkeit (Nichtverfügbarkeit der geforderten Funktion) bereitzustellen.

Darüber hinaus stellen die Ergebnisse eine Beurteilungsgrundlage für die analysierte Systemfunktion dar. Die zur Anwendung kommenden Berechnungsverfahren und Rechenprogramme werden im Anhang C beschrieben. Ein Beispiel für die Fehlerbaumanalyse befindet sich im Anhang B.

3.2.4 Hinweise für die Anwendung der Fehlerbaumanalyse

3.2.4.1 Der systematische Charakter der Fehlerbaumanalyse

Das wesentliche Kennzeichen der Fehlerbaumanalyse ist die auf die Ermittlung der Ausfallzusammenhänge ausgerichtete systematische Vorgehensweise. Jedes in der Fehlerbaumentwicklung definierte einzelne Ereignis kann, für sich betrachtet, in eine überschaubare Anzahl weitere Ereignisse zerlegt werden, die ihrerseits die vollständigen und notwendigen Bedingungen darstellen, aus denen das analysierte Ereignis unmittelbar folgt. Das Prinzip, bei jedem Analysenschritt nur die unmittelbar das analysierte Ereignis beeinflussenden Sachzusammenhänge zu betrachten, ist dabei kennzeichnend für die Fehlerbaumanalyse. Weitreichende Schlüsse über nur mittelbar gegebene Sachzusammenhänge werden vermieden. Die Analyse wird so über viele einzelne Schritte geführt, die, für sich genommen, eine vertiefte technische Betrachtung erlauben und die sich zum Gesamtanalyseergebnis zusammenfügen. Diese Eigenschaft macht die Fehlerbaummethode zu einem Analyseinstrument, das zielgerichtet zu den analytischen Fragestellungen hinführt. Dabei werden auch Zusammenhänge abgefragt, die als Analyse von Operateurmaßnahmen (Abschnitt 3.4) und als Analyse abhängiger Ausfälle (Abschnitt 3.3) im Einzelnen dargestellt werden. Alle im Funktionszusammenhang des analysierten Systems gegebenen Abhängigkeiten oder Operateurmaßnahmen werden grundsätzlich bei der Fehlerbaumanalyse aufgedeckt und sind im Fehlerbaum darzustellen und damit der Berechnung zugänglich zu machen.

Die im Rahmen dieses Abschnitts beschriebene Analysetechnik betrifft die Ausfallzusammenhänge, die durch die technisch-organisatorische Struktur des zu analysierenden Systems festgelegt sind.

3.2.4.2 Voraussetzungen zur System- und Komponentenbeurteilung

Bei der Analyse wird vorausgesetzt, dass die Komponenten des Systems (s. Abschnitt 3.2.5) entsprechend der technischen Dokumentation gefertigt und montiert sind, und dass darüber hinaus ihre Eignung erwiesen und ihre Einsatzbereitschaft durch Inbetriebnahmetests festgestellt ist. Im Rahmen der Analyse werden lediglich zwei Zustände der Komponenten betrachtet, Gutzustand und Ausfall. Mögliche Zwischenzustände werden einem der beiden Zustände zugeordnet. Es wird in der Regel unterstellt, dass die Komponenten nach Reparaturen den Gutzustand einnehmen (bezüglich anzunehmender Rechenmodelle s. Anhang B). Auch für Wartungseingriffe, Kalibriervorgänge etc. wird i.a. unterstellt, dass sie zur Funktionsfähigkeit der betreffenden Komponente führen; in diesem Fall gilt das "as good as new"-Prinzip. Dabei ist für jeden betrachteten Reparaturvorgang zu überprüfen, ob und wann ein vollständiger Funktionsnachweis der reparierten Komponente erfolgen kann und die Reparaturdauer entsprechend anzusetzen. Wenn zwischen dem Abschluss der Reparatur / Kalibrierung und dem vollständigen Funktionstest eine wesentliche Zeitspanne liegt, muss die Wahrscheinlichkeit einer nicht entdeckten fehlerhaften Reparatur / Kalibrierung in den Fehlerbaum eingeführt werden (Zusatzkomponente mit entsprechend geringerer Ausfallrate und längerer Reparaturdauer).

Einflüsse wie fehlerhafte Wartung, Auslegungsmängel etc. werden i.a., soweit sie sich auf das individuelle Ausfallgeschehen der Komponenten auswirken, durch die Statistiken zur Erhebung von Ausfalldaten erfasst und werden durch die Ausfallrate repräsentiert. Soweit diese Einflüsse sich als gemeinsame Ausfallursache mehrerer gleichartiger Komponenten in redundanten Teilsystemen auswirken können, werden sie im Abschnitt 3.3 behandelt. Dort wird auch dargelegt, wie dann die Modellierung dieser Einflüsse durch zusätzliche Verknüpfungen im Fehlerbaum erfolgt.

Planmäßig vorgesehene Wartungsarbeiten, Kalibriervorgänge etc., die bei korrekter Durchführung entsprechend den Betriebsunterlagen zur zeitweiligen Nichtverfügbarkeit von Teilsystemen führen, sind als Ereignisse in den Fehlerbaum einzuführen.

3.2.4.3 Handmaßnahmen

Sind Eingriffe des Personals Bestandteil eines in einer bestimmten Störfallsituation geforderten Funktionssystems, d.h., wird im Ereignisablauf auf Anforderung das Eingreifen des Operators erforderlich, so ist dies als Komponente in den Fehlerbaum einzuführen (s. unten) oder bereits in der Ereignisablaufanalyse zu berücksichtigen. Wird im Zuge des Ereignisablaufs eine bestimmte Funktion gefordert und erweist sich diese als ausgefallen, dann kann die Möglichkeit bestehen, diese Funktion durch Ersatzhandlungen (Betätigen von Leistungsschaltern vor Ort, Bedienen von Armaturen von Hand) oder Kurzzeitreparaturen noch bereitzustellen. Vorausgesetzt ist, dass der Ausfall erkannt wird und eine ausreichende Zeitspanne für die zu ergreifenden Maßnahmen zur Verfügung steht. Die jeweils vorliegenden Randbedingungen im Ereignisablauf sind dabei zu berücksichtigen. Außerdem müssen sich die Maßnahmen im Rahmen der für den Betrieb der Systeme geltenden Betriebsunterlagen bzw. von prüffähig beantragten Änderungen bewegen. Die Wahrscheinlichkeiten für den Erfolg dieser Maßnahmen sind nach Abschnitt 3.4 zu ermitteln. Die entsprechenden Ausfallereignisse sind mit dem Misserfolg der Korrekturmaßnahme logisch zu verknüpfen (UND-Gatter). Bei Reparaturvorgängen während der Langzeitphase des Betriebs nach einem Störfall wird die Tätigkeit der Betriebsmannschaft durch die Festlegung von entsprechenden Ausfallerkennungs- und Reparaturzeiten in Ansatz gebracht. Dabei sind gegebenenfalls durch den Störfall verursachte ungünstigere Umgebungsbedingungen (z.B. erhöhte Strahlung) zu berücksichtigen. Diese Phase erstreckt sich über die Zeitdauer, für die die im Fehlerbaum modellierte Systemfunktion erforderlich ist, um eine Schädigung des Kerns zu verhindern. Aspekte des Nichtleistungsbetriebs, z.B. die Behandlung von Pre-Accident-Maßnahmen, sind in Abschnitt 4.4 behandelt.

3.2.4.4 Berücksichtigung bestimmter Tests und von Änderungen

Während des Betriebs der Anlagen treten Einflüsse auf, die die Bedingungen für Fehlererkennung und Reparatur oder auch die Fehlerbaumstruktur beeinflussen können, wie beispielsweise:

- Testen redundanter Teilsysteme aus Anlass eines entdeckten Ausfalls in einem Teilsystem,
- Abfahren auf Teillast und damit Erhöhung der Systemwirksamkeit während der Reparaturvorgänge,
- Änderung des Ausfallerkennungsmodus bei überwachten Komponenten, abhängig von der Verfügbarkeit der Überwachungseinrichtungen.

Solche Einflüsse werden durch die Modellierung im Fehlerbaum im Allgemeinen nicht erfasst. Es wird empfohlen, die beschriebenen Zusammenhänge durch entsprechende Datenansätze zu berücksichtigen oder gegebenenfalls Teilbereiche des Fehlerbaums durch geeignete Modelle (z.B. Markoff-Modelle) zu untersuchen.

3.2.5 Hinweise zur Methodik und zum Verfahren zur Fehlerbaumentwicklung nach DIN 25 424

Das Verfahren, einen Fehlerbaum vom unerwünschten Ereignis sukzessive zu elementaren Ausfall- bzw. Verfügbarkeits-Eingängen hin zu entwickeln, wird in /DIN 25424/ anhand eines praktischen Beispiels erläutert. Weitere, ausführliche Erläuterungen sind u.a. /BMFT 79/ und /WASH 75/ zu entnehmen

3.2.5.1 Methodische Hinweise

In Anlehnung an die Norm sollen hier einige methodische Hinweise zur Fehlerbaumentwicklung gegeben werden (vgl. Fehlerbaumbeispiel im Anhang B).

Unerwünschtes Ereignis

Das unerwünschte Ereignis ist so zu definieren, dass ein konkreter örtlicher Bezug zum betrachteten System entsteht (wo ist was eingetreten). Das für das Gesamtsystem definierte unerwünschte Ereignis ist gegebenenfalls durch ODER-Verknüpfung auf Einzelaspekte aufzugliedern und entsprechend der Wirksamkeitsbedingungen durch M-von-N-Verknüpfungen auf Ausfallereignisse der Teilsystemebene zurückzuführen.

Analyseschritt

Bei jedem Analyseschritt wird das betrachtete Ereignis (wo ist was eingetreten) auf die Ausfallereignisse der Komponenten zurückgeführt, die auf den Ort der Ereignisdefinition unmittelbar einwirken. Bei strangweise unvermaschten Systemen ist dies in der Regel eine "strangaufwärts" angeordnete Komponente. Wirken mehrere Komponenten unmittelbar auf das betrachtete Ereignis ein, so sind die diesen Komponenten zuzuordnenden Ausfallereignisse (Ausfallarten) entsprechend Kapazität und Wirksamkeitsbedingungen logisch zu verknüpfen.

Die Ausfallereignisse der Komponenten sind durch eine ODER-Verknüpfung weiter zurückzuführen auf die Ausfallursachen, die wie folgt unterschieden werden:

(A) Kommandierter Ausfall:

Ausfall bei funktionsfähiger Komponente durch nicht erfüllte Schnittstellen (Medien, Signale, Energie) z.B. infolge einer falschen bzw. fehlenden Anregung oder des Ausfalls einer Hilfsquelle

- Ausfall der Energieversorgung (Drehstrom, Gleichstrom, Druckluft etc.),
- Signalausfall,
- Fehlsignale,
- Unverfügbarkeit des Betriebsmediums,
- Ausfall von Betriebsstoffen wie Sperrwasser, Schmieröl, Brennstoff, Verbrennungsluft, etc.

(B) Sekundärausfall:

Ausfall durch unzulässige Einsatz- und/oder Umgebungsbedingungen einer Komponente

- Ausfall des Kühlmediums (Kühlwasser, Luft),
- Unzulässige Umgebungstemperatur,
- Überflutung,
- Dampfatosphäre,
- Feuchtigkeit etc.

Ursachen dieser Art können auch durch den Primärausfall anderer Komponenten entstehen (Überflutung etc.).

(C) Primärausfall:

Ausfall der Komponente selbst durch technisches Versagen bei sonst zulässigen Einsatzbedingungen und erfüllten Schnittstellen

Ausfallereignisse nach A und B sind je nach Anzahl der einzelnen zu betrachtenden Einflüsse (Medien, Signale, Energie, Umgebungstemperatur etc.) durch ODER-Verknüpfungen auf Einzelaspekte aufzugliedern (Vollständigkeit!), so dass bei den Ereignisdefinitionen der örtliche Bezug zu weiteren Komponenten des Systems hergestellt werden kann (s. auch „Ausfallursachen“).

Hinweis:

Bei dieser Verfahrensweise entspricht die Kette der kommandierten Ausfallereignisse dem betrachteten Systemschema (Verfahrensschema, Signalverlauf etc.). Hierdurch wird die Überprüfung (Qualitätssicherung) des Fehlerbaums erleichtert.

Ausfälle nach A oder B entfallen dann, wenn sie an der betrachteten Komponente aus physikalisch/technischen Gründen nicht auftreten können. Verbleibt nur das Primärereignis, endet die Entwicklung des betreffenden Fehlerbaumzweigs.

Die Modellierung von Sekundärausfällen und kommandierten Ausfällen wird nachfolgend an zwei einfachen Beispielen gezeigt.

Der Fehlerbaum des Bild 3-2 behandelt das Versagen einer von zwei parallel verlaufenden Dampfleitungen. Neben dem spontanen Versagen der Dampfleitung 1 (Primärereignis x_1) besteht die Möglichkeit, dass die Dampfleitung 2 spontan versagt (Primärereignis x_2) und dabei zum Sekundärausfall der Dampfleitung 1 durch Beschädigung führt (Ereignis x_3).

Das Versagen der Dampfleitung 1 infolge des Bruchs der Dampfleitung 2 wird durch die bedingte Wahrscheinlichkeit für das Ereignis x_3 beschrieben. Dieses kann mit entsprechenden Modellen, in diesem Fall aus der Strukturmechanik und Thermofluidodynamik, bestimmt werden.

Bild 3-3 zeigt die Modellierung eines kommandierten Ausfalls. Es handelt sich um den Fehlerbaum für den Ausfall eines Regelventils.

Der kommandierte Ausfall kann durch den Ausfall der Ansteuerung (Ereignis x_2) oder durch den Ausfall der 400 V-Versorgung (Ereignis x_3) hervorgerufen werden. Das Primärereignis x_1 stellt den Primärausfall der Komponente selbst dar, wenn die sonstigen Einsatzbedingungen und Schnitt-

stellen erfüllt sind. Die Ereignisse x_2 und x_3 sind entsprechend der systemtechnischen Struktur weiterzuentwickeln.

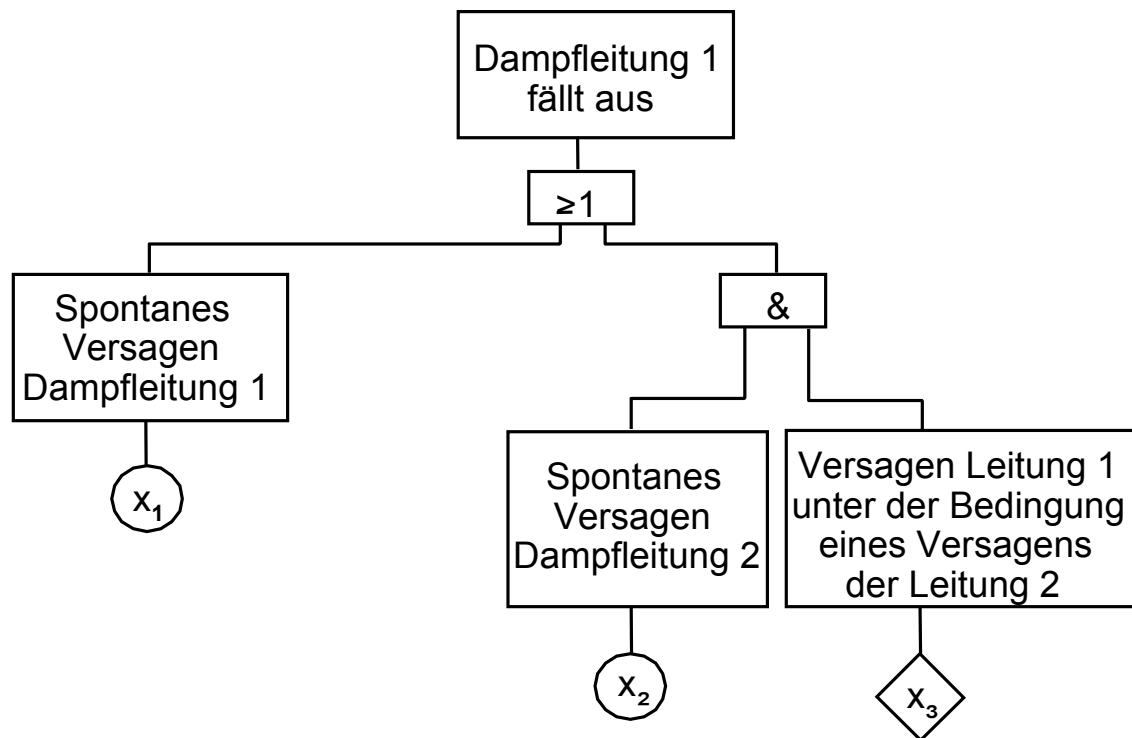


Bild 3-2: Fehlerbaummodellierung eines Sekundärausfalls

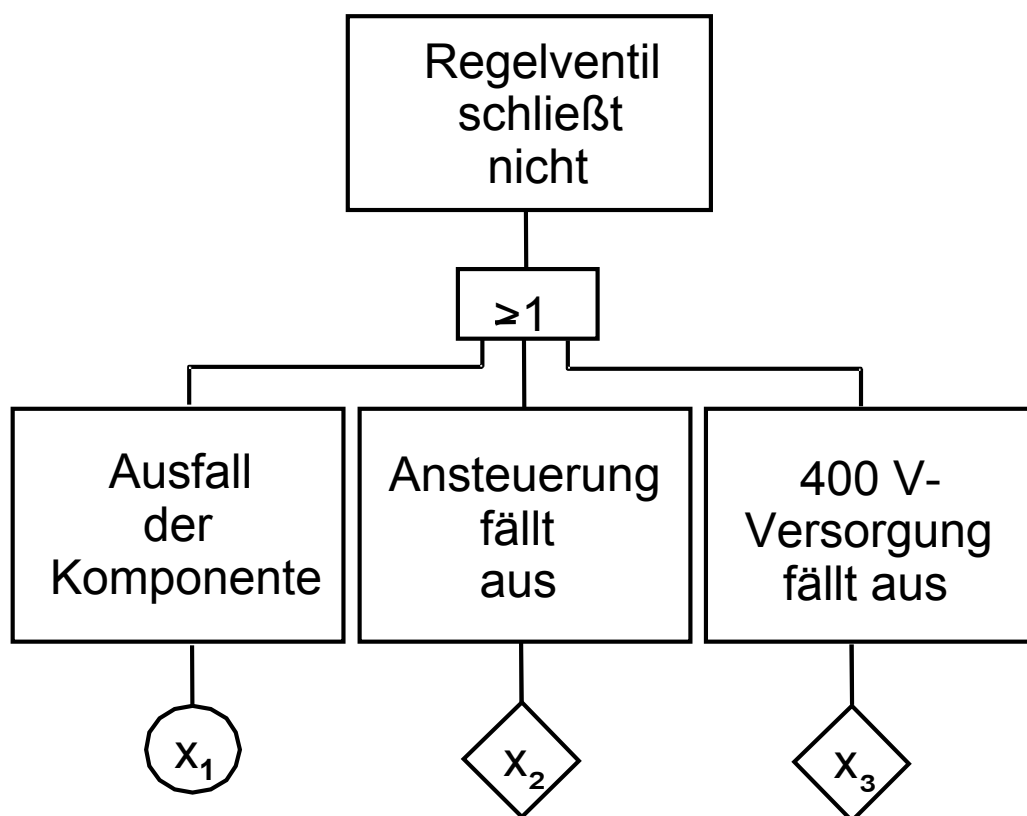


Bild 3-3: Fehlerbaummodellierung eines kommandierten Ausfalls

Übergeordnete Ausfallbedingungen

Störfallauswirkungen, Test, WKP, Inspektion, vorbeugende Wartung und Reparatur sind übergeordnete Ereignisse, die unmittelbar den Ausfall eines Teilsystems bewirken können. Derartige Ereignisse können ohne Komponentenbezug an übergeordneter Stelle in den Fehlerbaum eingebracht werden.

3.2.5.2 Hinweise zum Verfahren

Nachfolgend werden zusätzliche Verfahrenshinweise für die Fehlerbaumanalyse gegeben.

Betrachtungseinheit

Die im Fehlerbaum auftretenden Komponenten müssen hinsichtlich Wirkungsprinzip und Bauart, aber auch hinsichtlich ihrer Abgrenzung mit der Komponentenbeschreibung übereinstimmen, für die die anzuwendenden Ausfall- und Reparaturdaten gelten. Im Zweifelsfall ist zu klären, wo die Abgrenzung vorgenommen werden muss, z.B.:

- Ausfall Maschinentransformator
Sind im statistischen Datenmaterial Ausfälle von Bauelementen der Peripherie wie Kühlung, Bereitstellung des Kühlmediums, Spannungsregelung, Geräte der Überwachung und des Komponentenschutzes miteinbezogen?
- Ausfall Niederdruckpumpe
Sind im statistischen Datenmaterial Ausfälle von Hilfssystemen enthalten wie Sperrwasserzufuhr, Schmierölversorgung (wenn elektrisch: deren Motor, Leistungsschalter etc.), Geräte der Überwachung und des Komponentenschutzes?

Betriebsphasen

Sicherheitssysteme befinden sich während des Leistungsbetriebs der Anlage im Bereitschaftszustand und nehmen erst im Anforderungsfall den Sicherheitsbetrieb auf. Nur einzelne Teilsysteme von Sicherheitssystemen (Zwischenkühlkreislauf, Nebenkühlwasser) sind auch im Leistungsbetrieb der Anlage in Betrieb und bleiben dies auch im sicherheitstechnischen Anforderungsfall (durchlaufende Teilsysteme). Die Wahrscheinlichkeit dafür, im Anforderungsfall im erforderlichen Umfang verfügbar zu sein, hängt sowohl davon ab, ob das System zum Anforderungszeitpunkt den Sicherheitsbetrieb aufnehmen kann, als auch davon, ob das System nach dem Start über die erforderliche Betriebsdauer (Langzeitphase) verfügbar bleibt.

Die Wahrscheinlichkeit des Startversagens (Anforderungsunverfügbarkeit) wird durch das Ausfallgeschehen im Bereitschaftszustand bestimmt und durch die in der Kurzzeitphase nach dem Eintreten des Anforderungsfalls zu erfüllenden Systemanforderungen. Für die Ausfallraten der Komponenten ist der Betriebszustand der Bereitschaftsphase zu beachten. Während bei in Betrieb befindlichen Komponenten eine sofortige Ausfallerkennung gegeben ist (selbstmeldend), wird bei Komponenten im Stillstand die Zeitspanne für die Ausfallerkennung durch die Intervalle der wiederkehrenden Funktionsprüfungen bzw. durch regelmäßige betriebliche Anforderungen bestimmt.

Während der Langzeitphase gelten bei vergleichbaren Einsatzbedingungen die Ausfallraten für in Betrieb befindliche Komponenten. Bei erschwerten Bedingungen sind die Zuverlässigkeitskenngrößen entsprechend zu modifizieren. Die Ausfallerkennung ist selbstmeldend, aber Gegenmaßnahmen und Reparatur sind oft erschwert. Mit fortschreitender Zeit nach der Reaktorabschaltung nimmt die Nachzerfallsleistung und damit die zu erfüllenden Systemanforderungen ab. Dabei ist zu beachten, dass nach einem Störfall für lange Zeit die Abfuhr der Nachzerfallsleistung durch aktive Systeme sichergestellt werden muss.

Im Ereignisablaufdiagramm ist neben der Verzweigung in Richtung "Ausfall bei Anforderung" (Kurzzeitphase) an entsprechender Stelle auch die Verzweigung in Richtung "Ausfall während der erforderlichen Betriebsdauer" anzusetzen. Zu deren Berechnung sind unterschiedliche Fehlerbäume und Ausfall-, Fehlererkennungs- und Reparaturdaten anzuwenden. Auf eine Behandlung der Betriebsphase kann verzichtet werden, wenn die Nichtverfügbarkeit im Anforderungsfall von dominierendem Einfluss ist.

Detaillierungsgrad

Der Fehlerbaum ist so detailliert zu halten, dass die unter den oben aufgeführten "Ausfallursachen" angegebenen Modelldetails darstellbar sind. Dabei sind die Ausfallzusammenhänge, von denen mehrere redundante Teilsysteme betroffen sein können, besonders detailliert zu analysieren (kommandierte Ausfälle, Sekundärausfälle). Es gelten die im Abschnitt 3.2.5.1 getroffenen generellen Festlegungen. Zur Verdichtung der im Fehlerbaum enthaltenen Information und zur Vereinfachung der Berechnung kann die Zusammenfassung von Fehlerbaum-Abschnitten in Form von Modulen erfolgen (s.u.).

Betriebs- und Prüfstrategie

Die Verfügbarkeit von in Bereitschaft befindlichen Systemen der aktiven Sicherheitseinrichtungen hängt wesentlich von der Durchführung wiederkehrender Funktionsprüfungen und von Eingriffen der Betriebsmannschaft ab. Folgende Vorgänge kommen in Betracht:

- Überprüfung der Verfügbarkeit aller Redundanzen eines Systems anlässlich eines Reparaturvorgangs an einer der Redundanzen,
- Überprüfung gleichartiger Komponenten in redundanten Teilsystemen dann, wenn ein Ausfall festgestellt wird, bei dem eine redundanzübergreifende Ursache zugrunde liegen kann,
- Entscheidungen zur Lastreduktion oder zum Abfahren bei erkannten Ausfällen.

Dabei ist für die Fehlerbaumanalyse von solchen Eingriffen der Betriebsmannschaft auszugehen, die laut Betriebs- und Prüfhandbuch vorgesehen sind.

Weitere Eingriffsmöglichkeiten der Betriebsmannschaft ergeben sich während des sicherheitstechnischen Betriebs der Systeme in Form von Korrekturmaßnahmen, Schalthandlungen oder Stellmaßnahmen vor Ort. Diese Maßnahmen sind vom Zeitablauf und den technischen Möglichkeiten abhängig, s. hierzu "Betriebsphasen".

Ersatzkomponente, Modultechnik

Vielfach ist es zweckmäßig, Teile des Fehlerbaums zusammenzufassen. Z.B. können in einem wasserführenden System der Notkühlung die für die einzelnen Komponenten vorzusehende Ausfallart "Leckage nach außen" und die dafür zu bildenden Fehlerbaumeingänge (s. u. "Passive druckführende Komponenten"), soweit sie bezüglich ihres Erkennungs- und Reparaturmodus identisch sind, zu einer Ersatzkomponente (Sammelkomponente) mit entsprechender Ausfallrate zusammengefasst werden. Dies hat auch bezüglich des Berechnungsverfahrens Vorteile, weil sich die Anzahl der Minimalschnitte des Systems vermindert.

Entsprechend können auch größere Unterabschnitte eines Systems (Module des Fehlerbaums) separat ausgewertet werden. Der separat ausgewertete Abschnitt wird dann als Ersatzkomponente mit den entsprechenden Daten in das Systemmodell eingeführt. Treten in unterschiedlichen Fehlerbaumabschnitten identische Ereignisse auf, so dürfen diese nicht durch Modulbildung oder Bilden einer Sammelkomponente in unabhängige Ersatzkomponenten aufgehen. Von einigen Rechenprogrammen wird die Modulbildung automatisch vorgenommen (vgl. Anhang C).

Signalausfall/Fehlsignal

Die Steuerung der verfahrenstechnischen Komponenten ist hinsichtlich der möglichen Ausfallursachen zu analysieren, entweder explizit im Fehlerbaum oder in Form der Ersatzkomponente, die

sich aus der Summe der Baugruppen zusammensetzt; Baugruppen, die durch Einzelausfall den Signalkanal blockieren. Vermaschungen, z.B. in der Anreegeebene, sind davon unabhängig im Fehlerbaum explizit zu modellieren.

Komponentenschutz

Anregesignale aus dem Reaktorschutz blockieren vielfach Komponentenschutzsignale der betrieblichen Steuerung. Treten dabei unzulässige Betriebszustände von Komponenten, z.B. von Leistungsantrieben auf, erfolgt keine Schutzabschaltung. Schutzabschaltungen werden im Allgemeinen erst durch Überstrom am Leistungsschalter ausgelöst. Die sich aus diesen Zusammenhängen ergebenden Ausfallzustände von Komponenten sind im Hinblick auf komponentenübergreifende Auswirkungen zu untersuchen.

Passive druckführende Komponenten

Für passive druckführende Komponenten sind Ausfallraten für die Ausfallart "Leckage" bekannt.

Derartige Ausfälle führen nicht unmittelbar zum Versagen des betreffenden Systems, vielmehr kann davon ausgegangen werden, dass trotz einzelner Leckagen die Funktion im Anforderungsfall erfüllt wird. Eine Nichtverfügbarkeit tritt dann auf, wenn

- die Leckage festgestellt wird und das System zum Zweck der Reparatur stillgelegt (freigeschaltet) wird; sie erstreckt sich lediglich über die anzusetzende Reparaturdauer,
- an der Leckstelle durch Aufbringen der Betriebslast (beim Start des Systems) ein Bruch entsteht. Im System liegt dann eine latente Schädigung vor, die im Anforderungsfall einen Ausfall bedeuten würde. Das Erkennen dieses Ausfallzustandes erfolgt bei der nächsten wiederkehrenden Funktionsprüfung.

Das Versagen von Gebäuden, Stützelementen und der Bruch von Rohrleitungen werden in der Regel auf Grund ihrer geringen Eintrittswahrscheinlichkeit nicht im Fehlerbaum behandelt.

Störfallauswirkungen

Für die Fehlerbaumentwicklung ist zu untersuchen, ob durch den zu beherrschenden Störfall unmittelbar Ausfallursachen für das zu betrachtende System auftreten. Beispiele hierfür sind:

1. Wirkungsloses Freisetzen des eingespeisten Notkühlwassers am Leck im Kühlmittelverluststörfall
2. Frischdampfleitungsbruch mit Dampffreisetzung und als Folge hohe Umgebungstemperaturen, die sich in Anlagenbereichen ausbreiten, in denen sicherheitstechnische Komponenten angeordnet und hiergegen nicht ausgelegt sind:
 - Aggregate
 - Messgeräte
 - Signalleitungen
 - Kabel der E-Anlage
3. Speisewasserleitungsbruch mit Dampffreisetzung (Folgen wie Ziffer 2)
4. Speisewasserleitungsbruch mit Wasserfreisetzung (Volumen des Speisewasserbehälters, nachspeisende Systeme beachten) und Überflutung von sicherheitstechnischen Komponenten
5. Auftreten von Folgeschäden in der Umgebung durch Schlagen der Leitung oder Impulskräfte des ausströmenden Mediums bei Brüchen von Rohrleitungen

6. Räumliche Aufstellung

- Raum
- Ebene
- Gebäude

7. Umgebungsbedingungen im Normalfall, im Störfall und bei Stöorzuständen

- Temperaturen - Hitze oder Frost
- Feuchte
- Staub
- Erschütterungen

8. Überflutung, Lastabsturz, Brand

9. Ausfall von nicht notstromgesicherten Komponenten im Notstromfall

Systemzusammenhänge

Folgende beispielhaft zusammengestellte Systemzusammenhänge sind zu berücksichtigen:

- Gemeinsame Medienversorgung
 - Kühlmedien wie Kühlwasser, Kühllöl, Luft, Gase
 - Steuermedien wie Hydrauliköl, Steueröl, Steuerluft
 - Schmiermedien wie Schmieröl, Schmierwasser, Fett
 - Spül- und Sperrmedien wie Sperrwasser, Spülwasser, Spülluft, Dichtöl, Sperrgas, Lüftung
- Elektrotechnische Versorgung
- Regelungen
- Verriegelungen
 - Schutzkriterien
 - Ein-, Zu-, Ausschaltsignale, Grenzwerte

Überwachungen

Komponenten, deren Bereitschaftszustand überwacht wird, zeichnen sich durch selbstmeldende Ausfallerkennung aus. Vielfach sind die Überwachungseinrichtungen selbst so aufgebaut, dass ein großer Teil der dort denkbaren Ausfälle selbstmeldend ist. Überwachungen, bei denen nicht selbstmeldende Ausfälle möglich sind, sind hinsichtlich ihres Prüfintervalls zu überprüfen. Die Ausfallerkennung der überwachten Komponente ist abhängig vom Zustand der Überwachung zu behandeln. Detailuntersuchungen können unter Anwendung geeigneter Analysetechniken, z.B. Markoff-Prozesse, erfolgen.

3.2.6 Literatur

- /BMFT 79/ Der Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) (Hrsg.):
Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke,
Verlag TÜV Rheinland, Köln, 1979,
ISBN 3-921059-67-4
- /BMFT 90/ Der Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) (Hrsg.): Deutsche Risi-
kostudie Kernkraftwerke, Phase B,
Verlag TÜV Rheinland GmbH, Köln, 1990,
ISBN 3-88585-809-6
- /DAT 05/ Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke:
Daten zur Quantifizierung von Ereignisablaufdiagrammen und Fehlerbäumen,
BfS-SCHR-38/05
- /DIN 25424/ DIN Deutsches Institut für Normung e. V.:
Fehlerbaumanalyse; Methode und Bildzeichen, DIN 25424-1, Teil 1,
Beuth Verlag, Berlin, September 1981
- /DIN 25448/ DIN Deutsches Institut für Normung e. V.:
Ausfalleffektanalyse (Fehlermöglichkeits- und Einfluss-Analyse),
DIN 25448,
Beuth Verlag, Berlin, Mai 1990
- /VES 81/ W. E. Vesely et al.:
Fault Tree Handbook,
NUREG-0492, January 1981
- /WASH 75/ US Nuclear Regulatory Commission (Hrsg.):
Reactor Safety Study:,
An Assessment of Accident Risks in US Commercial Nuclear Power Plants,
WASH-1400 (NUREG-75/014), October 1975

3.3 ABHÄNGIGE AUSFÄLLE

3.3.1 Einführung

In einer Fehlerbaumanalyse sind neben unabhängigen Komponentenausfällen abhängige Ausfälle zu behandeln. Deren Auswirkungen auf die Zuverlässigkeit sind besonders gravierend, wenn sie mehrere redundante Komponenten betreffen und so auftreten, dass die ausgefallenen Zustände bei einer Anforderung gleichzeitig vorliegen.

Die bereits in Abschnitt 3.2.5 eingeführten Sekundärausfälle und kommandierten Ausfälle können zu abhängigem Ausfallverhalten führen, wenn z.B. mehrere redundante Komponenten von derselben, nicht erfüllten Schnittstelle oder derselben unzulässigen Einsatzbedingung betroffen sind (vgl. Bild 3-2 und Bild 3-3).

Bild 3-4 ist eine Erweiterung von Bild 3-3. In diesem Beispiel „kommandiert“ der Ausfall der 400 V-Versorgung (Ereignis X_3) den abhängigen Ausfall beider Ventile. Wird in diesem Fall bei geöffneten Ventilen die Sicherheitsfunktion „Durchfluss absperrn“ angefordert, so ist diese nicht verfügbar. Um eine möglichst zutreffende Wahrscheinlichkeitsbewertung in der Systemstruktur vorliegender, abhängiger Ausfälle zu erreichen, sind Sekundärausfälle und kommandierte Ausfälle so weit wie möglich durch eine detaillierte Fehlerbaumanalyse zu erfassen. Zusätzlich zu diesen abhängigen Ausfällen können Funktionsausfälle zweier oder mehrerer ähnlicher oder baugleicher Komponenten auf Grund einer in den Komponenten vorhandenen gemeinsamen Ursache auftreten. Gemäß /DIN 25424/ werden diese im Folgenden gemeinsam verursachte Ausfälle (GVA) genannt.

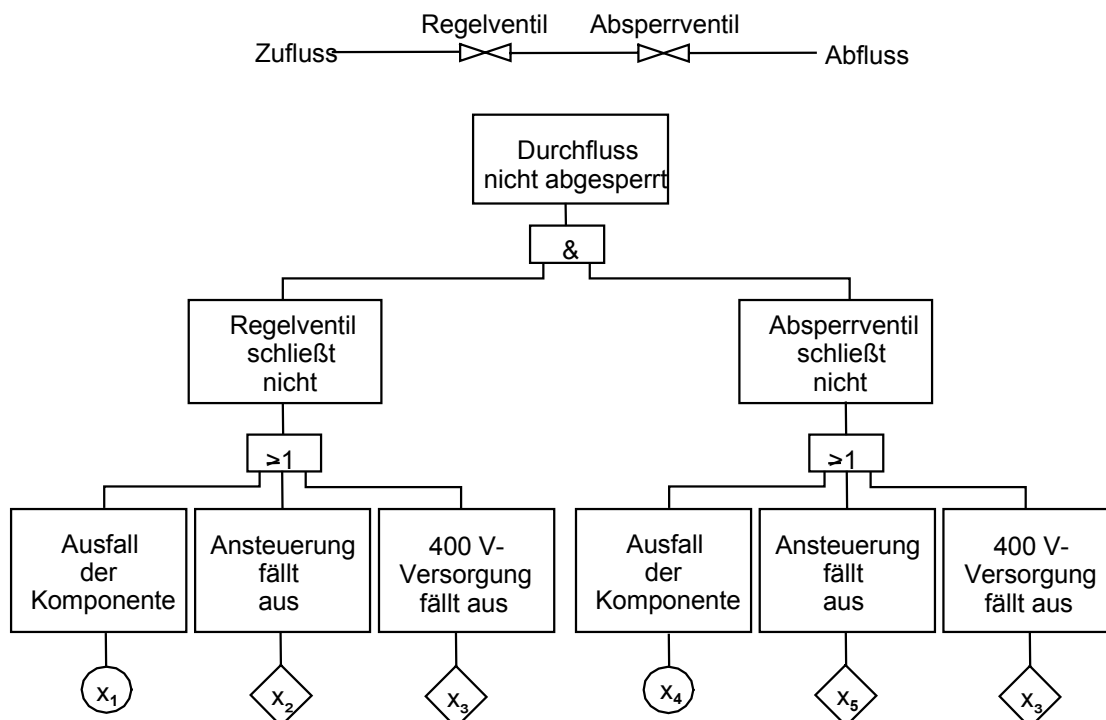


Bild 3-4: Fehlerbaummodellierung eines kommandierten abhängigen Ausfalls

Sie gehen im Allgemeinen ebenfalls als Primärereignisse neben den unabhängigen Ausfällen der betroffenen Komponenten in die Fehlerbäume ein. Ihre Bewertung erfolgt durch Nutzung parametrischer Modelle mit Parameterschätzung auf der Basis der Betriebserfahrung.

Bild 3-5 gibt einen Überblick über den Ablauf der Analyse.

In den folgenden Abschnitten werden dazu die Randbedingungen für die vor der Quantifizierung durchzuführende qualitative Analyse angegeben und die grundsätzliche Vorgehensweise zur Quantifizierung von GVA-Kenngrößen erläutert.

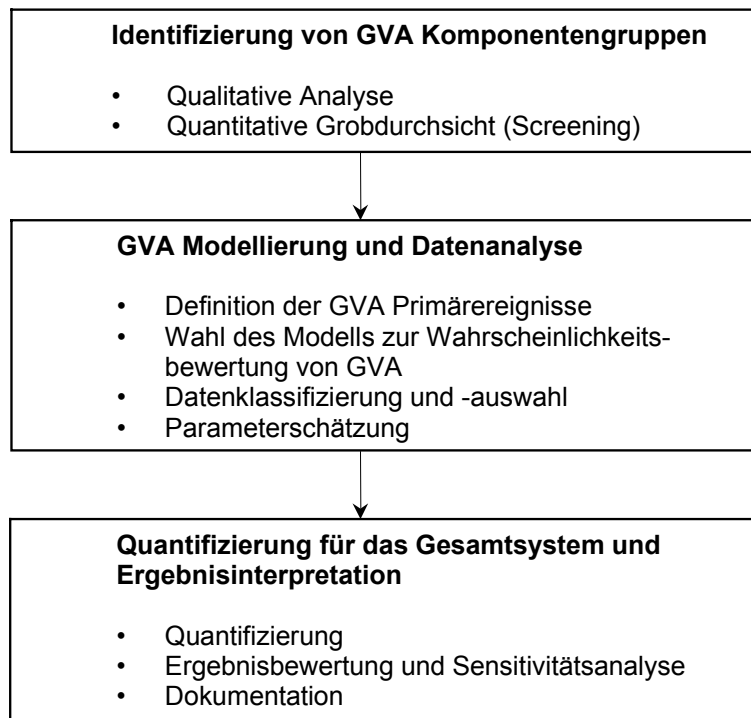


Bild 3-5: Überblick über den Ablauf einer GVA-Analyse in Anlehnung an /NUR 90/

3.3.2 Randbedingungen der Analyse

3.3.2.1 Qualitative Überlegungen

Vor einer Quantifizierung der GVA muss eine qualitative Analyse durchgeführt werden mit dem Ziel, diejenigen Gruppen von Komponenten zu identifizieren, die von einem gemeinsam verursachten Ausfall betroffen sein können. Dabei sind insbesondere solche Komponenten, die zueinander redundant sind, zu Gruppen zusammenzufassen, für die folgende Bedingungen zutreffen:

- Komponenten des gleichen Typs eines Herstellers bzw. gleichen Baumusters, insbesondere in Systemen mit gleichen Betriebsbeanspruchungen,
- Komponenten mit einzelnen typgleichen Betriebsmitteln eines Herstellers (bzw. gleichen Baumustern bei Auftragsfertigung) oder baugleichen Baugruppen bzw. funktionsentscheidenden Materialien; gegebenenfalls sind für diese Teile der Komponenten GVA getrennt anzusetzen,
- Komponenten, deren unabhängiges Verhalten wegen geringer Beiträge zur Systemnichtverfügbarkeit nicht modelliert wurde (z.B. passive Komponenten, wie z.B. Verstopfung von Filtern), sind trotzdem hinsichtlich eines möglichen GVA-Beitrages anhand der Betriebserfahrung zu betrachten und gegebenenfalls zu berücksichtigen.

Die Komponente wird in der Regel so abgegrenzt, dass sie den elektrischen Abzweig und die Betätigungs- und Vorrangbausteine in leittechnischer Ansteuerung enthält. Die elektrischen Abzweige und die leittechnischen Betriebsmittel sind zumeist typgleich und daher in Bezug auf GVA in einer Betriebsmittelgruppe zusammenzufassen. Hierbei ist die Möglichkeit eines übergreifenden GVA unter Berücksichtigung der Betriebserfahrung zu prüfen. Dabei ist jedoch der Anteil, der sich aus der Gleichartigkeit der Einstellung und Belastung ergibt, der jeweiligen Komponentengruppe zuzurechnen. Bei der Grenzziehung ist darauf zu achten, dass es nicht zu mehrfacher Berücksichtigung desselben Ereignisses kommt.

3.3.2.2 Verwendbare Betriebserfahrungen für die Quantifizierung

In Fehlerbaumanalysen werden Eintrittswahrscheinlichkeiten dafür benötigt, dass k von r Redundanten einer bestimmten GVA-Gruppe auf Grund einer gemeinsamen Ursache gleichzeitig nicht funktionsfähig sind. Von Bedeutung sind insbesondere Ausfälle hoher Redundanzgrade. Ausfallkombinationen mit einer geringeren Zahl ausgefallener Redundanten fallen i.a. weniger ins Gewicht, weil sie häufig nur in Verbindung mit weiteren unabhängigen Ausfällen zu Systemausfällen führen.

Eine direkte statistische Schätzung der Eintrittswahrscheinlichkeiten erweist sich in vielen Fällen als schwierig, weil in der Regel für das betrachtete System in der Anlage und zumeist auch für gleichartige Systeme in anderen Anlagen Ausfälle aller zu bewertenden Redundanzgrade nicht beobachtet wurden. Die Anwendung von Null-Fehler-Statistiken führt im Allgemeinen wegen zu kurzer beobachteter Betriebszeiten zu unrealistisch hohen Zahlenwerten.

Als Informationsquellen über verwertbare Betriebserfahrung mit GVA kommen zum einen solche Quellen in Frage, die keine speziellen GVA-Ereignissammlungen sind, aus denen die relevanten GVA-Ereignisse herausgefiltert werden müssen, wie z.B.

- anlagenspezifische Instandhaltungs- und Qualitätsdokumentation, Störungs- und Betriebsberichte,
- meldepflichtige Ereignisse aus deutschen Kernkraftwerken,
- Ereignisberichte aus internationalen Meldesystemen (z.B. IRS der OECD, US-Licensing Event Reports (LER), Nuclear Power Experience (NPE)).

Daneben wird im Rahmen des International Common Cause Failure Data Exchange Projekts ICDE der OECD/NEA eine Datenbank aufgebaut, in der Berichte über GVA-Ereignisse und potentielle GVA-Ereignisse zu ausgewählten PSA-relevanten Komponentenarten gesammelt werden /NEA 04/. Die ICDE-Datenbank enthält Betriebserfahrung mit GVA aus fast allen westlichen Ländern, die Kernkraftwerke betreiben. Bisher sind Ereignisse zu den Komponentenarten

- Kreispumpen
- Notstromdieselgeneratoren
- motorbetätigte Absperrarmaturen
- Sicherheits- und Entlastungsventile
- Rückschlagarmaturen
- Batterien

über einen Zeitraum von wenigstens fünf Jahren erfasst worden. Zusammenfassende generische Auswertungen zu den beobachteten GVA-Phänomenen sind in /NEA 99/, /NEA 00/, /NEA 01/, /NEA 02/, /NEA 03/ und /NEA 03a/ veröffentlicht. Zugang zur ICDE-Datenbank selber hat nur derjenige, der mit eigener Betriebserfahrung zum Aufbau der Datenbank beiträgt, wobei Zugang für jeweils gleiche Komponentenarten und gleiche ausgewertete Beobachtungszeiträume gegeben

wird. In Deutschland nehmen alle Betreiber von Kernkraftwerken über die im Auftrag des BMU beteiligte GRS am ICDE-Projekt teil.

Die aus dem Betrieb von Kernkraftwerken vorliegenden Erfahrungen mit Ausfällen auf Grund einer gemeinsamen Ursache sind auf die in einer Analyse zu bewertenden Fälle häufig nicht direkt übertragbar, weil

- nach einem GVA mit einer gewissen Wahrscheinlichkeit die Ursache erkannt und behoben wird, so dass eine Wiederholung an der gleichen Komponentengruppe mit exakt der gleichen Schadensursache unwahrscheinlicher wird,
- die Betriebserfahrung in der zu untersuchenden Anlage wegen der geringen Eintrittshäufigkeit in der Regel nicht ausreicht und deshalb Ausfälle einbezogen werden müssen, die in anderen Anlagen an Systemen auftraten, die gegenüber den in der Analyse interessierenden Systemen Unterschiede aufweisen,
- häufig andere Ausfallkombinationen als die zu beurteilenden auftraten.

Aus diesen Gründen kann die Auswahl von beobachteten Ereignissen für die Quantifizierung von GVA-Ausfallwahrscheinlichkeiten nur auf der Grundlage einer technischen Bewertung erfolgen. Dabei ist stets zu beurteilen, ob und in welcher Weise ein beobachteter Ausfall auf die Verhältnisse der zu untersuchenden Anlage übertragbar ist, und häufig, mit welcher Wahrscheinlichkeit er zu einer anderen Ausfallkombination (z.B. 4v4) als der beobachteten (z.B. 2v3) führen kann. Dabei sind auch Einzelausfälle einzubeziehen, wenn sie ein für GVA typisches Schadensbild aufweisen. Dies wären beispielsweise Ausfälle einer Komponente innerhalb einer redundanten Gruppe, wenn dasselbe Schadensbild an anderen Komponenten der Gruppe, die aber nicht ausgefallen sind, beobachtet wurde. Zu prüfen ist dann, ob gleichzeitige Nichtverfügbarkeit möglich oder auszuschließen war.

3.3.2.3 Beurteilung der grundsätzlichen Übertragbarkeit

Die Untersuchung aufgetretener GVA zeigt, dass diese zumeist auf sehr spezifische Eigenschaften der betroffenen Einrichtungen zurückzuführen sind. Beispielsweise können Korrosionserscheinungen u.U. nur bei einer speziellen Materialpaarung und ganz bestimmten chemischen Eigenschaften des umgebenden Mediums auftreten. In der Regel liegen dieselben Verhältnisse wie in dem beobachteten Fall bei dem in der Fehlerbaumanalyse zu betrachtenden System nicht oder nicht mehr vor, so dass der beobachtete GVA in derselben Weise dort nicht auftreten kann. Werden strenge Kriterien an die Übertragbarkeit angelegt, scheiden damit die meisten beobachteten Ausfälle für eine Bewertung bei einer durchzuführenden PSA aus. Es stellt sich deshalb die Frage, wo die Grenze zwischen zu berücksichtigenden und nicht mehr zu berücksichtigenden Ereignissen zu ziehen ist. Ein Ereignis ist zu berücksichtigen, wenn beide folgenden Bedingungen erfüllt sind:

- die betroffenen technischen Einrichtungen müssen eine ausreichende Ähnlichkeit mit den in der Analyse zu betrachtenden aufweisen und
- die beobachteten oder ähnliche Fehlermechanismen dürfen bei den in der Analyse zu betrachtenden Systemen nicht derart unwahrscheinlich oder gar ausgeschlossen sein, dass die Übertragung zu einer Fehlbeurteilung führt.

Die Möglichkeit von Fehlbeurteilungen wird dadurch geringer, dass man die Abschätzung nicht auf der Ebene komplexer Systemfunktionen durchführt, sondern auf der Ebene von Komponenten oder Betriebsmitteln, die nach vergleichbaren Funktionsprinzipien arbeiten und ähnlich aufgebaut sind. Um eine genügende Anzahl von Beobachtungen zu erhalten, ist es zulässig, in geeigneter Weise auch unterschiedliche Bauarten zusammenzufassen.

Für die Beurteilung, ob ein beobachteter Ausfallmechanismus für das in der Analyse zu betrachtende System zu berücksichtigen oder auszuschließen ist, ist es zweckmäßig, zwischen der unmittelbaren Ausfallursache und der generischen Ursache zu unterscheiden. Unmittelbare Ausfallursachen können beispielsweise Korrosion, Verstopfung von Leitungen, Gaseinschlüsse in flüssigkeitsführenden Leitungen, Fehleinstellung von Geräten etc. sein. Jede dieser unmittelbaren Ursachen kann ihrerseits durch verschiedene generische Ursachen hervorgerufen werden. Hierbei handelt es sich um Mängel der Auslegung, der Betriebsüberwachung, der Instandhaltung etc. Die generische Ursache für einen Ausfall durch Korrosion wäre beispielsweise die Wahl eines ungeeigneten Materials oder die Verwendung inkompatibler Materialien bei der Auslegung oder ungeeigneter Betriebsstoffe bei der Instandhaltung.

Ein beobachtetes Ereignis ist dann zu berücksichtigen, wenn in dem betrachteten System das beobachtete Phänomen, z.B. Korrosion, auftreten könnte. Es ist nicht zu berücksichtigen, wenn die unmittelbare Ausfallursache mit ausreichender Sicherheit auszuschließen ist. Die dabei erforderliche Bewertung ist mit Unsicherheiten behaftet. Die Anwendung von Cause-Defense-Methoden kann für diese Bewertung hilfreich sein (Maßnahmen zur Verhinderung von GVA /NUR 90/).

3.3.2.4 Fehlerentdeckung

Die Zeit, während der ein Komponentenausfall unentdeckt bleiben kann, ist für die quantitative Bewertung von GVA aus zwei Gründen von großer Bedeutung. Zum einen hängt die Wahrscheinlichkeit dafür, dass ein GVA in einem System und ein Anforderungsfall des Systems zusammenreffen, von der Zeit zwischen Ausfall und Entdeckung ab. Zum anderen erhöht sich bei einer Reihe von Ursachen wie Verschmutzung, Korrosion, Verkleben, Verschleiß etc., die erst nach einer gewissen Zeitdauer zu einem Komponentenausfall führen, die Eintrittswahrscheinlichkeit eines GVA mit der Zeitdauer zwischen zwei Anforderungen (Funktionsprüfung oder Systemanforderung). Bei versetzter Prüfung redundanter Stränge kann je nach Fehlermechanismus bereits der Ausfall der ersten Komponente oder sogar eine sich erst anbahnende Beeinträchtigung als möglicher GVA erkannt und behoben werden, wodurch der gleichzeitige Ausfall mehrerer Komponenten durch GVA verhindert wird.

Aus den genannten Gründen sind Unterschiede in Art und Häufigkeit der Instandhaltung, insbesondere von Prüfungen und sonstigen Fehlerentdeckungsmöglichkeiten, zu berücksichtigen. Wird beispielsweise bei mehreren Armaturen, die jährlich geprüft werden, Schwergängigkeit auf Grund von Korrosion festgestellt, dann ist dies auf ein System, das strangweise wöchentlich geprüft wird, nur unter Berücksichtigung der Korrosionsfortschrittsgeschwindigkeit übertragbar.

Von besonderer Wichtigkeit ist in diesem Zusammenhang, ob die Anforderungen oder Prüfungen geeignet sind, die Ausfälle aufzudecken. Zum Beispiel können notwendige Stellkräfte bei Armaturen stark vom Betriebszustand der Anlage bei der Betätigung abhängen. Die Zeit bis zur Fehlerentdeckung kann demnach nicht generell mit der Zeit zwischen zwei Prüfungen gleichgesetzt werden.

Ist ein Teil der GVA-Ausfälle nicht mit den regelmäßigen Funktionsprüfungen zu erkennen, so sollten anteilige Ansätze mit unterschiedlichen Fehlerentdeckungszeiten in die Berechnungen einbezogen werden.

3.3.3 Modelle zur Quantifizierung von GVA

Im Anschluss an die beschriebene ingenieurmäßige Bewertung von GVA können die quantitative Modellierung und Quantifizierung erfolgen. Hierzu sind zahlreiche Modelle entwickelt worden. In Anhang D sind wichtige Modelle angeführt.

Entscheidende Bedingung für die Anwendung dieser Modelle ist eine ausreichende Abstützung der Modellparameter auf Betriebserfahrungen.

3.3.4 Literatur

- /DIN 25424/ DIN Deutsches Institut für Normung e. V.:
Fehlerbaumanalyse; Methode und Bildzeichen, DIN 25424-1, Teil 1,
Beuth Verlag, Berlin, September 1981
- /NEA 99/ OECD/NEA, Committee on the Safety of Nuclear Installations:
ICDE Project Report on Collection and Analysis of Common-Cause Failures of
Centrifugal Pumps,
NEA/CSNI/R(99)2, Paris, September 1999
- /NEA 00/ OECD/NEA, Committee on the Safety of Nuclear Installations:
ICDE Project Report on Collection and Analysis of Common-Cause Failures of
Emergency Diesel Generators,
NEA/CSNI/R(2000)20, Paris, February 2001
- /NEA 01/ OECD/NEA, Committee on the Safety of Nuclear Installations:
ICDE Project Report on Collection and Analysis of Common-Cause Failures of Mo-
tor Operated Valves,
NEA/CSNI/R(2001)10, Paris, July 2001
- /NEA 02/ OECD/NEA, Committee on the Safety of Nuclear Installations:
ICDE Project Report on Collection and Analysis of Common-Cause Failures of
Safety and Relief Valves,
NEA/CSNI/R(2002)19, Paris, October 2002
- /NEA 03/ OECD/NEA, Committee on the Safety of Nuclear Installations:
ICDE Project Report: Collection and Analysis of Common-Cause Failures of Check
Valves,
NEA/CSNI/R(2003)15, Paris, May 2003
- /NEA 03a/ OECD/NEA, Committee on the Safety of Nuclear Installations:
ICDE Project Report: Collection and Analysis of Common-Cause Failures of Batter-
ies,
NEA/CSNI/R(2003)19, Paris, September 2003
- /NEA 04/ OECD/NEA, Committee on the Safety of Nuclear Installations:
Technical Note on the ICDE General Coding Guidelines,
NEA/CSNI/R(2004)4, Paris, January 2004
- /NUR 90/ US Nuclear Regulatory Commission (Hrsg.):
A Cause-Defense Approach to the Understanding and Analysis of Common Cause
Failures,
NUREG/CR-5460, February 1990

3.4 PERSONALHANDLUNGEN

3.4.1 Aufgabenstellung

Neben der systemtechnischen Analyse stellt die probabilistische Analyse von Maßnahmen des Betriebspersonals einen wesentlichen Bestandteil der PSA dar. Dabei besteht die Zielsetzung, Personalhandlungen zu identifizieren und probabilistisch zu bewerten, die die ergebnisrelevanten Sequenzen der PSA beeinflussen. Zur Bestimmung des Beitrags von Personalhandlungen in den Ereignisabläufen ist eine Analyse mit eigenständiger Methodik erforderlich, die HRA (Human Reliability Analysis) genannt wird. Für die Durchführung einer HRA stehen zahlreiche Methoden zur Verfügung, die, z.B. in /SWA 89/ und /HEN 95/, einer vergleichenden Bewertung unterzogen wurden.

Für einen Ereignisablauf relevante Personalhandlungen können vor einem Ereignis erfolgt sein (latente Einflussfaktoren, s. /REA 90/) oder während des Ereignisablaufs geforderte Aktivitäten (Maßnahmen, Aktionen) des Personals (aktiver Beitrag zum Ereignis) betreffen. Latente Einflussfaktoren (z.B. Arbeitsmittelgestaltung, Ressourcenbereitstellung, Training) und andere Einflüsse (z.B. situationsspezifische) werden bei der Analyse durch leistungsbeeinflussende Einflussfaktoren (Performance Shaping Factors - PSFs) erfasst.

Die im Zuge eines Ereignisablaufs geforderten Funktionen können in verschiedener Weise von unmittelbar mit dem Ereignis in Beziehung stehenden Personalhandlungen abhängen. Die gemäß den nachfolgenden Erläuterungen zu betrachtenden Personalhandlungen ergeben sich aus der PSA-Systemanalyse.

Zu unterscheiden sind folgende Handlungskategorien:

- (A) Personalhandlungen vor Eintritt eines auslösenden Ereignisses während des bestimmungsgemäßen Betriebs der Anlage,
- (B) Personalhandlungen, die ein auslösendes Ereignis zur Folge haben; insbesondere jene, die zusätzlich den Ausfall sicherheitsrelevanter Systeme verursachen,
- (C) Personalhandlungen nach Eintritt eines auslösenden Ereignisses.

Die Kategorie A betrifft Personalhandlungen bei Instandhaltungsvorgängen, die unbeabsichtigt die Verfügbarkeit der benötigten Systemfunktionen beeinträchtigen können. Es ist zu unterscheiden zwischen Fehlhandlungen, die bei der Ermittlung komponentenspezifischer Zuverlässigkeitskenngrößen erfasst werden, da sie zu Komponentenausfällen führen, und Fehlhandlungen, deren Konsequenzen in den Zuverlässigkeitskenngrößen nicht enthalten sind (Grundstellungsfehler oder andere Fehler nach Instandhaltung). Fehlhandlungen, die die Verfügbarkeit benötigter Systeme einschränken und nicht in den Zuverlässigkeitskenngrößen enthalten sind, sind bei der Ereignis-/Fehlerbaumanalyse zu berücksichtigen. Methodische Hinweise hierzu gibt Anhang E, Abschnitt E2.1. Für die im Normalbetrieb, außerhalb eines Ereignisablaufs stattfindenden Wartungs- oder Instandhaltungsvorgänge ist zu beachten: im Regelfall legen betriebliche Wartungs-, Prüf- und QSVorschriften fest, dass betriebliche Instandhaltungsvorgänge durch einen Prüfvorgang abgeschlossen werden. Wie in Anhang E, Abschnitt E2.1 ausgeführt, wird unterstellt, dass die betroffenen Komponenten nach Abschluss der Prüfung in der Regel den Gutzustand einnehmen und somit der Beitrag von Fehlhandlungen zur Nichtverfügbarkeit der Komponente vernachlässigbar ist. Dies ist dann der Fall, wenn nach dem Instandhaltungsvorgang zeitnah und personalunabhängig eine Funktionsprüfung durchgeführt wird, die alle relevanten Funktionen der betroffenen Komponenten umfasst.

Zur Kategorie B gehören Personalhandlungen, die ein auslösendes Ereignis zur Folge haben, z.B. Ausfall der Hauptwärmesenke als Folge einer fehlerhaften Personalhandlung. Für auslösende Er-

eignisse, deren Eintrittshäufigkeiten aus der Betriebserfahrung ermittelt werden, sind diese Personalhandlungen in den ermittelten Eintrittshäufigkeiten bereits berücksichtigt. Für auslösende Ereignisse, deren Häufigkeiten nicht aus der Betriebserfahrung abgeleitet werden können, sind diese Handlungen zu untersuchen und bei der Ermittlung der Häufigkeiten zu berücksichtigen.

Innerhalb der Kategorie C wird gemäß /IAEA 95/ zwischen drei Typen unterschieden:

- (C1) Sicherheitsmaßnahmen auf der Grundlage von Anweisungen² (procedural safety action),
- (C2) [die Situation] verschlimmernde Maßnahmen/Fehler (aggravating actions/errors),
- (C3) nicht geplante Korrektur/Reparatur-Maßnahmen (improvising recovery / repair actions).

Für die Bewertung von zum Typ C1 gehörigen Handlungen stehen bereits hinreichend erprobte Methoden - insbesondere THERP (Technique of Human Error Rate Prediction) nach /SWA 83/ - zur Verfügung. Angesichts des Mangels an belastbaren Methoden zur Analyse der Typen C2 und C3 wird im Rahmen des vorliegenden Dokuments lediglich die Analyse von Handlungen des Typs C1 behandelt. Bei der Analyse einer Handlung vom Typ C1 sind Auslassungsfehler (Handlung oder Teilhandlung nicht eingeleitet) und Ausführungsfehler (eingeleitete Handlung und Teilhandlung falsch ausgeführt, z.B. Verwechslungs-Fehler, Reihenfolge-Fehler, Zeitpunkt-Fehler) zu berücksichtigen, die zum Versagen der Maßnahme selber führen. Ausführungsfehler bei einer Maßnahme können auch zu Auswirkungen führen, die schlimmer sind als wäre die Maßnahme unterblieben.

Zum Typ C1 gehören Handlungsbereiche, die im Rahmen von Analysen auf der Grundlage dieses Methodenbandes bzw. der angegebenen Literaturquellen mit den nachfolgend beschriebenen Methoden näher zu untersuchen und zu quantifizieren sind.

Unterschieden werden:

- Operateurmaßnahmen, die im Zuge eines Störfallablaufs auslegungsgemäß vorgesehen und i.a. im Betriebshandbuch ausgewiesen sind; dazu gehören Personalhandlungen, sei es in der Warte oder vor Ort, die auf der Grundlage von schriftlichen Betriebsanweisungen erfolgen, die als regelbasiert eingestuft werden können,
- Maßnahmen, die ergriffen werden, um ausgefallene Funktionen der Sicherheitssysteme wieder bereitzustellen (Ersatzhandlungen, z.B. Betätigung von Leistungsschaltern vor Ort, Betätigung von Armaturen von Hand, kurzfristige Reparatur, die im Zuge eines Ereignisablaufs möglich ist), wenn sie als regelbasiert³ eingestuft werden können,
- Maßnahmen, die im Zuge eines Ereignisablaufs dann vorgesehen sind, wenn auslegungsüberschreitende Anlagenzustände eintreten, und im Notfallhandbuch ausgewiesen sind (Notfallmaßnahmen); bei Behandlung von Notfallmaßnahmen in der PSA sind auch die entsprechenden Personalhandlungen zu berücksichtigen.

Das Reaktorschutzsystem verhindert weitgehend Fehler des Typs C2 und begrenzt ggf. ihre Auswirkungen.

Bei Reparatur- und Ersatzmaßnahmen (Erläuterung s. Abschnitt E2.2 im Anhang E) dienen die Methoden der Analyse von Personalhandlungen zur Ermittlung der Wahrscheinlichkeit für den Misserfolg dieser Maßnahmen. Im Fehlerbaum der betreffenden Systemfunktion sind die jeweiligen Ausfallereignisse mit dem gleichzeitigen Misserfolg der Korrekturmaßnahmen zu ver-

² Fertigungs- bzw. regelbasiertes Verhalten

³ Zur Definition von ‚regelbasiert‘ vgl. folgenden Abschnitt 3.4.2

knüpfen (UND-Verknüpfung, s. Bild E-1). Einzelheiten zur Bewertung von Reparatur- und Ersatzmaßnahmen sind im Anhang E 2.2 enthalten.

Personalhandlungen, die im Rahmen der auslegungsgemäßen Störfallbehandlung oder als Notfallschutzmaßnahme vorgesehen sind, werden entweder als Ereignisbaumfunktion oder als Komponente im PSA-Fehlerbaum modelliert.

Sabotagehandlungen sind nicht Gegenstand der probabilistischen Analyse.

3.4.2 Klassifizierung von Verhaltensebenen

In probabilistischen Untersuchungen wird der Mensch als Systemkomponente betrachtet, der eine definierte Personalhandlung innerhalb einer vorgegebenen Zeit und innerhalb fester Toleranzgrenzen zu erfüllen hat. Gelingt dies nicht, so liegt eine Fehlhandlung vor. Gegenüber sonstigen Systemkomponenten ist der Mensch durch eine wesentlich größere Variabilität und Komplexität gekennzeichnet, die eine Beschreibung und Quantifizierung seines Verhaltens erheblich erschwert. Insbesondere komplexe Handlungsabläufe oder Entscheidungssituationen sind einer probabilistischen Behandlung nur schwer zugänglich.

Im Hinblick auf die Modellierung und Quantifizierung der Zuverlässigkeit von Personalhandlungen ist es erforderlich, diese zu klassifizieren.

Sie können in vielfältiger Form klassifiziert werden. Für die Klassifizierung nach /SWA 83/ lassen sich die Fehler der Personalhandlungen in Bezug auf deren wesentliche Auslösungsbedingungen prinzipiell in zwei Fehlerarten unterscheiden:

Fehler, die durch die Arbeitssituation bedingt sind, und Fehler, die durch individuelle Leistungsvoraussetzungen bestimmt sind.

Die HRA behandelt Einflussfaktoren der Arbeitssituation durch die Bestimmung von PSFs; ebenso werden individuelle Leistungsvoraussetzungen behandelt (z.B. Erfahrung, Training), die durch äußere Einflüsse beeinflusst werden können. Beiträge zu Fehlern auf Grund individueller Variabilität werden durch die Unsicherheitsbandbreite der Ergebnisse der vorgenannten Einflüsse abgedeckt.

Das Verhalten des Personals wird im Hinblick auf die Ebene des kognitiven Charakters unterschieden gemäß /SWA 83/, /RAS 79/, /RAS 86/ in:

- Fertigkeitsbasiertes Verhalten (skill-based behaviour)
Darunter wird ein häufig geübtes Verhalten verstanden, das nach Wahrnehmung der Eingangsinformation auf Grund der vorhandenen Erfahrung bzw. Übung quasi "automatische Verhaltensweisen auslöst" (Routinearbeiten, auch Maßnahmen nach erfolgter Diagnose bzw. erfolgter Wahrnehmung bzw. Erkennung).
- Regelbasiertes Verhalten (rule-based behaviour)
Darunter wird ein Verhalten verstanden, bei dem nach Erkennen der Eingangsinformation auf Grund bereits vorhandener Regeln die entsprechenden vorgeplanten Aktionen abgearbeitet werden (auch Maßnahmen nach erfolgter Diagnose). Regeln können schriftlich niedergelegt sein (u.a. im BHB, NHB) oder im Gedächtnis gespeichert (verinnerlicht, nachweislich häufig geübt / angewandt).
- Wissensbasiertes Verhalten (knowledge-based behaviour)
Darunter wird ein Verhalten in ungewohnten Situationen verstanden, die eine Problemlösung durch den Operateur erfordern. Nach Identifizierung der vorliegenden Merkmale einer Störfallsituation werden vom Betriebspersonal aus vorgegebenen Schutzzielen Handlungskomplexe definiert und die zu ihrer Ausführung nötigen Schritte geplant.

Handlungen des Typs C1 können mit Ausnahme der Diagnoseaufgaben den Verhaltensebenen „fertigkeitsbasiertes Verhalten“ oder „regelbasiertes Verhalten“ zugeordnet werden. Alle Diagnose- und Entscheidungsaufgaben sowie Handlungen des Typs C2 und C3 werden dem wissensbasierten Verhalten zugeordnet.

3.4.3 Methodik zur Quantifizierung

Im Rahmen ihres Anwendungsbereichs werden die international bewährten HRA-Verfahren ASEP (Accident Sequence Evaluation Program) /SWA 87/ zur abschätzenden und THERP (Technique of Human Error Rate Prediction) /SWA 83/ zur detaillierten Analyse für die Quantifizierung von Personalhandlungen empfohlen.

Einige Begriffsdefinitionen aus THERP sind im Anhang A enthalten. Einzelheiten zum Ablauf der Analyse und zur Methodenwahl - ergänzt durch ein Analysebeispiel - werden im Anhang E beschrieben.

3.4.4 Literatur

- /HEN 95/ W. Hennings, J. Mertens, B. Reer:
Methodik der Risikoanalyse für Kernkraftwerke,
Zürich: vdf Hochschulverlag AG, 1995
- /IAEA 95/ International Atomic Energy Agency:
Human Reliability Analysis in Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power
Plants,
Safety Series No. 50-P-10, Vienna, 1995,
ISBN 92-0-103395-8
- /RAS 79/ J. Rasmussen:
On the Structure of Knowledge - A Morphology of Mental Models in a Man Machine
Context,
RISØ/M-2192, Roskilde, Denmark, 1979
- /RAS 86/ J. Rasmussen:
Information Processing and Human-Machine Interaction,
North-Holland Publishing, New York, 1986
- /REA 90/ J. Reason:
Human Error,
Cambridge University Press, Cambridge, 1990
- /SWA 83/ A. D. Swain, H. E. Guttman:
Handbook on Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant
Applications,
Final Report, NUREG/CR-1278, SAND 80-0200 RX, Albuquerque, 1983
- /SWA 87/ A.D. Swain:
Accident Sequence Evaluation Program - Human Reliability Analysis
Procedure,
NUREG/CR-4772, February 1987
- /SWA 89/ A.D. Swain:
Comparative Evaluation of Methods for Human Reliability Analysis,
Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-71, Garching, April 1989,
ISBN 3-923875-21-5

3.5 EINWIRKUNGEN VON INNEN

3.5.1 Anlageninterner Brand

3.5.1.1 Einleitung und Übersicht

Die probabilistische Analyse anlageninterner Brände liefert für die Vielzahl denkbarer und statistisch erfasster Brandgeschehnisse einen Modellansatz, der diese Ereignisse mit dem Auftreten von Kernschäden verknüpft. Die sicherheitstechnische Relevanz eines Brandes ergibt sich jeweils aus dem Schadensbild in Form der betroffenen Komponenten und Systeme. Dabei sind zu unterscheiden:

- (1) Betriebliche Einrichtungen, die nicht zwingend für den Leistungsbetrieb erforderlich sind.
- (2) Betriebliche Einrichtungen, die für den Leistungsbetrieb erforderlich sind.
- (3) Sicherheitstechnische Einrichtungen (auch solche, die zusätzlich betriebliche Funktionen haben).

Sind lediglich Einrichtungen der Gruppe (1) betroffen, so wird dies im Folgenden als Schadensbild (1) bezeichnet; entsprechendes gilt auch für die Gruppen (2) und (3).

Brandereignisse, die zum Schadensbild (1) führen, sind im Sinne der Analysenzielsetzung nicht weiter zu betrachten.

Das Schadensbild (2) bewirkt zwar eine Anlagentransiente (aber nicht zwangsläufig ein auslösendes Ereignis), doch es wird nur in seltenen Fällen ein Anlagenzustand eintreten, der den Einsatz von Sicherheitseinrichtungen erfordert. Vielmehr ist in der überwiegenden Anzahl der Fälle eine Beherrschung der Anlagentransiente mit betrieblichen Einrichtungen (gegebenenfalls unter Einschluss einer von Hand ausgelösten Reaktorschnellabschaltung) zu erwarten. Erst der zusätzliche Zufallsausfall im Bereich dieser betrieblichen Einrichtungen würde zu einem auslösenden Ereignis im Sinne der PSA führen (zu einem Ereignis, zu dessen Beherrschung Sicherheitseinrichtungen erforderlich sind). Solange das Schadensbild sicherheitstechnische Einrichtungen nicht einschließt, sind die dann zu erwartenden Beiträge zur Häufigkeit der Gefährdungszustände im Vergleich zu denen der häufigsten, nicht brandbedingten, auslösenden Ereignisse gering.

Erst wenn das Brandereignis sowohl eine Anlagentransiente oder direkt ein auslösendes Ereignis verursacht als auch sicherheitstechnische Einrichtungen betroffen sind, kann ein relevanter Beitrag zur Häufigkeit der Kernschadenzustände bzw. Gefährdungszustände erwartet werden.

Die Durchführung einer probabilistischen Brandanalyse umfasst daher im Wesentlichen folgende Arbeitsschritte:

- Auswahl relevanter Raumbereiche,
- Durchführung von brandspezifischen Detailanalysen für diese Raumbereiche,
- Einbindung der brandspezifischen Ergebnisse in die PSA.

Methoden zur systematischen Ermittlung relevanter Raumbereiche im Hinblick auf die Brandgefährdung der Systemtechnik sind im folgenden Abschnitt beschrieben.

Sind die Raumbereiche identifiziert, in denen im Brandfall ein Schadensbild eintreten kann, bei dem ein merklicher Beitrag zur Häufigkeit der Gefährdungszustände zu erwarten ist, dann sind detailliert die Bedingungen der Brandentstehung, der Brandmeldung und Brandbekämpfung sowie der Brandausbreitung auf Nachbarräume zu untersuchen. Für jeden der identifizierten Brandfälle ist ein Brandablaufdiagramm in Form eines Ereignisbaums zu erstellen und hinsichtlich Erfolg oder Versagen der die Brandentwicklung bestimmenden Bedingungen (Branderkennung, Lüftungssituation, Löscherfolg etc.) zu quantifizieren. Durch die Verzweigungen im Brandablaufdiagramm wer-

den unterschiedliche Ausbreitungszustände des Brandes beschrieben, die durch die Art der ausgelösten Anlagentransiente (bzw. des auslösenden Ereignisses) und die Liste der brandbedingt ausgefallenen Komponenten gekennzeichnet sind. Zusammen mit der Eintrittshäufigkeit des Brandes im betrachteten Raumbereich sind dies die Eingangsgrößen, die in die vorhandene PSA eingesetzt werden können, um den brandbedingten Beitrag zur erwarteten Häufigkeit von Gefährdungszuständen zu berechnen.

Vorgehensweisen zur Berücksichtigung anlageninterner Brände in probabilistischen Sicherheitsanalysen finden sich u.a. in /IAEA 98/ und /NEA 00/.

3.5.1.2 Methodenbeschreibung

3.5.1.2.1 Auswahl relevanter Brandbereiche

Mit Hilfe eines Auswahlverfahrens sind die Räume bzw. Raumbereiche herauszufinden, in welchen Brandereignisse Auswirkungen mit sicherheitstechnischer Bedeutung haben können. Dabei werden die Räume identifiziert,

1. bei welchen ein Brand im Raum selbst zu sicherheitstechnisch relevanten Auswirkungen führen kann,
2. bei welchen Auswirkungen durch Brand in einem benachbarten Raum zu sicherheitstechnisch relevanten Auswirkungen führen können,
3. in welchem durch Brandausbreitung, ausgehend vom Raum der Brandentstehung, mindestens eine weitere sicherheitstechnische Redundanz betroffen ist. Diese Räume sind in der Auswertung als Kombination von Räumen zu behandeln.

Der Auswahlprozess kann auf verschiedene Arten erfolgen: Die relevanten Brandbereiche können in einem rein qualitativen Verfahren (engl. "screening by impact"), einem quantitativen Verfahren (engl. "screening by frequency") bzw. einem kombinierten Auswahlverfahren ermittelt werden (/IAEA 98/ bzw. /BER 01/). International ist es üblich, das qualitative Verfahren durch ein quantitatives zu ergänzen /IAEA 98/.

Das qualitative Verfahren hat den Vorteil, dass es durch Einführung sinnvoller Auswahlkriterien mit einem überschaubaren Aufwand zur Bestimmung der relevanten Brandbereiche führt (s. Abschnitt 3.5.1.2.2). Das quantitative Auswahlverfahren ergänzt in einer vereinfachten, aber konservativen Analyse die Vorauswahl der relevanten Brandbereiche, für die dann eine detaillierte Analyse durchzuführen ist (s. Abschnitt 3.5.1.2.3). Das kombinierte Auswahlverfahren stützt sich bei der brandspezifischen Raumauswahl auf die Zusammenstellung von möglichst detaillierten Primärinformationen zu brandschutztechnisch und systemtechnisch relevanten Gegebenheiten in jedem Raum sowie auf daraus automatisch zu erstellende Zusammenfassungen und Wichtungen der Rauminformationen. Im Rahmen der sich anschließenden systemtechnischen Raumauswahl wird durch Experten eingeschätzt, ob und in welchen der verbliebenen Räume brandbedingte Ausfälle des Inventars zur Häufigkeit der Gefährdungszustände beitragen (s. Abschnitt 3.5.1.2.4).

3.5.1.2.2 Qualitatives Auswahlverfahren

Die systematische Analyse aller Anlagenräume setzt Anlagenkenntnisse voraus und stützt sich auf folgende Dokumente ab:

- Feuerwehr- oder Brandschutzpläne mit der Einteilung der Gebäude in Brandabschnitte und Brandbekämpfungsabschnitte,
- Brandlastenverzeichnis,

- Liste der elektrischen Verbraucher,
- Messkennblätter (Listen der Messeinrichtungen),
- Kabelwegepläne (Leistungs- und Signalkabel),
- Liste der auslösenden Ereignisse.

Liegt für die zu untersuchende Anlage bereits eine PSA der anlageninternen auslösenden Ereignisse vor, kann auf die Liste der PSA-relevanten Komponenten zurückgegriffen werden. Diese Liste umfasst Komponenten, die bei sicherheitstechnisch relevanten Aktionen zur Beherrschung von Ereignisabläufen ausgehend von Basisereignissen der PSA in Erscheinung getreten sind. Diesen Komponenten können unter Zuhilfenahme der Liste der elektrischen Verbraucher die Raumnummern ihrer Aufstellungsorte zugeordnet werden.

Die Beurteilung, ob brandbedingte Ausfälle zu einem auslösenden Ereignis (z.B. Anlagentransiente oder Kühlmittelverluststörfall) führen, erfordert die Auswertung von Systemschemata, Funktions-, Anordnungs- und Kabeltrassenplänen der Betriebssysteme und von Teilen der Begrenzungs- und Schutzsysteme bzw. Begehungen und Ist-Aufnahmen vor Ort.

Eine Auflistung der Betriebsräume von Kernkraftwerken, die entweder Brandlasten oder elektrische Verbraucher bzw. Messeinrichtungen oder Kabeltrassen enthalten, führt je nach Anlagentyp auf 700 bis 1500 Anlagenräume. Mit der Festlegung, dass nur solche Räume wesentlich sind, in denen gleichzeitig

- große Brandlasten vorhanden sind und
- ein Übergreifen eines Brandes auf sicherheitstechnische und wichtige betriebliche Einrichtungen (Schadensbild (3) bzw. (2), vgl. Abschnitt 3.5.1.1) nicht ausgeschlossen werden kann,

reduziert sich die Anzahl der zu betrachtenden Räume deutlich. Mit dem Auswahlkriterium, dass ein angenommener Brand in einem solchen Raum zu einer Anlagentransiente, einer Reaktorschnellabschaltung oder einem auslösenden Ereignis führt (relevante Brandbereiche), wird diese Anzahl weiter reduziert.

Als Ursachen für das ausfallbedingte Auslösen einer Anlagentransiente kommen in Betracht:

- Ausfälle betrieblicher Einrichtungen des Leistungsbetriebs,
- Ausfälle von Messeinrichtungen der Begrenzungs- und Schutzsysteme (Teil der Sicherheitssysteme),
- Reaktorschnellabschaltung von Hand.

Im Allgemeinen ist für den Übergang der Anlagentransiente in ein auslösendes Ereignis weiterhin erforderlich, dass eine zur Beherrschung der Anlagentransiente vorgesehene Betriebseinrichtung unverfügbar ist (z.B. Umleitstation oder Schwachlastregelventile).

Auch bezüglich der Brandbelastung muss ein Mindestwert vorausgesetzt werden, bei dem das Potential besteht, mehrere innerhalb des Raumes getrennt aufgestellte Einrichtungen zu schädigen. Dieser Wert kann auf 90 MJ/m^2 (geht zurück auf die Angabe 25 kWh/m^2 in der Vorläuferversion der KTA 2101 von 1999) festgelegt werden.

Zu beachten ist, dass dann, wenn eines der redundanten Teilsysteme von Sicherheitseinrichtungen geschädigt wird, gemäß Vorgabe des Betriebshandbuches durch das Betriebspersonal eine Anlagenabschaltung (Abfahrtransiente) ausgelöst wird.

Folgende Auswahlkriterien sind Ausgangspunkt für die Analyse wesentlicher bzw. relevanter Brandbereiche im Rahmen des qualitativen Auswahlverfahrens:

- (B) Der Raum enthält eine Brandlast größer als 90 MJ/m^2 .

- (S) Der Raum enthält sicherheitstechnische Einrichtungen oder Kabel dieser Einrichtungen.
- (T) Der Raum enthält betriebliche Einrichtungen des Leistungsbetriebs oder Messtechnik der Begrenzungs- und Schutzsysteme oder Kabel dieser Einrichtungen, die das Potential besitzen, durch ihren Ausfall eine Anlagentransiente bzw. ein auslösendes Ereignis auszulösen (dabei werden betriebliche Einrichtungen, wie z.B. Hebezeuge, Beleuchtung, Lüftung, Brennelementlagerbecken-Kühlung, Hauptkühlmittel-Reinigung u.a. nicht betrachtet).
- (Z) Wird durch einen Brand ein fehlerhaftes Öffnen eines Sicherheitsventils (z.B. eines Druckhalter-Abblaseventils) verursacht, welches z.B. zu einem Kühlmittelverluststörfall führt oder ein Fehlüffnen der Frischdampf-Umleitstation bewirkt, welches z.B. zu einem Frischdampf-Leitungsleck führt, so wird dieser Brandbereich für die weiterführende Analyse als besonders bedeutsam eingestuft.

Hinweis zu (Z): Die brandbedingte Eintrittshäufigkeit dieser auslösenden Ereignisse kann in der gleichen Größenordnung liegen wie die stochastische, so dass ein brandbedingter Beitrag zur Häufigkeit der Gefährdungszustände zu erwarten ist, ohne dass zusätzliche Sicherheitstechnik ausfallen muss. Dies gilt nicht für die anderen auslösenden Ereignisse, bei denen die stochastische Eintrittshäufigkeit wesentlich größer (10 bis 100-fach größer) als die brandbedingte ist und die Nichtverfügbarkeit der zur Beherrschung notwendigen Systeme relativ klein ist.

In einem ersten Auswerteschritt werden die Räume identifiziert, in denen gleichzeitig die drei Auswahlkriterien (B), (S) und (T) zutreffen. Diese Räume sowie die Räume der Kategorie Z sind als "wesentliche Brandbereiche" identifiziert.

In einem zweiten Auswerteschritt werden die Räume identifiziert, in denen zwei dieser drei Auswahlkriterien zutreffen. Zur Bildung von Raumpaaren werden dann zu allen Räumen, die mindestens das Brandlastkriterium erfüllen, alle diejenigen Nachbarräume systematisch gesucht, die mindestens ein weiteres Auswahlkriterium (S, T) erfüllen und bei denen ein Ausbreitungsweg in den Nachbarraum nicht ausgeschlossen werden kann.

Danach wird das Auswahlverfahren wie folgt fortgesetzt:

- Wenn im Nachbarraum das fehlende Kriterium nicht gegeben ist, scheidet das Raumpaar aus.
- Wenn der Ausbreitungsweg auch ohne weitere Löschmaßnahmen hinreichend gegen Ausbreitung gesichert ist, scheidet das Raumpaar aus. Dies ist der Fall, wenn:

$$t_a < t_{\text{eff}} \quad \text{mit} \quad \begin{array}{ll} t_a : & \text{äquivalente Branddauer} \\ t_{\text{eff}} : & \text{erforderliche Feuerwiderstandsdauer} \end{array}$$

(s. hierzu z.B. /DIN 18230/ sowie das vereinfachte Nachweisverfahren nach /HOS 96/, /KTA 2101/).

Bei Türen wird grundsätzlich die Möglichkeit des Offenstehens in Betracht gezogen.

Die verbleibenden Raumpaare sind zusätzlich als wesentliche Brandbereiche identifiziert.

Abschließend wird für jeden identifizierten wesentlichen Brandbereich die bei einem Vollbrand ausgelöste Anlagentransiente oder das auslösende Ereignis festgelegt. Wird kein auslösendes Ereignis / eine Anlagentransiente festgestellt, scheidet der Brandbereich aus. Die verbleibenden Brandbereiche werden als "relevante Brandbereiche" in die quantitative brandspezifische Ereignisablaufanalyse gemäß Abschnitt 3.5.1.2.5 einbezogen.

3.5.1.2.3 Quantitatives Auswahlverfahren

Bei Anwendung des quantitativen Auswahlverfahrens ist für jeden Raum mit PSA-relevanten Komponenten (s. hierzu die in 3.5.1.2.2 angesprochene Liste) in einer einfachen, aber konservativen Analyse die Eintrittshäufigkeit der Gefährdungszustände vorab zu berechnen. Zwei Elemente sind hierbei zu berücksichtigen: Die Brandeintrittshäufigkeit im zu betrachtenden Brandbereich (s. Abschnitt 3.5.1.3) und die bedingte Wahrscheinlichkeit für das Versagen der zur Beherrschung der brandbedingten auslösenden Ereignisse notwendigen Sicherheitseinrichtung. Hier ist auf die Ereignisbäume der bereits vorliegenden PSA der internen auslösenden Ereignisse zurückzugreifen. Unberücksichtigt bleiben Fragen der Brandmeldung, -löschung und -ausbreitung. Berücksichtigt werden alle im Raum vorhandenen PSA-relevanten Einrichtungen, die mit der Wahrscheinlichkeit 1 als brandbedingt ausgefallen angenommen werden.

Es werden solche Räume von der weiteren Analyse ausgeschlossen, für die die brandbedingte Häufigkeit der Gefährdungszustände, gebildet aus dem Produkt der lokalen Brandeintrittshäufigkeit und der Nichtverfügbarkeit der zur Beherrschung des auslösenden Ereignisses notwendigen Sicherheitssysteme, unterhalb von 1 % des Gesamtbeitrages (aus allen Räumen mit PSA-relevanten Komponenten) liegt, wobei der Beitrag der aus diesem Grund vernachlässigten Räume 10 % des Gesamtbeitrages nicht überschreiten darf.

3.5.1.2.4 Kombiniertes Auswahlverfahren

Das kombinierte Auswahlverfahren setzt sich aus einer brandspezifischen Raumauswahl und einer Raumauswahl nach systemtechnischen Gesichtspunkten zusammen. Bei der brandspezifischen Auswahl werden die Räume aussortiert, von denen unter Berücksichtigung aller brandspezifischen Gegebenheiten angenommen werden kann, dass dort entweder kein Brand entstehen oder ein Brand sowohl im Raum selbst als auch in den angrenzenden Räumen keinen relevanten Schaden anrichten kann. Für jeden der verbliebenen Räume ist in einer systemtechnischen Auswahl zu entscheiden, ob ein brandbedingter Ausfall des Inventars im Raum oder in den Nachbarräumen zur Häufigkeit der Gefährdungszustände beiträgt.

Im kombinierten Auswahlverfahren werden zwei Arbeitsschritte unterschieden /ROE 04/:

- Zusammenstellung aller Informationen zu jedem Raum der Anlage (Aufbereitung der Informationen in elektronischer Form) gemäß /HOF 03/ und
- Durchführung des brandspezifischen und systemtechnischen Auswahlverfahrens mit der Festlegung der Räume, für welche brandspezifische Ereignisablaufanalysen gemäß Abschnitt 3.5.1.2.5 erforderlich sind.

Die Durchführung des brandspezifischen Auswahlverfahrens erfolgt mit Hilfe folgender Kriterien /HOF 03/:

- Ausschlusskriterien:
 - Brandbelastung (d.h. Brandlast pro Grundfläche des Raumes):
Räume mit einer Brandbelastung kleiner als 90 MJ/m^2 werden von der weiteren Betrachtung ausgeschlossen.
 - Relevante Einrichtungen und Brandausbreitung:
Räume, die keine sicherheitstechnischen oder wichtigen betrieblichen Einrichtungen des Leistungsbetriebs oder Messtechnik der Begrenzungs- und Schutzsysteme oder Kabel dieser Einrichtungen enthalten und keine offenen Verbindungen zu Nachbarräumen mit derartigen Einrichtungen besitzen, werden von der Betrachtung ausgeschlossen: Brände in diesen Räumen können nicht zum Schadensbild (2) bzw. (3) führen.

- Ordnungskriterien:
 - Brandbelastung:
Die Räume werden nach der Größe ihrer Brandbelastung gemäß /ROE 04/ geordnet.
 - Brandeintrittshäufigkeit pro Jahr:
Die Räume werden nach der Größe der Brandeintrittshäufigkeit im Raum geordnet. Zur Bestimmung der Brandeintrittshäufigkeiten wird die in Abschnitt 3.5.1.3 beschriebene Methode von Berry eingesetzt.
 - Brandausbreitung:
Die Räume werden nach der Größe der zu erwartenden bedingten Brandauswirkungen geordnet. Wie beim quantitativen Auswahlverfahren (s. Abschnitt 3.5.1.2.2) wird das Übergreifen des Brandes auf benachbarte Räume mit Hilfe eines vereinfachten Ereignisbaums bewertet. Zur Quantifizierung der raumbezogenen Ereignisbäume werden die zuvor zusammengestellten Informationen zu Brandmeldung, Brandbekämpfung und Raumabschluss herangezogen (s. z.B. auch /HOF 03/).

Die endgültige Entscheidung, welche Räume einer Detailanalyse unterzogen werden müssen, wird mit dem systemtechnischen Auswahlverfahren getroffen (/ROE 04/, /HOF 03/). Ausgangspunkt der systemtechnischen Auswahl sind:

- die Ergebnisse der brandspezifischen Raumauswahl (Rangfolge der Räume nach brandspezifischen Gesichtspunkten),
- eine Inventar-Raum-Zuordnung.

Für jeden ermittelten Raum der brandspezifischen Auswahl ist einzuschätzen, ob es bei einem Brand Kombinationen von Komponentenausfällen im Raum und in den benachbarten Räumen gibt, die zu einer Anlagentransiente, Reaktorschnellabschaltung oder zu einem auslösenden Ereignis führen. Diese Einschätzung erfolgt mittels einer ingenieurmäßigen Bewertung der raumbezogenen Ausfallkombinationen durch die an den Untersuchungen beteiligten Experten verschiedener Fachgebiete (PSA, Systemanalyse und Brandschutz).

3.5.1.2.5 Brandspezifische Ereignisablaufanalyse (Ereignisbaum)

Für die nach den Auswahlverfahren (vgl. Abschnitte 3.5.1.2.2, 3.5.1.2.3 und 3.5.1.2.4) ermittelten relevanten Brandbereiche erfolgt die detaillierte quantitative Analyse mit Hilfe der Ereignisbaummethode. Dabei werden im Wesentlichen die Aspekte "Brandentstehung", "Ventilationsbedingungen", "Brandmeldung", "Brandbekämpfung" sowie "Brandausbreitung" betrachtet. Jeder dieser Aspekte steht für mindestens einen Verzweigungspunkt im Ereignisbaum.

Um den in Bild 3-6 dargestellten Ereignisbaum an die Randbedingungen der relevanten Brandbereiche in der jeweiligen Anlage anzupassen, ist zuerst die Aufnahme der bau- und anlagentechnischen Brandschutzmaßnahmen durchzuführen (s. dazu auch Tabelle 3-3):

Bautechnische Maßnahmen:

- Trennwände in Feuerwiderstandsklasse F XY,
- Brandschutztüren, Kabelschotts, Brandschutzklappen in Feuerwiderstandsklasse F XY,
- Rauch- und Wärmeabfuhrsysteme.

Anlagentechnische Maßnahmen:

- Anlagen zur Branderkennung und -meldung, wie automatische Rauch- und Ionisationsmelder, Fernsehüberwachung,

- Anlagen zur Brandbekämpfung, wie Hydrantensysteme, tragbare Handfeuerlöscher und ortsfeste Löschanlagen (Sprühwasser-, Schaum-, CO₂-, Sprinkleranlage).

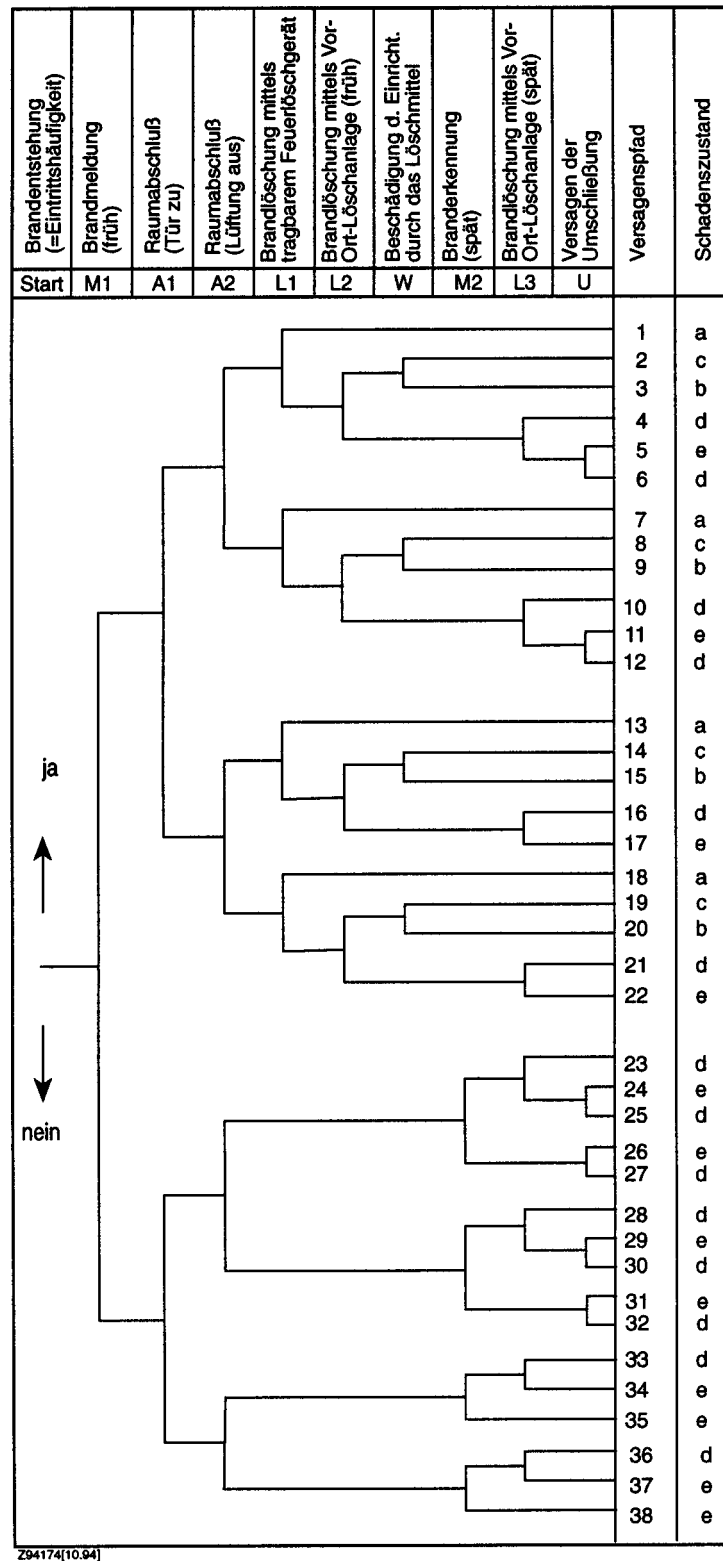


Bild 3-6: Ereignisablaufdiagramm für das Ereignis Brand

Bei einem Brand wird angenommen, dass er mit einer bestimmten Eintrittshäufigkeit (s. Abschnitt 3.5.1.3) in einem relevanten Brandbereich entsteht und sich in Abhängigkeit von der Verfügbarkeit der Brandschutzeinrichtungen (s. Abschnitt 3.5.1.4.1) zu einem Vollbrand entwickelt oder gelöscht wird. Die Zuverlässigkeit der aktiven Brandschutzmaßnahmen und damit die bedingten Wahrscheinlichkeiten für den Ausfall der im Raum befindlichen Komponenten sind - soweit relevant - zeitabhängig bzw. in Abhängigkeit vom jeweiligen Brandverlauf zu ermitteln.

Jeder Zweig des Ereignisbaums stellt einen Versagenspfad dar, der zu einem bestimmten Brand-schadenszustand bezüglich der Einrichtungen im betrachteten Brandbereich führt (a = minimaler Schaden, b/c = Teilschaden, d = Totalschaden, e = Totalschaden + Brandausbreitung).

Für jeden relevanten Brandbereich werden folgende Daten aufbereitet:

- Identifikation und Häufigkeit des brandbedingten auslösenden Ereignisses.
- Eintrittshäufigkeit für das Auftreten der Brand-schadenszustände (a) bis (e).
- Liste der geschädigten, sicherheitstechnisch relevanten Komponenten, jeweils den Brand-schadenszuständen (a) bis (e) zugeordnet.

Dabei sind die folgenden brand- bzw. brandfolgebedingten Ausfälle und Ausfallarten in Betracht zu ziehen:

- Unmittelbare Ausfälle von Komponenten und Bauteilen, einschließlich Kabeln, durch den Brand selbst bzw. durch direkte Brandauswirkungen,
- Thermische Effekte auf Komponenten und Bauteile, einschließlich Kabeln, sofern auch in weiter entfernten Raumbereichen wirksam,
- Ausfälle von Komponenten durch Löschmittel, sofern der Ausfall der betroffenen Einrichtungen bei der nicht brandbezogenen Ereignisablaufanalyse relevant ist und innerhalb des Betrachtungszeitraums eintritt,
- Ausfälle von Komponenten durch Rauch, Aerosole und/oder korrosive Brandfolgeprodukte, sofern der Ausfall der betroffenen Einrichtungen bei der nicht brandbezogenen Ereignisablaufanalyse relevant ist und innerhalb des Betrachtungszeitraums eintritt,
- Auftreten von Fehlsignalen und von Folgeausfällen elektrischer Einrichtungen durch Kurzschluss bzw. Spannungseintrag.

Mit der Aufbereitung dieser Daten ist der erste Schritt der probabilistischen Brandanalyse beendet. Er liefert die Eingangsdaten für die PSA, in der die brandbedingte Häufigkeit der Gefährdungszustände errechnet wird.

Für jedes auslösende Ereignis wird der entsprechende Ereignisbaum der PSA ausgewählt und die brandbedingte Eintrittshäufigkeit des auslösenden Ereignisses als Startereignis vorgegeben. Zur Vereinfachung können geeignete Summenbildungen vorgenommen werden.

Bei der Einbindung der brandspezifischen Ergebnisse in die PSA ist zu beachten, dass alle relevanten Raumbereiche (mit aufsummierter Eintrittshäufigkeit) betrachtet werden. Für die Fehlerbäume, mit denen die Verzweigungswahrscheinlichkeiten in den Ereignisabläufen der PSA ermittelt werden, sind die lt. Brand-schadenszustand beschädigten Komponenten als ausgefallen vorzugeben. Die übrigen Komponenten behalten unverändert ihr stochastisches Ausfallverhalten. Aus der Summe der Häufigkeiten der Gefährdungszustände über alle brandverursachten auslösenden Ereignisse ergibt sich die brandbedingte Häufigkeit von Gefährdungszuständen der Anlage.

Tabelle 3-3: Benötigte Informationen im Ereignisablaufdiagramm für das Ereignis Brand

Verzweigungspunkte	Benötigte Informationen
Brandentstehung	Brandeintrittshäufigkeit; Ausgangspunkt des brandspezifischen Ereignisablaufs
Brandmeldung	
frühe Brandmeldung durch	
Personal	Meldung durch anwesende Personen direkt aus dem Brandbereich. Neben der Häufigkeit der Anwesenheit von Personen im Raum ist auch die Nichtverfügbarkeit von Meldeeinrichtungen (Druckknopfmelder, Telefonanlagen u.a.) zu betrachten.
automatische Brandmeldeanlagen	Nichtverfügbarkeit der im Raum vorhandenen automatischen Brandmelder, -meldelinien, -meldezentralen
späte Brandmeldung durch	
Personal	Meldung durch anwesende Personen aus Nachbarbereichen oder Erkennung des Brandes durch indirekte Hinweise auf der Warte; Neben der Häufigkeit der Anwesenheit von Personen im Nachbarraum ist auch die Nichtverfügbarkeit von Meldeeinrichtungen (Druckknopfmelder, Telefonanlagen etc.) zu betrachten.
automatische Brandmeldeanlagen	Nichtverfügbarkeit der in den Nebenräumen vorhandenen automatischen Brandmelder, -meldelinien, -meldezentralen
Brandbekämpfung	
Raumabschluss	Türen, Lüftung, Brandschutzklappen
Personal	Brandlöschung mittels tragbarem Feuerlöschgerät oder Löschanlage vor Ort
Feuerwehr	Verwendetes Löschmittel, Menge
Beschädigung der Einrichtungen durch Brandbekämpfung	Verwendetes Löschmittel, Menge
Brandausbreitung	
Barrieren	Feuerwiderstandsdauer
Raumabschluss	Türen, Lüftung, Brandschutzklappen

3.5.1.3 Brandeintrittshäufigkeit

Die Brandeintrittshäufigkeit (Häufigkeit eines Entstehungsbrandes in dem durch das Auswahlverfahren identifizierten Raumbereich) ist grundsätzlich auf der Basis der Betriebserfahrung zu ermitteln. Dabei sind soweit wie möglich anlagenspezifische Daten zu verwenden. Sofern auf generische Daten zurückgegriffen wird, ist die Übertragbarkeit dieser Daten auf die anlagenspezifischen Gegebenheiten und Randbedingungen zu prüfen. Die in verfügbaren Datenbasen (s. /IAEA 98/ sowie die dort aufgeführte Literatur) ermittelten Brandeintrittshäufigkeiten stellen solche generischen Daten dar.

Steht ausreichendes statistisches Material zur Verfügung, kann das in /LIN 70/ beschriebene Bayes'sche Verfahren angewendet werden. Die a-priori-Verteilungsfunktion für die Brandeintrittshäufigkeit wird auf der Basis der generischen Daten (weitere Details in /DAT 05/, /HOF 94/) erstellt. Die anlagenspezifischen Daten ergeben sich aus der Historie aufgetretener Brandereignisse. Mit Hilfe des Bayes'schen Theorems wird die generische Brandeintrittshäufigkeit durch Nutzung der anlagenspezifischen Häufigkeiten modifiziert. Als Ergebnis erhält man die a-posteriori-Verteilungsfunktion der Brandeintrittshäufigkeit.

Liegen keine ausreichenden raumspezifischen statistischen Informationen vor, können die Brandmöglichkeiten im Raum analysiert und z.B. mit einer Fehlerbaumanalyse ausgewertet werden.

Eine andere Vorgehensweise geht davon aus, dass man nur die Eintrittshäufigkeit für das Gebäude oder für einen größeren Raumbereich kennt, beispielsweise aus generischen statistischen Auswertungen eingetretener Ereignisse. Die Eintrittshäufigkeiten für die einzelnen Räume im Raumbereich werden daraus dann mit Hilfe von Raumeigenschaften äquivalent bestimmt. Ein Beispiel für ein derartiges Vorgehen ist das von Berry /BER 79/ entwickelte und von Kluge und Brand /KLU 85/ (Zitat in /TAI 89/) abgewandelte Verfahren zur Berechnung der bedingten Wahrscheinlichkeit für die Entzündung eines Entstehungsbrandes und die Ausbildung eines Vollbrands auf der Grundlage der Brandlasten (Menge, Art und Verteilung) und Zündquellen in allen Räumen. Mit diesem statistischen Verfahren können raumbezogene Brandeintrittshäufigkeiten verglichen werden.

Als Zündquellen werden unterschieden:

- das Personal,
- mechanische Komponenten,
- elektrische Komponenten.

Zusätzlich zur Charakterisierung der Zündquellen gehen Kennwerte zur Beschreibung der Brandlasten und deren Zündfähigkeit sowie deren Verteilung im Raum (gleichmäßig über den Raum verteilt, ungleichmäßig verteilt, punktuelle Brandlast) in die Berechnung ein (s. /HOF 94/ sowie /KTA 2101/).

Die Brandeintrittshäufigkeit im k-ten Raum des betrachteten Gebäudes ergibt sich zu:

$$H_k = \frac{H \cdot P_k}{\sum_{i=1}^n P_i} \quad \text{Gl. 3-1}$$

Dabei ist H die - möglichst anlagenspezifisch - ermittelte Brandhäufigkeit des Gebäudes. Sofern nur relative Brandeintrittshäufigkeiten benötigt werden (z.B. beim kombinierten Auswahlverfahren gemäß Abschnitt 3.5.1.2.4), kann H gleich 1 gesetzt werden. P_i ist eine im Verfahren ermittelte Kenngröße, die die Wahrscheinlichkeit für das Entstehen eines Leitfeuers im Raum i beschreibt.

Die Berechnung ist für alle n Räume des Gebäudes durchzuführen ($i = 1$ bis n).

Das Verfahren ist detailliert in /DAT 05/ beschrieben.

3.5.1.4 Brandausbreitung

3.5.1.4.1 Brandausbreitung im Raumbereich

Bei der Bewertung der Brandausbreitung im Raumbereich sind

- der Raumabschluss oder die Ventilationsbedingungen und
 - die aktiven Brandschutzmaßnahmen, wie Brandmeldung und -löschung,
- getrennt zu berücksichtigen. Die Brandmeldung kann erfolgen
- durch Personen,
 - automatisch durch Meldesysteme,
 - indirekt durch Stör- und Ausfallsignale (brandbedingt beschädigter Komponenten) auf der Warte bzw. Meldesysteme in Nachbarräumen.

Bei der Brandlöschung wird unterschieden zwischen manuellen und ortsfesten Brandbekämpfungseinrichtungen und bei den ortsfesten Einrichtungen zwischen solchen, die automatisch und manuell ausgelöst werden.

Die Nichtverfügbarkeiten dieser Einrichtungen in Form generischer Daten für deutsche Einrichtungen sind in /DAT 05/ zusammengestellt. Sie beinhalten nur die stochastischen Nichtverfügbarkeiten und keinen Anteil für einen brandbedingten Beitrag, da dieser nur anlagenspezifisch zu ermitteln ist. Es wird generell empfohlen, entsprechend dem Vorgehen für die Brandeintrittshäufigkeit nach dem Theorem von Bayes eine Anpassung an die anlagenspezifische Datenbasis vorzunehmen. Zur Berücksichtigung anlagenspezifischer Gegebenheiten können Fehlerbaumanalysen durchgeführt werden. Bei der manuell auszulösenden Brandlöschung sind zusätzlich die Personalhandlungen, im Allgemeinen im Hinblick auf Unterlassung einer Handlung bzw. Durchführung einer falschen Handlung, zu bewerten; dabei sind auch organisatorische Faktoren zu berücksichtigen. Hinweise für eine entsprechende Modellierung und Quantifizierung der Zuverlässigkeit dieser Personalhandlungen werden in Abschnitt 3.4 und Anhang E des vorliegenden Bandes gegeben.

3.5.1.4.2 Brandausbreitung in benachbarte Räume

Die Bewertung der Brandausbreitungsmöglichkeit auf Nachbarräume – zur Ermittlung von Raumbereichen bzw. Kombinationen von Räumen entsprechend Abschnitt 3.5.1.2.1, die von Brandauswirkungen betroffen sind - kann nach verschiedenen Berechnungsmethoden erfolgen, z.B. mit detaillierten Wärmebilanzrechnungen; dabei sind allgemein anerkannte Rechenprogramme zu verwenden. Zwei mögliche Methoden, die Wärmebilanzrechnungen mit einbeziehen, werden im Folgenden kurz beschrieben

- Methode 1 beruht auf dem vereinfachten brandschutztechnischen Nachweisverfahren nach /HOS 96/, bei dem die äquivalenten Branddauern als Funktion der
 - Art des brennbaren Stoffes,
 - Brandbelastung (d.h. Brandlast bezogen auf die Raumgrundfläche),
 - Ventilation des Brandraumesin Kurventafeln dargestellt sind.

Die auf diese Art bestimmte, erforderliche Feuerwiderstandsdauer wird mit der vorhandenen aktuellen Feuerwiderstandsdauer verglichen und bewertet.

Diese Methode ist im Anhang A der Brandschutzregel KTA 2101, Teil 2 /KTA 2101/ detailliert ausgeführt.

- Methode 2 basiert auf der Bewertung von berechneten Temperaturverläufen für die Heißgas-schichten im Brandraum im Vergleich zur Einheitstemperaturkurve. Verglichen wird die "Wär-meenergie" (hier als das Integral der Gastemperatur über der Branddauer) im Norm-brandversuch (ETK) mit derjenigen des natürlichen Brandes:

$$\int_0^{t_{fn}} \text{ETK} \, dt = \int_0^t \text{NTK} \, dt \quad \text{Gl. 3-2}$$

t_{fn} = Feuerwiderstandsdauer im Normbrandversuch

NTK = Natürliche Temperaturkurve

Der Temperaturverlauf NTK ist durch eine Brandablaufsrechnung zu ermitteln. Mit Hilfe von Gl. 3-2 wird von der maximal ertragenen Wärmeenergie der Raumumschließung im Norm-brandversuch (z.B. 90 min) auf die entsprechende Wärmeenergie bei natürlichem Brand, die zum Versagen führt, geschlossen.

Die Feuerwiderstandsdauer passiver Brandschutzeinrichtungen (Brandschutztüren, Brandschutzklappen, Kabelschotts, Trennwände) wird nach Hosser, Statistisch-probabilistische Untersuchungen zur Ausfallhäufigkeit passiver Brandschutzeinrichtungen, Fachband 1 C zu /GRS 85/ mit einer Normalverteilung (Dichtefunktion) charakterisiert, deren Integration die Ausfallwahrscheinlichkeit (Verteilungsfunktion) der Umfassung darstellt. Die Feuerwiderstandsdauern wurden in Normbrandversuchen ermittelt. Für diese Angaben in Verbindung mit den äquivalenten Branddauern lassen sich die entsprechenden Ausfallwahrscheinlichkeiten mit den beiden beschriebenen Methoden herleiten.

Weitere Informationen zu Wärmebilanzrechnungen finden sich in /NEL 90/, /LEE 85/, /FRI 91/ und /MOW 92/.

3.5.2 Anlageninterne Überflutung

3.5.2.1 Schritte der Analyse

Als Ursachen anlageninterner Überflutungen sind Fehler bei der Instandhaltung und das Versagen von wasserführenden Rohrleitungen und Behältern in Betracht zu ziehen.

In Analogie zum Vorgehen bei der Brandanalyse ist festzustellen, welche Überflutungsereignisse eine Anlagentransiente auslösen und zugleich ein oder mehrere Sicherheitssysteme schädigen (kritische Überflutungsereignisse). Dies kann im Rahmen der folgenden Schrittfolge ermittelt werden (vergleiche /IAEA 03/, /ASME 03/, /NRC 04/):

- (1) Identifizieren relevanter Wasserquellen und möglichen Bruch-/Lecklagen, sowie des Wasserinhalts (ggf. Nachfördern berücksichtigen),
- (2) Feststellen des Einflussbereiches freisetzbarer Wassermengen,
- (3) Auswahl der kritischen Überflutungsereignisse,

- (4) Durchführung der Störfallablaufanalyse für die kritischen Überflutungsereignisse und Erstellen der Ereignisablaufdiagramme (Ereignisbäume) unter Berücksichtigung der Überflutungserkennung (Meldung), des Überflutungsschutzes, der Alarmierung und der möglichen Gegenmaßnahmen unter Einbeziehung der Zeitfenster,
- (5) Festlegung von Wirksamkeitskriterien,
- (6) Systemanalyse und Quantifizierung.

Signifikante Beiträge sind von solchen Räumen zu erwarten, in denen bei einer anlageninternen Überflutung sicherheitstechnisch wichtige, wasserempfindliche Einrichtungen redundanz- bzw. systemübergreifend so betroffen sein können, dass dadurch eine Abschaltung des Reaktors oder die Nachwärmeabfuhr gefährdet sein kann .

Die potentiellen Szenarien einer anlageninternen Überflutung ergeben sich dabei für jede Überflutungsmöglichkeit durch Identifizierung der Ausbreitungswege des Wassers - gegebenenfalls auch durch geschlossene Türen - und der betroffenen Systeme und Komponenten.

Die Wirksamkeitsbedingungen und Systemfunktionen können - so weit möglich - aus der PSA für die anderen internen Ereignisse übernommen werden.

3.5.2.2 Ereignisablaufanalyse und Ermittlung von Gefährdungszuständen

Zunächst wird die Häufigkeit eines Lecks unter Berücksichtigung der anlagenspezifischen Gegebenheiten ermittelt. Die Eintrittshäufigkeit der für die Analyse relevanten Wasserstände wird dann ausgehend von der Leckhäufigkeit und den ermittelten Ausströmmengen berechnet.

Eingangsparameter für die in der Anlage maximal anzunehmenden Wasserstände sind die

- relevanten Leckgrößen,
- realistisch ermittelten Ausflussmengen (unter Berücksichtigung nicht absperrbarer und absperrbarer Wasserinventare im betroffenen System, der hydraulischen Bedingungen sowie der Möglichkeit der Leckerkennung und Leckabsperzung),
- räumlichen Gegebenheiten im betroffenen Gebäudebereich, wie Raumgrößen und Höhenkoten, ggf. vorhandene Sumpfpumpen.

Dabei kann eine existierende Überflutungsanalyse (z.B. aus dem Genehmigungsverfahren) Basis für die probabilistische Analyse sein.

Das Verhalten von überfluteten Komponenten ist grundsätzlich anhand ihrer Auslegungsspezifikationen zu beurteilen. Sofern dies nicht möglich ist, sind entsprechende ingenieurmäßige Bewertungen vorzunehmen.

Für die identifizierten kritischen Überflutungsereignisse ist eine Ereignisablaufanalyse durchzuführen, insbesondere sind dabei die Zeitfenster, in denen die kritischen Wasserstände erreicht werden, zu ermitteln.

Für die zu untersuchenden Systeme wird die Häufigkeit des auslösenden Ereignisses (Wasserfreisetzung) abgeschätzt und die Wahrscheinlichkeit des Versagens von Maßnahmen zur Vermeidung unzulässiger Folgeschäden ermittelt. Unter Berücksichtigung der eingeschränkten Verfügbarkeit der nach der jeweiligen Überflutung verbliebenen Sicherheitssysteme wird dann die Häufigkeit des Auftretens von Gefährdungszuständen bzw. Kernschadenzuständen ermittelt.

3.5.3 Literatur

- /ASME 03/ American Society of Mechanical Engineers:
Standard for probabilistic risk assessment for nuclear power plant applications,
ASME RA-Sa-2003, Addenda to ASME RA-S-2002,
New York, December 2003
- /BER 79/ D. L. Berry, E. E. Minor:
Nuclear Power Plant Fire Protection
Fire Hazard Analysis (Subsystems Study Task 4),
NUREG/CR-0654, SAND79-0324, September 1979
- /BER 01/ H.P. Berg, M. Röwekamp, M. Türschmann:
German Approaches for Screening Procedures in Nuclear Power Plant Fire PSA,
Proc. SMiRT 16 Post Conf. Seminar No. 1; 7th Int. Seminar Fire Safety in Nuclear
Power Plants and Installations, Mystic, CT, USA, August 20-23, 2001
- /DAT 05/ Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke:
Daten zur Quantifizierung von Ereignisablaufdiagrammen und Fehlerbäumen,
BfS-SCHR-38/05
- /DIN 18230/ DIN Deutsches Institut für Normung e.V.:
Baulicher Brandschutz im Industriebau, Teil 1: Rechnerisch erforderliche
Feuerwiderstandsdauer, DIN 18230-1,
Beuth Verlag, Berlin, Mai 1998
- /FRI 91/ R. Friedman:
Survey of Computer Models for Fire and Smoke, 2nd Edition,
Factory Mutual Research Corporation, Norwood, MA, 1991
- /GRS 85/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH:
Optimierung von Brandschutzmaßnahmen und Qualitätskontrollen in
Kernkraftwerken,
GRS-62, Köln, September 1985,
ISBN 3-923875-10-X
- /HOF 94/ H. Hoffmann, G. Breiling:
Vorschlag zur Erweiterung „Probabilistischer Sicherheitsanalysen“ auf interne Brän-
de in deutschen Nuklearanlagen,
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-1994-403, August 1994
- /HOF 03/ E. Hofer et al.:
Fortschrittliche Methoden für eine Brand-PSA,
GRS-190, Köln, 2003,
ISBN 3-931995-58-5
- /HOS 96/ D. Hosser et al.:
Untersuchungen zur Regelfähigkeit von brandschutztechnischen Nachweisen im
Rahmen von KTA 2101.2,
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-1996-467, Februar 1996
- /IAEA 98/ International Atomic Energy Agency (IAEA):
Treatment of Internal Fires in Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power
Plants,
Safety Reports Series No. 10, Vienna, 1998,
ISBN 92-0-103298-6

- /IAEA 03/ International Atomic Energy Agency:
Protection of nuclear power plants against internal hazards other than fire and explosion,
Draft Safety Guide 299, Draft 16, Vienna, June 2003
- /KLU 85/ J. Kluge:
Brand/BVT-Selection of methods for calculating room specific probability of ignition of fire,
Sydkraft AB, Report AK-8502-21, Malmö, 1985 (in schwedischer Sprache)
- /KTA 2101/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA):
KTA 2101, Brandschutz in Kernkraftwerken,
Teil 1: Grundsätze des Brandschutzes, Fassung 12/00, Dezember 2000,
Teil 2: Brandschutz an baulichen Anlagen, Fassung 12/00, Dezember 2000,
Teil 3: Brandschutz an maschinen- und elektrotechnischen Anlagen,
Fassung 12/00, Dezember 2000
- /LEE 85/ B. T. Lee:
Heat Release Rate Characteristics of Some Combustible Fuel Sources in Nuclear Power Plants,
NBSIR 85-3195,
National Institute for Science and Technology, Washington, DC, 1985
- /LIN 70/ D. V. Lindley:
Introduction to Probability and Statistics from a Bayesian Viewpoint,
Cambridge University Press, Cambridge, 1970
- /MOW 92/ F. W. Mowrer:
Methods of Quantitative Fire Hazard Analysis,
Society of Fire Protection Engineers for the Electric Power Research Institute,
Quincy, MA, Document No. TR-100443, 1992
- /NEA 00/ OECD/NEA, Committee on the Safety of Nuclear Installations:
Fire Risk Analysis, Fire Simulation, Fire Spreading, and Impact of Smoke and Heat on Instrumentation Electronics, State-of-the-Art Report, NEA/CSNI/R(99)27, Paris, 2000
- /NEL 90/ H. E. Nelson:
FPETOOL: Fire Protection Engineering Tools for Hazard Evaluation,
NISTIR 4280, National Institute of Standards and Technology,
Washington, DC, 1990
- /NRC 04/ U.S. Nuclear Regulatory Commission:
An approach for determining the technical adequacy of probabilistic risk assessment results for risk-informed activities,
Regulatory Guide 1.200 For Trial Use, February 2004
- /ROE 04/ M. Röwekamp, H.P. Berg, M. Türschmann:
Screening Analysis in the Frame of Fire PSA for German NPP,
Proc. Fire & Safety'04, München, 11.-12. März 2004
- /TAI 89/ K. Taivainen, R. Himanen, V.-M. Jantunen:
Probabilistic Fire Analysis for TVO Units I and II,
Proc. Int. Sympos. Fire Protection and Fire Fighting in Nuclear Installations, IAEA, Vienna, 1989

3.6 EINWIRKUNGEN VON AUSSEN

Grundsätzlich kommen die folgenden Einwirkungsarten von Außen (EVA) – auch nach internationaler Auffassung /IAEA 01/ - als mögliche auslösende Ereignisse in Frage:

- Flugzeugabsturz,
- Explosionsdruckwelle,
- Hochwasser,
- Erdbeben,
- Giftgaswolke,
- externer Brand,
- Schiffskollision mit dem Einlaufbauwerk,
- extreme Wettersituationen
 - Blitz
 - Sturm
 - Schnee
 - Eis
 - Kombinationen extremer Wettersituationen
- biologische Phänomene.

Für die ersten vier Einwirkungsarten werden in den folgenden Abschnitten mögliche Vorgehensweisen bei der Analyse explizit beschrieben. Darüber hinaus soll standortspezifisch geprüft werden, ob Hinweise dafür vorliegen, dass weitere der oben genannten EVA-Ereignisse die Anlage in besonderer Weise tangieren.

Die im Folgenden dargestellten Verfahren sind ausnahmslos gestaffelt, d.h. vor dem Eintritt in die detaillierte Analyse sind Screening- bzw. Grobanalyseschritte vorgesehen, in deren Rahmen die Relevanz des jeweiligen Beitrags abgeschätzt werden kann.

Um die Methoden möglichst anwendungsnah darstellen zu können, sind zum Teil für die Analyse benötigte Daten aus unterschiedlichen Quellen angegeben. Für die konkreten Analysen sind grundsätzlich jeweils hinreichend aktuelle Daten zu verwenden. Bei Verwendung von den im Folgenden angegebenen Daten ist deren Anwendbarkeit zuvor zu prüfen.

Die Analysen der EVA-Ereignisse werden auf den Leistungsbetrieb beschränkt.

Bei der Bewertung der Ergebnisse aus der Anwendung von Methoden, für die es bei deutschen Anlagen noch keine Analysepraxis gibt, ist dem Pilotcharakter der Analysen Rechnung zu tragen.

3.6.1 Flugzeugabsturz

3.6.1.1 Einleitung

Infolge der zentralen Lage Deutschlands in Europa ist ein engmaschiges Netz ziviler Flugverkehrsstrecken mit hohen Befliegungsraten vorhanden. Durch die Stationierung deutscher und alliierter Luftwaffeneinheiten und durch den Flugverkehr außerhalb Deutschlands stationierter Einheiten stellt sich im Luftraum Deutschlands ein reger Flugbetrieb ein. Entsprechend dieser Anzahl an Flugbewegungen stellt sich die Frage nach dem Beitrag der durch abstürzende Flugzeuge be-

dingten auslösenden Ereignisse zur Häufigkeit von Gefährdungszuständen von Kernkraftwerken. Dabei sind nur zufällige, unfallbedingte Abstürze zu betrachten.

Bei den deutschen Kernkraftwerken ist in Bezug auf das Ereignis "Flugzeugabsturz" ein unterschiedlicher Auslegungsstand gegeben. Für die Bemessung der vor Treffer von abstürzenden Flugzeugen und Wrackteilen zu schützenden Gebäude wurden unterschiedliche Lastannahmen zugrunde gelegt. Die Auswirkungen derartiger Treffer bei nicht geschützten Gebäuden ist abhängig von der Gebäude- und Systemanordnung des jeweiligen Kraftwerks.

Im Folgenden werden Vorgaben für die probabilistische Sicherheitsanalyse von Kernkraftwerken für das einleitende Ereignis "Flugzeugabsturz" gemacht. Dabei wird ein konservativer Ansatz in Form einer Grobanalyse beschrieben, der es erlaubt, eine obere Grenzabschätzung für den durch das Ereignis "Flugzeugabsturz" bedingten Beitrag zur Häufigkeit von Gefährdungszuständen durchzuführen. Es werden weiterhin Methoden beschrieben, die geeignet sind, konservative Ansätze der Grobanalyse durch detaillierte Nachweisverfahren zu ersetzen. Mit Anwendung dieser Methoden wird, bei größerem Analysenaufwand, ein gegenüber der Grobanalyse realistischeres Nachweisergebnis erreicht.

Für Anlagen, die gemäß der Anforderungen der RSK-Leitlinien /RSK 81/ gegen die Einwirkungen eines Flugzeugabsturzes ausgelegt sind und die nicht im Einflussbereich militärischer Übungszonen liegen ist eine probabilistische Analyse nicht erforderlich.

Tabelle 3-4 bietet eine Übersicht über das gestaffelte Nachweisverfahren zum Flugzeugabsturz.

Tabelle 3-4: Gestaffeltes Nachweisverfahren zum Flugzeugabsturz (Übersicht)

Kriterium	Analysenumfang
Auslegung gemäß RSK-Richtlinien und Anlagen nicht im Einflussbereich militärischer Übungszonen	Keine Analyse erforderlich
Vernachlässigbarkeit gegenüber den anderen Beiträgen aus der PSA	Konservative Grobanalyse der Auswirkungen von Treffern für: Bereich A: z.B. Primärkühlmittelkreislauf Bereich B: z.B. Schaltanlagegebäude, Maschinenhaus Bereich C: Notstandskühlsystem
	Detaillierte Analyse für die o.g. Anlagenbereiche, z.B. mit Monte-Carlo-Methoden (auf mögliche Methodik in /HOF 97/ wird verwiesen)

3.6.1.2 Bestimmung der Häufigkeit des Ereignisses Flugzeugabsturz

Die anlagenspezifische Ermittlung der Häufigkeit für das Auftreten eines Flugzeugabsturzes erfolgt auf Basis von für den Standort geltenden Flugunfall-Statistiken, jeweils für die nach Abschnitt 3.6.1.5.1 und 3.6.1.5.2 anzusetzenden Flugzeugtypen und Gewichtsklassen.

Als Eingangsinformationen werden benötigt:

- die im Nahbereich vorbeiführenden Flugverkehrsstrecken,

- Angaben über zivile und militärische kleine und mittlere Flugplätze (im Umkreis von 50 km) und Großflughäfen (im Umkreis von bis zu 150 km):
 - Entfernung
 - Ausrichtung der Start- und Landebahn(en)

(Quelle: Luftfahrtkarten der Deutschen Flugsicherung GmbH Hamburg).

Die Ermittlung der Absturzhäufigkeiten erfolgt getrennt jeweils für

- Start- und Landeverkehr,
- Flugverkehrsstrecken und Warteraum,
- Freier Luftverkehr.

Die Auftreffhäufigkeit wird für die zugrunde zu legende Kraftwerksfläche F_{KKW} ermittelt, die so festzulegen ist, dass sie die „Schattenrissflächen“ (s. u.) aller interessierender Gebäude und Anlagenteile einhüllt.

Die Auftreffhäufigkeit für ein bestimmtes Gebäude errechnet sich zu

$$H_{Z,i} = H_i \cdot \frac{F_Z}{F_{KKW}} \quad \text{Gl. 3-3}$$

mit:

- $H_{Z,i}$ Auftreffhäufigkeit auf das Gebäude Z für Luftfahrzeuge der Klasse i,
- H_i Ermittelte Gesamt-Auftreffhäufigkeit aus Start- und Landeverkehr, Flugverkehrsstrecken und Warteraum sowie freiem Luftverkehr auf die Kraftwerksfläche F_{KKW} für Luftfahrzeuge der Klasse i,
- F_Z Schattenrissfläche des Gebäudes Z,
- F_{KKW} Kraftwerksfläche.

Als Absturzwinkel werden konservativ 30° gegenüber der Horizontalen angenommen. Die Schattenrissfläche ergibt sich, wenn man mit dem Absturzwinkel über die Hochpunkte des Gebäudes auf die Kraftwerksfläche projiziert (über die vier Himmelsrichtungen). Im Rahmen der Grobanalyse bleiben dabei Abschattungen durch vorgelagerte Gebäude unberücksichtigt.

Weitere Treffer können durch Wrackteile (Trümmer) entstehen, selbst dann, wenn die abstürzende Maschine außerhalb der vorstehend definierten Schattenrissfläche auftritt. Als möglicher Gefährdungsbereich wird in /HOF 97/ ein 1000 m breiter Bereich außerhalb der Schattenrissfläche angesetzt, als Trefferwahrscheinlichkeit für ein Wrackteil 20 %. Mehr als ein Wrackteiltreffer pro Absturz wird nicht unterstellt. Als relevant für die Bildung derartiger Wrackteile werden die Gewichtsklassen 1 und 2 sowie schnell fliegende Militärflugzeuge betrachtet. Das Wrackteil wird wie ein Flugzeug der Gewichtsklasse 3 behandelt. (bezüglich der Gewichtsklassen s. Tabelle 3-6 in Abschnitt 3.6.1.3.2).

3.6.1.3 Absturzhäufigkeit im zivilen Luftverkehr

3.6.1.3.1 Absturzhäufigkeit Start- und Landeverkehr

Sowohl für zivile als auch für Militärflugzeuge zeigt die Statistik eine erhöhte Absturzhäufigkeit während der Start- und Landephase /PRO 78/. Außerhalb eines Radius von 10 km um das Flugplatzgelände wird dieser erhöhte Anteil vernachlässigbar /FÜR 74/.

Für die Einschätzung des durch Starts und Landungen bedingten Anteils an der Absturzhäufigkeit wird im Folgenden von der Statistik der Jahre 1973 bis 1991 ausgegangen (Quelle: Flugunfalluntersuchungsstelle des Luftfahrtbundesamts Braunschweig). Danach wird der Anflugbereich vor dem Aufsetzpunkt und der Abflugbereich nach dem Startpunkt in folgende Kreis-Sektoren eingeteilt (Für Einzelheiten zur Bildung der Sektoren s. /HOF 97/.):

Sektor 1: $\pm 15^\circ$ zur Lande u. Startbahn-Achse (30° Sektorwinkel),

Sektor 2: außerhalb Sektor 1 bis $\pm 45^\circ$ zur Lande u. Startbahn-Achse (90° Sektorwinkel),

Sektor 3: außerhalb Sektor 2 bis $\pm 90^\circ$ zur Lande u. Startbahn-Achse (180° Sektorwinkel).

Mit der Entfernung von der Start/Landebahn nimmt die Häufigkeit von Abstürzen nach einem Exponentialgesetz ab:

$$h_{SL,i,j} = \frac{a_{i,j}}{c_i} e^{-b_{i,j} \cdot R} \quad \text{Gl. 3-4}$$

mit:

R Entfernung von der Start/Landebahn,

$h_{SL,i,j}$ Absturzhäufigkeit pro Start oder Landung in einer sich über den jeweiligen Sektorwinkel des Sektors j sich erstreckenden Kreisringfläche mit dem Abstand R von der Start/Landebahn und der Breite $\Delta R = 1000$ m, in der Gewichtsklasse i,

c_i Anzahl der Starts und Landungen in der Gewichtsklasse i, innerhalb der Beobachtungszeit (19 Jahre),

$a_{i,j}$; $b_{i,j}$ Konstanten zur Approximation der beobachteten Anzahl an Abstürzen in der Gewichtsklasse i und dem Sektor j (s. Tabelle 3-5).

Tabelle 3-5: Zusammenhang zwischen Sektoren und Gewichtsklassen

Sektor	Gewichtsklasse 1a > 20 Mg			Gewichtsklasse 1b 14 bis 20 Mg			Gewichtsklasse 1c 5,7 bis 14 Mg		
	$a_{1a,j}$	$b_{1a,j}$	c_{1a}	$a_{1b,j}$	$b_{1b,j}$	c_{1b}	$a_{1c,j}$	$b_{1c,j}$	c_{1c}
1	90,7	0,0005	$2,7 \cdot 10^8$	10,4	0,0004	$7,1 \cdot 10^7$	13,3	0,0006	$6,3 \cdot 10^7$
2	17,4	0,0005		3,4	0,0005		9,2	0,0006	
3	10,6	0,0006							

Entsprechend ergibt sich:

$$H_{SL,i} = h_{SL,i,j} \cdot \frac{\alpha_{KKW}}{\alpha_j} \cdot \frac{\Delta R_{KKW}}{1000m} \cdot f_i \quad \text{Gl. 3-5}$$

mit:

$H_{SL,i}$ Auftreffhäufigkeit pro Jahr der durch Starts und Landungen bedingten Flugzeugabstürze auf die Kraftwerksfläche in der Gewichtsklasse i,

α_{KKW} Sektorwinkel, den die Kernkraftwerksfläche einnimmt,

α_j Sektorwinkel des Sektors j in dem das Kernkraftwerk liegt,

ΔR_{KKW} Länge der Kernkraftwerksfläche [in m] in Richtung des Abstands R zur Start-/Landebahn,

f_i Anzahl von Starts und Landungen pro Jahr am betrachteten Flugplatz in der Gewichtsklasse i.

3.6.1.3.2 Absturzhäufigkeit auf Flugverkehrsstrecken und im Warteraum

Unter einer Flugverkehrsstrecke versteht man den von Fluglotsen überwachten und durch Funknavigationsanlagen markierten Luftraum. Von der Luftverkehrsleitlinie darf nur in Ausnahmefällen (z.B. bei Gewitter) abgewichen werden.

Durch meteorologische Bedingungen, technische Gründe oder Verspätungen kann der Anflug des Flughafens durch die Einweisung in Warteräume verzögert werden. Die Absturzhäufigkeit in den Warteschleifen ist denen auf den Flugverkehrsstrecken vergleichbar.

Die Absturzhäufigkeit auf Flugverkehrsstrecken (Abstürze/Flugkilometer und Flug) wurde für die Zeit von 1989 bis 1995 (7 Jahre) für die Luftfahrzeug-Gewichtsklassen i wie folgt ermittelt (Mittelwert):

Tabelle 3-6: Absturzhäufigkeit in Abhängigkeit von Gewichtsklassen

Gewichtsklasse (Mg)		Unfälle/Flugkilometer $h_{FV,i}$
1	> 20	$2,08 \cdot 10^{-10}$
	5,7 – 20	$3,21 \cdot 10^{-09}$
2	2 – 5,7	$5,44 \cdot 10^{-08}$
3	< 2	$1,11 \cdot 10^{-07}$
Flugunfall: Außerhalb von Flugplätzen mit Aufschlag auf dem Erdboden		

Verkehrsflugzeuge machen nur einen Teil der Flugzeuge in Gewichtsklasse 1 aus. Für sie gilt derzeit eine noch geringere Absturzhäufigkeit im Bereich 10^{-12} bis 10^{-11} pro Flugkilometer. Entsprechend der Zahlenwerte brauchen Verkehrsflugzeuge in diesem Zusammenhang nicht weiter betrachtet zu werden.

Die Absturzorte können in Querrichtung zur auf den Erdboden projizierten Luftverkehrsleitlinie als normalverteilt angenommen werden:

$$W_{x,a} = \Phi\left(\frac{x + \frac{a}{2}}{\sigma}\right) - \Phi\left(\frac{x - \frac{a}{2}}{\sigma}\right) \quad \text{Gl. 3-6}$$

mit:

- $W_{x,a}$ Wahrscheinlichkeit dafür, dass der Absturz im Bereich $\pm a/2$ im Abstand x querab von der auf den Erdboden projizierten Luftverkehrsleitlinie erfolgt,
- Φ Verteilungsfunktion der standardisierten Normalverteilung,
- x Abstand in Querrichtung zur auf den Erdboden projizierten Luftverkehrsleitlinie,
- a Breite der Kernkraftwerksfläche in Richtung x ,
- σ Standardabweichung, die die Streuung der Absturzorte in Querrichtung zur auf den Erdboden projizierten Luftverkehrsleitlinie beschreibt.

Für $x = 0$ und $a/2 = \sigma$ wird $W_{x,a} = 0,68$.

Damit wird

$$H_{FV,i} = h_{FV,i} \cdot f_{FV,i} \cdot l \cdot W_{x,a}$$

Gl. 3-7

mit:

- $H_{FV,i}$ Häufigkeit pro Jahr der durch Beflug von Flugverkehrsstrecken bedingten Flugzeugabstürze auf die Kraftwerksfläche in der Gewichtsklasse i,
- $h_{FV,i}$ Häufigkeit von Flugzeugabstürzen auf Flugverkehrsstrecken pro Flugkilometer, in der Gewichtsklasse i (s. Tabelle 3-6),
- $f_{FV,i}$ Flugdichte der betrachteten Flugverkehrsstrecke (Flüge/a) in der Gewichtsklasse i,
- l Länge der Kernkraftwerksfläche in Richtung der auf den Erdboden projizierten Luftverkehrsleitlinie (km).

3.6.1.3.3 Absturzhäufigkeit im freien Luftverkehr

Instrumentierte Flugzeuge, die sich nicht entlang Flugverkehrsstrecken bewegen und Flugzeuge, die nicht durch Funkverkehr und Lotsen geleitet werden, befinden sich im sog. freien Luftverkehr.

Es sind bevorzugt standortspezifische Flugunfallstatistiken heranzuziehen. Alternativ ist die Ermittlung der Absturzhäufigkeit wie nachfolgend beschrieben durchzuführen.

Es werden die nächstgelegenen Flugplätze im Umkreis von 30 km berücksichtigt. Weiter entfernt liegende Flugplätze mit normalem Flugbetrieb (d.h. weniger als 50000 Starts und Landungen pro Jahr) tragen nicht wesentlich zur Absturzhäufigkeit bei.

Abgesehen von Sperrgebieten und den ausgewiesenen Flugverkehrsstrecken ist im freien Luftverkehr ab einer bestimmten Entfernung vom Flughafen jede Flugrichtung gleich wahrscheinlich. Es wird angenommen, dass die Flugbewegung im Wesentlichen radial vom Flugplatz aus erfolgt. Es wird weiterhin angenommen, dass das Überflugverbot von Kernkraftwerken beachtet wird. Für die Personalfehlhandlung der Nichtbeachtung des Überflugverbots wird die Obergrenze des Vertrauensbereichs der in (/SWA 83/, s. dort Tab. 20-6) ausgewiesenen Wahrscheinlichkeit für das Missachten genereller Verhaltensmaßregeln angesetzt: $W = 0,05$.

Demnach ist

$$H_{F,i} = \frac{a}{2R\pi} \cdot \frac{l}{v_{F,i}} \cdot f_{F,i} \cdot h_{F,i} \cdot 0,05$$

Gl. 3-8

mit:

- $H_{F,i}$ Auftreffhäufigkeit pro Jahr der durch den freien Flugverkehr bedingten Flugzeugabstürze auf die Kraftwerksfläche in der Gewichtsklasse i,
- a Breite der Kernkraftwerksfläche quer zu R,
- R Abstand der Kernkraftwerksfläche zum Flugplatz,
- l Länge der Kernkraftwerksfläche in Richtung R,
- $v_{F,i}$ mittlere Fluggeschwindigkeit in der Gewichtsklasse i (in radialer Richtung),
- $f_{F,i}$ Anzahl der jährlichen Flugbewegungen (Starts und Landungen) des betrachteten Flugplatzes, in der Gewichtsklasse i,
- $h_{F,i}$ Häufigkeit von Flugzeugabstürzen pro Flugstunde im freien Flugverkehr, in der Gewichtsklasse i.

3.6.1.4 Absturzhäufigkeit im militärischen Luftverkehr

Der folgende Abschnitt gilt nicht für große Militärflugzeuge, die zum Transport von militärischem Gerät, Gütern, Soldaten und sonst. Personen eingesetzt werden. Diese benutzen im europäischen Luftraum die Luftstraßen des zivilen Luftverkehrs und sind für den Flugbetrieb außerhalb der Start- und Landephase entsprechend Abschnitt 3.6.1.3.2 zu behandeln.

Die anlagenspezifische Absturzhäufigkeit militärischer Luftfahrzeuge wird entsprechend dem in Abschnitt 3.6.1.3.3 beschriebenen Verfahren für den freien Luftverkehr aus der Absturzhäufigkeit je Flugstunde und der Anzahl an Starts und Landungen auf den benachbarten Militärflugplätzen berechnet.

Zusätzlich ist die Statistik der im Planquadrat von 30 km x 30 km um das Kraftwerksgelände aufgetretenen Abstürze auszuwerten:

$$H_{M,i} = \frac{N_i}{F_P \cdot t} \cdot F_{KKW} \quad \text{Gl. 3-9}$$

mit:

N_i Anzahl der Abstürze im Planquadrat, innerhalb der Beobachtungszeit, für Luftfahrzeuge der Klasse i ,

F_P Fläche des Planquadrats,

t Beobachtungszeit (Jahre),

F_{KKW} Kernkraftwerksfläche (ca. 200 m x 200 m).

Bei $N_i = 0$ bleibt $H_{M,i} = 0$; es wird kein Prognosewert unter Anwendung einer Nullfehlerstatistik berechnet.

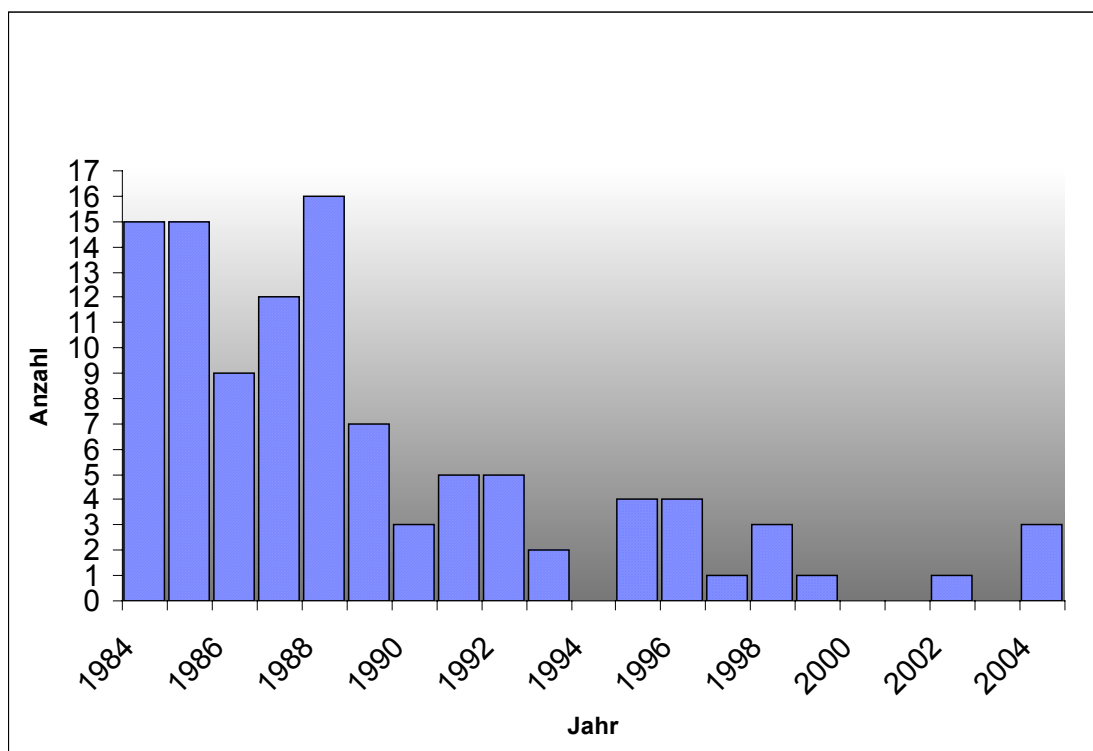


Bild 3-7: Anzahl der jährlichen Abstürze von Militärmaschinen (über 7,5 Mg) über dem Gebiet der Bundesrepublik Deutschland

Der ungünstigere Zahlenwert aus beiden Analysen ist der weiteren Berechnung zugrunde zu legen.

Das Bild 3-7 zeigt die Statistik der Abstürze „schnell fliegender Kampfflugzeuge über 7,5 Mg“ der Bundeswehr und anderer Staaten über der Bundesrepublik Deutschland (Quelle: Bundesministerium der Verteidigung, Aug. 2004, sowie Nachtrag März 2005).

Es ist ersichtlich, dass die mit Beginn der 90er Jahre vorgenommenen Änderungen im militärischen Flugbetrieb eine deutliche Verringerung der Absturzrate zur Folge hatten. Es wird deshalb empfohlen, für die Statistik aufgetretener Abstürze nur die Ereignisse ab dem Jahr 1991 zu verwenden.

3.6.1.5 Methodenbeschreibung: Grobanalyse

Die hier beschriebene Grobanalyse zielt darauf ab, durch vereinfachte konservative Analysenansätze eine obere Grenzabschätzung für den durch das Ereignis "Flugzeugabsturz" bedingten Beitrag zur Häufigkeit von Gefährdungszuständen durchzuführen. Die beschriebene Vorgehensweise folgt im Wesentlichen den Untersuchungen in /HOF 97/.

Ausgangspunkt ist die Erfassung der Gebäude und Anlagenbereiche hinsichtlich der unterschiedlichen Schadensauswirkungen bei unterstellten Zerstörungen (vgl. Abschnitte 3.6.1.5.1, 3.6.1.5.2 und 3.6.1.5.3):

- Bereich A: Enthält Systeme, bei deren Schädigung unmittelbar der Gefährdungszustand eintreten kann oder bei deren Schädigung ein auslösendes Ereignis eintreten kann, das nicht durch das Notstandskühlsystem auslegungsgemäß beherrscht wird.
- Bereich B: Enthält Systeme, bei deren Schädigung nicht unmittelbar ein Gefährdungszustand eintreten kann, bei deren Schädigung aber ein auslösendes Ereignis eintreten kann, das durch das Notstandskühlsystem auslegungsgemäß beherrscht wird.
- Bereich C: Enthält das Notstandskühlsystem

Zum Bereich A gehören z.B. der Primärkühlmittelkreislauf und die FD-Sicherheitsarmaturen (DWR) bzw. Frischdampfsicherheits- und Entlastungsarmaturen (SWR).

Zum Bereich B gehören z.B. der Netzanschluss mit den Maschinentransformatoren und die Eigenbedarfsanlagen (Notstromfall), das Maschinenhaus (FD-Leitungsbruch, Ausfall HWS, Ausfall HSpW) und das Schaltanlagegebäude (Ausfall HWS, Ausfall HSpW).

Die Möglichkeit der Auslösung fehlerhafter Signale als Folge der Schädigung leittechnischer Anlagen mit der Konsequenz eines Kühlmittelverluststörfalls ist zu berücksichtigen.

Der Bereich C (Notstandskühlsystem) besteht aus Gebäuden, die baulich gegen Einwirkungen von außen ausgelegt sind, wobei teilweise die Wahrscheinlichkeit einer gesamthaften Schädigung durch direkte Treffer oder Wrackteile beim Flugzeugabsturz erst durch Abstand hinreichend minimiert wurde. Bezüglich weiterer im betreffenden gegen Einwirkungen von außen geschützten Bereich untergebrachter Systemfunktionen s. Abschnitt 3.6.1.5.3.

Bei einem Flugzeugabsturz auf ein Gebäude oder Anlagenteil tritt die Schadenseinwirkung zum einen durch das direkte Auftreffen des Flugzeugs am Auftreffort ein. Darüber hinaus können Wrackteile entstehen, die entfernt vom Auftreffort auf Gebäude oder Anlagenteile einwirken.

Die Häufigkeit von Gefährdungszuständen bedingt durch das Ereignis Flugzeugabsturz ergibt sich aus den in den Bereichen A und B auftretenden Schadenswirkungen, unter Berücksichtigung der Einwirkung direkter Treffer und Treffer durch Wrackteile.

Als Eingangsinformation der Analyse sind für die Gebäude und die Flächen der im Freien angeordneten Anlagenteile, die den Bereichen A und B zuzurechnen sind, folgende Informationen zu beschaffen:

- Gebäudebezeichnung,
- Außenabmessungen,
- wesentliche im Gebäude aufgestellte Systeme,
- eintretendes auslösendes Ereignis mit Klassifizierung gemäß Bereich A/B.

3.6.1.5.1 Gefährdungszustände Bereich A

Für die Grobanalyse des Bereichs A wird die konservative Grundannahme getroffen, dass das Eindringen von Flugzeugteilen in Gebäude, die dem Bereich A zuzurechnen sind, das Eintreten des Gefährdungszustands zur Folge hat.

Die Häufigkeit für das Auftreffen eines abstürzenden Flugzeugs auf Gebäude des Bereichs A ist nach Vorgaben des Abschnitt 3.6.1.2 zu ermitteln.

Bei deutschen Kernkraftwerken wurden bei der Auslegung der Gebäude des Bereichs A unterschiedliche Lastannahmen zugrunde gelegt.

Soweit keine Auslegung speziell für den Lastfall „Flugzeugabsturz“ vorliegt, ist eine nachträgliche Bewertung der Auslegungssituation erforderlich, z.B. wie berichtet in /BER 05/ (s. dort in Kap. 8).

Soweit eine Auslegung gegen den Absturz des Flugzeugtyps "Starfighter" der deutschen Luftwaffe vorliegt, beschränkt sich die Ermittlung der Häufigkeit für das Auftreffen eines Flugzeugabsturzes auf Gebäude des Bereichs A auf die Gewichtsklassen 1 nach der Klassifizierung des Luftfahrtbundesamts Braunschweig (Flugzeuge mit über 5,7 Mg) sowie auf schnell fliegende Militärflugzeuge. Abhängig von der Anflugrichtung und vom Absturzwinkel würde bei einem Teil der zu unterstellenden Abstürze dieser Flugzeuge der Normalanteil des Auftreffimpulses am Auftreffpunkt für eine Penetration ausreichen. Entsprechend der Angaben in /BMFT 90/ wird dieser Anteil auf 15 % angesetzt.

Bei neueren Anlagen liegt eine Auslegung gegen den Absturz des Flugzeugtyps "Phantom" der deutschen Luftwaffe vor. In diesem Fall liegt die Penetrationswahrscheinlichkeit unter 0,01 /BMFT 90/, so dass die hieraus resultierende Penetrationshäufigkeit vernachlässigt wird.

Beim Aufprall des Flugzeugs entstehende Wrackteile bleiben sowohl in Bezug auf die älteren als auch die neueren gegen Flugzeugabsturz ausgelegten Gebäude des Bereichs A außer Betracht.

Insgesamt ergibt sich aus der Analyse des Bereichs A folgender Anteil an der Häufigkeit von Gefährdungszuständen:

$$H_{G,A} = H_{\text{Penetration},A}$$

Gl. 3-10

3.6.1.5.2 Gefährdungszustände Bereich B

Für die Grobanalyse des Bereichs B wird die konservative Grundannahme getroffen, dass das Eindringen von Flugzeugteilen in Gebäude, die dem Bereich B zuzurechnen sind, oder das Auftreffen auf Anlagenteile dieses Bereichs, als Eintreten des für das Gebäude oder den betroffenen Anlagenteil ermittelte auslösende Ereignis zu werten ist.

Die Häufigkeit für das Auftreffen eines abstürzenden Flugzeugs auf Gebäude oder Anlagenteile des Bereichs B ist nach Vorgaben des Abschnitt 3.6.1.2 zu ermitteln.

Als gefährdungsrelevant zu erfassen sind zivile Flugzeuge der Gewichtsklassen 1 bis 4 nach der Klassifizierung des Luftfahrtbundesamts Braunschweig

- (1) Flugzeuge mit über 5,7 Mg,
- (2) Flugzeuge mit über 2,0 bis 5,7 Mg,
- (3) Flugzeuge mit bis zu 2,0 Mg,
- (4) Drehflügler

sowie schnell fliegende Militärflugzeuge.

Entsprechend der Funktion der betreffenden Gebäude und unter Einbeziehung von beim Aufprall des Flugzeugs entstehenden Wrackteilen wird die konservative Annahme gemacht, dass nach Eintreten des auslösenden Ereignisses die nicht gegen Einwirkungen von außen geschützten sicherheitstechnischen Einrichtungen ausgefallen sind. Dies bedeutet gleichzeitig das Eintreten des Notstromfalls.

Abweichend hiervon wird bei Flugzeugabstürzen der Gewichtsklassen 3 und 4 nur eine Schadenswirkung in dem vom direkten Treffer geschädigten Gebäude oder Anlagenbereich (Eintreten eines auslösenden Ereignisses und Ausfall sicherheitstechnischer Einrichtungen) angenommen. Schadenswirkungen durch Wrackteile auf andere Gebäude oder Anlagenbereiche werden nicht unterstellt.

Für die durch Flugzeugabsturz verursachten auslösenden Ereignisse ist unter Anwendung der vorhandenen Ereignisbäume der PSA der Stufe 1 für interne Ereignisse der durch Flugzeugabsturz bedingte Anteil an der Häufigkeit von Gefährdungs- und Kernschadens-zuständen zu berechnen. Die wie angenommen als ausgefallen zu betrachtenden Systemfunktionen sind dabei durch entsprechende Zusatzgatter mit einer Nichtverfügbarkeit von 1 zu belegen. Ansonsten gelten die stochastischen Nichtverfügbarkeiten.

Auch für das gegen Flugzeugabsturz geschützte Notstandskühlsystem sind die stochastischen Nichtverfügbarkeiten anzusetzen; eine Schädigung durch Wrackteile wird nicht unterstellt. Soweit der Schutz des Notstandskühlsystems gegen die Einwirkung eines Flugzeugabsturzes nicht durch die Bemessung des Gebäudes sondern durch Abstand gegeben ist, sind zusätzlich zur oben gemachten Ausfall-Annahme auch Ausfälle von Teilen des Notstandskühlsystems durch Treffer von Wrackteilen entsprechend ihrer Wahrscheinlichkeit anzusetzen.

Aus der Quantifizierung der Ereignisbäume für die durch Flugzeugabstürze im Bereich B eintretenden auslösenden Ereignisse ergibt sich die Summenhäufigkeit der durch Flugzeugabstürze im Bereich B insgesamt zu erwartenden Gefährdungszustände:

$$H_{G,B} = \sum H_{G, AE} \quad \text{Gl. 3-11}$$

3.6.1.5.3 Gefährdungszustände Bereich C

Im Bereich C ist das Notstandskühlsystem untergebracht, das im Normalbetrieb der Anlage nicht in Funktion ist. Entsprechend wird davon ausgegangen, dass Zerstörungen dieser Systeme nicht zum Eintreten eines auslösenden Ereignisses führen. Demnach ergibt sich hieraus kein Beitrag zur Häufigkeit von Gefährdungszuständen. Soweit innerhalb des gegen Einwirkungen von außen geschützten Bereichs dieser Systeme auch andere Systemfunktionen angeordnet sind, sind diese Annahmen zu überprüfen. Gegebenenfalls sind die Ergebnisse dieser Überprüfung in der Analyse zu berücksichtigen.

3.6.1.5.4 Unsicherheitsbandbreite

Im Rahmen der Grobanalyse werden nur Punktwerte berechnet.

3.6.1.6 Methodenbeschreibung: Detaillierte Nachweisverfahren

In diesem Abschnitt werden für einzelne Analysenfragestellungen aus der Grobanalyse detaillierte Nachweisverfahren beschrieben, die einen höheren Aufwand bedeuten und zu einem genaueren und weniger konservativen Ergebnis führen. Der Durchführungsrahmen der Analyse bleibt dabei unverändert und entspricht weiterhin der Grobanalyse.

3.6.1.6.1 Penetration bei Treffern auf Gebäude des Bereichs A

Soweit für Gebäude des Bereichs A eine Auslegung gegen den Absturz des Flugzeugtyps "Starfighter" der Luftwaffe vorliegt, wird für die Grobanalyse die Annahme gemacht, dass bei einem Flugzeugtreffer, dessen Auftreffimpuls größer ist als bei der Gebäudeauslegung zugrunde gelegt, mit einer Wahrscheinlichkeit von 0,15 von einer Penetration des betroffenen Gebäudes auszugehen ist. Außerdem wurde konservativ die abschirmende Wirkung vorgelagerter Gebäude unberücksichtigt gelassen.

In einem detaillierten Nachweisverfahren kann die Penetrationswahrscheinlichkeit anlagenspezifisch ermittelt werden. Hierzu bieten sich Monte-Carlo-Verfahren an, die es erlauben, für eine Vielzahl möglicher Auftreffpunkte und Auftreffwinkel den Normalimpuls zu bestimmen und den Anteil festzustellen, bei dem die Auslegungs-Lasten überschritten sind. Hierbei kann auch die Abschirmwirkung vorgelagerter Gebäude berücksichtigt werden.

3.6.1.6.2 Schadenswirkung bei Treffern auf Gebäude und Anlagenbereiche

Für die Grobanalyse wird die konservative Annahme gemacht, dass bei direkten Treffern des abstürzenden Flugzeugs auf nicht gegen Flugzeugabsturz ausgelegte Gebäude oder auf Anlagenbereiche im Freien das für diese Gebäude bzw. Anlagenbereiche ermittelte auslösende Ereignis als eingetreten anzunehmen ist. Weiter wurde die Annahme gemacht, dass auch alle sicherheitstechnischen Einrichtungen im betroffenen Gebäude oder Anlagenbereich ausfallen und dass durch die Wirkung von Wrackteilen auch die sicherheitstechnischen Einrichtungen in anderen nicht gegen Flugzeugabsturz geschützten Gebäuden oder Anlagenbereichen ausfallen. Im Falle der Penetration in den Bereich A wurde konservativ das Eintreten des Gefährdungszustands angenommen.

In einem detaillierten Nachweisverfahren können diese konservativen Annahmen durch entsprechende Untersuchungen ersetzt werden. Dabei ist von der innerhalb des Gebäudes oder im Anlagenbereich anzusetzenden Schadensfläche auszugehen:

- Bei Penetration geschützter Gebäude ist dies die Projektionsfläche der von Triebwerkswelle und Trümmern durchdrungenen Gebäudewand.
- Bei Treffern auf nicht geschützte Gebäude oder Anlagenbereiche ist dies die Schadensfläche entsprechend der Gewichtsklasse des Flugzeugs.

Zusätzlich ist von einem Treibstoffbrand auszugehen. Dabei handelt es sich im ersten Fall um eine Teilmenge des Treibstoffs (abzuschätzen anhand der Treibstoffverteilung über den Flugzeug-Querschnitt sowie ihrer Projektion auf die anzusetzende Schadensfläche), im zweiten Fall ist von der gesamten Treibstoffmenge auszugehen. Zu berücksichtigen ist jeweils nur die Teilmenge/Gesamtmenge des nicht zerstäubten Anteils.

Ausgehend von dieser Schadensfläche und der Aufstellungsplanung der Systeme im Gebäude/Anlagenbereich kann der den verschiedenen Schadenswirkungen zuzuordnende Anteil an zu unterstellenden Flugzeugabstürzen ermittelt werden.

Auch bezüglich der Einwirkung von Wrackteilen auf andere als das direkt getroffene Gebäude bzw. den direkt getroffenen Anlagenbereich können Detailuntersuchungen eine realistische Einschätzung der Folgeschäden an sicherheitstechnischen Einrichtungen ergeben (vergleiche Abschnitt 3.6.1.5.2).

3.6.1.6.3 Unsicherheitsbandbreite

Die Unsicherheitsbandbreite ist aus der Verteilung der Häufigkeit der Kernschadenzustände zu bestimmen.

3.6.2 Explosionsdruckwelle

3.6.2.1 Einleitung

Durch den Bau von Kernkraftwerken in der Nähe von Industrieanlagen und Transportwegen erhebt sich die Frage der Gefährdung der Kernkraftanlagen durch die Freisetzung entzündbarer Gase, die zu Explosionen oder auch Detonationen führen können. Die mechanische Beeinflussung der KKW-Gebäude und Einrichtungen durch mögliche Druckwellen nach Explosionen bzw. Detonationen können zu auslösenden Ereignissen führen, die zur Häufigkeit von Gefährdungszuständen beitragen. Im Folgenden werden Vorgaben für die probabilistische Sicherheitsanalyse von Kernkraftwerken für das einleitende Ereignis "Explosionsdruckwelle" gemacht. Dabei wird ein vereinfachter Überprüfungsansatz beschrieben, der es erlaubt, den möglichen Beitrag zur Häufigkeit von Gefährdungszuständen ohne eine detaillierte Analyse einzugrenzen. Es werden außerdem Methoden für einen probabilistischen Nachweis beschrieben. Dabei wird im Wesentlichen den Untersuchungen in /HOF 96B/ gefolgt.

3.6.2.2 Methodenbeschreibung: Überprüfungsansatz

Ausgangspunkt ist die Erfassung der Gebäude und Anlagenbereiche hinsichtlich der unterschiedlichen Schadensauswirkungen bei unterstellten Zerstörungen:

Bereich A: Enthält Systeme, bei deren Schädigung unmittelbar der Gefährdungszustand eintreten kann oder bei deren Schädigung ein auslösendes Ereignis eintreten kann, das durch das Notstandskühlsystem auslegungsgemäß nicht beherrscht wird.

Bereich B: Enthält Systeme, bei deren Schädigung nicht unmittelbar der Gefährdungszustand eintreten kann, bei deren Schädigung aber ein auslösendes Ereignis eintreten kann, das durch das Notstandskühlsystem auslegungsgemäß beherrscht wird.

Bereich C: Enthält das Notstandskühlsystem

Zum Bereich A gehören z.B. der Primärkühlmittelkreislauf und die Frischdampfsicherheits- und Absperrarmaturenstation (DWR) bzw. Frischdampfiso- und Druckentlastungsarmaturen (SWR).

Zum Bereich B gehören z.B. der Netzanschluss mit den Maschinentransformatoren und die Eigenbedarfsanlagen (Notstromfall), das Maschinenhaus (Frischdampfleitungsbruch, Ausfall HWS, Ausfall HSpW) und das Schaltanlagegebäude (Ausfall HWS, Ausfall HSpW).

Die Möglichkeit von Fehlsignalen bei der Schädigung leittechnischer Anlagen, mit der Konsequenz eines Kühlmittelverluststörfalls ist zu berücksichtigen.

Der Bereich C (Notstandskühlsystem) besteht aus Gebäuden, die baulich gegen Einwirkungen von außen, also auch gegen EDW, ausgelegt sind. I. A. führen Zerstörungen dieser Systeme nicht zum Eintreten eines auslösenden Ereignisses. Soweit innerhalb des gegen Einwirkungen von außen geschützten Bereichs dieser Systeme auch andere Systemfunktionen als die Notstandskühlung angeordnet sind, sind diese Annahmen zu überprüfen. Gegebenenfalls sind die Ergebnisse dieser Überprüfung in der Analyse zu berücksichtigen.

Mit dem hier beschriebenen Überprüfungsansatz wird festgestellt, ob für die zu betrachtende Anlage die Häufigkeit der Kernschadenszustände infolge von EDW $< 10^{-7}/a$ ist. Dies ist dann der Fall, wenn

- (1) die anzusetzende Gesamteintrittshäufigkeit des Ereignisses "Explosionsdruckwelle" (Summe aller Beiträge der Ereignisse „Detonation“ und „Deflagration“, soweit bei letzterer eine Unterschreitung des Abstands zu Gebäuden der Anlage von 100 m möglich ist, s. Abschnitt 3.6.2.4) mit kleiner als $10^{-5}/a$ ermittelt wurde,
- (2) die Gebäude der Bereiche A und C entsprechend der Lastvorgaben in /BMI 76/ (s. Abschnitt 3.6.2.5) ausgelegt sind,
- (3) die Sicherheitsabstände zum Ort des Umgangs mit bzw. der möglichen Freisetzung von explosionsfähigen Stoffen entsprechend der Vorgaben in /BMI 76/ (s. Abschnitt 3.6.2.5) eingehalten sind.

Liegen die Voraussetzungen dieses Überprüfungsansatzes vor, sind keine weiteren probabilistischen Nachweise zum Ereignis „Explosionsdruckwelle“ erforderlich. Andernfalls ist ein probabilistischer Nachweis gemäß Abschnitt 3.6.2.6 zu führen, erforderlichenfalls unter Anwendung der dort gegebenen Hinweise auf detaillierte Analysemethoden.

Tabelle 3-7 bietet eine Übersicht über das gestaffelte Nachweisverfahren zur Explosionsdruckwelle.

Tabelle 3-7: Gestaffeltes Nachweisverfahren zur Explosionsdruckwelle (Übersicht)

Kriterium	Analysenumfang
(1) Eintrittshäufigkeit $< 10^{-5}/a$ (2) Auslegung der Bereiche A und C gemäß /BMI 76/: Lastannahmen und Sicherheitsabstände	Verifikation anhand des Überprüfungsansatzes
(1) nicht erfüllt (2) erfüllt	Konservative Abschätzung der Eintrittshäufigkeit
(1) nicht erfüllt (2) nicht erfüllt	Detaillierte Analyse (mögliche Methodik in /HOF 96B/)

3.6.2.3 Begriffe

Explosion:

Eine Explosion ist eine äußerst schnell ablaufende chemische Reaktion (Oxidation oder Zerfallsreaktion), bei der eine große Wärmeenergie in sehr kurzer Zeit freigesetzt wird (exotherme Reaktion). Durch die frei werdende Wärme dehnen sich die schon vorhandenen oder die bei der Reak-

tion entstehenden gasförmigen Stoffe sehr schnell aus, so dass diese Vorgänge mit einer Druckwelle und einem mehr oder weniger heftigen Knall verbunden sind.

Auf Grund der unterschiedlichen Reaktionsgeschwindigkeiten der explosionsfähigen Gemische (Gemische von Gasen oder Dämpfen untereinander oder mit Nebeln oder Stäuben, sowie Gemische von Gasen, Dämpfen, Nebeln oder Stäuben mit Luft einschließlich üblicher Beimengungen unter atmosphärischen Bedingungen) kann man zwischen Verpuffung, Deflagration und Detonation unterscheiden.

Verpuffung:

Eine Verpuffung ist nach /DIN 14011/ eine Explosion mit geringer Druckwirkung.

Sie entsteht bei Gemischen knapp unterhalb der Explosionsgrenze. Sie ergibt weiche Stichflammen, einen Druckanstieg $< 0,1$ MPa und geringe Geräuschentwicklung.

Deflagration:

Eine Deflagration ist eine Explosion, die sich mit Unterschallgeschwindigkeit fortpflanzt.

Die Reaktionsgeschwindigkeit wird durch die Flammengeschwindigkeit bestimmt, d.h. die fortlaufende Entzündung noch nicht brennender Stoffteilchen erfolgt durch Wärmeübertragung von Teilchen zu Teilchen.

Eine Deflagration entsteht, wenn günstige stöchiometrische Verhältnisse vorliegen. Sie ergibt harte, weitreichende Stichflammen, einen Druckanstieg von 0,7 bis 1,0 MPa mit heftigem Knall, zur Schadenswirkung i. Bez. auf Gebäude der Anlage s. Abschnitt 3.6.2.4.2.2.

Detonation:

Eine Detonation ist eine Explosion, die sich mit Überschallgeschwindigkeit fortpflanzt, gekennzeichnet durch eine Stoßwelle.

Sie ist eine durch eine Stoßwelle ausgelöste Flammenreaktion, die sich mit Geschwindigkeiten bis zu einigen km/s fortpflanzt (die fortlaufende Reaktion erfolgt nicht mehr durch Wärmeleitung aus der Flammenfront, sondern durch die Kompressionswärme einer Stoßwelle). Die Ausbreitungsgeschwindigkeit der Stoßwelle liegt oberhalb der Schallgeschwindigkeit.

Bei Detonationen können die in Flammenfortpflanzungsrichtung mit Überschallgeschwindigkeit strömenden Gase große Zerstörungen verursachen.

Eine Detonation entsteht vornehmlich bei vorverdichteten Gemischen, Gemischen mit reinem O_2 (wenn nicht brennbare Bestandteile, wie z.B. Stickstoff, fehlen) und Sprengstoffen. Sie ergibt einen Druckanstieg von 1,0 bis über 20 000 MPa mit äußerst heftigem Knall.

Bei Sprengstoffen liegen extrem hohe Reaktionsgeschwindigkeiten vor; es kommt immer zu einer stabilen Detonation.

Bei Gasen oder Dämpfen in Mischung mit Luft, Aerosol-Luft-Gemische, Staub-Luft-Gemischen kann in der Regel eine Deflagration erwartet werden. Unter ungünstigen Bedingungen (Art des Stoffes, z.B. ungesättigte Kohlenwasserstoffe, hohe Initiierungsenergien u.a.) können instabile Zwischenstufen zwischen Deflagration und Detonation auch bei diesen Gemischen auftreten. Ein Sonderfall sind die Gase, die zu exothermem Zerfall fähig sind, und bei denen daher auch ohne Vermischung mit Luft eine Deflagration oder Detonation möglich ist. Hierzu gehören bei den Transportgasen besonders Ethylenoxid und (bei Temperaturen über 425 K) Ethen.

3.6.2.4 Häufigkeit des Ereignisses "Explosionsdruckwelle"

Die anzusetzende Häufigkeit des Ereignisses "Explosionsdruckwelle" ergibt sich aus der Summation aller Beiträge der Ereignisse „Detonation“ und „Deflagration“, soweit von ihnen eine Gefährdung des KKW ausgeht, durch Unfälle bei Transportvorgängen oder den Betrieb ortsfester Anlagen wie dargestellt in den nachfolgenden Abschnitten.

3.6.2.4.1 Standortspezifische Gegebenheiten, Quellen möglicher Explosionsdruckwellen

Als Voraussetzung für eine probabilistische Analyse sind die Quellen möglicher Explosionsdruckwellen zu identifizieren. Die Lage des KKW im Abstand zu den Orten, an denen mit explosionsfähigen Stoffen umgegangen wird, bzw. zu den Transportwegen ist zu ermitteln. Hierzu gehören

- benachbarte Straßen (Bundes- / Landesstraße),
- benachbarte Wasserstraßen,
- Verladestellen, Stellen für Rangierverkehr, Abstellgleise und besondere Gefahrenpunkte von Eisenbahnschienenwegen,
- ortsfeste Einrichtungen (Industrieanlagen).

Im Sinne der BMI-Richtlinie /BMI76/ gelten als explosionsfähige Stoffe alle die Stoffe, aus denen - ggf. erst durch Verdampfung und Durchmischung mit Luft - infolge einer reaktionsauslösenden Einwirkung Energie innerhalb kurzer Zeit freigesetzt werden kann, so dass eine plötzliche Druckwirkung hervorgerufen wird. Insbesondere zählen hierzu:

- Verflüssigtes Erdgas bzw. verflüssigte Kohlenwasserstoffgase,
- brennbare Gase aller Art (Natur- und Mischgase),
- Munition.

Die standortspezifischen Gegebenheiten sind dem Sicherheitsbericht der Anlage zu entnehmen. Die Angaben sind bezüglich der industriellen Betriebe und Verkehrswege zu aktualisieren.

3.6.2.4.2 Auswirkungen von Unfällen mit Freisetzung explosionsfähiger Güter am KKW

3.6.2.4.2.1 Entstehung einer Detonation

Bei Unfällen mit detonationsfähigen Stoffen (im Wesentlichen Sprengstoffe, Munition, exotherm zerfallende Gase, s. Abschnitt 3.6.2.3) ist der Entstehungsort der Druckwelle i. a. identisch mit dem Unfallort. Hier gilt der Ansatz

$$H_{E,SMZ} = H_{U,SMZ} \cdot W_Z \quad \text{Gl. 3-12}$$

mit:

$H_{E,SMZ}$ Jährliche Häufigkeit einer Explosionsdruckwelle durch Sprengstoffe, Munition oder exotherm zerfallende Gase im Umfeld des Kernkraftwerks,

$H_{U,SMZ}$ Jährliche Häufigkeit von Unfällen mit Sprengstoffen, Munition oder exotherm zerfallenden Gasen im Umfeld des Kernkraftwerks,

W_Z Bedingte Wahrscheinlichkeit der Zündung bei einem Unfall.

3.6.2.4.2.2 Entstehung einer Deflagration

Beim Zünden einer Gas-Gemisch-Wolke wird von einer Deflagration ausgegangen; die Eintrittshäufigkeit einer Detonationen ist demgegenüber um mehrere Größenordnungen kleiner /BMFT 80/. Soweit der Entstehungsort der Deflagration um > 100 m von den Kernkraftwerksgebäuden entfernt ist (vgl. Sicherheitsabstände gem. /BMI 76/), wird eine Gefährdung des Kernkraftwerks ausgeschlossen. Der Deflagrationsdruck von max. 10 bar fällt über 100 m um einen Faktor 10^4 ab, so dass im Kraftwerksbereich Druckwerte im Bereich des Winddruckes erreicht werden. S. z.B. W. Geiger „Statusbericht über denkbare äußere Druckbelastung von KKW durch Gasexplosion“ Bericht zum Vorhaben SR63 des BMI, zitiert in /BMFT 80/. Die Abschwächung der Druckwelle durch Gebäudeteile, die den zu schützenden Gebäuden vorgelagert sind, kann zusätzlich berücksichtigt werden.

Bei explosionsfähigen Gas-Luft-Gemischen (brennbare Gase mit Luft; brennbare Dämpfe, z.B. auch von Flüssiggas, mit Luft) kann es zu einer Wolkenbildung und zu einem Driften dieser Wolken vom Unfallort weg in Richtung KKW kommen, so dass die Deflagration im Bereich der Kernkraftwerksgebäude auftritt (auf Maßnahmen zur Verhinderung des Eindringens gefährlicher bzw. explosionsfähiger Gasgemische in die KKW-Gebäude wird hier nicht eingegangen).

Hier gilt der Ansatz (/BMFT 80/):

$$H_{E,GLG} = H_{U,GLG} \cdot W_M \cdot W_D \cdot W_Z \quad \text{Gl. 3-13}$$

mit:

- | | |
|-------------|--|
| $H_{E,GLG}$ | Jährliche Häufigkeit einer Explosionsdruckwelle durch Gas-Luft-Gemische im Umfeld des Kernkraftwerks, |
| $H_{U,GLG}$ | Jährliche Häufigkeit von Unfällen mit brennbarem Gas im Umfeld des Kernkraftwerks, |
| W_M | Bedingte Wahrscheinlichkeit für die Bildung eines explosionsfähigen Gas-Luft-Gemisches bei einem Unfall mit brennbarem Gas, |
| W_D | Bedingte Wahrscheinlichkeit für das Driften des Gas-Luft-Gemischs zum KKW (ergibt sich durch zeitliche Mittelung der auftretenden Windrichtungen), |
| W_Z | Bedingte Wahrscheinlichkeit der Zündung am Ort des KKW. |
- Aus Unfällen in der chemischen Industrie kann gefolgert werden, dass die Zündung einer Gasgemischwolke nicht später als nach 3 – 4 min erfolgt. Es kann angenommen werden, dass die Wahrscheinlichkeit für eine Zündung mit der Driftdauer exponentiell abnimmt und eine Zündung noch nach 4 min mit einer Wahrscheinlichkeit von 0,1 erfolgt nach G. Johansson: „Gefährdung von Kernkraftwerken durch Luftstoßbeanspruchung von Gasexplosionen und Gasdetonationen als Folge von Gastankerkollisionen auf BRD-See- und Binnenwasserstraßen“, zitiert in /BMFT 80/ S. 148 ff. Bei Driftweiten von 380 bis 1100 m und einer mittleren Windgeschwindigkeit von ca. 3 m/s kann eine Wahrscheinlichkeit für das Entzünden am Ort des KKW zwischen 0,03 und 0,3 abgeschätzt werden /BMFT 80/.

3.6.2.4.3 Eintrittshäufigkeit von Unfällen beim Transport von explosionsfähigen Gütern

3.6.2.4.3.1 Bahnbetriebsunfallstatistik

Nach der Bahnbetriebsunfallstatistik (Deutsche Bahn AG) ereignete sich im Zeitrahmen von 10 Jahren in Deutschland kein Unfall bei Gefahrguttransporten mit explosionsfähigen Gütern. Aus der Nullfehlerstatistik ergibt sich der Erwartungswert für die in Deutschland geltende Eintrittsrate von Unfällen bei Gefahrguttransporten der Bahn mit explosionsfähigen Gütern ($h_{UEG,B}$) zu

$$h_{\text{UEG,B}} = \frac{1}{2 \cdot 10a} \quad \text{Gl. 3-14}$$

Demnach wird:

$$H_{\text{UEG,B}} = \frac{h_{\text{UEG,B}}}{L_{\text{E,B}}} \cdot n \cdot l \quad \text{Gl. 3-15}$$

mit:

- $H_{\text{UEG,B}}$ Jährliche Häufigkeit von Unfällen bei Gefahrguttransporten der Bahn mit explosionsfähigen Gütern im Umfeld des Kernkraftwerks,
- $L_{\text{E,B}}$ Bahn-Transportkilometer pro Jahr mit explosionsfähigen Gütern,
- n Anzahl der Transporte (Züge) pro Jahr mit explosionsfähigen Gütern am KKW vorbei,
- l Längenabschnitt entlang des KKW (z.B. $l = 2$ km), von dem eine Gefährdung des KKW ausgeht.

Der Längenabschnitt l berechnet sich aus

$$l = 2\sqrt{r^2 - a^2} \quad \text{Gl. 3-16}$$

mit:

- a Minimaler Abstand der Bahnstrecke zum KKW.
- r Radius um das KKW, innerhalb dessen
- a) Schäden bei einer Detonation zu erwarten sind
 - b) das Driften einer Gas-Luft-Wolke (Deflagration) zu betrachten ist (s. Abschnitt 3.6.2.4.2.2).

3.6.2.4.3.2 Schiffsbetriebsunfallstatistik

Schiffsunfälle (Wasser- und Schifffahrtsdirektion) werden auf einen definierten Zeitraum und den Fluss-km bezogen angegeben und nach Art des Unfallgeschehens aufgegliedert. Eine Information bezüglich der Beteiligung von Gas-, Flüssiggas- und Munitionstransporten an den Unfällen ist meist gegeben. Die Auswertung erfolgt entsprechend der Vorgehensweise in Abschnitt 3.6.2.4.3.1, s. auch die zuvor angeführte Arbeit von Johannson.

3.6.2.4.4 Eintrittshäufigkeit von Unfällen mit explosionsfähigen Gütern in ortsfesten Anlagen

In Betracht zu ziehen sind z.B.:

- Industrieanlagen,
- Be- und Entladestationen,
- Tanklager,
- Gasleitungen.

Für Erdgas wird die Bildung eines explosionsfähigen Gasgemisches nur für den Unfallort unterstellt, da das spezifische Gewicht von Erdgas kleiner ist als das der Luft und ein Driften des Gasgemisches in Richtung KKW deshalb ausgeschlossen wird.

3.6.2.5 Vorgaben für die Auslegung gegen das Ereignis „Explosionsdruckwelle“

Die Lastannahmen, die bei der Auslegung gegen das Ereignis „Explosionsdruckwelle“ zugrunde zu legen sind, sind in /BMI 76/ festgelegt. Für die Auslegung hinsichtlich Festigkeit und induzierter Schwingungen infolge von Druckwellen wird dort der in Bild 3-8 dargestellte Druckverlauf für eine einzelne Druckwelle vorgegeben:

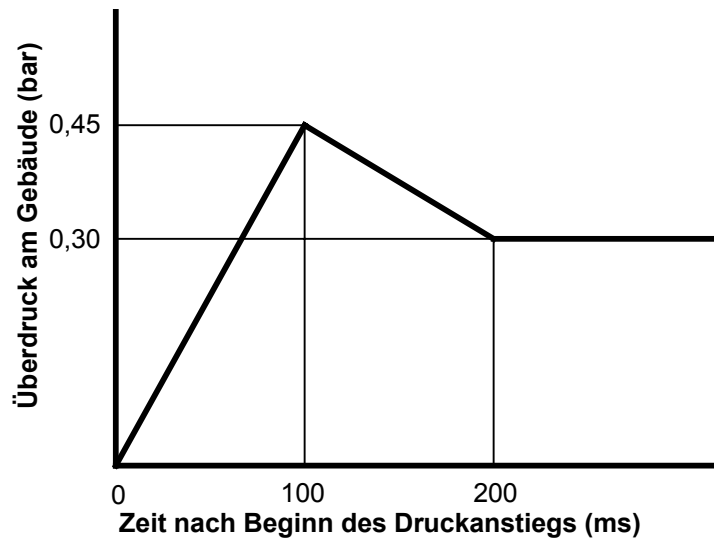


Bild 3-8: Druckverlauf am Gebäude für eine einzelne Druckwelle

Zusätzlich werden Sicherheitsabstände vom Ort des Umgangs mit explosionsfähigen Stoffen nach folgender Beziehung vorgegeben, sofern sich nach dieser Beziehung ein Sicherheitsabstand von mehr als 100 m ergibt (s. weitere Angaben in /BMI 76/):

$$R = 8m \cdot \sqrt[3]{\frac{L}{\text{kg}}} \quad \text{Gl. 3-17}$$

mit:

R Sicherheitsabstand in m,

L Zugrunde zu legende Masse des explosiven Stoffes in kg.

Wird der Sicherheitsabstand eingehalten, dann führen Druckwellen aus Detonationen nicht zu Belastungen an den zu schützenden Gebäuden, die größer sind, als mit dem oben dargestellten Druckverlauf vorgegeben.

3.6.2.6 Methodenbeschreibung: Probabilistischer Nachweis

3.6.2.6.1 Wenn Gebäudeauslegung und Sicherheitsabstände der BMI-Richtlinie entsprechen

Sind die Anlagengebäude der Bereiche A und C entsprechend der BMI-Richtlinie ausgelegt und die Sicherheitsabstände eingehalten (Abschnitt 3.6.2.2, Ziff. (2) und (3)), kann davon ausgegangen werden, dass im ungünstigsten Fall durch das Ereignis „Explosionsdruckwelle“

- kein Ereignis ausgelöst wird, das unmittelbar zum Gefährdungszustand führt,
- bedingt durch das Ereignis „Explosionsdruckwelle“ ein Systemversagen im Bereich B auftritt und ein auslösendes Ereignis ausgelöst wird, das auslegungsgemäß durch das Notstandkühlsystem beherrscht werden kann,
- das Notstandkühlsystem vor den Einwirkungen des Ereignisses „Explosionsdruckwelle“ geschützt ist.

Im ungünstigsten Fall kann als auslösendes Ereignis ein Notstromfall mit Zerstörung der Sekundäranlagen (Hauptwärmesenke, Speisewasserversorgung) unterstellt werden, der mit der anzusetzenden Gesamteintrittshäufigkeit des Ereignisses "Explosionsdruckwelle" (s. Abschnitt 3.6.2.4) eintritt. Es wird im Sinne einer Analysenvereinfachung angenommen, dass zusammen mit dem Eintreten dieses Ereignisses die außerhalb der Bereiche A und C angeordneten Systeme ausfallen.

Zur Berechnung der Häufigkeit für durch das Ereignis „Explosionsdruckwelle“ bedingte Gefährdungszustände ist dieses auslösende Ereignis und die störfallbeherrschenden Funktionen des Notstandskühlsystems (stochastische Nichtverfügbarkeiten) in einem Ereignisbaum zu modellieren und zu quantifizieren.

In einer detaillierteren Nachweisführung können die hier eingeführten Annahmen durch anlagenspezifische Nachweise, unter Beachtung der unterschiedlichen Wirkungen der ermittelten Explosionsdruckwellen, ersetzt werden.

3.6.2.6.2 Bei Abweichung von den Vorgaben der BMI-Richtlinie

Liegt eine von den Voraussetzungen gemäß Abschnitt 3.6.2.2, Ziff. (2) und (3) abweichende Auslegung vor, ergeben sich Anteile an der anzusetzenden Gesamteintrittshäufigkeit des Ereignisses "Explosionsdruckwelle" (s. Abschnitt 3.6.2.4), die direkt als Beitrag zur Häufigkeit der Gefährdungszustände zu werten sind. Diese sind durch eine differenzierte Betrachtung der ermittelten Explosionsdruckwellen und deren Wirkungen zu bestimmen, s. /HOF 96B/.

3.6.3 Hochwasser

3.6.3.1 Einleitung

Das Ereignis „Hochwasser“ ist in seiner sicherheitstechnischen Bedeutung dadurch charakterisiert, dass Wasser von außerhalb des Kraftwerksgeländes auf das Anlagengelände und in Anlagengebäude eindringt. Es kann in dessen Folge zum Ausfall von Sicherheitsfunktionen kommen, so dass eine potentielle Gefährdung der Anlagensicherheit gegeben ist.

Im Unterschied zu internen Überflutungen, die durch Versagen oder Fehlbedienung von wasserführenden Systemen innerhalb der Anlage verursacht werden können, betrifft das Hochwasser - auch als „externe Überflutung“ bezeichnet - nicht nur einzelne Raumbereiche sondern im Allgemeinen die gesamte Anlage. Als Ursachen für Hochwasser sind extrem erhöhte Wasserstände des

am Standort gelegenen Flusses (Vorfluter), des Meeresspiegels oder sonstiger Gewässer zu betrachten. Erhöhte Wasserstände können sowohl aus natürlichen Ursachen (z.B. länger andauernde Starkregen, Sturmflut), aber auch aus dem technischen Versagen von Staustufen resultieren.

In den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke s. Abschnitt 2.6 "Einwirkungen von außen" in /BMI 77/, den Störfalleitlinien /BMI 83/ und den RSK-Leitlinien /RSK 81/ werden Schutzmaßnahmen für Hochwasser gefordert. Detaillierte Anforderungen sind in den KTA-Regeln /KTA 2207/ und /KTA 2501/, sowie in konventionellen Normen (z.B. /DIN 1045/ und /DIN 4049/) enthalten.

Im Folgenden werden Vorgaben für die probabilistische Sicherheitsanalyse von Kernkraftwerken für das einleitende Ereignis "Hochwasser" gemacht. Dabei wird eine gestaffelte Vorgehensweise beschrieben, bei der sich der Analysenumfang an der standortspezifischen Hochwassergefährdung orientiert. Anhand der Analyse soll der Beitrag des Ereignisses „Hochwasser“ für die Gesamthäufigkeit von Kernschadenzuständen grundsätzlich quantitativ ermittelt werden. Wenn aufgezeigt werden kann, dass die Beträge dieses Ereignisses deutlich unter $10^{-6}/a$ liegen, sind weitergehende Betrachtungen nicht erforderlich. Diese Festlegung ergibt sich durch die bei diesem Ereignis begrenzte Quantifizierbarkeit der Eintrittshäufigkeit (s. Abschnitt 3.6.3.4.1). Eine spezielle Ermittlung der Häufigkeit von Gefährdungszuständen ist bei diesem Ereignis nicht sinnvoll, da die temporären anlagenspezifischen Schutzmaßnahmen teilweise von ihrer Art her schon als anlageninterne Notfallmaßnahmen angesehen werden können. Diese Vorgehensweise beinhaltet aber nicht, dass die sonstigen anlageninternen Notfallmaßnahmen bei einer Analyse vollständig berücksichtigt werden müssen (s. Bild 3-9). Grundlagen der Vorgehensweise können der Literatur /NRC 83/, /NRC 89/, /MCC 85/, /CHE 91/ entnommen werden.

3.6.3.2 Begriffe

Die in Deutschland zu berücksichtigenden Standorttypen sind in Bezug auf Ursache und Entstehung eines Hochwassers in der KTA-Regel /KTA 2207/ definiert. Als Binnenflusstandorte bzw. Binnenseestandorte (gibt es für Kernkraftwerke in Deutschland nicht) sind die Standorte anzusehen, die nur durch Hochwasserabflüsse aus dem jeweiligen Einzugsgebiet gefährdet sind. Küstenstandorte werden nur durch Einflüsse des Meeres (z.B. Tide, Sturmflut, Wellenaufbau) gefährdet. Kernkraftwerke, die eindeutig diesem Standorttyp zugeordnet werden, gibt es in Deutschland nicht. Standorte an Tideflüssen sind hauptsächlich durch Einflüsse des Meeres und in geringem Maße durch Hochwasserabflüsse aus dem Flusseinzugsgebiet gefährdet.

Zur Quantifizierung der Hochwasserwirkungen ist bei Flusstandorten zu unterscheiden zwischen dem Hochwasserabfluss und dem Hochwasserstand am Standort /KTA 2207/. Der Hochwasserabfluss bezieht sich auf die Abflussmenge (HQ [m^3/s]) des Flusses unmittelbar am Standort und der Hochwasserstand auf den Wasserstand (HW [m NN]) an der Anlage. Der Pegelstand bezieht sich auf den Wasserstand des Flusses an einem festgelegten Pegel, dessen Messgröße örtlich unterschiedlich definiert sein kann. Zwischen der Abflussmenge und dem Pegelstand gibt es für jeden Flussabschnitt eine eindeutige Beziehung, sofern der Fluss noch im Flussbett fließt und keine Überschwemmung des umliegenden Landes erfolgt (vergleiche auch Abschnitt 3.6.3.4.3). Für den Standort Mühlheim-Kärlich ist in /SKO 97/ dieser Zusammenhang beispielhaft angegeben.

Permanenter Hochwasserschutz ist der Hochwasserschutz, der ständig wirksam ist (z.B. Schutz durch hochwassersichere Umschließung, erhöhte Anordnung, Abdichtung). Temporärer Hochwasserschutz ist der Hochwasserschutz, der nur zeitweise wirksam wird (z.B. Schutz durch mobile Hochwasserbarrieren) /KTA 2207/.

Als Bemessungshochwasser und als Bemessungswasserstand einer Anlage werden die der Auslegung zugrunde gelegten Werte bezeichnet.

3.6.3.3 Analysenumfang

Für die Durchführung einer probabilistischen Sicherheitsanalyse für das Ereignis Hochwasser wird eine gestaffelte Nachweisführung vorgesehen, abhängig von der standortspezifischen Gefährdung (s. Tabelle 3-8).

Tabelle 3-8: Gestaffelte Nachweisführung für das Ereignis Hochwasser

Kriterium	Analysenumfang	Anmerkung
Überflutung des Anlagengeländes auf Grund der Höhenlage der Anlage und der Umgebung praktisch auszuschließen	Keine Analyse erforderlich	Nach derzeitiger Kenntnis nur für das KKW Emsland (KKE) gegeben
1. Nachweis, dass die Auslegung der Anlage dem Bemessungshochwasser nach /KTA 2207/ mit einer Überschreitenswahrscheinlichkeit von $10^{-4}/a$ genügt 2. Auslegung mit permanenten Schutzmaßnahmen 3. Abfahren der Anlage erfolgt nach BHB bei einem Wasserstand, der einen erheblichen Abstand zum Bemessungshochwasser beinhaltet 4. Bedingte Wahrscheinlichkeit für Wassereintrag bei Bemessungshochwasser deutlich kleiner als 10^{-2}	Ermittlung möglicher Eindringpfade für Wasser in relevante Bauwerke und Abschätzung der bedingten Wahrscheinlichkeit für Wassereintrag beim Bemessungshochwasser	Für den Nachweis zum Kriterium 1. sind die Anforderungen des Abschnitt 3.6.3.4.2 zugrunde zu legen. Für die Ermittlungen und Abschätzungen zum Wassereintrag sind nur die Bauwerke (einschließlich anschließender Rohr- und Kabelkanäle) von Bedeutung, die Systeme zur Notstromversorgung und zur Nachwärmeabfuhr enthalten.
Sonstige Auslegung	1. Ermittlung der Überschreitenswahrscheinlichkeit für das Bemessungshochwasser der Anlage bis zu einem Wert von $\geq 10^{-4}/a$; 2. Vertiefte Ereignisablaufbetrachtungen mit Quantifizierung der Häufigkeit von Kernschadenzuständen	Für die Untersuchungen zu 1. sind die Anforderungen des Abschnitt 3.6.3.4.2 zugrunde zu legen. Für die Untersuchungen zu 2. sind die Anforderungen der Abschnitte 3.6.3.4.5 und 3.6.3.4.6 zugrunde zu legen.

3.6.3.4 Methodenbeschreibung

3.6.3.4.1 Prinzipielle Vorgehensweise

Die probabilistische Hochwasser-Sicherheitsanalyse gliedert sich in die folgenden drei größeren Teilschritte.

1. Die Gefährdungsanalyse des Standortes.

Nachweis, dass das Bemessungshochwasser der betrachteten Anlage mit einer Überschreitenswahrscheinlichkeit von $\leq 10^{-4}/a$ anzunehmen ist. Methoden und Randbedingungen dazu werden in Abschnitt 3.6.3.4.1 behandelt. Dabei wird entsprechend /KTA 2207/ davon ausgegangen, dass mit den heute zur Verfügung stehenden statistischen oder wahrscheinlichkeitstheoretischen Methoden eine hinreichend aussagesichere Ermittlung des Hochwassers bis zu einer Überschreitenswahrscheinlichkeit von $10^{-4}/a$ erfolgen kann. Für wesentlich kleinere Überschreitenswahrscheinlichkeiten ist nach heutigem Stand keine ausreichende Aussagesicherheit gegeben.

Für Anlagen, bei denen auch bei wesentlich geringeren Hochwasserständen als dem Bemessungshochwasserstand schon Barrieren zum Schutz von angeforderten Sicherheitsfunktionen benötigt werden, ist aufzuzeigen, dass diese Ereignisse zur Häufigkeit von Kernschadenszuständen durch Hochwasser nicht dominant beitragen. Ansonsten sind für die entsprechenden Hochwasserstände Eintrittshäufigkeiten zu ermitteln und ergänzende Untersuchungen zur Versagenswahrscheinlichkeit von Schutzbarrieren durchzuführen. Dabei können die in Abschnitt 3.6.3.4.2 und 3.6.3.4.3 beschriebenen Methoden ebenfalls zur Anwendung kommen.

Für Standorte, bei denen auf Grund der Topographie auch deutlich höhere Hochwasserstände als der Bemessungshochwasserstand bei entsprechend geringer Überschreitenswahrscheinlichkeit auftreten können, ist im Rahmen der Unsicherheitsbetrachtungen aufzuzeigen, dass kein „Kipp-Effekt“ anzunehmen ist. Das beinhaltet, dass generell ein stetiges Verhalten in der Abnahme der Verfügbarkeit und Wirksamkeit der Hochwasserschutzmaßnahmen bei höheren Wasserständen anzunehmen ist und keine Grenze für ein schlagartiges Versagen von benötigten Sicherheitsfunktionen gegeben ist.

2. Nachweis, dass ausgehend von einem angenommenen Wasserstand an der Anlage, der dem Bemessungshochwasser nach /KTA 2207/ entspricht, die Nichtverfügbarkeit von Sicherheitsfunktionen zur elektrischen Energieversorgung und zur Nachwärmeabfuhr (abgeschaltete Anlage vorausgesetzt) über einen Zeitraum von fünf Tagen für Flussstandorte und einen Tag für Tidestandorte deutlich kleiner als 10^{-2} anzunehmen ist:

Dazu sind zunächst die Möglichkeiten für das Eindringen von Wasser in Raumbereiche mit angeforderten Sicherheitsfunktionen unter grundsätzlicher Berücksichtigung der Überflutung nicht geschützter Bauwerke (sofern auf Grund des Wasserstandes zu unterstellen) sowie des Versagens der ersten Hochwasserschutzbarriere (z.B. temporäre Hochwasserschutzmaßnahmen, Türen, Abschottungen, Kabel- und Rohrdurchdringungen) am geschützten Bauwerk zu ermitteln. Dabei sind Folgewirkungen (z.B. geodätischer Wasserdruck) an trennenden Bauteilen und Abschottungen zu berücksichtigen. Ein Versagen von permanent vorhandenen Betonstrukturen und großflächigen Abdichtungen ist nicht zu unterstellen.

Im weiteren ist die Versagenswahrscheinlichkeit der ersten Schutzbarriere mit einer Analysetiefe entsprechend den in Abschnitt 3.6.3.3 aufgezeigten Kriterien zu ermitteln. Sofern dabei Versagenswahrscheinlichkeiten $> 10^{-2}$ ermittelt werden, sind je nach Redundanzgrad der vorhandenen Sicherheitseinrichtungen und deren möglicher Betroffenheit weitere Schutzbarrieren zu bewerten.

3. Analyse des Ereignisablaufs und Quantifizierung der Beiträge zur Gesamthäufigkeit von Kernschadenzuständen entsprechend den Anforderungen nach Abschnitt 3.6.3.4.6.
4. Zu den durchgeführten Analysen sind Unsicherheitsbetrachtungen durchzuführen. Bezüglich der Ermittlung des mit einer Überschreitenswahrscheinlichkeit von $10^{-4}/a$ korrelierten Bemessungshochwassers bzw. Hochwasserstands können diese auf die Anwendung unterschiedlicher Ermittlungsverfahren, die Berücksichtigung von stochastischen Parameterstreuungen sowie insbesondere auch für die Ermittlung von Versagenswahrscheinlichkeiten von Schutzbarrieren auf Experteneinschätzungen basieren.

3.6.3.4.2 Ermittlung der standortspezifischen Überschreitenswahrscheinlichkeit für das Bemessungshochwasser

Für die Ermittlung der standortspezifischen Überschreitenswahrscheinlichkeit für das Bemessungshochwasser können grundsätzlich unterschiedliche Vorgehensweisen verwendet werden.

Eine mögliche Vorgehensweise beruht auf der statistischen Auswertung gemessener Hochwasserspitzenwerte (Abflussmenge bei Flussstandorten oder ansonsten Wasserstände) für einen möglichst langen Zeitbereich, bei dem sich aber die heutigen Umgebungsbedingungen nicht wesentlich geändert haben. Nach den für deutsche Standorte vorliegenden Messdaten ist anhand geeigneter statistischer Extremwertanalyseverfahren (z.B. nach /DVWK 99/) damit in der Regel eine Aussage für eine Überschreitenswahrscheinlichkeit von $10^{-2}/a$ unmittelbar erreichbar. Um die gewünschte Aussage für eine Überschreitenswahrscheinlichkeit von $10^{-4}/a$ zu erhalten, bedarf es einer Extrapolation, für die prinzipiell eine Vielzahl von Verteilungsfunktionen zur Anwendung kommen können. Für die konkrete Anwendung stehen Verteilungsfunktionen und Schätzverfahren für die Parameter dieser Verteilungsfunktionen zur Verfügung (s. /KHR 01/ und /JEN 03/).

Eine andere Vorgehensweise beruht ebenfalls auf beobachteten Extremwerten. Dabei werden diese Daten aber unmittelbar einer wahrscheinlichkeitstheoretischen Behandlung unterzogen /JEN 03/, /ROS 03/. Grundlage dieser Behandlung ist die Voraussetzung, dass es eine physikalisch definierbare Obergrenze für das maximale Hochwasser gibt. Die einzelnen Schritte der Ermittlung von Überschreitenswahrscheinlichkeiten entsprechen bei diesem Verfahren prinzipiell der Vorgehensweise, wie sie auch für die Ermittlung geringer Überschreitenswahrscheinlichkeiten von großen Erdbebenstärken zur Anwendung kommt /ROS 03/.

Wegen der unterschiedlichen physikalischen Vorgänge des Hochwassers an Binnengewässern sowie an Küstenstandorten und Standorten an Tidegewässern sind sowohl für statistische Extrapolationsverfahren als auch für unmittelbare Wahrscheinlichkeitsberechnungen standortspezifische Ermittlungen mit jeweils unterschiedlichen Einflussgrößen und Modellen heranzuziehen.

3.6.3.4.3 Einflussgrößen und Modelle für Flussstandorte und Standorten an Binnenseen

Es ist zu prüfen, welche der folgenden Einflussgrößen gleichzeitig auftreten können und deshalb überlagert werden müssen (s. auch /KTA 2207/):

- Niederschlag,
- Schnee- und Gletscherschmelze,
- Zustand und Eigenschaften des Einzugsgebietes,
- Retention vor Ort und im Einzugsgebiet,
- Rückstau,

- Eisversetzung,
- Überströmen und Versagen von Deichen,
- Stauanlagen,
- Windstau und Wellenaufbau,
- Dauer und Ablauf des Hochwasserereignisses.

Hierbei können auch probabilistische Bewertungen mit Abschneidekriterien, die am Ziel der Sicherheitsanalyse ausgerichtet sind, zur Anwendung kommen.

Eine Kombination mit anderen unabhängigen Ereignissen, wie Brand oder Erdbeben, kann im Rahmen der probabilistischen Sicherheitsanalyse auf Grund der zu erwartenden geringen Beiträge unberücksichtigt bleiben.

Anhand geeigneter statistischer Extrapolationsverfahren oder probabilistischer Verfahren ist für Flusswasserstandorte und Standorte an Binnenseen die Abhängigkeit des Hochwasserabflusses von der Überschreitungswahrscheinlichkeit darzustellen. Ein geeignetes statistisches Extrapolationsverfahren, wie es auch für die Anwendung zu /KTA 2207/ ausgewiesen wurde, ist im Abschnitt 3.6.3.5 beschrieben. In /JEN 03/ werden auch Hinweise auf andere geeignete Verfahren gegeben.

Für die relevanten Hochwasserabflusswerte ist im weiteren standortspezifisch anhand verschiedener möglicher Vorgehensweisen der mit dem Hochwasserabfluss korrelierte Wasserstand im Bereich der gefährdeten Bauwerke und Anlagenteile zu ermitteln. Als übliche Vorgehensweisen sind dazu eine hydraulische Berechnung der Wasserstände oder kleinmaßstäbliche geografische Versuchsanordnungen zu nennen.

3.6.3.4.4 Einflussgrößen und Modelle für Standorte an Tideflüssen

Folgende Einflussgrößen sind zusätzlich zu den für Flussstandorte genannten Einflussgrößen zu berücksichtigen. Dabei ist auf Grund der standortspezifischen Gegebenheiten zu entscheiden, welche der insgesamt betrachteten Einflussgrößen maßgebend sind:

- Tide,
- Überströmen und Versagen von Seedeichen,
- Wind- und Brandungsstau,
- Wellenaufbau,
- säkularer Anstieg,
- Fernwelle,
- Dauer und Ablauf des Sturmflutereignisses.

Anhand geeigneter statistischer Extrapolationsverfahren oder probabilistischer Verfahren ist für Standorte an Tideflüssen die Abhängigkeit der Überschreitungswahrscheinlichkeit vom Sturmflutwasserstand darzustellen. Bezüglich einer vertieften Beschreibung und anderer geeigneter Verfahren wird auf die Literatur /JEN 02/, /JEN 03/ und /ROS 03/ verwiesen.

3.6.3.4.5 Ermittlung der Versagenswahrscheinlichkeit von Hochwasserschutzmaßnahmen

Für die Ermittlung der Versagenswahrscheinlichkeit von Hochwasserschutzmaßnahmen sind grundsätzlich sowohl ereignisunabhängige als auch ereignisbedingte Ausfallmöglichkeiten in Be-

tracht zu ziehen. Dabei können folgende Hochwasserschutzmaßnahmen und -einrichtungen von Bedeutung sein:

- Dem Schutz der Anlage dienende Deiche,
- Bauteile zur hochwassergesicherten Umschließung zu schützender Anlagenteile,
- Abdichtungen gegen drückendes Wasser,
- wasserdichte Ausbildung von Rohr- und Kabeldurchführungen,
- wasserdichte Abtrennung von anschließenden Kanälen,
- Entwässerung des Kraftwerksgeländes und von Gebäuden im Hochwasserfall.

Hinsichtlich temporärer Hochwasserschutzmaßnahmen können insbesondere folgende Maßnahmen von Bedeutung sein:

- Einsatz mobiler Hochwasserbarrieren (z.B. Dammbalkenverschlüsse, Verstärkung vorhandener Deiche/Dämme),
- Einsatz von Lenzpumpen,
- Einrichtungen zur Sicherstellung der Zugänglichkeit,
- ggf. Einrichtungen zur Versorgung mit Dieselmotorkraftstoff.

Für den ereignisunabhängigen Anteil der Versagenswahrscheinlichkeit sollten - soweit vorhanden - Zuverlässigkeitskenngrößen für vergleichbare Einrichtungen zugrunde gelegt werden. Ansonsten sind Experteneinschätzungen unter Berücksichtigung der Erfahrungen aus wiederkehrenden Prüfungen an solchen Einrichtungen und Erkenntnissen zum menschlichen Fehlverhalten vorzunehmen.

Für den ereignisbedingten Anteil ist zu prüfen, inwieweit die Einrichtungen den Anforderungen (z.B. Wasserdruck) genügen, die für den Bemessungswasserstand mit einer Überschreitenswahrscheinlichkeit von 10^{-4} /a anzunehmen sind. Sofern die tatsächliche Auslegung diesen Anforderungen genügt, ist ein ereignisbedingter Ausfall nicht zu unterstellen.

3.6.3.4.6 Ermittlung und Quantifizierung der Ereignisabläufe

Für die Ereignisablaufbetrachtungen ist ein Ablauf entsprechend Bild 3-9 zu analysieren. Dabei ist zunächst zu prüfen, ob die Anlage bei den für die Sicherheitsanalyse relevanten Hochwasserständen schon in einem abgefahrenen Zustand ist oder sich noch im Leistungsbetrieb befinden kann. Dies ist den Betriebsvorschriften zu entnehmen.

- Anlage im abgefahrenen Zustand

Als wichtige Sicherheitsfunktionen sind dabei zu betrachten:

- die Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktordruckbehälter und dem Brennelementlagerbecken über die dafür betrieblich vorgesehenen Systeme,
- ggf. die Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktordruckbehälter und dem Brennelementlagerbecken über Notstandseinrichtungen,
- ggf. bei DWR-Anlagen die Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktordruckbehälter durch Wiederinbetriebnahme der sekundärseitigen Wärmeabfuhr sowie die Wärmeabfuhr aus dem BE-Lagerbecken durch anlageninterne Notfallmaßnahmen,
- die elektrische Energieversorgung für die o. g. Sicherheitsfunktionen durch die betriebliche Eigenbedarfsversorgung, die normale Notstromversorgung oder die Notstromversorgung aus Notstandseinrichtungen.

Bei den Ereignisablaufbetrachtungen ist zu prüfen, ob die Zugänglichkeit zu Einrichtungen, die für Sicherheitsfunktionen benötigt werden und die Versorgung mit notwendigen Betriebsmitteln (für eine Dauer von fünf Tagen bei Binnenflusstandorten und für einen Tag bei Tidestandorten) gegeben ist oder in ausreichender Zeit (ggf. mit technischen Hilfsmaßnahmen) hergestellt werden kann.

Als möglicherweise vom Hochwasser betroffene Bauwerke sind insbesondere zu betrachten:

- Pumpenbauwerke der sicherheitsrelevanten Nebenkühlwasserversorgung,
- Kellerräume sowie ebenerdige Räume im Schaltanlagegebäude, im Notstromdieselgebäude und in Gebäuden mit Notstandseinrichtungen,
- verbindende Kanäle oder Rohr- und Kabeldurchführungen zwischen Maschinenhaus, Schaltanlagegebäude, Reaktorhilfsanlagegebäude, Reaktorgebäude sowie ggf. Gebäuden zur Notstromversorgung und mit Notstandseinrichtungen.

- Anlage im Leistungsbetrieb

Dieser Fall ist nur dann von Bedeutung, wenn ein Deichbruch beim Leistungsbetrieb zur Überflutung des Anlagengeländes und des Maschinenhauses mit Ausfall der zum Leistungsbetrieb notwendigen betrieblichen Einrichtungen führen kann. Für diesen Fall ist zunächst zu analysieren, welche Sicherheitseinrichtungen zur Nachwärmeabfuhr im heiß unterkritischen Zustand betroffen sein könnten. Im Weiteren ist zu prüfen, ob ein Abfahren in den kalt unterkritischen Zustand sicherheitstechnische Vorteile bietet oder ob die Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktordruckbehälter weiter im heiß unterkritischen Zustand erfolgen soll.

Für die Nachwärmeabfuhr aus dem Brennelementbecken ist zu prüfen, ob ausreichende Einrichtungen der Sicherheitsebenen 1 bis 3 sowie Notstandseinrichtungen zur Verfügung stehen. Gegebenenfalls können zur Sicherstellung der Nachwärmeabfuhr auch anlageninterne Notfallmaßnahmen unter den Randbedingungen des Hochwassers in Betracht gezogen werden.

3.6.3.4.7 Ermittlung der Gesamthäufigkeit der Kernschadenszustände

Eine Quantifizierung im Rahmen der Ereignisablaufanalyse ist nur soweit erforderlich wie es das Nachweisziel der Sicherheitsanalyse „Kernschadenshäufigkeit deutlich kleiner als $10^{-6}/a$ “ erfordert.

Für vom Hochwasser nicht betroffene Sicherheitsfunktionen dürfen die ereignisunabhängigen Nichtverfügbarkeitsdaten aus der Analyse sonstiger Störfälle herangezogen werden. Mit Ausnahme von Kabelkellern ohne Verteilungen und Schalteinrichtungen ist für andere elektrische Anlagen und Einrichtungen sowie sonstige wasserempfindliche sicherheitsrelevante Anlagenteile bei deren Überflutung ein Ausfall zu unterstellen, sofern nicht eine wasserdichte Auslegung nachweislich vorliegt. Für die bedingte Überflutungswahrscheinlichkeit ist die abgeschätzte Ausfallwahrscheinlichkeit der jeweils betroffenen Hochwasserschutzmaßnahme (s. Abschnitt 3.6.3.4.5) maßgebend.

Sofern erkannt wird, dass auch Hochwasserstände, die wesentlich unterhalb des Bemessungshochwassers nach /KTA 2207/ liegen, erhebliche Beiträge zu den Kernschadenszuständen liefern können, bedarf es einer erweiterten Analyse (s. Abschnitt 3.6.3.4.1) auch für diese Hochwasserstände. Die Gesamthäufigkeit eines Kernschadenszustands infolge Hochwasser ergibt sich dann aus der Summation der jeweiligen Beiträge.

3.6.3.5 Ableitung von Hochwasserabflüssen und Sturmflutwasserständen der Überschreitungswahrscheinlichkeit von $10^{-4}/a$

3.6.3.5.1 Grundlagen

Der Schutz von Kernkraftwerken gegen Hochwasser geht nach /KTA 2207/ von einem Hochwasserereignis der Überschreitungswahrscheinlichkeit von $10^{-4}/a$ aus, d.h. von einem extrem seltenen Hochwasserereignis. Je nach Standort an Binnengewässern oder an Küsten und Tidegewässern unterscheiden sich jedoch die Vorgehensweisen zur Ermittlung des Bemessungswasserstandes im Bereich der zu schützenden Anlagenteile und Schutzbauwerke des Kraftwerks.

An Binnengewässern wird von einem Hochwasserabfluss im Gewässer dieser Überschreitungswahrscheinlichkeit ausgegangen. Bei Binnengewässern ist neben den Verhältnissen am Standort (maximal möglicher Durchfluss) auch die großräumige Retentionswirkung im Einzugsgebiet zu berücksichtigen. Bei derart seltenen Hochwasserereignissen kann von einer großräumigen Wirkung der Deichsysteme an Binnengewässern im Einzugsgebiet nicht mehr ausgegangen werden. Ein Verfahren zur Ableitung eines solch seltenen Hochwasserabflusses ist in Abschnitt 3.6.3.5.2 dargelegt.

An Küstenstandorten und Standorten an Tidegewässern wird von einem Sturmflutwasserstand dieser Überschreitungswahrscheinlichkeit ausgegangen. Ein Verfahren zur Ableitung eines solch seltenen Sturmflutwasserstandes ist in Abschnitt 3.6.3.5.3 dargelegt.

In /KTA 2207/ wird darauf hingewiesen, dass im Einzelfall Standort abhängig auch andere Verfahren anwendbar sind.

3.6.3.5.2 Ableitung von Hochwasserabflüssen an Binnengewässern

- (1) Zur Ableitung eines maßgebenden Hochwasserabflusses an Binnengewässern soll eine Extrapolation auf statistischer Grundlage nach der in /KLE 01/ angegebenen Konvention angewendet werden, die das Zusammentreffen ungünstiger Einflüsse abdeckt.

Dazu ist die folgende standardisierte Verteilungsfunktion in erweiterter Form anzuwenden:

$$HQ_{(10^{-4})} = MHQ + s_{HQ} \cdot k_{(10^{-4})} \quad \text{Gl. 3-18}$$

mit:

$HQ_{(10^{-4})}$: Hochwasserscheitelabfluss mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von $10^{-4}/a$ in m^3/s ,

MHQ : Mittlerer Hochwasserscheitelabfluss einer längeren Zeitreihe in m^3/s ,

s_{HQ} : Standardabweichung der Hochwasserscheitelabflüsse einer längeren Zeitreihe in m^3/s ,

$k_{(10^{-4})}$: Häufigkeitsfaktor für eine Überschreitungswahrscheinlichkeit von $10^{-4}/a$.

Hinweis:

Bei dem Verfahren wird von einem Hochwasserscheitelabfluss der Überschreitungswahrscheinlichkeit $10^{-2}/a$ auf einen Hochwasserscheitelabfluss der Überschreitungswahrscheinlichkeit $10^{-4}/a$ geschlossen. Es wird davon ausgegangen, dass der Hochwasserscheitelabfluss der Überschreitungswahrscheinlichkeit $10^{-2}/a$ nach den üblichen statistischen Verfahren (DVWK-Merkblatt 251 /DVWK 99/) abgeleitet wird. Für die darüber hinausgehende Extrapolation wird die Pearson-III-Wahrscheinlichkeitsverteilung zugrunde gelegt. Auf ihrer Basis werden benötigte Häufigkeitsfaktoren bestimmt. Die Schiefe wird im Rahmen der Konvention nach /KLE 01/ auf $c = 4$ maximiert.

- (2) Die statistischen Parameter MHQ und s_{HQ} sowie die tatsächliche Schiefe c sind aus den Beobachtungsdaten eines repräsentativen Pegels zu berechnen.
- (3) Der Häufigkeitsfaktor $k_{(10^{-4})}$ ist als Produkt des Häufigkeitsfaktors k und eines Quotienten f zu berechnen:

$$k_{(10^{-4})} = k \cdot f \quad \text{Gl. 3-19}$$

- (4) Der Häufigkeitsfaktor k für die Überschreitungswahrscheinlichkeit von $10^{-2}/a$ ist für die tatsächliche Schiefe c der Beobachtungsdaten aus Tabelle 3-9 zu entnehmen.

Alternativ darf k ausreichend genau nach der Formel

$$k = 2,3183 + 0,7725 \cdot c - 0,0650 \cdot c^2 \quad \text{Gl. 3-20}$$

ermittelt werden.

- (5) Der Quotient f ist aus dem Häufigkeitsfaktor $k_{(10^{-4})\max}$ für eine maximierte Schiefe von $c=4$ und dem Häufigkeitsfaktor $k_{(10^{-2})\max}$, ebenfalls für die maximierte Schiefe $c=4$ zu berechnen.

$$f = k_{(10^{-4})\max} / k_{(10^{-2})\max} = 12,36 / 4,37 = 2,8 \quad \text{Gl. 3-21}$$

Hinweis:

Beide Häufigkeitsfaktoren sind unabhängig von ortsspezifischen Daten.

- (6) Bei der Anwendung des Verfahrens sind die allgemeinen Vorgaben des DVWK-Merkblattes 251 für die statistische Analyse von Hochwasserabflüssen zu berücksichtigen.

Tabelle 3-9: Häufigkeitsfaktoren k für eine Überschreitungswahrscheinlichkeit von $10^{-2}/a$ und die tatsächliche Schiefe c der Beobachtungsdaten

c	0,0	0,1	0,2	0,3	0,4	0,5	0,6	0,7	0,8	0,9		
k	2,326	2,399	2,472	2,544	2,615	2,685	2,755	2,823	2,891	2,957		
c	1,0	1,1	1,2	1,3	1,4	1,5	1,6	1,7	1,8	1,9		
k	3,022	3,086	3,149	3,211	3,271	3,330	3,388	3,444	3,499	3,552		
c	2,0	2,1	2,2	2,3	2,4	2,5	2,6	2,7	2,8	2,9		
k	3,605	3,656	3,705	3,753	3,800	3,845	3,889	3,931	3,973	4,012		
c	3,0	3,1	3,2	3,3	3,4	3,5	3,6	3,7	3,8	3,9		4,0
k	4,051	4,088	4,124	4,159	4,192	4,224	4,255	4,285	4,314	4,341		4,367

Wenn andere als die hier angegebenen Parameter in der Analyse verwendet werden sollen, bedarf dies der Begründung.

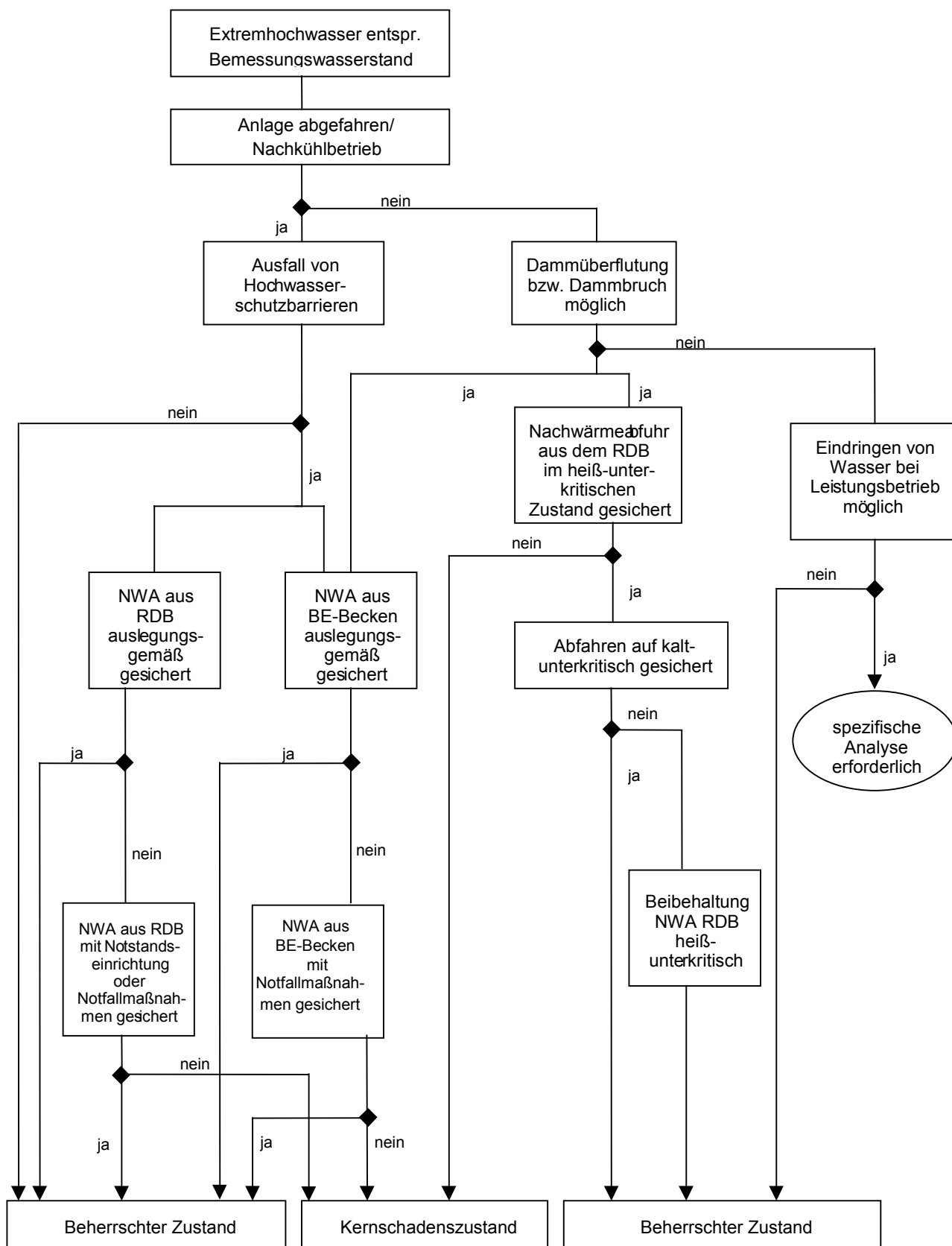


Bild 3-9: Ereignisablaufbetrachtungen zu "Hochwasser" für Kernkraftwerke

3.6.3.5.3 Ableitung von Sturmflutwasserständen für Küstenstandorte und Standorte an Tidegewässern

- (1) Zur Ableitung eines Sturmflutwasserstandes für Kernkraftwerke an Küstenstandorten und Standorten an Tidegewässern soll folgendes Extrapolationsverfahren auf statistischer Grundlage angewendet werden.

Der Sturmflutwasserstand $SFWH_{(10^{-4})}$ mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von $10^{-4}/a$ ist als Summe aus einem Basiswert und einer Extrapolationsdifferenz wie folgt zu ermitteln:

$$SFWH_{(10^{-4})} = BWH_{(10^{-2})} + ED \quad \text{Gl. 3-22}$$

mit:

$BWH_{(10^{-2})}$: Sturmflutwasserstand mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von $10^{-2}/a$ für den Standort als Basiswert

ED: Extrapolationsdifferenz, die den Differenzwasserstand zwischen einem Sturmflutwasserstand der Überschreitungswahrscheinlichkeit $10^{-4}/a$ und dem Basiswert erfasst

- (2) Der Basiswert $BWH_{(10^{-2})}$ ist auf Grundlage einer quantitativ-statistischen Extremwertanalyse (z.B. nach /JEN 02/ und /JEN 00/) unter Berücksichtigung von einschlägigen Vorgaben (z.B. /DVWK 99/) zu ermitteln. Hierbei ist die Qualität der Daten zu berücksichtigen.

Hinweis:

Der Basiswert ist über geeignete statistische Verfahren zu ermitteln, da

- a) die Streubreite der Ergebnisse $BWH_{(10^{-2})}$ bei den üblicherweise langen und qualitativ guten Wasserstandszeitreihen an den Küsten und in den Tidegewässern relativ gering ist,
 - b) der Wasserstand $BWH_{(10^{-2})}$ sich in Abhängigkeit von der Beobachtungslänge der jeweiligen Zeitreihen z.T. noch im Interpolationsbereich oder nahen Extrapolationsbereich befindet,
 - c) der Wasserstand $BWH_{(10^{-2})}$ durch umfangreiche Untersuchungen abgesichert und sowohl durch physikalische als auch numerische Modelle verifizierbar ist.
- (3) Die Wasserstandsdaten sind zu homogenisieren, da die Sturmflutwasserstände von der Entwicklung der Wasserstände an den Küsten - insbesondere vom säkularen Meeresspiegelanstieg - sowie von anthropogenen Änderungen in den Tidegewässern abhängig sind.
- (4) Die Extrapolationsdifferenz ist an den Küsten oder Mündungen der Tideflüsse z.B. nach /JEN 02/ und /JEN 00/ zu ermitteln.

Hinweis:

Der seegangsbedingte lokale Wellenaufbau ist in der Extrapolationsdifferenz nicht enthalten.

3.6.4 Erdbeben

3.6.4.1 Einleitung

In den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke (s. Abschnitt 2.6 "Einwirkungen von außen" in /BMI 77/), den RSK-Leitlinien /RSK 81/, den KTA-Regeln /KTA 2201/ und den DIN-Normen (/DIN 4149/, gültig für Bauten allgemein) sind Schutzmaßnahmen vorgegeben, die bei der Ausführung kerntechnischer Anlagen einzuhalten sind. Zur Bemessung ist nach /KTA 2201/ die für den Standort größte Erdbeben-Intensität anzunehmen, die unter Berücksichtigung einer größeren Umgebung (bis etwa 200 km Entfernung vom Standort) nach wissenschaftlichen Erkenntnissen auftreten kann (Bemessungserdbeben). Unter probabilistischen Gesichtspunkten werden Erdbeben mit noch größeren Intensitäten am Standort betrachtet, die allerdings mit einer außerordentlich geringen Eintrittswahrscheinlichkeit auftreten.

Die erste in Deutschland durchgeführte probabilistische Erdbebenanalyse erfolgte für das Kernkraftwerk Biblis B im Rahmen der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke /BMFT 79/. In der Phase B dieser Studie /BMFT 90/ wurde auf standortbezogene neue Freifeld-Antwortspektren zurückgegriffen und eine Parametrisierung bezüglich der Erdbebenintensitäten vorgenommen. Für die Intensitätsklassen ($I = 6-7$, $7-8$ und $8-9$) wurden die entsprechenden standortbezogenen Spektren gewählt und die deterministischen Erdbebenanalysen für die probabilistische Auswertung wiederholt. Das Ergebnis erbrachte für diesen innerhalb Deutschlands relativ stark erdbebengefährdeten Standort einen erdbebenbedingten Beitrag zur Gesamthäufigkeit der Gefährdungszustände von ca. $3,0 \cdot 10^{-6}/a$.

Im Folgenden werden Vorgaben für die probabilistische Sicherheitsanalyse von Kernkraftwerken für das einleitende Ereignis "Erdbeben" gemacht. Dabei wird eine gestaffelte Vorgehensweise beschrieben, bei der der Analysenumfang sich an der standortspezifischen Erdbebengefährdung orientiert.

Das im Folgenden beschriebene Verfahren zur Durchführung einer probabilistischen Erdbebenanalyse (Sicherheitsreservefaktorverfahren) wurde in den USA entwickelt und wird dort bereits seit mehr als zwei Jahrzehnten angewendet /NRC 89/, z.B. im Rahmen der IPEEE (Individual Plant Examination of External Events). Weltweit hatte es bereits Mitte der 90er Jahre über 30 Analysen in verschiedenen Ländern nach diesem Verfahren gegeben. Auch in Deutschland wurde ein Vorgehensvorschlag nach dieser Methodik entwickelt /HOF 96A/. Über aktuellere internationale Anwendungen und Bewertungen des Verfahrens wird beispielsweise in /BUD 98/, /KAN 00/ und /NIS 00/ berichtet. Auf der Basis der umfangreichen Erfahrungen wurde inzwischen in den USA ein Standard zur Durchführung probabilistischer Analysen für EVA-Ereignisse entwickelt, der eine Anleitung zur Durchführung des Sicherheitsreservefaktorverfahrens beinhaltet /ANS 58.21/.

3.6.4.2 Begriffe

Erdbeben sind Erschütterungen, die ihren Ursprung in der Erdkruste und im oberen Erdmantel haben; sie sind meist tektonischen Ursprungs und bilden sich an Verwerfungsflächen durch Dislokation benachbarter Gesteinsschichten. Die behinderte Bewegung der Gesteinsschichten führt zum Aufbau von Scherspannungen, die bei Überschreiten einer Grenzspannung zur Verschiebung der Schichten und damit zum Spannungsabbau bzw. zur Freisetzung eines bestimmten Anteiles der aufgestauten potentiellen Deformationsenergien führt. Dieser Abbau äußert sich als kinetische

Energie elastischer Wellen (seismische Wellen), die sich als sog. P- und S-Wellen⁴ durch das Erdinnere fortpflanzen. Der Erdbebenherd, der identisch mit der Verwerfungsfläche ist, liegt meist in Tiefen von etwa 1 bis 700 km unter der Erdoberfläche. In Deutschland liegen diese Herde fast durchweg weniger als 20 km tief.

Erdbeben-Intensität	Maß für die Auswirkung des Erdbebens (abhängig vom Ort) nach Medvedev-Sponheuer-Karnik (MSK-Skala)
Hypozentrum H	Ort des Erdbebenherds
Epizentrum E	Projektion des Hypozentrums auf die Erdoberfläche
Herdtiefe h_0	Der Abstand zwischen Hypozentrum und Epizentrum
Epizentralentfernung R_E	Entfernung zwischen dem Beobachter P und dem Epizentrum
Hypozentralentfernung R	Entfernung zwischen dem Beobachter P und dem Hypozentrum
Magnitude	Maß für die freigesetzte Energie des Erdbebens (Richterskala)

3.6.4.3 Analysenumfang

Für die Durchführung einer probabilistischen Sicherheitsanalyse für das Ereignis „Erdbeben“ wird eine gestaffelte Nachweisführung vorgesehen, abhängig von der standortspezifischen Erdbebengefährdung (s. Tabelle 3-10).

Ausreichende Margen zur Abtragung von Erdbebenlasten im Intensitätsbereich des Bemessungserdbebens von $6 < I \leq 7$ können dann vorausgesetzt werden, wenn die technischen Merkmale der relevanten Anlagenteile und Komponenten als hinreichend zur Abdeckung eines Erdbebens einzustufen sind, das um eine Intensitätsstufe gegenüber dem Bemessungserdbeben erhöht ist. Zur Nachweisführung können neben durchgeführten Erdbebennachweisen auch generische Versagens-Beschleunigungswerte von Komponenten (z.B. entsprechend /EPRI 91/) herangezogen werden, ergänzt um eine Auslegungsüberprüfung durch Begehungen. Bezüglich der zu betrachtenden Anlagenteile und Komponenten und zur Durchführung der Begehungen s. die nachfolgenden Abschnitte.

⁴ In einem Festkörper breiten sich elastische Störungen als Kompressions- (P-) und Scher- (S-) -Wellen aus (von undae primae und undae secundae).

Tabelle 3-10: Gestaffelte Nachweisführung für das Ereignis Erdbeben nach Maßgabe des Wertes der hinreichend aktuell bestimmten Intensität des Bemessungserdbebens am Standort der Anlage

Intensität I	Gestaffelte Nachweisführung	Anmerkung
$I \leq 6$	Keine Analyse erforderlich	Entsprechend KTA 2201.3 Kap. 2.3 /KTA 2201/
$6 < I \leq 7$	Zunächst ist eine Anlagenbegehung durchzuführen. Sollte diese Hinweise auf unzureichende Margen zur Abtragung von Erdbebenlasten ergeben, so sind diese auf der Grundlage vorliegender Nachweise zu bewerten. Gegebenenfalls sind weitere Untersuchungen oder Maßnahmen zur Sicherheitsverbesserung erforderlich.	
> 7	Erdbeben-Sicherheitsanalyse nach dem Sicherheitsreservefaktor-Verfahren	

3.6.4.4 Methodenbeschreibung

Die probabilistische Erdbeben-Sicherheitsanalyse gliedert sich in die folgenden drei größeren Teilschritte:

- Ermittlung der standortspezifischen Erdbebenhäufigkeiten zur Durchführung einer Erdbebengefährdungsanalyse des Standortes,
- Durchführung einer Versagensanalyse für Gebäudestrukturen, Komponenten und Systeme durch Ermittlung der Nachweismargen und der Wahrscheinlichkeit, dass sie erdbebenbedingt versagen.
- Erstellung der Ereignisbäume für die erdbebeninduzierten auslösenden Ereignisse und die Berechnung der Eintrittshäufigkeit von Gefährdungszuständen.

Die Erdbebengefährdung eines Standortes ist durch die induzierten Bodenbewegungen und die Häufigkeit der Beben gegeben. Als Maß werden die jährlichen Überschreitungshäufigkeiten der Intensitäten am Standort ermittelt.

Das hier beschriebene Sicherheitsreservefaktor-Verfahren setzt voraus, dass die interessierende Anlage gegen das am Standort gültige Bemessungserdbeben ausgelegt ist und dass dafür entsprechende Nachweise vorliegen. Es wird ferner davon ausgegangen, dass eine Erdbebengefährdungsanalyse vorhanden ist, z.B. eine PSSA gemäß /ROS 78/.

Das im Anhang F detailliert beschriebene Sicherheitsreservefaktor-Verfahren zielt darauf ab, die in den geführten Nachweisen und den zugehörigen Annahmen und Vereinfachungen insgesamt gegebene Nachweismarge festzustellen und auf dieser Basis Aussagen über die Versagenswahr-

scheinlichkeit von Systemen und Komponenten auch für Erdbeben höherer Intensität (und geringerer Eintrittshäufigkeit) zu machen. Die Durchführung neuer Festigkeitsnachweise für Erdbeben von höherer Intensität als dem Bemessungserdbeben ist damit nicht erforderlich.

Das Verfahren geht auf Entwicklungsarbeiten in den USA ("Seismic Probabilistic Risk Analysis (SPRA)", /NRC 83/, /MCC 85/, /PLG 83/) zurück. Die hier beschriebene Vorgehensweise folgt im Wesentlichen den Untersuchungen in /HOF 96A/. Eine aktuelle Übersicht über probabilistische Analysen zum Ereignis „Erdbeben“ ist in /BER 01/ gegeben.

3.6.4.5 Nachweismargen und erdbebenbedingte Versagenswahrscheinlichkeit

3.6.4.5.1 Anwendbarkeit vorhandener Auslegungsrechnungen

Bei den Erdbebenauslegungsrechnungen der Gebäude und Systeme für deutsche Kernkraftwerke wurde i.a. auf amerikanische Beschleunigungsantwortspektren zurückgegriffen. Dabei handelt es sich um 84%-Fraktile-Spektren. Mittlerweile existiert für den mitteleuropäischen Raum eine Erdbebenbibliothek, die eine Klassifizierung nach Standortverhältnissen und makroseismischen Kenngrößen zulässt⁵. Im Gegensatz zu den vorgenannten US-amerikanischen Spektren handelt es sich hierbei um 50%-Fraktile-Spektren.

Bei der Beurteilung vorhandener Erdbebenauslegungsrechnungen ist zu prüfen, ob die verwendeten Auslegungsspektren die heute vorliegenden realistischeren Spektren über den gesamten Frequenzbereich konservativ abdecken, und ob die Auslegungsrechnungen mit heute üblichen bzw. mit noch heute geltenden Modellen (z.B. für Gebäude, Boden und Gebäude-Boden-Wechselwirkung) durchgeführt wurden. Dies ist Voraussetzung dafür, dass die Resultate der deterministischen Auslegungsrechnungen für die probabilistischen Erdbebenanalysen weiterverwendet werden können. Andernfalls muss überprüft werden, ob die vorhandenen Rechnungen durch neue zu ersetzen sind, oder ob lediglich eine Anpassung der Sicherheitsmarge zu erfolgen hat.

Bei den nachfolgenden Kapiteln wird davon ausgegangen, dass die Auslegungsspektren die standortspezifischen Spektren konservativ abdecken, und die verwendeten Modelle heute noch Gültigkeit besitzen.

3.6.4.5.2 Ermittlung der Sicherheitsreservefaktoren und Versagenskurven

Zur Ermittlung der Sicherheitsreservefaktoren und Versagenskurven werden die vorliegenden Erdbebenauslegungsrechnungen für das Bemessungserdbeben ausgewertet. In einem ersten Schritt wird der in den Berechnungen ausgewiesene Sicherheitsabstand gegen das erdbebenbedingte Versagen ermittelt. In Folgeschritten werden die konservativen Annahmen bei der Durchführung der Analysen bewertet und weitere Sicherheitsfaktoren ermittelt. Die einzelnen Sicherheitsfaktoren, die miteinander multipliziert werden, ergeben den Gesamtsicherheitsfaktor oder den sog. Sicherheitsreservefaktor. Sie resultieren u.a. aus der Wahl konservativer Freifeld-Bodenbeschleunigungen, konservativer Dämpfungswerte der Gebäude und des Baugrunds, der rein elastischen Durchführung der dynamischen Analysen und der Modellannahmen für die schwingungsfähigen Gebäude und Rohrleitungen. Die Sicherheitsfaktoren F_i werden als Zufallsvariable behandelt, mit einem Medianwert \tilde{F}_i und einer logarithmischen Standardabweichung, die aus den vorhandenen Daten abgeleitet bzw. durch ingenieurmäßige Bewertung festgelegt werden.

⁵ s. z.B. die in /BMFT 90/ und /HOF 96A/ zitierten Veröffentlichungen von D. Hosser und H. Klein bzw. D. Hosser und R. Maurer.

Der Sicherheitsreservefaktor F_{SR} ist definiert als das Verhältnis des Wertes der makroseismischen Kenngröße (hier max. Freifeld-Beschleunigung), bei dem mit der Wahrscheinlichkeit 0,5 erdbebenbedingtes Versagen auftritt, zum entsprechenden Wert des Bemessungserdbebens. Dabei ist:

\check{A} = Wert von A , bei dem die Komponente mit der Wahrscheinlichkeit 0,5 erdbebenbedingt versagt (Medianwert).

Der Sicherheitsreservefaktor ist das Produkt aus Einzelfaktoren:

$$\check{F}_{SR} = \prod_i \check{F}_i \quad \text{Gl. 3-23}$$

Entsprechend ist:

$$\check{A} = \prod_i \check{F}_i \cdot A_{BEB} \quad \text{Gl. 3-24}$$

Basis der probabilistischen Analyse ist die für die jeweilige Komponente zu ermittelnde Versagenskurve (Verteilungsfunktion), die die Wahrscheinlichkeit für das erdbebenbedingte Versagen der Komponente in Abhängigkeit von der makroseismischen Kenngröße (max. Freifeld-Beschleunigung) angibt.

Die Fraktile der seismischen Kenngrößen werden durch den Medianwert und zwei Zufallsvariablen beschrieben:

$$A = \check{A} \cdot \varepsilon_R \cdot \varepsilon_U \quad \text{Gl. 3-25}$$

mit:

ε_R = Zufallsvariable zur Beschreibung der Streuung von A um den Medianwert \check{A} ($\check{\varepsilon}_R = 1$)

ε_U = Zufallsvariable zur Beschreibung der statistischen Unsicherheit des Medianwerts \check{A} ($\check{\varepsilon}_U = 1$)

Es wird angenommen, dass sowohl ε_R als auch ε_U lognormalverteilt sind, mit den Medianwerten 1 und den logarithmischen Standardabweichungen β_R und β_U .

Der Vorteil dieser Formulierung besteht darin, dass die gesamte Versagenskurve mit ihrer Unsicherheit durch drei Parameter ausgedrückt werden kann. Bei fehlenden Daten ist es aber wesentlich einfacher, drei Zahlenwerte zu schätzen, als einen Kurvenverlauf abzubilden. Ein anderer Vorteil besteht darin, dass die Lognormalverteilung einfach in eine "Best estimate"-Versagenskurve umgeformt werden kann:

$$A = \check{A} \cdot \varepsilon_C \quad \text{Gl. 3-26}$$

mit:

ε_C = lognormalverteilte Zufallsvariable mit $\check{\varepsilon}_C = 1$ und der logarithmischen Standardabweichung

$$\beta_C = \sqrt{\beta_R^2 + \beta_U^2}$$

Mit der Definitionsgleichung für \ddot{F}_{SR} wird: $A = \ddot{F}_{SR} \cdot A_{SEB} \cdot \varepsilon_C$

Entsprechende Versagenskurven sind im folgenden Bild 3-10 beispielhaft dargestellt.

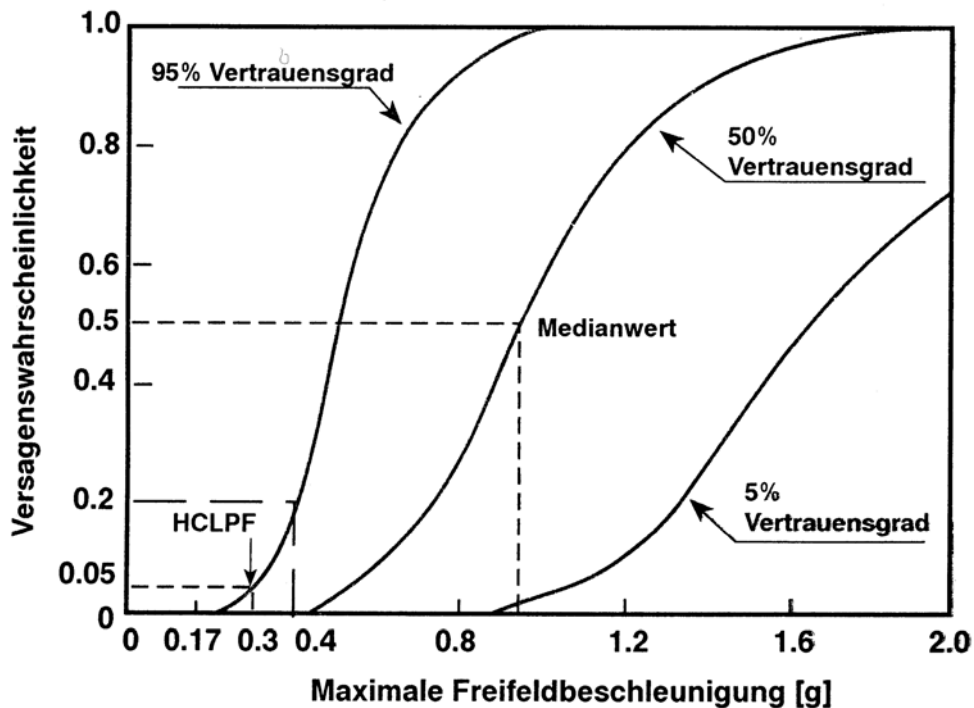


Bild 3-10: Versagenskurven für eine hypothetische Komponente

β_R ist ein Maß für die Steigung und β_U ein Maß für den Abstand der Kurven. Unter der Annahme, dass die makroseismische Kenngröße lognormal verteilt ist, lässt sich jede Kurve für jeden Vertrauensgrad Q wie folgt konstruieren:

$$W(A) = \Phi \left[\frac{\ln(A/\ddot{A}) + \beta_U \cdot \Phi^{-1}(Q)}{\beta_R} \right] \quad \text{Gl. 3-27}$$

wobei: $W(A)$ = Versagenswahrscheinlichkeit
 $\Phi(\dots)$ = Verteilungsfunktion der Standardnormalverteilung
 $\Phi^{-1}(\dots)$ = inverse Verteilungsfunktion
 A, \ddot{A} = Beschleunigung und Medianwert der Beschleunigung, [m/s² oder g]

Für die "Best estimate"-Versagenskurve $W'(A)$ ergibt sich vereinfachend:

$$W'(A) = \Phi \left[\frac{\ln(A/\ddot{A})}{\beta_C} \right] \quad \text{Gl. 3-28}$$

Diese Kurve findet für die Ermittlung von Punktwerten Verwendung.

Für jeden Sicherheitsfaktor F_i sind die Größen β_{iR} und β_{iU} unabhängig voneinander herzuleiten. β_{iR} beschreibt die Veränderlichkeit des Sicherheitsfaktors, die auf die Veränderlichkeit der Erdbebencharakteristika, wie Starkbebendauer, Anzahl und Phasen der Erdbebenerregungen, Gestalt der Antwortspektren usw., zurück zuführen ist. β_{iR} kann also nicht durch verfeinerte Berech-

nungsmethoden oder Aufbereiten weiterer Daten reduziert werden. β_{iU} hingegen beschreibt die Streuung infolge fehlender Kenntnis der Materialdaten, Fehler in den Modellannahmen und Ungenauigkeiten in den Rechnungen.⁶

Die Herleitung sowohl der Medianwerte als auch der Standardabweichung der Sicherheitsfaktoren ist in den Anhängen F1 (Bauwerksstruktur) und F2 (Komponenten und Einrichtungen) dargestellt.

Zwischen der Freifeld-Beschleunigung und der Erdbeben-Intensität besteht nach Cancani folgender Zusammenhang:

- Die zu den Standort-Intensitäten gehören maximalen Freifeld-Beschleunigungen gehorchen näherungsweise einer geometrischen Reihe mit dem Quotienten 2, d.h. sie verdoppeln sich von Intensitätsstufe zu Intensitätsstufe.
- Die Bezugsgröße ist das Bemessungserdbeben, dem eine maximale horizontale Bodenbeschleunigung als Auslegungsgröße zugeordnet ist. Typische Werte für deutsche Anlagen liegen in folgendem Bereich:

für KKU	$A_{BEB} = 0,5 \text{ m/s}^2$	$I_{BEB} = 6$
für KRB	$A_{BEB} = 1,0 \text{ m/s}^2$	$I_{BEB} = 7$
für KMK	$A_{BEB} = 2,0 \text{ m/s}^2$	$I_{BEB} = 8$
für KKP2	$A_{BEB} = 2,1 \text{ m/s}^2$	$I_{BEB} = 7,75$
für KWB ⁷	$A_{BEB} = 2,6 \text{ m/s}^2$	$I_{BEB} = 7,75$

3.6.4.6 Ermittlung der Gesamthäufigkeit der Gefährdungszustände

In den folgenden Kapiteln wird die Durchführung des dritten Teilschritts der probabilistischen Erdbeben-Sicherheitsanalyse behandelt (s. Abschnitt 3.6.4.4). Damit werden die Ergebnisse der beiden, auf das Ereignis „Erdbeben“ ausgerichteten, vorstehenden Kapitel in die PSA-Methodik der Ereignisablaufanalyse (vgl. Abschnitt 3.1) und Fehlerbaumanalyse (vgl. Abschnitt 3.2) eingebunden.

3.6.4.6.1 Ereignisablaufanalyse

Der erdbebenbedingte Ausfall von Komponenten oder Strukturen kann

- direkt zu Ereignissen führen, für die die Anlage nicht ausgelegt ist und die mit den vorhandenen Sicherheitsfunktionen nicht mehr beherrscht werden können, wie z.B. beim Abscheren aller Anschlussleitungen an die druckführende Umschließung, welches gleichbedeutend ist mit großem KMV bei Versagen der Sicherheitseinspeisungen
- auf auslösende Ereignisse führen, die mit den vorhandenen Sicherheitsfunktionen beherrscht werden können und mittels eines Ereignisbaums zu analysieren sind, z.B.:
 - (1) Notstromfall, bedingt durch den Ausfall der Anlagenteile zur betrieblichen Eigenbedarfsversorgung,
 - (2) Ausfall der HSpW-Versorgung, bedingt durch den Ausfall des Maschinenhauses und der dortigen Einrichtungen,

⁶ Die beiden Größen sind mithin Maßzahlen, die die epistemische bzw. aleatorische Unsicherheit ausdrücken.

⁷ Auslegungswert Zwischenlager von 2002

(3) Kühlmittelverluststörfall (kleiner Bruchquerschnitt) durch Versagen von Anschlussleitungen.

Für die auslösenden Ereignisse sind diejenigen Komponenten und Strukturen zu identifizieren, deren erdbebenbedingter Ausfall zu diesem Ereignis führt, z.B.

- die Freiluftschaltanlagen, die Maschinen- und Eigenbedarfstransformatoren für den Notstromfall (s. oben 1),
- die HSpW-Pumpen und -Behälter für den Ausfall der HSpW-Versorgung (2),
- Anschlussleitungen an die druckführende Umschließung (3).

Die Untersuchung ist anlagenspezifisch durchzuführen. Dabei kann die Unterscheidung zwischen Anlagenteilen, die gegen das Bemessungserdbeben ausgelegt sind und solchen, die nicht speziell gegen das Bemessungserdbeben ausgelegt sind, eine ausreichende (grob konservative) Grundlage für die Zuordnung erdbebenbedingter Ausfälle und der resultierenden auslösenden Ereignisse sein. In die Untersuchung ist eine Auslegungsüberprüfung durch Begehungen entsprechend Abschnitt 3.6.4.6.2.1 einzubeziehen. Erdbebenbedingte Ereignisüberlagerungen sind in Betracht zu ziehen.

Die anlageninterne Überflutung ist mit zu betrachten.

Die Relevanz eines Kühlmittelverluststörfalls mit großem Bruchquerschnitt bedingt z.B. durch das Lösen der HKM-Pumpen bzw. der Dampferzeuger (DE) aus den Verankerungen sowie eines ATWS-Störfalls, nach Auftreten eines auslösenden Ereignisses im Verbund mit dem Nichteinfall der Steuerelemente infolge Beschädigung der RDB-Einbauten ist zu überprüfen.

Soweit die erdbebenbedingten auslösenden Ereignisse mit denen der im Zuge der PSA für den Leistungsbetrieb (interne Ereignisse) analysierten übereinstimmen, sind die dafür erstellten Ereignisbäume für die weitere Analyse zugrunde zu legen. Die erdbebenbedingt ausfallenden Sicherheitsfunktionen sind dabei neu zu bewerten, s. unten. Erforderlichenfalls sind Ereignisbäume zu modifizieren oder neu zu erstellen.

Für erdbebenbedingte Ereignisabläufe ist die Dokumentation in Form eines Ereignisbaums nicht erforderlich.

3.6.4.6.2 Systemanalyse

Bei der Systemanalyse (s. Abschnitt 3.2.2) werden die erdbebenbedingt ausfallenden Sicherheitsfunktionen probabilistisch bewertet.

Ein wesentlicher Schritt ist dabei die Festlegung der Komponenten und Strukturen, für die nach Abschnitt 3.6.4.5.2 die erdbebenbedingte Versagenswahrscheinlichkeit zu ermitteln ist.

3.6.4.6.2.1 Auswahl der Komponenten und Strukturen, Begehungen

Erdbebenbedingte Versagenswahrscheinlichkeiten gemäß Abschnitt 3.6.4.5.2 werden für diejenigen Komponenten/Strukturen benötigt, deren erdbebenbedingter Ausfall zu auslösenden Ereignissen gemäß Abschnitt 3.6.4.6.1 führen.

Des Weiteren werden erdbebenbedingte Versagenswahrscheinlichkeiten gemäß Abschnitt 3.6.4.5.2 für diejenigen Komponenten und Strukturen benötigt, denen ein Funktionselement der in der Ereignisablaufanalyse betrachteten Sicherheitsfunktionen zukommt und die einen relevanten Beitrag zur erdbebenbedingten Nichtverfügbarkeit der betreffenden Sicherheitsfunktion liefern.

Grundsätzlich handelt es sich um technische Komponenten und Gebäudestrukturen (Pumpen, Kühler, Vorratsbehälter, Rohrleitungen, Sammelschienen, Kabelpriesen, Schalt- und Elektronik-

schränke, Halterungen, Verankerungen, Wände, Gebäude, etc.), deren Versagen zur Nichtverfügbarkeit eines zur Beherrschung von erdbebenbedingten auslösenden Ereignissen vorgesehenen Teilsystems führt (hierzu gehört auch der Einsatz der Betriebsmannschaft, z.B. in der Warte). Die Beurteilung, inwieweit eine Komponente oder Struktur einen relevanten Beitrag zur erdbebenbedingten Nichtverfügbarkeit der betroffenen Sicherheitsfunktion liefert, so dass die erdbebenbedingte Versagenswahrscheinlichkeit gemäß Abschnitt 3.6.4.5.2 zu ermitteln ist, erfordert die Beurteilung der Widerstandsfähigkeit für seismische Lasten und damit der Relevanz im Hinblick auf das Ereignis „Erdbeben“. Als Basis dieser Beurteilung können neben durchgeführten Erdbebennachweisen auch generische Versagens-Beschleunigungswerte von Komponenten (z.B. entsprechend /EPRI 91/) herangezogen werden. Zusätzlich ist eine Auslegungsüberprüfung durch Begehungen durchzuführen (s. z.B. /CHE 91/ und /NEA 98/). Dabei sind die vorliegenden Erfahrungen hinsichtlich der Widerstandsfähigkeit von Komponenten und Strukturen gegen seismische Lasten und einschlägiges Expertenwissen zu nutzen. Im Zuge dieser Begehungen können Komponenten identifiziert werden, deren technische Merkmale eine hohe bzw. niedrige Widerstandsfähigkeit gegen Erdbebenlasten erwarten lassen, oder die z.B. anordnungsbedingte Abhängigkeiten aufweisen. Komponenten, die bezüglich ihrer Ausfallwirkung mit anderen logisch ODER-verknüpft sind und gegenüber diesen eine deutlich höhere Widerstandsfähigkeit gegen seismische Lasten haben, können aus der Betrachtung eliminiert werden. Dies gilt auch für Strukturelemente, die für hohe Erdbebenlasten ausgelegt sind und sicherheitstechnisch relevante Komponenten abstützen, die eine deutlich schwächere Auslegung aufweisen. Durch diese Auswahl wird eine Eingrenzung auf die Komponenten und Strukturelemente erreicht, die als repräsentativ für die Risikobeurteilung von Erdbebenereignissen anzusehen sind. Komponenten der druckführenden Umschließung, des Sicherheitsbehälters sowie baugleiche redundante Komponenten, die bei einem Erdbeben den gleichen Belastungen ausgesetzt sind (s. u.), oder auch anlagenspezifische Sonderbauten (z.B. Dämme) sind besonders zu beachten. Die erdbebenbedingten Versagenswahrscheinlichkeiten der ausgewählten Komponenten gehen in die Quantifizierung der Fehlerbäume ein.

Im State-of-the-Art-Report /NEA 98/ wird das Verfahren der Anlagenbegehungen als sehr ausgereift beurteilt und festgestellt, dass ausreichend detaillierte Anleitungen verfügbar sind.

3.6.4.6.2.2 Fehlerbaumanalyse

Bei der Fehlerbaumanalyse der zur Beherrschung des Störfalles notwendigen Sicherheitsfunktionen wird nicht nur die stochastische, sondern auch die erdbebenbedingte Nichtverfügbarkeit in Ansatz gebracht.

Soweit die erdbebenbedingten auslösenden Ereignisse mit denen der im Zuge der PSA für den Leistungsbetrieb (interne Ereignisse) analysierten übereinstimmen, sind die für die dort auftretenden Sicherheitsfunktionen erstellten Fehlerbäume für die weitere Analyse zugrunde zu legen und ggf. anzupassen.

Die Fehlerbaumanalyse ist (vgl. Abschnitt 3.2) entsprechend der Erfordernisse der Ereignisablaufanalyse gemäß Abschnitt 3.6.4.6.1 zu komplettieren.

Für jede sicherheitstechnisch relevante Komponente und jedes Gebäude mit relevanter Sicherheitstechnik entsprechend der Komponentenauswahl gemäß Abschnitt 3.6.4.6.2.1 ist eine Versagenskurve entsprechend Abschnitt 3.6.4.5.2 zu konstruieren und die Ergebnisse tabellarisch mit Medianwert und logarithmischen Standardabweichungen β_U und β_R darzustellen. Die wichtigsten Komponenten sind nach ansteigendem Medianwert der Versagenskurve zu ordnen. Es wird empfohlen, für die zu betrachtenden Gebäude und Komponenten eine geeignete Obergrenze für die Freifeld-Beschleunigung festzulegen, um den Anteil der verschwindend kleinen Beiträge abzuschneiden und damit den Analysenumfang sinnvoll zu begrenzen.

Besteht ein System aus mehreren redundanten Teilsystemen und sind dessen Komponenten, z.B. 4 Notspeisepumpen oder 4 Notstromdiesel, im gleichen Gebäude und auf der gleichen Höhenkote installiert (so dass sie die gleiche Anregung erfahren) und sind sie gleich aufgebaut, so wird deren Versagenswahrscheinlichkeit als stark korreliert angenommen. Konservativ werden die in den Versagenskurven ermittelten Versagenswahrscheinlichkeiten dann als gleich und voneinander abhängig angenommen, d.h. es wird postuliert, dass mit der Versagenswahrscheinlichkeit der einzelnen Komponente alle (z.B. alle vier) redundanten Komponenten gleichzeitig ausfallen (GVA-Fall). Alternativ kann anhand einer Detailbetrachtung entkoppelnder Faktoren eine realistischere Einschätzung vorgenommen werden /WAT 99/, /OIK 99/, /JON 03/.

Die Verteilungen der erdbebenbedingten Versagenswahrscheinlichkeiten der Komponenten, jeweils gültig für die Freifeldbeschleunigung, die dem Intensitätsbereich der jeweiligen Quantifizierung entspricht (s. Abschnitt 3.6.4.5), werden in die Fehlerbaumanalyse eingegeben.

3.6.4.6.3 Quantifizierung

3.6.4.6.3.1 Ermittlung der Häufigkeit der erdbebenbedingten auslösenden Ereignisse

In Übereinstimmung mit der NRC-Empfehlung in /CHE 91/ wird empfohlen, der Analyse eine Durchschnittskurve (50 %-Fraktile) für die Erdbebengefährdung des Standortes (hier jährliche Überschreitungshäufigkeit der Standortintensität) zugrunde zu legen. Die Überschreitungshäufigkeit in den einzelnen Intensitätsbereichen (z.B. $6 \leq I \leq 7$; $7 \leq I \leq 8$; $8 \leq I \leq 9$) bzw. den entsprechenden Bodenbeschleunigungsbereichen wird als Differenz der Werte der Bereichsgrenzen ermittelt. Für diese Berechnung stehen die aus der PSSA bekannten Überschreitungshäufigkeiten zur Verfügung. Durch Multiplikation dieser Werte mit den den Intensitätsbereichen zugeordneten Mittelwerten der erdbebenbedingten Versagenswahrscheinlichkeiten von Komponenten, deren Versagen bestimmte auslösende Ereignisse einleiten, werden die erdbebenbedingten Eintrittshäufigkeiten für diese auslösenden Ereignisse als Punktwerte errechnet. Verteilungsfunktionen, die die Unsicherheitsbandbreite der Häufigkeiten der erdbebenbedingten auslösenden Ereignisse darstellen, erhält man durch Faltung der für die Überschreitungshäufigkeiten geltenden Verteilungsfunktionen mit den Versagenskurven der zum auslösenden Ereignis führenden Komponenten.

Führt der Ausfall mehrerer Komponenten zum auslösenden Ereignis (beim „Notstromfall“ z.B.: Freiluftschaltanlagen, Maschinentrafos, EB-Trafos, etc.), so sind diese Ursachen für die Auslösung (als Folge des Erdbebens) logisch zu verknüpfen (ODER).

3.6.4.6.3.2 Berechnung der Häufigkeit von Gefährdungszuständen

Die erdbebenbedingte Gesamthäufigkeit der Gefährdungszustände ergibt sich aus der Quantifizierung der Ereignisbäume der erdbebenbedingten auslösenden Ereignisse.

Für die erdbebenbedingten direkten Unfälle (s. o.) ist die Häufigkeit der Gefährdungszustände gleich der Eintrittshäufigkeit der auslösenden Ereignisse.

Die Häufigkeit der Gefährdungszustände der durch Ereignisablaufanalysen modellierten auslösenden Ereignisse wird durch die Quantifizierung der Ereignisbäume und Fehlerbäume berechnet.

In einfach gelagerten Fällen sind Handrechnungen möglich, wenn die Nichtverfügbarkeit der Sicherheitsfunktionen (z.B. der Notstandspeisewasserversorgung) aus den Nichtverfügbarkeiten der wichtigsten Komponenten errechnet werden kann, z.B. aus der der Notstandsdiesel, der Notstandspeisewasserpumpen, der Deionatbehälter, des Rohrleitungssystems des Notstandskühlsystems mit zugehörigen Armaturen, der Kabeltragkonstruktion, der Schränke der E- und Leittechnik sowie der Batterien.

3.6.5 Literatur

- /ANS 58.21/ American Nuclear Society:
External Events PRA Methodology Standard,
ANSI/ANS-58.21-2003
- /BER 05/ H.P. Berg, E. Schimetschka:
Auslegung von Kernkraftwerken gegen „Einwirkungen von außen“ – Statusbericht
2005,
Bundesamt für Strahlenschutz, Veröffentlichung in Vorbereitung
- /BMFT 79/ Der Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) (Hrsg.):
Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke,
Verlag TÜV Rheinland, Köln, 1979,
ISBN 3-921059-67-4
- /BMFT 80/ Der Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) (Hrsg.):
Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke,
Fachband 4: Einwirkungen von außen (einschließlich anlageninterner
Brände),
Verlag TÜV Rheinland GmbH, Köln, 1980,
ISBN 3-88585-15-X
- /BMFT 90/ Der Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) (Hrsg.):
Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B,
Verlag TÜV Rheinland GmbH, Köln, 1990,
ISBN 3-88585-809-6
- /BMI 76/ Bekanntmachung des BMI:
Richtlinie für den Schutz von Kernkraftwerken gegen Druckwellen aus chemischen
Reaktionen durch Auslegung der Kernkraftwerke hinsichtlich ihrer Festigkeit und in-
duzierten Schwingungen sowie durch Sicherheitsabstände,
BAnz Nr. 179, September 1976
- /BMI 77/ Der Bundesminister des Innern (BMI):
Bekanntmachung von Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke,
BAnz Nr. 206, Oktober 1977
- /BMI 83/ Der Bundesminister des Innern:
Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druck-
wasserreaktoren gegen Störfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 StrlSchV (Störfalleitli-
nien) (vom 18.10.1983),
BAnz Nr. 245 a vom 31. Dezember 1983
- /BOM 04/ J. J. Bommer et al.:
The Challenge of Defending Upper Bounds on Earthquake Ground Motions,
Seismological Research Letters , Vol. 75, No. 1, (2004), pp.82 - 95
- /BUD 98/ R.J. Budnitz:
Current Status of Methodologies for Seismic Probabilistic Safety Analysis,
Reliability Engineering and Systems Safety, Vol. 62, (1998), pp.71 - 88
- /CHE 91/ J. T. Chen et al.:
Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External
Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities,
Final Report, NUREG-1407, June 1991

- /DIN 1045/ Normenausschuss Bauwesen im DIN - Deutsches Institut für Normung e.V.
Tragwerke aus Beton, Stahlbeton und Spannbeton,
Teil 2: Beton: Festlegung, Eigenschaften, Herstellung und Konformität
- DIN 1045-2, Juli 2001
Berichtigung 1 zu Din 1045-2, Juni 2002,
Beuth Verlag, Berlin
- /DIN 4049/ Normenausschuss Bauwesen im DIN - Deutsches Institut für Normung e.V.:
Hydrologie: Teil 1: Grundbegriffe, DIN 4049-1,
Teil 3: Begriffe zur quantitativen Hydrologie, DIN 4049-3,
Beuth Verlag, Berlin; 1992
- /DIN 4149/ Normenausschuss Bauwesen im DIN - Deutsches Institut für Normung e.V.:
Bauten in deutschen Erdbebengebieten,
Lastannahmen, Bemessung und Ausführung üblicher Hochbauten,
DIN 4149,
Beuth Verlag, Berlin, April 2005
- /DIN 14011/ Fachnormenausschuss Feuerwehrwesen (FNFW) im DIN - Deutsches Institut für
Normung e.V.:
Begriffe aus dem Feuerwehrwesen: Physikalische und chemische Vorgänge,
DIN 14 011, Teil 1,
Beuth Verlag, Berlin, Juli 1977
- /DVWK 99/ Deutscher Verband für Wasserwirtschaft und Kulturbau (DVWK):
Statistische Analyse von Hochwasserabflüssen
DVWK-Merkblatt 251, 1999
- /EPRI 91/ Electric Power Research Institute (Hrsg.):
Generic Seismic Ruggedness of Power Plant Equipment (Revision1),
EPRI NP-5223-SLR1, 1991
- /FÜR 74/ W. Fürste, G. Glupe:
Absturzhäufigkeit von Flugzeugen auf Kernkraftwerke,
Technische Überwachung Vol. 15, Nr. 4, (1974)
- /GUM 58/ E. J. Gumbel:
Statistics of Extremes,
Columbia University Press, New York and London, 1958
- /HOF 96A/ H. H. Hoffmann:
Vorgehensvorschlag zur Durchführung einer probabilistischen Sicherheitsanalyse
für das externe störfallauslösende Ereignis "Erdbeben",
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-1996-469,
März 1996
- /HOF 96B/ H. H. Hoffmann:
Vorgehensvorschlag zur Durchführung einer probabilistischen Sicherheitsanalyse
für das externe Ereignis „Explosionsdruckwelle“,
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-1997-476,
August 1996
- /HOF 97/ H. H. Hoffmann:
Vorgehensvorschlag zur Durchführung einer probabilistischen Sicherheitsanalyse
für das externe Ereignis "Flugzeugabsturz",
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-1998-498,
August 1997

- /IAEA 01/ International Atomic Energy Agency:
Safety Assessments and Verification for Nuclear Power Plants,
Safety Guide No. NS-G-1.2, Vienna, 2001
- /JEN 00/ J. Jensen:
Eintrittswahrscheinlichkeiten von Sturmfluten – Statistisch gesehen,
HANSA Vol. 137, Nr. 12, (2000), S. 60 - 66
- /JEN 02/ J. Jensen, T. Frank:
Abschätzung von Sturmflutwasserständen mit sehr kleinen Überschreitungswahrscheinlichkeiten,
Universität Siegen, fww-Reihe, Heft 11, Siegen, 2002
- /JEN 03/ J. Jensen et al.:
Neue Verfahren zur Abschätzung von seltenen Sturmflutwahrscheinlichkeiten,
HANSA Vol. 140, Nr. 11, (2003), S. 68 - 79
- /JON 03/ J. Jonczyk:
Entwicklung fortschrittlicher Methoden für eine probabilistische Sicherheitsanalyse insbesondere der Stufe 2,
Methoden zur Erfassung und Eingrenzung von Anlagenteilen bei erdbeben-spezifischen Ausfalleffekten und zur Quantifizierung des Ausfalls von Sicherheitsfunktionen bei seismischen Abhängigkeiten,
GRS Köln, Bericht im Druck
- /KAN 00/ S. K. Kang, B.-S. Lee:
The Insights from Seismic Risk Analysis of Korean Nuclear Power Plants,
Proc. 5th Intern. Conf. Probabilistic Safety Assessment and Management, PSAM 5,
Osaka, Japan, Nov. 27 - Dec. 1, 2000,
Universal Academic Press Inc., Tokyo, Japan, Vol. 1, pp. 573-578,
ISBN 4-946443-64-9
- /KHR 01/ Internationale Kommission für die Hydrologie des Rheingebietes:
Übersicht über Verfahren zur Abschätzung von Hochwasserabflüssen,
Erfahrungen der Rheinanliegerstaaten,
Bericht Nr. I-19 der KHR, 2001,
ISBN 90-36954-11-8
- /KLE 01/ H. B. Kleeberg, A. H. Schumann:
Ableitung von Bemessungsabflüssen kleiner Überschreitungswahrscheinlichkeiten,
Wasserwirtschaft, Vol. 91., Heft 2, (2001), S. 90-95
- /KTA 2201/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA):
Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen,
Teil 1 "Grundsätze", KTA 2201.1, Juni 1990,
Teil 2 "Baugrund", KTA 2201.2, Juni 1990,
Teil 3 "Auslegung der baulichen Anlagen", KTA 2201.3, Entwurf Juni 1990,
Teil 4 "Anforderungen an Verfahren zum Nachweis der Erdbebensicherheit für maschinen- und elektrotechnische Anlagenteile", KTA 2201.4, Juni 1990,
Teil 5 "Seismische Instrumentierung", KTA 2201.5, Juni 1996,
Teil 6 "Maßnahmen nach Erdbeben", KTA 2201.6, Juni 1992
- /KTA 2207/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA):
KTA-Regel 2207 „Schutz von Kernkraftwerken gegen Hochwasser“,
Fassung November 2004

- /KTA 2501/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA)
KTA-Regel 2501 "Bauwerksabdichtungen von Kernkraftwerken",
Juni 2002
- /MCC 85/ M. McCann et al.:
Probabilistic Safety Analysis, Procedures Guide,
Brookhaven National Laboratory,
NUREG/CR-2815, Vol. 2, Rev. 1, August 1985
- /NEA 98/ OECD/NEA, Committee on the Safety of Nuclear Installations:
State-of-the-Art Report on the Current Status of Methodologies for Seismic PSA,
NEA/CSNI/R(97)22, Paris, 1998
- /NIS 00/ M. Nishihata et al.:
Evaluation of Component Fragility for Seismic PSA on Japanese LWRs,
Proc. 5th Intern. Conf. Probabilistic Safety Assessment and Management, PSAM 5,
Osaka, Japan, Nov. 27 - Dec. 1, 2000,
Universal Academic Press Inc., Tokyo, Japan, Vol. 4, pp. 2135-2140,
ISBN 4-946443-64-9
- /NRC 83/ U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC):
PRA Procedures Guide,
A Guide to the Performance of Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power
Plants,
NUREG/CR-2300, Vol. 2, Jan. 1983
- /NRC 89/ U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC):
Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants,
NUREG-1150, Vols. 1 and 2, Washington DC, May 1989
- /OIK 99/ T. Oikawa et. al.:
Sensitivity Analyses for the Effect of Uncertainty Issues on Risk Contributors in a
Seismic PSA of the BWR Model Plant at JAERI,
Proc. OECD/NEA Workshop on Seismic Risk Tokyo, Japan, August 10-12, 1999,
NEA/CSNI/R(99)28, Paris, 2000, pp. 223-249
- /PLG 83/ Pickard-Lowe and Garrick, Inc.
Seabrook Station Probabilistic Safety Assessment,
Main Report, M. McCann, Vol. 1 - 6 and Summary Report PB--89-186931,
Irvine, California, USA, December 1983
- /PRO 78/ H. Procaccia and Th. Gobert:
Probabilistic Evaluation of Risks Associated with Aviation, Road, Railway and River
Adjacent to Nuclear Power Plants in France,
Proc. ANS Topical Meeting on the Probabilistic Analysis of Nuclear Reactor Safety,
Los Angeles, October 1978
- /ROS 78/ W. Rosenhauer, L. Ahorner:
Seismic Risk Map for the Western Part of Central Europe,
Atomwirtschaft / Atomtechnik, Vol. 23, Nr. 6 (1978), S. 285 - 288
- /ROS 03/ W. Rosenhauer, R. Meiswinkel, G. Barg:
Übertragung probabilistischer Erdbebenmethoden auf Tidehochwasserstände,
Tagungsbericht Jahrestagung Kerntechnik 2003,
INFORUM-Verlag Berlin, 2003, S. 199-202,
ISSN 0720-9207

- /RSK 81/ Reaktorsicherheitskommission des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz
und Reaktorsicherheit:
RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren,
3. Ausgabe v. 14. Oktober 1981, BAnz Nr. 69a, 1982
- /SKO 97/ G. Skoff, H. H. Hoffmann:
Vorgehensvorschlag zur Durchführung einer probabilistischen Sicherheitsanalyse
für das Ereignis "Externe Überflutung",
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-1998-497,
Juni 1997
- /SWA 83/ A. D. Swain, H. E. Guttman:
Handbook of Human-Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Ap-
plications,
NUREG/CR-1278, SAND80-0200, August 1983
- /WAT 99/ Y. Watanabe, T. Oikawa and K. Muramatsu:
Reappraisal of the Effect of Correlation of Component Failures on Core Damage
Frequency in Seismic PSA Using DQFM Method,
Proc. OECD/NEA Workshop on Seismic Risk, Tokyo,
Japan, Aug. 10-12, 1999,
NEA/CSNI/R(99)28, Paris, 2000, pp. 269-295

3.7 DOKUMENTATION UND ERGEBNISDARSTELLUNG FÜR DIE PSA DER STUFE 1

Die im Folgenden gemachten Ausführungen zur Dokumentation und Ergebnisdarstellung stellen einen Regelfall dar, von dem begründet abgewichen werden kann. Insbesondere sollten PSA-spezifisch diejenigen Aspekte ausführlicher beleuchtet werden, die bei der jeweiligen PSA bedeutsam sind, und solche, die weniger wichtig sind, können kürzer behandelt werden.

3.7.1 Auslösende Ereignisse

Es sind die untersuchten auslösenden Ereignisse mit ihren Häufigkeiten und die Ergebnisse der Abschätzungen sowie hierbei verwendete Kriterien zu nicht weiter untersuchten auslösenden Ereignissen anzugeben.

Die untersuchten auslösenden Ereignisse sind kurz zu charakterisieren und es sind die Datenquellen für ihre Häufigkeiten anzugeben. Auslösende Ereignisse, die auf übergreifende Einwirkungen zurückgeführt werden, sind in einer Tabelle darzustellen, die die relevanten Systemfunktionen enthält, deren Versagen zum auslösenden Ereignis führt. Neben den Häufigkeiten der übergreifenden Einwirkungen und der auslösenden Ereignisse sind auch die jeweiligen Übergangswahrscheinlichkeiten darzustellen.

Für nicht weiter untersuchte auslösende Ereignisse sind die Abschätzungen und die jeweilige Schätzbasis zu beschreiben. Die abgeschätzten Häufigkeiten für einen Kernschadenzustand sind in einer Tabelle zusammenfassend darzustellen.

3.7.1.1 Übergang von auslösenden Ereignissen zu Gefährdungszuständen

Die im Folgenden diskutierten Häufigkeiten sind primär durch ihre Erwartungswerte darzustellen.

Die Häufigkeiten von Gefährdungszuständen sind getrennt für jedes der untersuchten auslösenden Ereignisse und zusammenfassend für alle auslösenden Ereignisse darzustellen.

Für jedes auslösende Ereignis sind folgende Sachverhalte zu beschreiben bzw. darzustellen:

- die zur Beherrschung erforderlichen Systemfunktionen (einschließlich der Reparaturmaßnahmen) für jedes auslösende Ereignis,
- Häufigkeit des auslösenden Ereignisses, Übergangswahrscheinlichkeit und Häufigkeit des Gefährdungszustandes,
- Merkmale und Beiträge der relevanten Gefährdungszustände,
- wesentliche Beiträge der Ausfälle von Systemfunktionen,
- wesentliche Beiträge einzelner Ausfallursachen einschließlich der Beiträge von GVA und Handmaßnahmen sowie der Reparaturmaßnahmen.

Bezüglich der Reparaturmaßnahmen sind die in der PSA für Reparaturhandlungen (zur Verhinderung von Gefährdungszuständen) berücksichtigten Komponentengruppen und die hierbei berücksichtigten Reparaturzeiten anzugeben.

Die zusammenfassende Darstellung der Gefährdungszustände umfasst:

- Gesamthäufigkeit der Gefährdungszustände
- Merkmale und Beiträge der relevanten Gefährdungszustände
- wesentliche Beiträge der auslösenden Ereignisse
- wesentliche Beiträge der Ausfälle von Systemfunktionen
- wesentliche Beiträge einzelner Ausfallursachen einschließlich der Beiträge von GVA und Handmaßnahmen sowie der Reparaturmaßnahmen

Die Darstellung der Gefährdungszustände kann z.B. durch folgende Tabellen und Diagramme veranschaulicht werden:

- Wahrscheinlichkeiten des Übergangs von auslösenden Ereignissen zu Gefährdungszuständen,
- Nichtverfügbarkeiten von Systemfunktionen und Häufigkeiten von Gefährdungszuständen für auslösende Ereignisse,
- Beiträge der Ereignisgruppen auslösender Ereignisse zur Summe der Häufigkeiten der Gefährdungszustände und Beiträge der Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen.

Wenn einzelne auslösende Ereignisse nicht weiter untersucht werden (bezüglich eines Kernschadenzustandes), sind die hierzu durchgeführten Abschätzungen für die Kernschadenshäufigkeiten darzustellen. Die Gesamtwerte aller vernachlässigten Beiträge sind anzugeben.

3.7.1.2 Übergang von Gefährdungszuständen zu Kernschadenzuständen

Die Ergebnisdarstellung für den Übergang von Gefährdungszuständen zu Kernschadenzuständen soll folgende Beschreibungen enthalten:

- die zur Beherrschung erforderlichen präventiven Notfall-Systemfunktionen:
 - anlageninterne Notfallmaßnahmen,
 - Reparaturmaßnahmen,
- Kernschadenzustände (Charakterisierung),
- Ergebnisse für Kernschadenzustände.

Die Darstellung der zur Verhinderung von Kernschadenzuständen vorgesehenen präventiven Notfall-Systemfunktionen soll enthalten:

- Ziel und Art der anlageninternen Notfallmaßnahme mit Angabe der Vorbereitungs- und Einleitungskriterien,
- die in der PSA für Reparaturhandlungen berücksichtigten Komponentengruppen.

Die Ergebnisse für Kernschadenzustände sind analog zur Beschreibung der Ergebnisse für Gefährdungszustände sowohl getrennt für jedes der untersuchten auslösenden Ereignisse als auch aufsummiert darzustellen.

Für jedes auslösende Ereignis sind folgende Sachverhalte zu beschreiben bzw. darzustellen:

- die zur Beherrschung der Gefährdungszustände erforderlichen präventiven Notfall-Systemfunktionen,
- Übergangswahrscheinlichkeiten von den Gefährdungszuständen zu Kernschadenzuständen sowie zum wiederhergestellten sicheren Zustand und die Häufigkeit eines Kernschadens,

- Übergangswahrscheinlichkeiten vom auslösenden Ereignis zu Kernschadenzuständen sowie zum wiederhergestellten sicheren Zustand,
- Merkmale und Beiträge der relevanten Kernschadenzustände,
- wesentliche Beiträge der Ausfälle von Systemfunktionen und präventiven Notfall-Systemfunktionen,
- wesentliche Beiträge einzelner Ausfallursachen einschließlich der Beiträge von GVA und Handmaßnahmen sowie der Reparaturmaßnahmen.

Die zusammenfassende Darstellung der Kernschadenzustände soll folgende Punkte umfassen:

- Gesamthäufigkeit der Kernschadenzustände für alle Analyseteile (Leistungsbetrieb, Nichtleistungsbetrieb, externe Ereignisse, Brände),
- Übergangswahrscheinlichkeit vom Gefährdungs- zum Kernschadenzustand,
- Merkmale und Beiträge der relevanten (zusammengefassten) Kernschadenzustände,
- wesentliche Beiträge der auslösenden Ereignisse,
- wesentliche Beiträge der Ausfälle von präventiven Notfall-Systemfunktionen beim Übergang vom Gefährdungs- zum Kernschadenzustand,
- wesentliche Beiträge der Ausfälle von Systemfunktionen und präventiven Notfall-Systemfunktionen beim Übergang vom auslösenden Ereignis zum Kernschadenzustand,
- wesentliche Beiträge einzelner Ausfallursachen einschließlich der Beiträge von GVA und Handmaßnahmen sowie der Reparaturmaßnahmen.

Die Darstellung der Kernschadenzustände kann z.B. durch folgende Tabellen und Diagramme veranschaulicht werden:

- Wahrscheinlichkeiten des Übergangs von Gefährdungszuständen zu einem wiederhergestellten sicheren Zustand und zu Kernschadenzuständen,
- Wahrscheinlichkeiten des Übergangs von auslösenden Ereignissen zu einem wiederhergestellten sicheren Zustand und zu Kernschadenzuständen,
- Wahrscheinlichkeiten des Übergangs von auslösenden Ereignissen zu Kernschadenzuständen mit der Kategorisierung entsprechend Abschnitt 3.1.4,
- Nichtverfügbarkeiten von präventiven Notfall-Systemfunktionen und Häufigkeiten von Kernschadenzuständen für Gefährdungszustände,
- Nichtverfügbarkeiten von Systemfunktionen sowie präventiven Notfall-Systemfunktionen und Häufigkeiten von Kernschadenzuständen für auslösende Ereignisse,
- Beiträge der Ereignisgruppen auslösender Ereignisse zur Summe der Häufigkeiten der Kernschadenzustände und Beiträge der Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen und der präventiven Notfall-Systemfunktionen.

3.7.1.3 Ergebnisunsicherheiten der Zuverlässigkeitsanalyse

Die Darstellung der Ergebnisunsicherheiten der Zuverlässigkeitsanalyse soll die Ergebnisse für die auslösenden Ereignisse, Gefährdungs- und Kernschadenzustände enthalten. Im einzelnen sind in der Ergebnisdarstellung die folgenden Kenngrößen, jeweils mit Angabe der 5 %- , 50 %- und 95 %-Fraktilen und der Erwartungswerte auszuweisen:

- Häufigkeiten auslösender Ereignisse,
- Häufigkeiten der Gefährdungszustände, aufgeschlüsselt nach auslösenden Ereignissen,

- Übergangswahrscheinlichkeiten von auslösenden Ereignissen zu einem Gefährdungszustand,
- Häufigkeiten der Kernschadenszustände, aufgeschlüsselt nach auslösenden Ereignissen, wesentliche Beiträge der auslösenden Ereignisse zur Gesamtkernschadendshäufigkeit
- Übergangswahrscheinlichkeiten von auslösenden Ereignissen zu einem Kernschadenszustand,
- Häufigkeiten der (zusammengefassten) Kernschadenszustände.

Die Ergebnisse der Unsicherheitsanalysen sind zusammenfassend darzustellen und durch entsprechende Diagramme zu veranschaulichen.

4 PSA DER STUFE 1 AUSGEHEND VOM NICHTLEISTUNGSBETRIEB

4.1 EINLEITUNG

Bisherige Untersuchungen auslösender Ereignisse bei Nichtleistungsbetrieb (NLB) haben gezeigt, dass die Anforderungen an das Sicherheitssystem der Anlage während verschiedener Betriebszustände nicht durch die Untersuchungen zum Leistungsbetrieb abgedeckt sind und während dieser Betriebszustände ein nicht zu vernachlässigender Beitrag zur Gesamthäufigkeit der Gefährdungs- und Kernschadenzustände vorliegen kann.

Dieses Kapitel bezieht sich auf eine PSA der Stufe 1 für den NLB. Die Untersuchungen zum NLB beinhalten auch Untersuchungen zur Kühlung der Brennelemente im Brennelement-Lagerbecken.

Der NLB beinhaltet das An- und Abfahren sowie den Stillstand einer Anlage einschließlich des Brennelementwechsels. Der NLB beginnt mit dem Einfahren der Steuerstäbe mit dem Ziel der nuklearen Abschaltung der Anlage; er ist beendet, wenn nach dem Wiederauffahren der konstante Leistungsbetrieb erreicht ist. Der Umfang der probabilistischen Analyse entspricht einem geplanten Stillstand mit Revision. Die entsprechenden Betriebsphasen sind im Folgenden ausgewiesen. Im Vergleich zum ungestörten Leistungsbetrieb, weisen die Betriebsphasen des NLB's Besonderheiten auf, wie

- Physikalische Zustandsänderungen:
 - Druck, Temperatur und Füllstand des Primär- und Sekundärkreises,
 - Öffnen bzw. Schließen des RDB,
- Systemtechnische Zustandsänderungen:
 - Betriebsweise und Verfügbarkeit von betrieblichen Systemen,
 - Verfügbarkeit der Sicherheitssysteme,
 - Anzahl der wirksamen Barrieren,

die spezifische Vorgehensweisen bei der Durchführung einer PSA erfordern. Auf diese Besonderheiten, wie auch z. T. in /IAEA 00/ dargestellt, wird im Folgenden eingegangen. Im Übrigen entspricht die Vorgehensweise derjenigen einer PSA für den Leistungsbetrieb. Die verschiedenen Arbeitsschritte und deren Zusammenwirken bei der Durchführung einer PSA für den NLB sind aus Bild 1-2 zu entnehmen.

Um möglichst schnell sicherheitsrelevante Erkenntnisse zur Verbesserung und Optimierung des Stillstandsmanagements zu gewinnen, kann es zweckmäßig sein, die erste Erstellung einer NLB-PSA in zwei Phasen durchzuführen. Die Durchführung der NLB-PSA würde mit einem Ansatz erfolgen, der zunächst in einer ersten Phase abdeckend in der Breite mit einem reduzierten Detaillierungsgrad in die Tiefe belastbare, jedoch nicht zu grob vereinfachend konservative Ergebnisse liefert. In der zweiten Phase würde auf Basis der NLB-PSA der ersten Phase in einer Iteration eine Erhöhung des Umfangs und des Detaillierungsgrades erfolgen, mit einer Konzentration auf Punkte, die konservativ sind oder deren Umfang in Phase 1 beschränkt wurde. Eine derartige Vorgehensweise stellt eine Option dar, über deren Zweckmäßigkeit und ggf. über den jeweiligen Umfang in den beiden Phasen mit den am Verfahren Beteiligten Einvernehmen erzielt werden sollte. Letztendlich ist eine vollständige NLB-PSA zu erstellen.

4.2 VORAUSSETZUNGEN FÜR EINE PROBABILISTISCHE SICHERHEITSANALYSE ZUM NICHTLEISTUNGSBETRIEB

Zusätzlich zu den Unterlagen für die Durchführung einer PSA zum Leistungsbetrieb sind zur Durchführung einer NLB-PSA weitere Informationsquellen erforderlich, aus denen z.B. die Dauer eines Stillstands, die Tätigkeiten, Freischaltzeiten, Betriebsweisen der Systeme etc. während eines Stillstands zu entnehmen sind. Dies sind:

- Revisionsberichte einschließlich Revisionsplanung und Revisionsergebnissen,
- Schichtanweisungen,
- Anweisungen zu Arbeitsvorgängen während der Revision, z.B. "Ausbau einer HKMP-Welle" (DWR, SWR) oder "Setzen eines Frischdampfleitungs-Stopfens" (SWR),
- Unterlagen zum Instandhaltungskonzept (Instandhaltungsordnung, Dokumente für betreiber-interne wiederkehrende Prüfungen und Instandhaltungsmaßnahmen)
- Informationen zu durchgeführten Instandhaltungen und Prüfungen von Komponenten,
- Informationen zu Komponenten-Betriebszeiten und Schaltspielhäufigkeiten,
- Organisationshandbuch.

Im Einzelfall können zusätzliche (oder inhaltsgleiche, aber anders bezeichnete) Informationsquellen erforderlich sein oder genannte Informationsquellen entfallen.

Des Weiteren können anlagendynamische Untersuchungen unter den speziellen Randbedingungen des NLB erforderlich sein. Bei nahezu stationärem Anlagenverhalten sind ingenieurmäßige Abschätzungen zur Bestimmung der Mindestanforderungen ausreichend. Werden Rechenprogramme zur Simulation von Abläufen während des NLB's herangezogen, sind die wichtigen Phänomene zu bestimmen. Die Anforderungen an zu verwendende Rechenprogramme sind in Anhang C angegeben. Erfüllen Codes hinsichtlich der Behandlung wichtiger Phänomene diese Anforderungen nicht, ist eine separate Bewertung hinsichtlich der Relevanz dieser Phänomene durchzuführen.

4.3 EREIGNISABLAUFANALYSE

4.3.1 Übersicht

Ereignisablaufanalysen für den NLB müssen eine größere Anzahl möglicher Kombinationen aus Betriebszuständen und auslösenden Ereignissen als im Leistungsbetrieb berücksichtigen. Zur Durchführung der Ereignisablaufanalysen bei NLB sind die folgenden Arbeitsschritte erforderlich:

- Abgrenzung von Betriebszuständen bei NLB und Ermittlung von auslösenden Ereignissen je Betriebsphase,
- Screening der Relevanz zu untersuchender auslösender Ereignisse,
- Ermittlung der Eintrittshäufigkeit auslösender Ereignisse,
- Erstellung von Ereignisablaufdiagrammen,
- Kategorisierung der Endzustände,
- Ermittlung der Mindestanforderungen an die Systemfunktionen.

Die Betriebsphasen während des NLB's sollten derart voneinander abgegrenzt werden, dass aus Sicht der PSA möglichst konstante Randbedingungen während einer Betriebsphase vorliegen. Für

die einzelnen Betriebsphasen bestimmt man mögliche auslösende Ereignisse, und ermittelt deren Relevanz durch ein Screening. Die Ermittlung der Eintrittshäufigkeit der auslösenden Ereignisse erfordert zur Erstellung der Beobachtungsbasis eine detaillierte Auswertung der Zeiten der innerhalb der Beobachtungszeit aufgetretenen Betriebsphasen bzw. Anlagenbetriebszustände (s. Abschnitt 4.3.2).

Um mögliche auslösende Ereignisse, die durch Fehler bei Wartungsarbeiten eingeleitet werden, zu erfassen, ist eine Analyse von Wartungsfehlern durchzuführen. Dabei sollten zunächst die im Rahmen der zu untersuchenden typischen Revision vorgesehenen Wartungsmaßnahmen einer qualitativen Analyse im Hinblick auf die Auswirkungen möglicher Fehlhandlungen unterzogen werden (s. Abschnitt 4.3.6). Dies gilt auch für betriebliche Fahrprozesse wie z.B. das Füllstandsabsenken auf Mitte Loop. Die nachfolgende quantitative Analyse kann dann auf die relevanten Fälle beschränkt werden. Die Aspekte der Modellierung der zugehörigen Personalhandlungen sind in Abschnitt 3.4 dargestellt.

Die Erstellung der Ereignisablaufdiagramme erfolgt formal analog zur Vorgehensweise beim Leistungsbetrieb.

Bei der Definition der Endzustände sind ebenfalls die Besonderheiten des NLB's zu berücksichtigen (s. Abschnitt 4.3.7).

4.3.2 Betriebsphasen und Anlagenbetriebszustände

Der NLB einer Anlage ist durch verschiedene Betriebsphasen gekennzeichnet, in denen entweder unterschiedliche auslösende Ereignisse auftreten können oder gleiche auslösende Ereignisse unter sehr verschiedenen Randbedingungen beherrscht werden müssen.

Nachfolgend ist eine Unterteilung in Betriebsphasen für den NLB beispielhaft aufgeführt:

- Einfahren der Steuerstäbe und Stillstand der Anlage im Zustand „heiß unterkritisch“,
- Abfahren über die Hauptwärmesenke,
- Abfahren mit dem Nachwärmeabfuhrsystem,
- Stillstand der Anlage im Zustand „kalt unterkritisch“,
- Anfahren der Anlage.

Innerhalb dieser Betriebsphasen können die physikalischen und systemtechnischen Randbedingungen noch sehr variieren, so dass eine weitere Unterteilung in Anlagenbetriebszustände erforderlich ist. So wird z.B. bei einer Revision mit Brennelementwechsel in SWR-Anlagen in der vierten der zuvor genannten Betriebsphasen der Füllstand des Reaktorkühlkreislaufts angehoben, der RDB geöffnet, der Flutraum mit Kühlmittel gefüllt und ein Brennelementwechsel durchgeführt. Dabei ändert sich auch die Verfügbarkeit der Sicherheitssysteme.

Kriterien für die Unterteilung in Anlagenbetriebszustände sind Änderungen:

- der physikalischen Parameter wie Druck, Temperatur und Füllstand im Reaktorkühlkreislauf,
- der Betriebsbereitschaft und des Freischaltzustands der Betriebs- und Sicherheitssysteme sowie
- der Verfügbarkeit von Barrieren.

Tabelle 4-1: Mögliche Einteilung in Betriebszustände beim Abfahren, BE-Wechsel und Wiederanfahren für eine typische Revision eines DWR

Betriebszustand	Kurzbeschreibung Merkmale
(1) A0	Leistungsabsenkung bis auf unterkritisch heiß Reaktorschutzsignale und Verfügbarkeit der Sicherheitssysteme wie im Leistungsbetrieb
(1) A1	Unterkritisch heiß; Abfahren über DE bis auf RKL-Druck 3,1 MPa und RKL-Temperatur 393 K alle Reaktorschutzsignale sind wirksam
(1) B1	Abkühlen des RKL in den Zustand drucklos kalt Inbetriebnahme des Nachkühlsystems bei 393 K; Druckspeicher und HD-Pumpen werden freigeschaltet
(1) B2	Füllstandsabsenken auf Mitte-Loop mit Entleeren der DE (primär-seitig), Mitte-Loop-Betrieb Kern im RDB, RKS druckdicht verschlossen
(1) C	Öffnen des RDBs, Mitte-Loop-Betrieb Kern im RDB, RKS nicht druckdicht verschlossen, Dichtschütz gesetzt
(1) D	Fluten der Reaktorgrube, Ausladen der BE Kern ganz oder teilweise im RDB, Dichtschütz gezogen
E	Entleeren der Reaktorgrube und des RDB, Arbeiten bei Unterkante Loop Kern voll ausgeladen, Dichtschütz gesetzt
(2) D	Auffüllen der Reaktorgrube, Einladen der BE Kern ganz oder teilweise im RDB, Dichtschütz gezogen
(2) C	Füllstandsabsenkung auf Mitte-Loop, Schließen des RDB Kern im RDB, RKS nicht druckdicht verschlossen, Dichtschütz gesetzt
(2) B2	Evakuieren und Auffüllen des RKL Kern im RDB, RKS druckdicht verschlossen
(2) B1	Aufheizen des RKL mit den HKMP alle Reaktorschutzsignale sind wirksam
(2) A1	Entborieren des Kühlmittels und Kritischmachen des Reaktors Ziehen von Steuerstäben oder / und Entborieren
(2) A0	Leistungserhöhung bis zur Vorgabe des Lastverteilers Reaktorschutzsignale und Verfügbarkeit der Sicherheitssysteme wie im Leistungsbetrieb

(1) = Betriebszustände beim Abfahren; (2) = Betriebszustände beim Wiederanfahren

Das Ziel der weiteren Unterteilung ist eine Definition der Anlagenbetriebszustände derart, dass die Randbedingungen für die Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalyse möglichst konstant sind. Es sollten innerhalb eines Anlagenbetriebszustandes keine für die untersuchten Ereignisabläufe relevanten Veränderungen im Freischaltumfang der Betriebs- und Sicherheitssysteme auftreten. Beispiele einer Unterteilung für eine Anlage mit DWR sind in Tabelle 4-1 und für eine Anlage mit SWR in Tabelle 4-2 gegeben.

Die in diesen beiden Tabellen beschriebene Klassifizierung von Anlagenbetriebszuständen erfolgt beispielhaft für eine typische Revision mit Abfahren zum Brennelementwechsel und Wiederanfahren.

Tabelle 4-2: Mögliche Einteilung in Betriebszustände beim Abfahren, BE-Wechsel und Wiederanfahren für eine typische Revision eines SWR

Betriebs- zustand	Kurzbeschreibung Merkmale
A	Leistungsabsenkung bis auf unterkritisch heiß Reaktorschutzsignale und Verfügbarkeit der Sicherheitssysteme wie im Leistungsbetrieb
B	Unterkritisch heiß; Abfahren über die Hauptwärmesenke bis auf eine Kühlmittel-Temperatur von 423 K alle Reaktorschutzsignale sind wirksam
C	Abkühlen des RDBs in den Zustand drucklos kalt Inbetriebnahme des Nachkühlsystems bei 423 K; Nachwärmeabfuhr z.B. durch modifiziertes Abfahrkühlen einschließlich Auffüllen des RDBs bis zur Frischdampfleitung
D	Nachkühlbetrieb durch Ansaugen über die Frischdampf-Leitung Kern im RDB, RDB druckdicht verschlossen
E	Öffnen des RDBs, Fluten des Flutraums Kern im RDB, RDB nicht druckdicht verschlossen, Dichtschütz gesetzt
F	Brennelementwechsel Kern ganz oder teilweise im RDB, Dichtschütz gezogen
G	Entleeren des Flutraums Kern im RDB, RDB nicht druckdicht verschlossen, Dichtschütz gesetzt
H	Schließen des RDBs, Vorbereitungen zum Anfahren RDB druckdicht verschlossen, alle Reaktorschutzsignale sind wirksam, Nachkühlbetrieb über Frischdampf-Leitung
J	Anfahren der Anlage Ziehen der Steuerstäbe und Druckerhöhung
K	Leistungserhöhung bis zur Vorgabe des Lastverteilers Reaktorschutzsignale und Verfügbarkeit der Sicherheitssysteme wie im Leistungsbetrieb

Als grundsätzliche Vorgehensweise bei der Ermittlung einer geeigneten Unterteilung der Betriebsphasen in Anlagenbetriebszustände hat es sich als zweckmäßig erwiesen, zunächst eine Feineinteilung der Betriebsphasen im NLB unter dem Aspekt, dass die daraus ermittelten Anlagenbetriebszustände einen vergleichbaren Anlagenzustand und ein vergleichbares Anlagenverhalten aufweisen, zusammenzufassen. So wird z.B. in /IAEA 00/ (s. dort Kapitel 3.3.3), explizit darauf hingewiesen, dass es sich hierbei um einen iterativen Prozess handelt.

Die vorgenommene Abgrenzung benachbarter Anlagenbetriebszustände ist somit auf Basis und unter Zuordnung zu den einzelnen Schritten eines der Analyse zugrunde liegenden Standard-Revisionsplans („typische Revision“, s.u.) und den Vorgaben der betrieblichen Regelungen zu begründen.

Die Definition der Anlagenbetriebszustände erfordert deshalb u.a. die Angabe:

- der physikalischen Parameter der Anlage,
- der Betriebsweise und des Freischaltumfangs der Betriebs- und Sicherheitssysteme,
- den Zustand des Containments bzw. des Sicherheitsbehälters,
- der Wirksamkeit von betrieblichen Begrenzungen und Anregekriterien des Reaktorschutzsystems,
- von besonderen administrativen Vorkehrungen,
- vorgegebenen Tätigkeiten des Betriebspersonals und
- der Zeitdauer sowie
- ggf. weitere konkretisierender Angaben.

Soweit die Randbedingungen dies zulassen, können Analyseergebnisse aus dem Leistungsbetrieb übernommen werden. Dies gilt insbesondere für die Betriebsphasen, die an den Leistungsbetrieb angrenzen.

Bei der Ermittlung der Betriebsphasen bzw. der Anlagenbetriebszustände ist die relevante Betriebserfahrung in der betrachteten Anlage zu berücksichtigen. Der Analyse sollte – ausgehend von einer der letzten konkret durchgeführten Revisionen – durch Hinzuziehung der Dokumentation weiterer erfolgter Revisionen in Verbindung mit Gesprächen mit der Revisionsplanungsgruppe eine „typische“ Revision zugrunde gelegt werden. Ggf. sind bestimmte Revisienselemente, aus denen signifikante Beiträge zu den Ergebnisgrößen resultieren können, separat zu bewerten. In diesem Sinne sollten die Ergebnisse für Betriebszustände mit besonderen, nicht häufig durchgeführten Maßnahmen, z.B. RDB-Druckprobe oder Ausbau einer internen Kühlmittelumwälzpumpe, gesondert ausgewiesen werden.

Die Dauer der Betriebsphasen bzw. der Anlagenbetriebszustände für die „typische“ Revision wird auf der Basis der relevanten Betriebserfahrung (ggf. auch unter Einbeziehung geplanter Stillstände) ermittelt. Die Analysen können mit den „typischen“ Werten der Dauer der Betriebsphasen durchgeführt werden, im Ergebnis ist jedoch auch die Sensitivität hinsichtlich der Dauer auszuweisen.

4.3.3 Ermittlung auslösender Ereignisse

Bei Untersuchungen zum Leistungsbetrieb sind auslösende Ereignisse durch die Anforderung von Sicherheitssystemen charakterisiert. Da während einiger Betriebszustände beim NLB die automatische Anregung der Sicherheitssysteme i. Allg. nicht wirksam ist, muss die Definition eines auslösenden Ereignisses für den NLB erweitert werden.

Bei der Aufgabe, die für die probabilistische Analyse wesentlichen Abläufe zu erfassen, und hierfür die sie auslösenden Ereignisse geeignet zu definieren, orientiert man sich zweckmäßig am übergeordneten Sicherheitsziel "Schutz vor ionisierender Strahlung", dem die bez. der generellen Zielsetzung einzuhaltenden Schutzziele „Reaktivitätskontrolle“, „Brennelementkühlung“, „Einschluss radioaktiver Stoffe“, und „Begrenzung der Strahlenexposition“, nachgeordnet sind. Es ist darauf hinzuweisen, dass die mit den Schutzzielen im Betrieb verbundenen Bereiche der zugehörigen Prozessvariablen, in denen das jeweilige Schutzziel eingehalten, gefährdet oder verletzt ist, im NLB ihre Bedeutung verlieren. Die wesentlichen Beiträge zur Nichteinhaltung des Sicherheitsziels gehen auf Ereignisse zurück, in denen es durch Verlust der Brennelementkühlung zur Freisetzung von Spaltprodukten kommt. Im NLB können auch Reaktivitäts- und Handhabungsstörfälle – erstere können am Anfang von Ereignisabläufen mit Endzuständen unzureichender Brennelementkühlung

stehen – ebenfalls zu Freisetzungen von Spaltprodukten führen. Eine Definition der auslösenden Ereignisse im NLB wird im Anhang A gegeben.

Zur Ermittlung der auslösenden Ereignisse stehen folgende Quellen zur Auswertung zur Verfügung:

- die Betriebserfahrung in der untersuchten Anlage während des NLB,
- ingenieurtechnische Untersuchungen zu möglichen Ereignissen in der untersuchten Anlage (Komponentenfehlverhalten, sicherheitstechnisch relevante Fehlhandlungen),
- die gemeldeten Vorkommnisse vergleichbarer deutscher Anlagen.

Darüber hinaus können – jeweils soweit verfügbar - die internationale Betriebserfahrung und Erkenntnisse aus anderen Untersuchungen, insbesondere aus PSA für andere Anlagen, herangezogen werden.

Ereignisse, die Maßnahmen zur Gewährleistung der Schutzziele erfordern, werden als auslösende Ereignisse klassifiziert und den Betriebszuständen zugeordnet, in denen sie auftreten können. Ein Beispiel der Zuordnung der Ereignisse zu Betriebszuständen ist Tabelle 4-3 (DWR) bzw. Tabelle 4-4 (SWR) zu entnehmen.

Bei der Ermittlung auslösender Ereignisse im NLB ist auf Grund der Vielzahl von Instandhaltungs-, Freischaltmaßnahmen und wiederkehrenden Prüfungen mit entsprechenden Auswirkungen auf das Potenzial für fehlerhafte Personalhandlungen vor Ereigniseintritt einzugehen. Bezüglich der Auswirkungen fehlerhafter Personalhandlungen vor Eintritt eines auslösenden Ereignisses wird generell unterschieden zwischen

- Fehlhandlungen, die zur Nichtverfügbarkeit von Komponenten oder sogenannten latenten Fehlern führen, die erst bei einer Anforderung oder unter bestimmten Bedingungen evident werden (z.B. Fehlstellungen),
- Fehlhandlungen, die ein auslösendes Ereignis zur Folge haben,
- Fehlhandlungen, die zusätzlich zu einem auslösenden Ereignis den Ausfall sicherheitsrelevanter Einrichtungen oder Systeme verursachen.

Für diese Analyse der Auswirkungen fehlerhafter Personalhandlungen vor Ereigniseintritt können folgende Quellen herangezogen werden:

- die betrieblichen Regelungen zum Ab- bzw. Anfahren der Anlage;
- die Revisionspläne bzw. ein der Analyse zugrundeliegender Standard-Revisionsplan, der die Instandhaltungs-, Freischaltmaßnahmen und wiederkehrenden Prüfungen beinhaltet, zusammen mit den zugeordneten einzuhaltenden betrieblichen Regelungen;
- Auswertungen zur Betriebserfahrung der Anlage.

Die ersten beiden Quellen umfassen den Umfang an vorgesehenen Maßnahmen während des NLB. Die Auswertungen zur anlagenbezogenen Betriebserfahrung ermöglichen die Nutzung dieser Betriebserfahrung im Hinblick auf zusätzliche Erkenntnisse zu Ursachen und Wirkungen von Fehlhandlungen in der Wechselwirkung mit der Umgebung.

Tabelle 4-3: Zuordnung der auslösenden Ereignisse zu den Betriebszuständen (DWR)

Auslösendes Ereignis Ereignisgruppe Ereignis		Kenn- zeichnung	Betriebszustände ¹⁾												
			Abfahren					Anfahren							
			A0	A1	B1	B2	C	D	E	D	C	B2	B1	A1	A0
Transienten			RDB geschlossen				RDB offen					RDB geschlossen			
Notstromfall, extern	T1.1		x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x
Notstromfall, intern	T1.2						x	x	x						
Ausfall Hauptspeisewasser ohne AHWS	T2		x	x										x	x
Ausfall Hauptwärmesenke ohne AHSpW	T3		x	x										x	x
Ausfall Hauptspeisewasser und AHWS	T4		x	x										x	x
FD-Leck außerhalb SHB	T5.1		x	x										x	x
FD-Leck innerhalb SHB	T5.2		x	x										x	x
SpW-Leitungsleck im Maschinenhaus	T6.1		x	x										x	x
SpW-Leitungsleck innerhalb SHB; nicht absperrbar	T6.2		x	x										x	x
Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch	T7				x	x	x	x		x	x	x	x		
- fehlerhafte Füllstandabsenkung	T7.1				x					x					
- Betriebsversagen der Nachkühlketten	T7.2				x	x	x	x		x	x	x	x		
Fehlerhafte Anregung der Notkühlsignale	T8				x										
Ausfall BE-Lagerbeckenkühlung	T9		x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x
Kühlmittelverluste			RDB geschlossen				RDB offen					RDB geschlossen			
Kleines PKL-Leck F < 25cm²	S1		x	x	x								x	x	x
Kleines PKL-Leck 25cm²<F<200cm²	S2		x	x	x								x	x	x
Fehlendes Druckhalter-Sicherheitsventil	S3		x	x	x								x	x	x
Mittleres PKL-Leck 200cm²<F<500cm²	S4		x	x	x								x	x	x
Großes PKL-Leck F>500cm²	S5		x	x	x								x	x	x
Fehlendes DH-AV durch Wartungsfehler	S6			x	x	x						x	x	x	
Fehlendes DH-AV im Notstromfall	S6/T1		x	x	x								x	x	x
Fehlendes DH-AV nach TUSA	S6/T2		x	x	x								x	x	x
Dampferzeuger-Heizrohrleck	S7		x	x	x								x	x	x
Leck im Nachkühlsystem im SHB	S8.1				x	x	x	x	x	x	x	x			
Leck im Nachkühlsystem im Ringraum	S8.2				x	x	x	x	x	x	x	x			
Leck im Volumenregelsystem	S9		x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x
Leck am Flutraum / Absetzbecken	S10						x			x					
Leck in ein angeschlossenes System	S11				x	x	x	x	x	x	x	x			
Deborierungen			RDB geschlossen				RDB offen					RDB geschlossen			
Lecks aus Deionat führenden Systemen	D1				x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	
- Dampferzeuger-Heizrohr-Leck	D1.1				x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	
- Leck im Nachkühler	D1.2				x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	
- Leck einer Gleitringdichtung	D1.3				x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	
- Fehlerhafte Einspeisung in PKL	D1.4				x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	
Fehlerhaft Deionat im Nachkühlsystem	D2				x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	
Deborieren bei Dekontaminationsarbeiten	D3										x				
Entborieren beim Anheben des Füllstands	D4											x			
Fehler beim Borieren zum Abfahren	D5			x											
Fehlerhaftes Entborieren beim Anfahren nach Ausfall aller Hauptkühlmittelpumpen	D6/T1													x	
Kritikalitätsereignisse			RDB geschlossen				RDB offen					RDB geschlossen			
Fehlausfahren der Steuerstäbe	K1												x	x	
Ausfall der Reaktorschnellabschaltung	K2		x												x
Beladefehler	K3						x			x					
Handhabungsfehler			RDB geschlossen				RDB offen					RDB geschlossen			
Brennelement-Handhabungsfehler	H1						x			x					
Absturz schwerer Lasten	H2						x	x	x	x	x				
Interne übergreifende Ereignisse			RDB geschlossen				RDB offen					RDB geschlossen			
Brand innerhalb SHB	I1.1		x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x
Brand außerhalb SHB	I1.2		x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x
Interne Überflutung	I2		x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x

1) siehe Fußnote Tabelle 4-4

Tabelle 4-4: Zuordnung der auslösenden Ereignisse zu den Betriebszuständen (SWR)

Auslösendes Ereignis		Betriebszustände ¹⁾									
Ereignisgruppe	Kennzeichnung	A	B	C	D	E	F	G	H	J	K
Ereignis											
Transiente Abläufe		RDB geschlossen				RDB offen			RDB geschl.		
Notstromfall, extern	T1.1	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x
Notstromfall, intern	T1.2				x	x	x	x	x		
Ausfall Hauptspeisewasser ohne AHWS	T2	x	x							x	x
Ausfall Hauptwärmesenke ohne AHSpW	T3	x	x							x	x
Ausfall Hauptspeisewasser und AHWS	T4	x	x							x	x
Offenbleiben eines S+E-Ventils	T5	x	x	x	x				x	x	x
Fehlöffnen von Turbinen- oder Umleitstellventilen	T6	x	x							x	x
Ausfall der Nachwärmeabfuhr	T7			x	x	x	x	x	x		
Überspeisungstransiente	T8	x	x							x	x
Ausfall BE-Lagerbeckenkühlung	T9	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x
Kühlmittelverluste		RDB geschlossen				RDB offen			RDB geschl.		
FD-Leck außerhalb SHB	S1.1	x	x							x	x
FD-Leck innerhalb SHB	S1.2	x	x							x	x
SpW-Leitungsleck außerhalb SHB	S2.1	x	x							x	x
SpW-Leitungsleck innerhalb SHB	S2.2	x	x							x	x
Leck im Reaktorwasserreinigungssystem außerhalb SHB	S3.1	x	x	x					x	x	x
Leck im Reaktorwasserreinigungssystem innerhalb des SHB	S3.2	x	x	x					x	x	x
Leck im RDB-Boden	S4.1	x	x							x	x
Leck im RDB-Boden bei Arbeiten an Durchführungen	S4.2					x	x	x			
Leck im Nachkühlsystem im SHB	S5.1			x	x	x	x	x			
Leck im Nachkühlsystem im Reaktorgebäude	S5.2			x	x	x	x	x			
Leck am Flutraum / Absetzbecken	S6					x	x	x			
Leck in ein angeschlossenes System	S7			x	x	x	x	x			
Kondensationskammer-Leck	S8	x	x	x	x			x	x	x	x
Kritikalitätsergebnisse		RDB geschlossen				RDB offen			RDB geschl.		
Fehlausfahren der Steuerstäbe	K1.1			x	x	x			x		
Fehlerhafter Ausbau von Steuerstäben	K1.2					x					
Herausfallen von Steuerstäben	K1.3	x									x
Ausfall der Reaktorschnellabschaltung	K2	x								x	x
Beladefehler	K3						x				
Anfahrstörfall	K4										x
Handhabungsfehler		RDB geschlossen				RDB offen			RDB geschl.		
Brennelement-Handhabungsfehler	H1						x				
Absturz schwerer Lasten	H2					x	x	x			
Interne übergreifende Ereignisse		RDB geschlossen				RDB offen			RDB geschl.		
Brand innerhalb SHB (nicht wenn inertisiert)	I1.1	(x)	(x)	(x)	x	x	x	x	x	(x)	(x)
Brand außerhalb SHB	I1.2	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x
Interne Überflutung	I2	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x

1) Die aufgeführten auslösenden Ereignisse können prinzipiell jeweils in den durch ein Kreuz gekennzeichneten Zuständen auftreten. Durch ein Screening ist zu überprüfen, in welchen Betriebsphasen für das auslösende Ereignis die ungünstigsten Randbedingungen vorliegen. Diese auslösenden Ereignisse sind in den jeweiligen Betriebsphasen – exemplarisch - grau unterlegt.

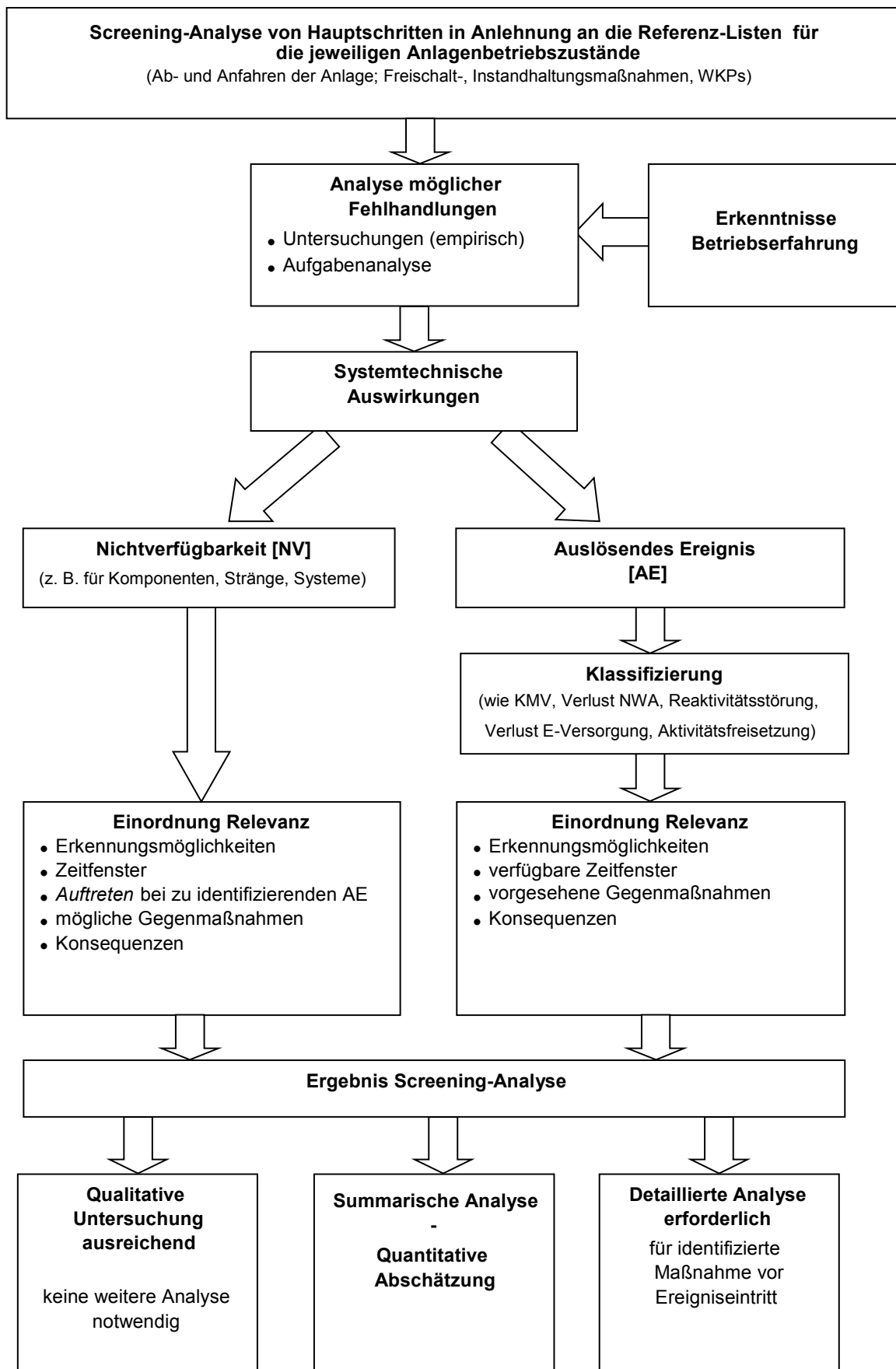


Bild 4-1: Screening-Analyse zur Ermittlung der Ergebnisrelevanz fehlerhafter Personalhandlungen vor Ereigniseintritt

Da eine detaillierte Analyse und Bewertung aller Maßnahmen des Betriebspersonals während des NLB nicht praktikabel ist, sollte die Analyse von Personalhandlungen vor Ereigniseintritt in zwei, im Allg. iterativen, Schritten erfolgen. Ziel ist, zunächst durch eine Screening-Analyse festzustellen, für welche Maßnahmen eine qualitative Untersuchung ausreichend ist, für welche möglichen Fehlhandlungen eine summarische Analyse empfohlen wird, und für welche identifizierten Maßnahmen vor Ereigniseintritt eine detaillierte Analyse erforderlich ist (vgl. Bild 4-1). Im nächsten Schritt werden dann nur für die als relevant eingeordneten Maßnahmen summarische bzw. detaillierte Analysen durchgeführt.

Für diese Screening-Analyse werden die Hauptschritte bzw. -inhalte der Ab- und Anfahrprozedur sowie der durchzuführenden Maßnahmen entsprechend dem Standard-Revisionsplan zusammen mit den jeweiligen betrieblichen Randbedingungen für die konkrete Anlage in Anlehnung an die nachfolgende Beispielliste für eine DWR-Referenzliste (Standardrevisionsplan, exemplarisch) für die jeweiligen Anlagenbetriebszustände untersucht:

- Leistungsabsenkung - Abfahren der Anlage,
- Beginn WKP zum Abfahren der Anlage nach PHB und Freischaltmaßnahmen,
- Generator vom Netz,
- Leistungsabsenken, Aufborieren auf unterkritisch heiß,
- Abfahren über FDU bis zur Übernahme auf Nachkühlbetrieb,
- Abfahren mit Nachkühlbetrieb,
- WKP Nukl. Nachkühlsystem, Zusatzboriersystem,
- Reaktorriegel ziehen, Kontrolle Reaktorbecken,
- KMT und KMD absenken, HKMP außer Betrieb nehmen,
- WKP Volumenregelsystem, DH Kaltfahren,
- Niveau auf 3/4 Loop absenken,
- Kabelbrücke abklemmen,
- Spülbetrieb RKL mit Lüftung/Abgassystem,
- Kabelbrücke ziehen,
- RDB-Bolzen entspannen,
- RDB-Deckel anheben,
- Fluten Reaktorbecken bis Niveaueausgleich,
- OKG ziehen,
- Dichtschütz ziehen,
- Kernentladen oder Shufflen,
- Dichtschütz setzen *),
- Niveauabsenken Reaktorbecken *),
- Arbeiten UK Loop *),
- Fluten Reaktorbecken bis Niveaueausgleich *),
- Dichtschütz ziehen *),
- Umsetzen der Kerneinbauten *),

- Kern beladen *),
- OKG in RDB einsetzen,
- Dichtschütz setzen,
- Niveauabsenken Reaktorbecken,
- RDB-Deckel auflegen,
- RDB-Deckel verspannen,
- Kabelbrücke setzen,
- Kabelbrücke anklemmen,
- Reaktorriegel auflegen,
- Evakuieren RKL,
- KMD anheben, WKP Volumenregelsystem,
- HKMP in Betrieb nehmen,
- WKP zum Anfahren der Anlage nach PHB,
- KMT und KMD erhöhen,
- Beginn WKP zum Anfahren der Anlage nach PHB,
- Aufheizen RKL auf unterkritisch heiß,
- WKP nach PHB im Zustand unterkritisch heiß,
- Entborieren und Anfahren der Anlage,
- Leistung erhöhen zum Synchronisieren,
- Synchronisieren, Generator am Netz,
- Leistung erhöhen auf Volllast.

*) diese Betriebsvorgänge entfallen beim Shufflen

Nachfolgend ist die entsprechende Referenzliste für den SWR-Standard-Revisionsplan angegeben:

- Leistungsabsenkung - Abfahren der Anlage,
- Beginn WKP zum Abfahren der Anlage nach PHB und Freischaltmaßnahmen,
- Generator vom Netz,
- Abfahren über FDU bis zur Übernahme auf Nachkühlbetrieb,
- SHB-Ladedeckel öffnen,
- RDB öffnen,
- Flutkompensator setzen,
- Fluten,
- RDB-Arbeiten,
- Wasserabscheider/Dampftrockner ausbauen,
- Ausbau Speisewasserverteiler (nicht für alle Anlagen),
- Stopfen setzen, Platten setzen,

- Redundanzarbeiten,
- Arbeiten an einzelnen Systemen/Komponenten (Steuerstabantriebsraum, ...),
- Schütz ziehen,
- BE-Sipping-Test,
- BE-Wechsel,
- Schütz setzen,
- Speisewasserverteiler aus-/einbauen,
- Stopfen ziehen, Platten ziehen,
- Einbau Speisewasserverteiler (nicht für alle Anlagen),
- Dampftrockner/Wasserabscheider einbauen,
- Flutraum leeren,
- Flutkompensator ausbauen,
- RDB schließen,
- Ladedeckel schließen,
- WKP zum Anfahren der Anlage nach PHB,
- Anfahren,
- Leistung erhöhen zum Synchronisieren,
- Synchronisieren, Generator am Netz,
- Leistung erhöhen auf Volllast.

Dazu werden nach entsprechender Auswertung der Arbeitsumgebung im Rahmen von empirischen Untersuchungen (wie Begehungen) und Aufgabenanalysen mögliche Fehlhandlungen für diese Maßnahmen und die daraus resultierenden Auswirkungen untersucht. Die Einordnung der Relevanz erfolgt dann für mögliche Fehlhandlungen, die entweder zu Nichtverfügbarkeiten von z.B. Komponenten oder Teilsystemen führen, oder ein auslösendes Ereignis zur Folge haben.

Im ersteren Fall wird untersucht, welche Erkennungsmöglichkeiten es für den Fehler gibt, für welche Zeitfenster von einer entsprechenden Nichtverfügbarkeit oder dem Vorliegen eines latenten Fehlers auszugehen ist und bei welchen auslösenden Ereignissen die Nichtverfügbarkeit oder der Fehler evident werden würden. Danach können mögliche Gegenmaßnahmen bei Auftreten eines entsprechenden auslösenden Ereignisses sowie die Konsequenzen bei Nicht-Beherrschung qualitativ untersucht und beschrieben werden.

Im Falle einer möglichen Fehlhandlung, die ein auslösendes Ereignis zur Folge hat, wird dieses zunächst klassifiziert, z.B. ein KMV, ein Verlust der Nachwärmeabfuhr, eine Reaktivitätsstörung, der Verlust der Energieversorgung oder eine Aktivitätsfreisetzung. Die Einordnung der Ergebnisrelevanz erfolgt durch eine qualitative Untersuchung der Erkennungsmöglichkeiten für die Störung bzw. den Störfall, verfügbare Zeitfenster zum Ergreifen vorgesehener Gegenmaßnahmen sowie die möglichen Konsequenzen bei einer Nicht-Beherrschung.

Der wesentliche Punkt dieser Screening-Analyse betrifft die nachvollziehbare Zuordnung der vorgesehenen Maßnahmen – bezogen auf Hauptschritte – zu der durchgeführten Einordnung bez. der Ergebnisrelevanz, z.B. in einer tabellarischen Form. Zu dieser Bewertung sollten insbesondere die Auswertungen der anlagenbezogenen Betriebserfahrung herangezogen werden, mit den entspre-

chenden Erkenntnissen zu Ursachen und Wirkungen von Fehlhandlungen und Fehlermechanismen.

Danach sollte die summarische bzw. detaillierte Bewertung der nach dem Screening-Prozess als ergebnisrelevant eingeordneten Maßnahmen erfolgen; werden qualitative Untersuchungen als ausreichend erachtet, sind diese mit der Screening-Analyse erfolgt und sind keine weiteren Analysen notwendig. Unter einer summarischen Analyse wird eine zusammengefasste Analyse einer bestimmten Klasse von auslösenden Ereignissen verstanden, bei der z.B. durch unterschiedliche Fehler verursachte Lecklagen oberhalb des Kerns untersucht werden, ohne die Fehlermöglichkeiten dafür im Detail zu untersuchen. Quantitative Abschätzungen von PH sind mit geeigneten Methoden durchzuführen, vgl. Abschnitt 3.4 .

Ereignisse können in Ereignisgruppen zusammengefasst werden, die durch ähnliche Randbedingungen und Anforderungen an die Maßnahmen zur Beherrschung gekennzeichnet sind. In einer Gruppe sind für die einzelnen Systemfunktionen die jeweils ungünstigsten Mindestanforderungen (z.B. Anzahl der benötigten Teilsysteme, Anforderungszeitpunkt, erforderliche Einsatzzeit) zu berücksichtigen, die für die in der Gruppe zusammengefassten Ereignisse zutreffen.

4.3.4 Ermittlung zu untersuchender auslösender Ereignisse

Auf der Basis der möglichen auslösenden Ereignisse je Betriebsphase wird im Weiteren eine qualitative Beurteilung des aus den jeweiligen Ereignisabläufen erwarteten Beitrags zur Häufigkeit von Gefährdungszuständen vorgenommen. Von Einfluss auf den Beitrag sind die Eintrittshäufigkeiten der auslösenden Ereignisse und/oder die Mindestanforderungen an die Maßnahmen zur Beherrschung des auslösenden Ereignisses in den jeweiligen Betriebszuständen. Bei der Abschätzung sind auch erhebliche Veränderungen bei den Nichtverfügbarkeiten von Komponenten (z.B. infolge unterschiedlicher Testzeitpunkte) zu berücksichtigen. Erweist sich im Rahmen dieser qualitativen Beurteilung ein Beitrag als vernachlässigbar im Sinne von Abschnitt 3.1.2 so ist eine weitere Analyse nicht erforderlich.

Die so als relevant ermittelten auslösenden Ereignisse werden weiter analysiert. Ein Beispiel einer Einschätzung der Relevanz ist in Tabelle 4-3 (DWR) bzw. Tabelle 4-4 (SWR) gegeben. Im Anschluss an die Quantifizierung der als relevant eingeschätzten auslösenden Ereignisse ist für die Ereignisse in den Betriebsphasen, in denen sie nicht untersucht wurden, eine nachgeschaltete quantitative Abschätzung erforderlich. Anhand dieser Abschätzung kann festgestellt werden, ob der Beitrag eines auslösenden Ereignisses zur Häufigkeit von Gefährdungszuständen in diesen Betriebszuständen vernachlässigbar ist, oder ob eine detaillierte Untersuchung erforderlich ist.

Auf die Frage der „Abschneidekriterien“, d.h. von Bedingungen für die Vernachlässigbarkeit auslösender Ereignisse, wird im folgenden Abschnitt eingegangen.

4.3.5 Ermittlung der Eintrittshäufigkeiten auslösender Ereignisse

Die Ermittlung der Eintrittshäufigkeiten auslösender Ereignisse im NLB ist in Kapitel 3 des Datenbandes /DAT 05/ beschrieben; auf die entsprechende Analyse im Zusammenhang mit fehlerhaften Personalhandlungen vor Ereigniseintritt wird in Abschnitt 4.3.6 eingegangen.

Im Hinblick auf die Vernachlässigbarkeit von auslösenden Ereignissen bzw. von Ereignisabläufen kann sinngemäß wie in Kapitel 3 beschrieben vorgegangen werden.

Aus vorliegenden Analysen zum NLB geht hervor, dass sich – in erster Linie auf Grund der abhängig vom zeitlichen Abstand zum Abschaltzeitpunkt deutlich reduzierten Nachwärmeleistung – für zahlreiche Ereignisabläufe bis zum Kernschaden erhebliche Karenzzeiten ergeben. Daraus kön-

nen – bei einer entsprechenden Erkennung, Entscheidungsfindung und Durchführbarkeit - Möglichkeiten resultieren, in den Ablauf einzugreifen und den Kernschaden letztlich zu vermeiden.

Auslösende Ereignisse und deren Ereignisabläufe brauchen dann im Sinne einer vertieften Analyse nicht weiterverfolgt zu werden, wenn deren Beiträge (Erwartungswerte) zur Summe der Häufigkeit von Gefährdungszuständen einzeln nicht mehr als 10 % und in Summe nicht mehr als 20 % beitragen (vgl. auch Abschnitt 3.1.3). Bei auslösenden Ereignissen mit sehr langen Karenzzeiten bis zum Eintreten von Gefährdungszuständen (> 24 h) kann der Beitrag zur Summe der Häufigkeit von Gefährdungszuständen abgeschätzt werden. Eine Quantifizierung auf der Basis einer Abschätzung ist in diesem Fall möglich, wenn:

- der Ereignisablauf eindeutig (mehrfaches Ansprechen von Meldungen, explizite Checklisten) erkannt werden kann

und

- schriftliche Prozeduren zur Durchführung von Maßnahmen zur erfolgreichen Beherrschung des Ereignisablaufs vorliegen, die innerhalb der Karenzzeit unter den vorliegenden Randbedingungen realisiert werden können.

Der Abschätzung sind die folgenden Informationen zugrunde zu legen:

- die Karenzzeit von der Erkennung bis zum Eintritt eines Gefährdungszustands,
- die Meldungen und Checklisten, auf deren Basis der Ereignisablauf eindeutig erkannt werden kann sowie die Zeitpunkte der Meldungen,
- die schriftlichen Prozeduren zur erfolgreichen Beherrschung des Ereignisablaufs unter Berücksichtigung des zeitlichen Ablaufs des Ereignisses sowie der Zeitpunkte von Zustandsänderungen, die die Beherrschung erschweren mit einer entsprechenden Zuordnung der dann noch möglichen Prozeduren,
- die erforderlichen Systemfunktionen zur Beherrschung des auslösenden Ereignisses.

Das angewandte Schätzverfahren zur Ermittlung des Schätzwertes der Häufigkeit von Gefährdungszuständen ist darzulegen.

4.3.6 Ereignisablaufdiagramme

Die Untersuchungen von Ereignisabläufen im NLB erfolgen wie die Untersuchungen zum Leistungsbetrieb mit Hilfe von Ereignisablaufdiagrammen. In Abhängigkeit vom auslösenden Ereignis und den jeweils vorliegenden Randbedingungen der Anlagenbetriebszustände sind die Funktionen der Betriebs- und Sicherheitssysteme und die Personalhandlungen zu ermitteln, die zur Beherrschung des Ereignisablaufs vorgesehen bzw. erforderlich sind. Grundlage dieser Ermittlung sind die Anregekriterien für Betriebssysteme, für Begrenzungssysteme und für das Reaktorschutzsystem, soweit diese Systeme verfügbar sind, sowie in größerem Umfang die Kriterien für die Durchführung vorgesehener Personalhandlungen.

Kann mit den betrieblichen und sicherheitstechnischen Einrichtungen die Brennelementkühlung nicht gewährleistet werden, liegt ein Gefährdungszustand der Brennelementkühlung vor. Mit weiteren Maßnahmen, z.B. nicht geplanten technischen Maßnahmen, Reparaturmaßnahmen oder anlageninternen Notfallmaßnahmen, kann der Gefährdungszustand wieder in einen beherrschten Zustand überführt werden. Gelingt dies nicht, geht der Gefährdungszustand in einen Kernschadenszustand über. Neben den Gefährdungszuständen der Brennelementkühlung können Gefährdungszustände im Hinblick auf eine mögliche Deborierung auftreten. Diese Gefährdungszustände

liegen vor, wenn die betrieblichen und sicherheitstechnischen Einrichtungen zur Vermeidung einer Entborierung bzw. zur Vermeidung einer fehlerhaften Deionateinspeisung ausgefallen sind.

Bei offenem RDB und ausgefallenen Systemen zur Nachwärmeabfuhr können Ereignisabläufe auftreten, bei denen eine ausreichende Kühlung der Brennelemente durch Verdampfung des Kühlmittels in das Containment bzw. bei offenem Containment in das Reaktorgebäude bei gleichzeitiger Nachspeisung der Verdampfungsrate gewährleistet wird. Diese zunächst beherrschten Ereignisabläufe sind hinsichtlich möglicher Folgeschäden durch die zunehmende Dampfatosphäre, die zu Gefährdungszuständen führen können, weiter zu untersuchen.

In den Untersuchungen von Ereignisabläufen bei einer PSA für den NLB kommt der Analyse und Bewertung der Zuverlässigkeit von Personalhandlungen eine besondere Bedeutung zu (vgl. Abschnitt 4.3.3), da das Potenzial für fehlerhafte Personalhandlungen vor Ereigniseintritt größer sein kann als im Leistungsbetrieb. Diese sind bei der Erstellung von Ereignisablaufdiagrammen zu berücksichtigen.

Die Wirksamkeitsbedingungen der einzelnen Systeme sind abhängig vom Ereignisablauf festzustellen. Anlagenzustände, die von den Sicherheitssystemen nicht beherrscht werden, sind den Gefährdungszuständen zuzuordnen und auszuweisen. Die Gefährdungszustände sind in verschiedene Kategorien (vgl. Abschnitt 4.3.7) einzuteilen, die den zeitlichen Abläufen der einzelnen Ereignisablaufpfade und den möglichen Auswirkungen Rechnung tragen.

Zusätzlich können probabilistische Abschätzungen zu vorhandenen anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen im auslegungsüberschreitenden Bereich berücksichtigt werden. Diese sind dann getrennt auszuweisen.

4.3.7 Kategorisierung der Endzustände

Wie im Leistungsbetrieb werden die unbeherrschten Endzustände im NLB differenziert in Gefährdungs- und Kernschadenzustände. Schadenzustände zeichnen sich gegenüber Gefährdungszuständen dadurch aus, dass das Potenzial der anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen zusätzlich berücksichtigt wird.

Die Unterscheidung zwischen beherrschten und unbeherrschten Endzuständen ist an berechenbare physikalische Ersatzgrößen zu koppeln.

Konkret können z.B. für eine SWR-Anlage im NLB Gefährdungszustände folgendermaßen definiert werden:

- RDB-Füllstand erreicht bei geschlossenem oder offenem RDB die Kernoberkante,
- Füllstand des Lagerbeckens sinkt auf die Oberkante der aktiven Zone der Brennelemente,
- RDB-Druck überschreitet den 1,3-fachen Auslegungsdruck bei geschlossenem RDB.

Darüber hinaus sind für die unbeherrschten Endzustände in den einzelnen Anlagenbetriebszuständen Festlegungen mit Bezug auf weitere physikalische Größen, wie Temperatur im Containment bzw. Sicherheitsbehälter, Dampfatosphäre oder Aktivitätsfreisetzung zu treffen.

In Abschnitt 3.1.4 ist dargelegt, dass die Endzustände (Gefährdungs- oder Kernschadenzustände) der Analyse zweckmäßig in Kategorien einzuteilen sind. Dabei ist der Aspekt des Potenzials für große Freisetzungen – insbesondere für frühe große Freisetzungen – von besonderer Bedeutung.

Über diese Kategorisierung hinaus können bei den Endzuständen im NLB weiterhin die folgenden Unterscheidungskategorien zugrunde gelegt werden:

- Gefährdung der bzw. unzureichende Kernkühlung bei offenem RDB,

- Gefährdung der sicheren Unterkritikalität,
- Gefährdung der bzw. unzureichende Kühlung der Brennelemente im Brennelement-Lagerbecken,
- Gefährdung bzw. Verlust der Aktivitätsrückhaltung.

Bei diesen Zuständen ist weiterhin zu unterscheiden, ob das Containment bzw. der Sicherheitsbehälter offen oder geschlossen ist.

Es wird darauf hingewiesen, dass den qualitativ deutlich unterschiedlichen unbeherrschten Endzuständen im NLB bei der Bewertung der Ergebnisse Rechnung zu tragen ist (vgl. Kapitel 7).

4.3.8 Mindestanforderungen an die Systemfunktionen

Die Mindestanforderungen an die in den Ereignisablaufdiagrammen abgebildeten Systemfunktionen und deren Hilfssysteme umfassen:

- die Anzahl der erforderlichen Systeme bzw. Teilsysteme und
- deren Anforderungszeitpunkte und Einsatzzeiten.

Die Mindestanforderungen an die Systemfunktionen sind ereignisablaufspezifisch zu ermitteln. Dabei sind die jeweils bestehenden Konfigurationen aller Systeme zu berücksichtigen, die die Mindestanforderungen beeinflussen können (z.B. System vermascht oder aufgetrennt).

Die für die Bestimmung der Mindestanforderungen an die Systeme benötigte Nachzerfallsleistung, auf deren Basis auch die Karenzzeiten zu bestimmen sind, ist abdeckend für die der Analyse zugrunde liegende Revision zu bestimmen.

Die zu ermittelnden Karenzzeiten geben den Zeitraum an, der von Eintritt des Ereignisses bis zum Erreichen des unbeherrschten Zustands vorhanden ist. In Sonderfällen sind für die Ermittlung der Karenzzeiten auch andere Kriterien zugrunde zu legen, die sich an Art und Ort der durchzuführenden Maßnahmen orientieren (z.B. Ortsdosisleistung oder Temperatur für Maßnahmen am BE-Becken).

Bei der Bestimmung der Karenzzeit, die zur Durchführung von Maßnahmen verfügbar ist, sind in Abhängigkeit vom jeweiligen Betriebszustand geeignete Randbedingungen für die Nachzerfallsleistung und das verfügbare Wasserinventar zu berücksichtigen.

Die Mindestanforderungen sollen im Übrigen unter realistischen Anfangs- und Randbedingungen für Druck, Temperatur usw. für die jeweils betrachtete Betriebsphase ermittelt werden. Dabei sind geeignete Rechencodes bzw. -verfahren zu verwenden, welche die bei den Ereignisabläufen zu erwartenden Parameterverläufe realitätsnah nachbilden.

Wie im Leistungsbetrieb sind im Falle, dass geringfügige Unterschiede in den berechneten Parameterverläufen "Kipp-Effekte", wie z.B.

- Erreichen oder Nicht-Erreichen von Ansprechwerten,
- Änderung der Anzahl benötigter Systeme oder Teilsysteme,
- Handmaßnahmen erforderlich oder nicht erforderlich,

bewirken, welche die Ergebnisse der Ereignisablaufanalyse wesentlich beeinflussen, die Unsicherheiten der thermohydraulischen Analyse angemessen zu berücksichtigen. Ggf. ist in solchen Fällen von jeweils ungünstigeren Verläufen auszugehen als es die thermohydraulischen bzw. neutronenphysikalischen Rechnungen ausweisen bzw. es sind die jeweiligen Unsicherheiten angemessen zu berücksichtigen.

4.4 FEHLERBAUM- UND EREIGNISABLAUFANALYSE

4.4.1 Besondere Aspekte der Fehlerbaum- und Ereignisablaufanalyse

Da die Maßnahmen zur Beherrschung eines auslösenden Ereignisses in vielen Fällen Personalhandlungen erfordern, haben die diesbezügliche Analyse und Bewertung der Handmaßnahmen eine große Bedeutung. Es ist insbesondere erforderlich, die Randbedingungen, unter denen die Handlungen durchgeführt werden, und mögliche Alternativen dazu, sorgfältig zusammenzustellen und in die Bewertung einzubeziehen.

Es wird angenommen, dass ein Funktionselement nach Instandsetzung, Wartungsmaßnahmen, Kalibrierungen etc. und nachfolgender erfolgreicher Funktionsprüfung intakt ist ("as good as new"-Prinzip). Betriebliche Anforderungen können als Funktionsprüfung gelten, sofern sie repräsentativ sind für die Anforderungen zur Beherrschung des auslösenden Ereignisses (unter Berücksichtigung des jeweiligen Ereignisablaufs). Die Anforderungshäufigkeiten sind dabei aus den betrieblichen Aufzeichnungen zu ermitteln. Falls die Funktionsprüfungen nicht repräsentativ für die Anforderungen sind, sind entsprechend angepasste Werte der Testintervalle zu verwenden.

Es ist von dem bei der zugrunde gelegten „typischen“ Revision festgestellten Stand der Freischaltungen entsprechend den Regelungen des BHB auszugehen.

Bezüglich der Anforderungen an Rechenprogramme für die numerische Auswertung des Fehlerbaums bzw. des Ereignisablaufdiagramms wird auf Anhang C verwiesen.

4.4.2 Quantitative Ergebnisse der Fehlerbaum- und Ereignisablaufanalyse

Mit der Fehlerbaum- und Ereignisablaufanalyse werden folgende, auf ein Reaktorjahr bezogene Größen ermittelt:

- Erwartungswerte und Unsicherheiten der Häufigkeiten von Ereignisabläufen, die zu Gefährdungs- bzw. Kernschadenzuständen führen:
 - Gesamtwerte für alle auslösenden Ereignisse und alle Endzustände nicht beherrschter Abläufe,
 - Beiträge der einzelnen Endzustände zu diesen Gesamtwerten,
 - Beiträge der einzelnen auslösenden Ereignisse und der einzelnen Betriebszustände zu diesen Gesamtwerten,
 - Beiträge der einzelnen Endzustände zu den Häufigkeiten der einzelnen nicht beherrschten auslösenden Ereignisse und zu den einzelnen nicht beherrschten Betriebszuständen.
- Wichtige Beiträge (Importanzen) sowohl von einzelnen Funktionselementausfällen als auch von definierten Gruppen von Funktionsausfällen:
 - zu den Gesamthäufigkeiten,
 - zu den Häufigkeiten der einzelnen Endzustände,
 - zu den Häufigkeiten der einzelnen nicht beherrschten auslösenden Ereignisse und zu den einzelnen nicht beherrschten Betriebszuständen.
- Einfluss der Variation der Zuverlässigkeitskenngrößen (Sensitivitäten) sowohl von einzelnen Funktionselementausfällen als auch von definierten Gruppen von Funktionselementausfällen sowie der Dauer von Betriebszuständen:

- auf die Gesamthäufigkeiten,
- auf die Häufigkeiten der einzelnen Endzustände,
- auf die Häufigkeiten der einzelnen nicht beherrschten auslösenden Ereignisse und auf die Häufigkeiten der einzelnen nicht beherrschten Betriebszustände.

Die Erwartungswerte der Häufigkeiten von Gefährdungs- bzw. Kernschadenszuständen, die aus den für den NLB analysierten Ereignisabläufen resultieren, sind als Ergebnisgrößen der PSA für die Ergebnisbewertung von besonderer Bedeutung (vgl. Kapitel 7).

4.5 ZUVERLÄSSIGKEITSKENNGRÖSSEN

Für die Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalyse werden folgende Zuverlässigkeitskenngrößen benötigt:

- Eintrittshäufigkeiten der auslösenden Ereignisse,
- Häufigkeit und Dauer der Betriebszustände pro Jahr,
- Ausfallrate bzw. Ausfallwahrscheinlichkeiten von Komponenten bzw. Teilen von Komponenten (Betriebsmittel) auf Grund von unabhängigen Ausfällen,
- Reparaturdauern bzw. Reparaturdauerverteilungen,
- Nichtverfügbarkeiten von Teilsystemen infolge von Test, Wartung, Instandhaltung usw.,
- Zeitlicher Abstand und Abfolge der Wiederkehrenden Prüfungen (Zeitpunkt des ersten Tests) bzw. mittlerer zeitlicher Abstand betrieblicher Anforderungen,
- Ausfallwahrscheinlichkeiten von Komponenten bzw. Teilen von Komponenten (Betriebsmittel) auf Grund von gemeinsam verursachten Ausfällen (GVA),
- Wahrscheinlichkeiten von Folgeausfällen,
- Nichtverfügbarkeiten von Personalhandlungen.

In Kapitel 3 des Datenbandes /DAT 05/ ist ausgeführt, wie diese Größen - mit Ausnahme der auf Personalhandlungen zurückgehenden - bestimmt werden können. Auf die entsprechenden Angaben im Hinblick auf die Bewertung der Zuverlässigkeit von Personalhandlungen wird in Abschnitt 3.4 und in Anhang E eingegangen.

4.6 LITERATUR

- | | |
|-----------|--|
| /DAT 05/ | Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke:
Daten zur Quantifizierung von Ereignisablaufdiagrammen und Fehlerbäumen,
BfS-SCHR-38/05 |
| /IAEA 00/ | International Atomic Energy Agency:
Probabilistic Safety Assessments of Nuclear Power Plants for Low Power and Shut-down Modes,
IAEA-TECDOC-1144, Wien, März 2000,
ISSN 1011-4289 |

5 PSA DER STUFE 2 AUSGEHEND VOM LEISTUNGS- BETRIEB

5.1 VORBEMERKUNG

Das folgende Kapitel beschreibt die wesentlichen Schritte, Anforderungen und möglichen Methoden einer PSA der Stufe 2 für Leichtwasserreaktoren ausgehend vom Leistungsbetrieb. Die Darstellung ist in folgende Bereiche gegliedert:

- Übergang von Stufe 1 zu Stufe 2,
- Ermittlung von Unfallabläufen und Anlagenendzuständen,
- Quelltermermittlung,
- Übertragbarkeit bereits vorliegender Teilanalysen und PSA-Resultate sowie
- Dokumentation und Ergebnisdarstellung.

Insbesondere ist eine Zusammenstellung von Angaben zur Quelltermermittlung und Definition von Freisetzungskategorien enthalten, die den gegenwärtigen Kenntnisstand auf diesen Gebieten widerspiegelt sowie die Anforderungen an die Behandlung von Unsicherheiten der Ergebnisse und deren Ursachen im Rahmen einer Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse beschreibt.

Die grundlegenden Anforderungen und Aspekte zu Analysezielen, -voraussetzungen und Qualitätssicherung sowie probabilistischen Methoden (Ereignis- und Fehlerbaumanalyse) sind in den vorangegangenen Kapiteln 1, 2, und 3 abgehandelt.

Grundlage des vorliegenden Kapitels sind im Wesentlichen die von der IAEA herausgegebenen Empfehlungen in /IAEA 95/ zur praktischen Durchführung von PSA der Stufe 2. Auf den dort dargestellten Überblick über die Methodik der PSA Stufe 2 (Fig. 1 in /IAEA 95/) wird hingewiesen. Weiterführende Literatur zum internationalen Stand (z.B. /NEA 97/, /IAEA 02/) sowie zum nationalen aktuellen Erfahrungs- und Kenntnisstand aus durchgeführten Untersuchungen (z.B. /GRS 01/) sind ergänzend eingeflossen.

Im Kapitel 7 des Datenbandes /DAT 05/ sind Bandbreiten bedingter Wahrscheinlichkeiten für ausgewählte unfallablaufbestimmende Phänomene, für die besonders große Kenntnisunsicherheiten bestehen, sowie entsprechende Anwendungsempfehlungen bei der Quantifizierung des Unfallablaufbaums (UAB) angegeben.

Im vorliegenden Kapitel sowie im zuvor angesprochenen Kapitel 7 des Datenbandes wird eine Reihe von Hinweisen zum Leistungsumfang und zur Anwendbarkeit von Computerprogrammen gegeben, die lediglich als praktische Hinweise und in keinem Fall als Bewertungen zu verstehen sind. Diese Hinweise ersetzen nicht den Nachweis der Eignung eines Programms im Rahmen der PSA für die jeweils zu lösende Aufgabe (Anforderungen an Rechenprogramme s. Anhang C2).

5.2 ÜBERGANG STUFE 1 ZU STUFE 2

Analysen der Ereignisabläufe der Stufe 1 enden mit dem Erreichen von Kernschadenzuständen. Ein Kernschadenzustand im Reaktordruckbehälter (RDB) liegt vor, wenn erstmals Kernmaterial flüssig wird (i.d.R. sind dies Materialien der Steuerstäbe). Die Kopplung der Stufe 2 an die Stufe 1 erfolgt üblicherweise unter Verwendung von gruppierten Kernschadenzuständen, die solche Unfallsequenzen zusammenfassen, für die eine gemeinsame Analyse im Unfallablaufbaum möglich ist. Für diese Gruppen von Kernschadenzuständen – i.w. nur noch als Kernschadenzustände (KSZ) bezeichnet – werden dann gleiche Verzweigungswahrscheinlichkeiten im UAB gewählt. Die

KSZ charakterisieren nicht die Freisetzungspfade und auch nicht die Freisetzungskategorien; diese ergeben sich vielmehr erst aus der probabilistischen Unfallablaufanalyse (unter Verwendung eines UAB), wobei sich aus jedem KSZ ein weites Spektrum von Freisetzungskategorien ergeben kann.

In der Stufe 1 der PSA werden im Allgemeinen eine große Anzahl von Sequenzen mit der Konsequenz „Kernschmelzen“ (Kernschadenzustände der Stufe 1) ermittelt. Durch die Zusammenfassung in KSZ (Gruppen) wird es möglich, die Analyse des UAB (s. Abschnitt 5.3) auf eine überschaubare Zahl von Fällen zu beschränken.

Für die Bearbeitung der PSA der Stufe 2 haben sich bisher in Deutschland zwei Vorgehensweisen herauskristallisiert, die sich hinsichtlich des Übergangs von Stufe 1 und damit hinsichtlich der Verwendung von KSZ unterscheiden:

1. Für die Analyse des Ereignisbaumes der Stufe 1 und des UAB der Stufe 2 bis hin zur Bestimmung der Freisetzungskategorien wird ein gemeinsames Rechenprogramm verwandt (integriertes Verfahren). Damit wird es möglich, bei der Analyse des UAB auf Informationen der Stufe 1, etwa Fehlerbäume zur Systemverfügbarkeit, zurückzugreifen.
2. Für die Analyse des UAB und damit letztlich für die Bestimmung der Freisetzungskategorien wird ein anderes Rechenprogramm verwandt als für die Ereignisbaumanalyse der Stufe 1 (2-stufiges Verfahren). Damit wird es möglich, ein ausschließlich für die Analyse des UAB entwickeltes Programm mit entsprechenden Eigenschaften zu verwenden. Die relevante Information aus der Stufe 1 muss allerdings über die Schnittstelle übertragen werden.

Diese unterschiedlichen Vorgehensweisen beeinflussen die Einteilung der Ereignisse mit der Konsequenz „Kernschmelzen“ (Ergebnis der Stufe 1) zur weiteren Bearbeitung mittels des UAB. Die Einteilung in KSZ erfolgt unter Berücksichtigung der Abfragen im UAB: Ereignisse mit der Konsequenz „Kernschmelzen“ werden zu einem KSZ zusammengefasst, wenn sie zur gleichen Verteilung der Anlagenendzustände des UAB führen, d.h. wenn die Verzweigungswahrscheinlichkeiten gleich sind. Die Verzweigungswahrscheinlichkeiten resultieren aus der Betrachtung physikalischer Phänomene (z.B. Wasserstoffverbrennung) oder systemtechnischer Verfügbarkeiten (z.B. Wärmeabfuhr aus dem Sicherheitsbehälter (SHB)).

Da beim integrierten Verfahren im UAB direkt auf die Datenbasis der Stufe 1 (Verfügbarkeit von Systemen) zurückgegriffen werden kann, entfällt die Notwendigkeit, die Systemverfügbarkeiten zur Klassifizierung in KSZ heranzuziehen und die Zahl der notwendigen KSZ ist deutlich kleiner als beim 2-stufigen Verfahren.

Um der erhöhten Komplexität Rechnung zu tragen, kann die Einteilung der Kernschmelzsequenzen in KSZ im 2-stufigen Verfahren formal auch im Rahmen eines Entscheidungsbaumes erfolgen, mit Abfragen, die sich aus den Kriterien der Tabelle 5-1 für den DWR und der Tabelle 5-2 für den SWR ableiten. Viele der dabei gebildeten, formal möglichen Kombinationen sind physikalisch unmöglich, sodass sich auch mit dieser Methode nicht notwendigerweise eine extrem große Zahl von KSZ ergibt. Die Tabellen geben auch die Kriterien an, die sinnvollerweise im Falle eines integrierten Verfahrens zur Festlegung der KSZ herangezogen werden.

Die Zahl der KSZ kann eingeschränkt werden, wenn die Systemverfügbarkeiten nicht durch zusätzliche KSZ sondern durch die zusätzliche Angabe der bedingten Wahrscheinlichkeit der Systemnichtverfügbarkeiten für die jeweilige KSZ (Gruppe) berücksichtigt werden.

Setzt die Stufe 2 auf eine bereits bestehende Stufe 1 PSA auf, so ist zunächst die Vollständigkeit der Stufe 1 hinsichtlich der Anforderungen der Stufe 2 zu überprüfen, gegebenenfalls sind diese entweder zu erweitern oder es sind im UAB zusätzliche Verzweigungen vorzusehen. Beispielsweise ist es für eine reine Stufe 1 Analyse nicht erforderlich, Containmentfunktionen abzubilden, falls diese nicht zur Vermeidung von Kernschmelzen erforderlich sind (vgl. auch Abschnitt 5.3.3.1).

Kernschadenszustände mit geringer Häufigkeit brauchen in der Analyse dann nicht weiter explizit betrachtet werden, wenn die zugehörigen Sequenzen sinnvoll auf andere Kernschadenszustände mit etwa gleichen Verzweigungswahrscheinlichkeiten verteilt werden können.

Kernschadenszustände können im Rahmen der Stufe 2 vernachlässigt werden, wenn der Punktwert der Summe der Häufigkeiten der vernachlässigten Kernschadenszustände weniger als 1 % des Punktwertes der Summen-Häufigkeit der verbleibenden Kernschadenszustände mit den entsprechenden Merkmalen beträgt. Diese in der Analysepraxis bewährte Vereinfachung betrifft allein den Übergang von der Stufe 1 zur Stufe 2 und berührt die in Abschnitt 3.1.2 formulierten übergeordneten Kriterien für den Verzicht auf die vertiefte Analyse von Ereignisabläufen nicht.

Weitere Information zur Einteilung der Kernschadenszustände kann z.B. der Literatur /IAEA 95/, /NEA 97/ entnommen werden. Eine einheitliche Nomenklatur für die Bezeichnung der Kernschadenszustände existiert nicht. Bei der Wahl der Bezeichnungen sollte eine Überschneidung mit denen der Stufe 1 vermieden werden.

Tabelle 5-1: Für die Ereignisbaumanalyse der Stufe 2 der PSA benötigte Merkmale zur Charakterisierung der Kernschadenszustände (DWR) und Erläuterung der Merkmale (*kursiv*)

Kriterien für die Charakterisierung der Kernschadenszustände (DWR)	Kriterien sind erforderlich zur Ermittlung von:	
	2-stufiges Verfahren	integriertes Verfahren
1. Ereignisablauf <ul style="list-style-type: none"> – Kühlmittelverlust als einleitendes Ereignis (eventuell unterschiedliche Leckgrößen) – Transienten – SHB-Bypass durch Dampferzeuger – SHB-Bypass zum Ringraum 	Anfangs- und Randbedingungen für Unfallablauf	Je nach Anforderungen im UAB
<p><i>Ein Kühlmittelverlust kann auf Grund eines auslösenden Ereignisses, z.B. bei Leck einer Hauptkühlmittelleitung oder Leck am Druckhalter oder im Verlauf einer Transiente durch öffnen von Druckhalterventilen oder auf Grund eines Folgeversagens der druckführenden Umschließung des Primärkreises, eintreten. Dies ist dann im UAB zu behandeln.</i></p> <p><i>Der SHB-Bypass durch Dampferzeuger ist bei allen Dampferzeuger-Heizrohrlecks gegeben, bei denen die Isolierung des defekten Dampferzeugers versagt. Der SHB-Bypass zum Ringraum liegt bei Lecks in einer primärkühlmittelführenden Leitung außerhalb des SHBs vor.</i></p>		
2. Primärseitige Druckentlastung <u>vor</u> dem Kernschadenszustand <ul style="list-style-type: none"> – Druckentlastung hat stattgefunden – Druckentlastung verfügbar, hat nicht stattgefunden – Druckentlastung nicht verfügbar 	Druck im RDB	Sinnvoll für die Bewertung von Operatormaßnahmen zur späteren Druckentlastung

Kriterien für die Charakterisierung der Kernschadenzustände (DWR)	Kriterien sind erforderlich zur Ermittlung von:	
	2-stufiges Verfahren	integriertes Verfahren
<p>Wenn die primärseitige Druckentlastung zur Verhinderung eines Kernschadenzustandes (präventive Notfall-Systemfunktion) stattgefunden hat, liegt der Druck im RDB bei Eintritt des Kernschadens unterhalb des Einspeisedrucks der Niederdruckpumpen. Wird die primärseitige Druckentlastung zur Verhinderung eines Kernschadenzustandes angefordert und nicht rechtzeitig wirksam und tritt somit ein Kernschadenzustand ein, dann kann sie als mitigative Notfall-Systemfunktion eingesetzt werden. Die Wahrscheinlichkeit für den Ausfall der Handmaßnahmen zur Durchführung der mitigativen Notfall-Systemfunktion wird im Rahmen der Analysen zur Stufe 2 ermittelt. Die Informationen zur systemtechnischen Verfügbarkeit der mitigativen Notfall-Systemfunktion sind in der Schnittstelle zur Stufe 2 der PSA enthalten.</p>		
<p>3. Verfügbarkeit der Einspeisesysteme in den RDB (einschließlich Hilfssysteme)</p> <ul style="list-style-type: none"> – HD-Einspeisung verfügbar – HD-Einspeisung nicht verfügbar, ND-Einspeisung verfügbar – weder HD- noch ND-Einspeisung verfügbar 	<p>Wiederverfügbarwerden von Systemen, Bespeisung und Rückhaltung im RDB, Wasserüberdeckung bei Betonerosion</p>	<p>Nicht notwendig</p>
<p>Es sind diejenigen Einspeisesysteme zu berücksichtigen, die zur Verhinderung eines Kernschadens angefordert werden, aber nicht wirksam einspeisen können (z.B. auf Grund eines zu hohen Drucks im RDB). Diese Systeme werden für die Analysen der Stufe 2 als mitigative Notfall-Systemfunktionen betrachtet, die nach Eintritt des Kernschadenzustandes wirksam werden können (entsprechend den Mindestanforderungen an die Systemfunktionen bzw. präventiven Notfall-Systemfunktionen zur Verhinderung des Kernschadenzustandes).</p>		
<p>4. Druck im RDB (3 Druckbereiche)</p>	<p>Druck im RDB</p>	<p>Ergibt sich im Allgemeinen aus 1) und 2)</p>
<p>Entsprechend den Förderhöhen der Pumpen in den Einspeisesystemen (Niederdruck-/Hochdruckpumpen bzw. Einspeiseturbine) sind folgende Druckbereiche zu unterscheiden:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Niederdruck: die Niederdruckpumpen können wirksam einspeisen, – Mitteldruck: die Niederdruckpumpen können nicht, die Hochdruckpumpen können wirksam einspeisen, – Hochdruck: Weder die Niederdruck- noch die Hochdruckpumpen können ausreichend wirksam einspeisen. 		
<p>5. Masse des bis zum Eintritt des Kernschadenzustands in den SHB aus dem RKL ausgetragenen Wassers aus</p> <ul style="list-style-type: none"> – Flutbehälter – Druckspeicher 	<p>Wasserüberdeckung bei Betonerosion, verbleibende RDB-Bespeisungsmöglichkeit</p>	<p>Nicht notwendig</p>

Kriterien für die Charakterisierung der Kernschadenszustände (DWR)	Kriterien sind erforderlich zur Ermittlung von:	
	2-stufiges Verfahren	integriertes Verfahren
<i>Es ist die Anzahl der Flutbehälter maßgebend, aus denen durch die Hochdruck- und/oder Niederdruckpumpen in den RDB eingespeist wurde. Zusätzlich ist das Inventar aus den Druckspeichern und ein Anteil aus dem Reaktorkreislauf zu berücksichtigen. Aus dieser Information kann abgeleitet werden, welche Wassermenge sich im Sumpf des SHBs befindet. Ferner ergibt sich, ob und gegebenenfalls wie viel Wasser noch für mitigative Notfallmaßnahmen zur Verfügung steht.</i>		
6. Verfügbarkeit der sekundärseitigen Wärmeabfuhr gemäß Mindestanforderungen (einschließlich Hilfssysteme) – verfügbar – nicht verfügbar	Beeinflussung des Kernschmelzablaufs, Spaltproduktverhalten bei Dampferzeuger-Heizrohrbruch	Nicht notwendig
<i>Es sind die Mindestanforderungen an die Systemfunktionen bzw. Notfall-Systemfunktionen zugrunde zu legen. Die sekundärseitige Wärmeabfuhr hat vor allem bei Kühlmittelverlust-Störfällen mit kleinem Leck am Primärsystem erheblichen Einfluss auf den Zustand im SHB. Bei verfügbarer sekundärseitiger Wärmeabfuhr ist der Energieeintrag und somit auch der Druck im SHB erheblich geringer als bei ausgefallener sekundärseitiger Wärmeabfuhr.</i>		
7. SHB-Gebäudeabschluss – auslegungsgemäß geschlossen – offen	Unmittelbare Freisetzung aus dem SHB	Nicht notwendig
<i>Es handelt sich um den Gebäudeabschluss der Lüftungstechnischen Anlagen. Bei nicht auslegungsgemäß dichtem Abschluss ist mit frühzeitigen und hohen Radionuklidfreisetzungen aus dem SHB zu rechnen.</i>		
8. Zeitdauer zwischen Eintritt auslösendes Ereignis und Kernschadenszustand – < 2 h – 2 h - 10 h – >10 h	Nachwärmeleistung	Zeitdauer kann ein Kriterium für die Bewertung von Operatormaßnahmen sein. In diesem Fall ist der Zeitbereich vom Signal, eine bestimmte Maßnahme (etwa Druckentlastung) durchzuführen, bis zum spätest möglichen Zeitpunkt ihrer Durchführung von Bedeutung.
<i>Es ist die Zeitdauer vom Eintritt des auslösenden Ereignisses bis zum Kernschadenszustand zu ermitteln. Diese Information ist erforderlich, um die Höhe der Nachwärmeleistung abzuschätzen.</i>		
9. Verfügbarkeit SHB-Druckentlastung – verfügbar	Freisetzung aus dem SHB	Nicht notwendig

Kriterien für die Charakterisierung der Kernschadenzustände (DWR)	Kriterien sind erforderlich zur Ermittlung von:	
	2-stufiges Verfahren	integriertes Verfahren
– nicht verfügbar		
<i>Der Kernschadenzustand enthält die Angabe, ob die mitigative Notfall-Systemfunktion systemtechnisch verfügbar ist oder nicht. Die Wahrscheinlichkeit für den Ausfall der zur Durchführung der SHB-Druckentlastung erforderlichen Handmaßnahmen wird im Rahmen der Stufe 2 der PSA ermittelt.</i>		
10. SHB-Leckrückförderung oder Leckkontrolle – auslegungsgemäß in Funktion – ausgefallen	Freisetzung an SHB-Durchdringungen	Nicht notwendig
<i>An Durchführungen des SHBs werden etwaige Leckagen abgesaugt und kontrolliert entweder in den SHB oder die Abluft abgegeben. Falls diese Systeme nicht wie vorgesehen funktionieren – etwa bei Ausfall ihrer Energieversorgung – können sich unkontrollierte Radionuklidfreisetzungen ergeben.</i>		
11. Umluftbetrieb im Betriebsraum – in Betrieb – nicht in Betrieb	Wasserstoffverteilung, Dampfinertisierung, Kühlung der SHB-Atmosphäre	Nicht notwendig
<i>In der Regel ist es vorgesehen, die Umluft innerhalb des SHBs bei Unfällen abzuschalten. Ein Weiterbetrieb könnte jedoch sinnvoll sein, z.B. im Hinblick auf eine bessere Durchmischung des Wasserstoffes im SHB.</i>		
12. Umluftbetrieb im Anlagenraum – in Betrieb – nicht in Betrieb	Wasserstoffverteilung, Dampfinertisierung	Nicht notwendig
<i>Es gilt dieselbe Argumentation wie für den Umluftbetrieb im Betriebsraum.</i>		
13. Betriebliche Ringraum-Lüftung – in Betrieb oder offen – abgeschlossen	Abgabe der Leckagen aus dem Ringraum, Wärmeabfuhr über die SHB-Stahlschale	Nicht notwendig
<i>In der Regel ist es bei einem Unfall vorgesehen, die betriebliche Ringraum-Lüftung abzuschalten und ihre Absperrklappen zu schließen. Falls sie weiterbetrieben oder nicht abgesperrt wird, ist dieser Pfad für die Radionuklidfreisetzung offen.</i>		
14. Ringraum-Störfallabsaugung – in Betrieb oder offen – abgeschlossen	Gefilterte Abgabe der Leckagen aus dem Ringraum	Nicht notwendig
<i>Die gefilterte Ringraum-Störfallabsaugung geht bei Unfällen in Betrieb und führt die Ringraumatmosfera gefiltert und kontrolliert ab. Ein etwaiger Ausfall dieser Funktion – z.B. weil ein Absperrorgan dieses Systems nicht öffnet – wird mit diesem Merkmal beschrieben.</i>		
15. Dichtheit der SHB-Struktur	Freisetzung durch Leckagen des SHB	Einteilung richtet sich nach der weiteren

Kriterien für die Charakterisierung der Kernschadenzustände (DWR)	Kriterien sind erforderlich zur Ermittlung von:	
	2-stufiges Verfahren	integriertes Verfahren
<ul style="list-style-type: none"> – auslegungsgemäß dicht – bis 100-fache Auslegungsleckrate – mehr als 100-fache Auslegungsleckrate 		Behandlung der Leckagen (bodennahe Freisetzung, Freisetzung über Kamin)
<i>Dieses Merkmal kann auch in der Stufe 2 der PSA ermittelt werden. Die Schnittstelle enthält dann hierzu keine Informationen.</i>		

Tabelle 5-2: Für die Ereignisbaumanalyse der Stufe 2 der PSA benötigte Merkmale zur Charakterisierung der Kernschadenzustände (SWR) und Erläuterung der Merkmale (*kursiv*)

Kriterien für die Charakterisierung der Kernschadenzustände (SWR)	Kriterien sind erforderlich zur Ermittlung von:	
	2-stufiges Verfahren	integriertes Verfahren
1. Reaktorabschaltung (Stäbe + Vergiftung) <ul style="list-style-type: none"> – Reaktivitätskoeff. (kalt) < 1 – Reaktivitätskoeff. (kalt) > 1 	Feststellung, ob Rekritikalität eintreten kann	Falls relevant
<i>Wenn der Reaktor nicht abgeschaltet ist, kann es bei Wiederflutung zu einer Rekritikalität kommen.</i>		
2. Integrität des Reaktorkühlkreislaufts innerhalb des SHB <ul style="list-style-type: none"> – intakt – Leck oberhalb des Kerns – Leck unterhalb des Kerns 	Belastung des SHB, Druck im RDB	<ul style="list-style-type: none"> – Intakt – Leck oberhalb des Kerns – Leck unterhalb des Kerns
<i>Wenn ein KMV aus dem Reaktorkühlkreislauf zur Druckkammer besteht, sind damit das einleitende Ereignis und Randbedingungen für den weiteren Freisetzungspfad aus dem Reaktorkühlkreislauf festgelegt. Daraus ergeben sich u.a. die Belastungen des SHB und das Rückhaltepotenzial des SHB für Radionuklide.</i>		
3. Integrität des Reaktorkühlkreislaufts außerhalb des SHB (einschl. Einspeiseturbine) <ul style="list-style-type: none"> – Durchdringungsabschluss intakt – Durchdringungsabschluss nicht intakt, kein KMV – Durchdringungsabschluss nicht intakt, KMV 	Bypass des SHB, Druck im RDB, Freisetzung aus dem SHB	Leck außerhalb SHB und kein Durchdringungsabschluss Alle anderen Fälle ohne Kühlmittelverlust in die Druckkammer

Kriterien für die Charakterisierung der Kernschadenszustände (SWR)	Kriterien sind erforderlich zur Ermittlung von:	
	2-stufiges Verfahren	integriertes Verfahren
<p><i>Wenn ein nicht abgesperres Leck aus dem Reaktorkühlkreislauf nach außerhalb des SHB besteht, sind damit das einleitende Ereignis und Randbedingungen für den weiteren Freisetzungspfad aus dem Reaktorkühlkreislauf unter Umgehung des SHB festgelegt. Dann ergeben sich wahrscheinlich sehr hohe Radionuklidfreisetzungen in das Reaktorgebäude und in die Umgebung.</i></p>		
<p>4. Funktion der S/E-Ventile und der diversitären Druckbegrenzungsventile</p> <ul style="list-style-type: none"> – Ventile offen (Gruppen von Öffnungsflächen) – Ventile in Druckbegrenzungs(DB)-Funktion – Versagen der DB-Funktion 	Druck im RDB, mitigative Notfallmaßnahmen	Nicht notwendig
<p><i>Wenn die Ventile zur Verhinderung eines Kernschadenszustandes geöffnet wurden (präventive Notfall-Systemfunktion), liegt der Druck im RDB bei Eintritt des Kernschadens unterhalb des Einspeisedrucks der Niederdruckpumpen. Wenn die Ventile in Druckbegrenzungsfunktion wirken, ergibt sich der RDB-Druck aus der gegebenenfalls bestehenden Leckgröße am Reaktorkühlkreislauf. Bei hohem Druck kann in diesem Fall eine Druckentlastung als mitigative Notfall-Systemfunktion eingesetzt werden. Wenn die Druckbegrenzungsfunktion der Ventile versagt, ist mit einem stetig steigenden RDB-Druck zu rechnen. Die Wahrscheinlichkeit für den Ausfall der Handmaßnahmen zur Durchführung der mitigativen Notfall-Systemfunktion wird im Rahmen der Analysen zur Stufe 2 ermittelt. Die Informationen zur systemtechnischen Verfügbarkeit der mitigativen Notfall-Systemfunktion sind im hier vorliegenden Merkmal zur Funktion der S/E-Ventile enthalten.</i></p>		
<p>5. Druck im RDB (3 Druckbereiche)</p> <ul style="list-style-type: none"> – Druck < Förderdruck ND-Einspeisesysteme – Druck zwischen Förderdruck ND- und HD-Einspeisesysteme – Druck > Förderdruck HD-Einspeisesysteme 	Bespeisungsmöglichkeit des RDB, Schäden beim RDB-Versagen	Hinsichtlich möglichen HD-Versagens des RDB
<p><i>Mit diesem Merkmal wird aus den vorausgehenden Informationen zur Leckage aus dem Reaktorkühlkreislauf und zum Zustand der S/E-Ventile der RDB-Druck abgeleitet. Der RDB-Druck ist ein wesentlicher Faktor für den weiteren Unfallablauf, z.B. für die Möglichkeit einer Bespeisung und für Schäden beim RDB-Versagen.</i></p>		
<p>6. Verfügbarkeit der HD-Einspeisesysteme (einschließlich Hilfsysteme)</p> <ul style="list-style-type: none"> – verfügbar (d. h. zeitlich unbegrenzt funktionsfähig) – systemtechnisch ausgefallen, kein KMV 	Wiederverfügbarwerden von Systemen, Bespeisung und Rückhaltung im RDB, Wasserüberdeckung der Kernmaterialien nach RDB-Versagen	Nicht notwendig

Kriterien für die Charakterisierung der Kernschadenszustände (SWR)	Kriterien sind erforderlich zur Ermittlung von:	
	2-stufiges Verfahren	integriertes Verfahren
– nicht abspergbares Leck außerhalb SHB		
<i>Diese Systeme werden für die Analysen der Stufe 2 als mitigative Notfall-Systemfunktionen betrachtet, die nach Eintritt des Kernschadenszustandes und z.B. nach Wiederherstellung der elektrischen Stromversorgung wirksam werden können (entsprechend den Mindestanforderungen an die Systemfunktionen bzw. präventiven Notfall-Systemfunktionen zur Verhinderung des Kernschadenszustandes).</i>		
7. Verfügbarkeit der ND-Einspeisesysteme (einschließlich Hilfsysteme) <ul style="list-style-type: none"> – verfügbar (zeitlich unbegrenzt funktionsfähig) – Ansaugen aus Kondensationskammer (KK) verfügbar, Ansaugen aus Druckkammer (DK) ausgefallen – systemtechnisch ausgefallen, kein KMV – nicht abspergbares Leck außerhalb SHB 	Wiederverfügbarwerden von Systemen, Bespeisung und Rückhaltung im RDB, Wasserüberdeckung der Kernmaterialien nach RDB-Versagen	Nicht notwendig
<i>Diese Systeme werden für die Analysen der Stufe 2 als mitigative Notfall-Systemfunktionen betrachtet, die nach Eintritt des Kernschadenszustandes und z.B. nach einer Druckentlastung wirksam werden können (entsprechend den Mindestanforderungen an die Systemfunktionen bzw. präventiven Notfall-Systemfunktionen zur Verhinderung des Kernschadenszustandes).</i>		
8. Verfügbarkeit des SHB-Druckabbausystem <ul style="list-style-type: none"> – intakt, – Leck im Wasserbereich der KK, – Leck von DK zum KK-Gasraum, – Leck vom Abblaserrohr zum KK-Gasraum. 	Zustand im SHB, Freisetzung aus dem SHB	Nicht notwendig
<i>Wenn das SHB-Druckabbausystem intakt ist, wird der SHB-Druck wirksam begrenzt. In Abhängigkeit von einer eventuellen Lecklage am Druckabbausystem und vom Zustand des Reaktorkühlkreislaufes kann ein hoher, den SHB gefährdender Druck entstehen. Ferner ist dann die Rückhaltefunktion der Kondensationskammer für Radionuklide beeinträchtigt.</i>		
9. Wassertemperatur der KK <ul style="list-style-type: none"> – Temp. KK < Versagenstemp. HD-Einspeisesysteme – Versagenstemp. HD-Einspeisesysteme Temp. < Temp. KK 	Zustand im SHB, Funktion der Einspeisesysteme	Nicht notwendig

Kriterien für die Charakterisierung der Kernschadenzustände (SWR)	Kriterien sind erforderlich zur Ermittlung von:	
	2-stufiges Verfahren	integriertes Verfahren
<p>< Versagenstemp. ND-Einspeisesysteme</p> <p>– Temp. KK > Versagenstemp. ND-Einspeisesysteme</p>		
<p><i>Wenn die Wassertemperatur der Kondensationskammer erhöht ist, hat dies sowohl Einfluss auf die Wirkung des Druckabbausystems als auch auf ein potenzielles Versagen von ansonsten funktionsfähigen Bespeisungssystemen, z.B. durch Kavitation.</i></p>		
<p>10. Gefilterte SHB-Druckentlastung</p> <p>– in Betrieb</p> <p>– verfügbar, bis Eintreten KSZ nicht erforderlich</p> <p>– nicht verfügbar</p>	Verhinderung des SHB-Versagens durch Überdruck, Freisetzung aus dem SHB	Nicht notwendig
<p><i>Die Schnittstelle zur Stufe 2 der PSA enthält die Angabe, ob die mitigative Notfall-Systemfunktion der gefilterten SHB-Druckentlastung systemtechnisch verfügbar ist oder nicht. Die Wahrscheinlichkeit für den Ausfall der zur Durchführung erforderlichen Handmaßnahmen wird im Rahmen der Stufe 2 der PSA ermittelt.</i></p>		
<p>11. Freisetzungspfad von Leckagen aus dem SHB</p> <p>– gefiltert in die Umgebung über Systeme, die für die Kontrolle von Leckagen vorgesehen sind.</p> <p>– ungefiltert zum Reaktorgebäude</p>	Radionuklidfreisetzung aus dem SHB, Freisetzungspfad in die Umgebung	Nicht notwendig
<p><i>Wenn die für SHB-Leckagen vorhandenen Kontrollsysteme ausgefallen sind, kann es im Kernschmelzfall auch bei relativ geringen Leckagen zu einer erheblichen Freisetzung von Radionukliden in die Umgebung kommen.</i></p>		
<p>12. Abluft aus dem Reaktorgebäude und dem Maschinenhaus</p> <p>– gefiltert über dafür vorgesehene Systeme</p> <p>– ungefiltert über Kamin oder Gebäudeöffnungen</p>	Radionuklidfreisetzung aus dem RB	Nicht notwendig
<p><i>Wenn die für die Kontrolle der Abluft vorhandenen Systeme ausgefallen sind, oder wenn Gebäudeöffnungen entstanden sind, kann dies vor allem bei SHB-Bypassfällen oder nach dem Versagen des SHB erheblich zur Freisetzung von Radionukliden in die Umgebung beitragen.</i></p>		

5.3 ERMITTLUNG DER UNFALLABLÄUFE UND ANLAGENENDZUSTÄNDE

Die Unfallablaufanalyse behandelt die Ereignisse vom Beginn der Kernzerstörung (KSZ). Es werden unterschiedliche Unfallabläufe verfolgt und die Häufigkeiten der Anlagenendzustände mit den zugehörigen Unsicherheiten ermittelt. Unfallablaufanalysen sind generell bis zu einem Zeitpunkt im jeweiligen Ereignisablauf durchzuführen, bei dem die Freisetzung von Radionukliden in die Umgebung im Wesentlichen abgeschlossen ist. Der Zustand der Anlage zu diesem Zeitpunkt wird als Anlagenendzustand bezeichnet.

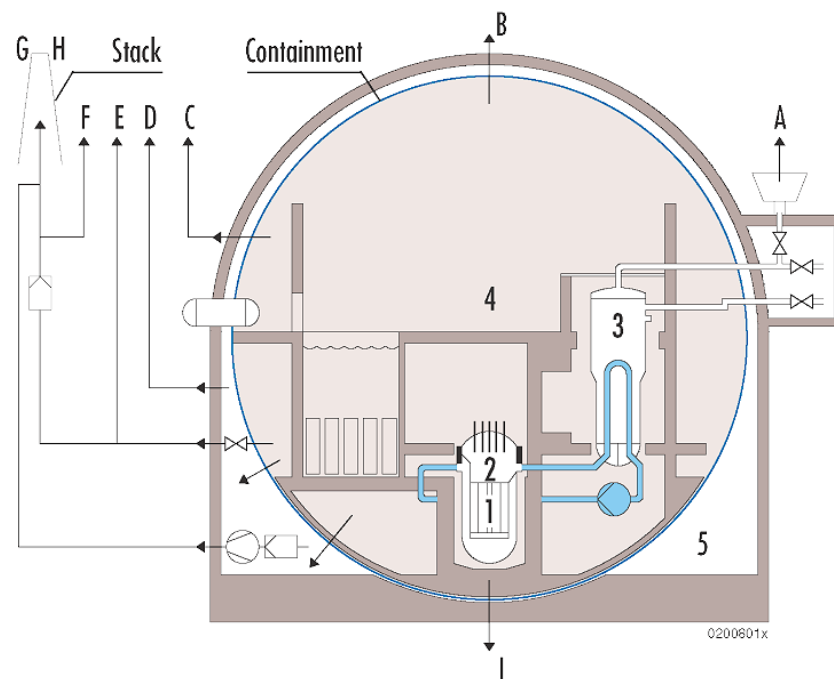
Die Unfallablaufanalyse besteht aus einer deterministischen und einer probabilistischen Komponente. Die deterministischen Analysen beruhen im Wesentlichen auf integralen Unfallablaufanalysen mit Simulationsprogrammen, die eine Vielzahl der ablaufentscheidenden Phänomene behandeln. „Integral“ bedeutet, dass Rechenprogramme verwandt werden, mit denen gleichzeitig thermohydraulische und quelltermrelevante Vorgänge im Reaktorkühlkreislauf, im SHB und in den umgebenden Räumen behandelt werden können. Diese Analysen können bei Bedarf durch Einzelanalysen (Auswertung von Experimenten, Rechnungen für Detailfragen, Schätzungen) ergänzt werden. Die aus diesen Analysen gewonnenen Kenntnisse werden für die Bestimmung der Verzweigungswahrscheinlichkeiten in den Ereignisbäumen zur Unfallanalyse (UAB) verwandt.

5.3.1 Ermittlung und Festlegung der Freisetzungspfade

Die Ermittlung und Festlegung von Freisetzungspfaden für Radionuklide aus einer Anlage in die Umgebung sind sehr wichtige Punkte innerhalb einer PSA der Stufe 2 und müssen im Ergebnis anlagenspezifisch erfolgen; Aspekte der Übertragbarkeit werden im Abschnitt 5.5 diskutiert. Die Ermittlung der Pfade ist insbesondere für die Bestimmung der Freisetzungskategorien von Bedeutung.

Ausgehend von potenziellen Freisetzungsorten von Radionukliden in einer Anlage (Reaktor, Reaktorgrube, Steuerstabantriebsraum, etc.) sind diejenigen Pfade zu ermitteln, auf denen direkt oder indirekt Radionuklide in die Umgebung gelangen können. Es sind Pfade zu berücksichtigen mit offenen Verbindungen zwischen Räumen und solche die entstehen, wenn z.B. Berstfolien, Türen oder Tore, die in Strömungsrichtung (bzw. zur Umgebung) öffnen, versagen. Außerdem sind alle Lüftungssysteme sowie die Systeme der gefilterten Druckentlastung des SHB potenzielle Freisetzungspfade. Ein Beispiel ermittelter Freisetzungspfade für DWR zeigt Bild 5-1 /GRS 01/.

Für die durchzuführenden integralen Unfallanalysen bzw. die Quelltermanalysen ist sicher zu stellen, dass die ermittelten Freisetzungspfade in den verwendeten Nodalisierungen für die Rechenprogramme sachgerecht abgebildet werden. Außerdem sind realistische Werte für das Versagen von relevanten Berstfolien, Türen oder Tore in Freisetzungspfaden zu ermitteln. Weiterhin werden systemspezifische Angaben zur Rückhaltung von Aerosolen in Filtern der Systeme der SHB-Druckentlastung benötigt.



- | | |
|--|--|
| A: sekundärseitige Ventile | F: SHB-Venting (Leitungsleck nach Filter) |
| B: SHB-Reaktorkuppel | G: SHB-Venting (Kamin) |
| C: SHB-Lüftung | H: Ringraumabsaugung |
| D: Ringraum-Lüftung, Zuluft | I: Erdboden |
| E: SHB-Venting (Filterumgehung) | |
| 1: Reaktorkern | 2: RDB |
| 3: DE Sekundär-Seite | 4: Anlagen- und Betriebsräume |
| 5: Ringraum | |

Bild 5-1: Freisetzungspfade (A - I) in die Umgebung am Beispiel eines DWR /GRS 01/

5.3.2 Erstellung des Unfallablaufbaums

Unfallablaufbäume sind Ereignisbäume. Sie werden benutzt, um den Ablauf von Unfällen und von SHB-Versagensarten zu beschreiben, die zur Freisetzung von Spaltprodukten nach außerhalb des Sicherheitseinschlusses führen können.

Nachfolgend wird zunächst angegeben, welche Ereignisse bei den Analysen zu berücksichtigen sind. Die Art und Weise und die Tiefe der Bearbeitung einzelner Ereignisse kann je nach Anlagentyp und Ereignisspektrum aus der PSA der Stufe 1 unterschiedlich sein. Im Einzelfall ist für eine konkrete Anlage stets zu prüfen, ob auf Grund spezieller Anlageneigenschaften zusätzliche Vorgänge zu berücksichtigen sind oder ob einige der hier angegebenen Vorgänge nicht relevant sind.

5.3.2.1 Struktur und Verzweigungen des Unfallablaufbaums

Der UAB muss alle wichtigen Themen ansprechen, die für den Ablauf von Unfällen, für das Verhalten des SHB, sein Versagen und für die Quellterme von Bedeutung sind. Die UAB-Struktur muss logisch und prüfbar sein und die Eigenheiten der zu untersuchenden Anlage soweit wie nötig berücksichtigen. Es ist nützlich, den UAB in Zeitphasen zu unterteilen, die aus den hauptsächlichen Ereignissen des Unfallablaufes abgeleitet werden, z.B.:

- Vorgänge im Reaktorkühlkreislauf vor dem RDB-Versagen,
- Vorgänge im SHB vor dem RDB-Versagen,
- Vorgänge im SHB beim RDB-Bodenversagen durch Kernschmelzeinfluss,
- Vorgänge im SHB nach dem RDB-Versagen.

Ferner sind im UAB besondere Verzweigungen vorzusehen für:

- Vorgänge außerhalb des SHB,
- Vorgänge bei SHB-Bypass.

In diesen Zeitphasen des UAB ist im Einzelnen Folgendes zu berücksichtigen:

- Vorgänge im Reaktorkühlkreislauf vor dem RDB-Versagen:
 - Druckentlastung und Bespeisung. Diese präventive Notfallmaßnahme soll eigentlich einen Kernschadenzustand verhindern. Sie wird daher in der Stufe 1 der PSA berücksichtigt. Jedoch muss in der Stufe 2 der PSA eine verspätete Durchführung in Betracht gezogen werden, die zwar den Beginn des Kernschmelzens nicht verhindern, aber den Unfallablauf beeinflussen kann (z.B. Vermeidung Hochdruckversagen des RDB, Wiederflutung des teilzerstörten Kerns).
 - Verhalten von Komponenten des Reaktorkühlkreislaufs (z.B. Hauptkühlmittelleitung, Sicherheitsventile, Dampferzeugerrohre, Dichtung der Hauptkühlmittelpumpen, Dichtung des RDB-Deckels) durch kombinierte Druck- und Temperaturbelastung, sowie mit ihrem etwaigen Versagen verbundene Auswirkungen auf den SHB.
 - Rückhaltung eines teilzerstörten Reaktorkernes im Kernbereich oder im unteren Plenum des RDB nach Wiederherstellung der Bespeisung.
 - Schmelze-Wasser-Wechselwirkung bis hin zur Dampfexplosion bei der Kernumlagerung in das untere Plenum und ihrer eventuellen Folgen für den Reaktorkühlkreislauf (z.B. RDB-Deckelversagen, RDB-Bodenversagen, Leck an Komponenten des Reaktorkühlkreislaufes) und für den SHB.
 - Freisetzung aus dem Kern, Transport und Rückhaltung von Radionukliden innerhalb des Reaktorkühlkreislaufs.
- Vorgänge im SHB vor dem RDB-Versagen:
 - spontane Wasserstoffverbrennungen unter Berücksichtigung des Zustandes der SHB-Atmosphäre (Druck, Temperatur, Verteilung von Wasserdampf, Wasserstoff und Sauerstoff) einschließlich der Einflüsse von Wasserstoff-Gegenmaßnahmen (z.B. Rekombinatoren) oder des Druckabbausystems bei SWR und der Zündfähigkeit von Wasserstoffgemischen im SHB, Zündquellen und Folgen etwaiger Verbrennungen für die SHB-Integrität.
 - In der jeweiligen Anlage vorgesehene Notfallmaßnahmen im SHB (z.B. Betrieb von Sprühsystemen, Flutung der Reaktorgrube, Betrieb der Umluftanlage).
 - Transport und Ablagerung von Radionukliden innerhalb des SHB.
- Vorgänge im SHB beim RDB-Bodenversagen durch Kernschmelzeinfluss:
 - RDB-Versagensart unter Berücksichtigung des Drucks im RDB und der Schmelzeverlagerungsvorgänge sowie Zeitpunkt und Leckgröße des RDB-Versagens.

- Unmittelbare mechanische Auswirkungen des RDB-Versagens bei hohem Druck auf den SHB (z.B. Abheben des RDB, Zerstörungen in der Umgebung der Reaktorgrube).
- Änderung der SHB-Atmosphäre (Temperatur, Druck, Brennbarkeit) durch Ausstoß von Kernschmelze, Wasser (-dampf) und Wasserstoff in die Reaktorgrube und Austrag von Schmelzepartikeln in weitere Räume und daraus abzuleitende Folgen für die Integrität des SHB und ggf. die Radionuklidfreisetzung in die Anlagenumgebung.
- spontane Wasserstoffverbrennungen unter Berücksichtigung der SHB-Atmosphäre.
- Schmelze-Wasser-Wechselwirkung (Dampfexplosion) unter dem RDB und ihre Folgen für die SHB-Integrität, falls beim RDB-Versagen dort mit Wasser zu rechnen ist.
- Vorgänge im SHB nach dem RDB-Versagen:
 - Verteilung der Kernschmelze in den Räumen unterhalb des RDB, Sicherheitsbehälterversagen durch direkten Kontakt mit der Schmelze, Eindringen in eventuell vorhandene Kanäle oder Drainagen unterhalb des RDB, Schmelzeausbreitung am Boden des SHB mit Berücksichtigung eventuell gefährdeter Komponenten (z.B. Stahlschale, Sumpfansaugrohre, Kabeldurchführungen).
 - Verlauf der Schmelze-Beton-Wechselwirkung und eventuelle Penetration des Fundamentes.
 - Versagen des SHB durch Kernschmelzeinfluss und Schmelzeaustrag in das Reaktorgebäude (Steuerstabantriebsraum, SWR Baulinie 69).
 - Zeitpunkt und Art des Kontaktes der Schmelze mit Wasser (Sumpfwasser oder Notfallmaßnahme).
 - Druckaufbau und Atmosphärenzusammensetzung im SHB, gegebenenfalls mit Berücksichtigung von Notfallmaßnahmen (Sprühsystem, Inertisierung der SHB-Atmosphäre (SWR), Rekombinatoren, Lüftungssysteme).
 - gefilterte Druckentlastung des SHB.
 - Zündfähigkeit von Wasserstoffgemischen, Zündquellen und Folgen etwaiger Verbrennungen für die Integrität des SHB.
 - Entstehung von Leckagen am SHB oder Integritätsverlust des SHB bei Überschreiten seiner Grenzbelastbarkeit.
 - Leckage des SHB nach der Penetration der Stahlschale.
 - Transport und Ablagerung von Radionukliden innerhalb des SHB und Freisetzung aus dem SHB.
- Vorgänge außerhalb des SHB:
 - Ausbreitung von Wasserstoff aus SHB-Leckagen in benachbarte Räume (z.B. Ringraum, Reaktorgebäude) und Bildung zündfähiger Gasgemische. Hierbei ist u.a. auch der eventuelle Ausfall von Einrichtungen zur SHB-Leckagebeherrschung (z.B. Leckabsaugung an Durchdringungen) zu berücksichtigen.
 - Wenn Kernmaterial in Gebäudeteile außerhalb des SHB gelangt (z.B. durch Kabelkanäle oder bei Versagen des Steuerstabantriebsraums, SWR Baulinie 69), sind weitere Vorgänge (z.B.

Schmelze-Beton-Wechselwirkung (SBWW), Ausschwemmen des Kernmaterials in Sümpfe und Drainagen) und Folgen (z.B. Druckaufbau, Wasserstoffbildung, Brandauslösung) zu betrachten.

- Bildung und Zündfähigkeit von Wasserstoffgemischen, Zündquellen und Folgen etwaiger Verbrennungen in den Räumen außerhalb des SHB.
- Vorgänge im Druckentlastungssystem des SHB einschließlich Prüfung der Brennbarkeit im und nach dem Druckentlastungssystem, gegebenenfalls einschließlich möglicher Brandfolgen und Schäden am Filter des Druckentlastungssystems.
- Freisetzung infolge SBWW, Transport und Ablagerung von Radionukliden in Gebäudeteile außerhalb des SHB und Freisetzung in die Umgebung.
- Vorgänge bei SHB-Bypass:
 - Bei Lecks aus dem Reaktorkühlkreislauf in Räume außerhalb des SHB (z.B. in den Ringraum): Ausbreitung von Wasserstoff und Radionukliden bis in die Umgebung. Berücksichtigung eventueller Wasserstoffbrände außerhalb des SHB.
 - Bei Dampferzeuger-Heizrohrlecks (nur bei DWR): Freisetzung von Radionukliden über den Dampferzeuger in die Umgebung. Abscheidevorgänge der Radionuklide im Wasser eines sekundärseitig gefüllten Dampferzeugers. Status der Frischdampfventile und der Frischdampfabsperrearmaturen.

Bei SHB-Bypass können eventuell Vorgänge innerhalb des SHB (z.B. Druckaufbau im SHB) wegen des SHB-Bypasses nicht oder nur vereinfacht analysiert werden.

Die oben genannten Punkte sind im UAB nicht notwendigerweise in Form von Verzweigungen zu bearbeiten. Die Anzahl der Verzweigungen allein ist kein geeignetes Merkmal zur Beurteilung der Qualität oder der Detaillierung der Analyse, denn einerseits können Einzelfragen in Unterprogramme des Ereignisbaumes, in Fehlerbäumen oder in separate Analysen verlagert werden, so dass sie nicht als Verzweigung erscheinen, und andererseits können Verzweigungen allein aus Gründen der Übersichtlichkeit eingeführt werden, ohne dass sie die Analyse vertiefen.

5.3.2.2 Maßnahmen zur Unfallbeherrschung

Alle vor dem Eintritt eines Kernschadenzustands wirksam werdenden Maßnahmen sind der PSA der Stufe 1 zuzuordnen, während nach dem Eintritt eines Kernschadenzustandes wirksam werdende Maßnahmen in der Stufe 2 wie folgt zu behandeln sind:

- Im Abschnitt 3.4 ist dargestellt, wie die bei den Maßnahmen erforderlichen Personalhandlungen probabilistisch zu bewerten sind. Dabei sind die Methoden in analoger Weise unter Beachtung der Bedingungen des Unfallgeschehens anzuwenden, insbesondere hinsichtlich der verfügbaren Informationen zum jeweiligen Anlagen-, System- und Komponentenzustand.
- Die Auswirkung der durch den Unfallablauf verursachten Umgebungsbedingungen auf die Zuverlässigkeit von Komponenten, die für die Maßnahmen erforderlich sind, muss betrachtet werden.
- Für Maßnahmen, die eigentlich vor dem Eintritt eines Kernschadenzustandes durchgeführt werden sollen, aber nicht erfolgreich waren, ist zu ermitteln, ob und wann sie noch nach dem Eintritt eines Kernschadenzustandes ergriffen und wirksam werden können, dabei ist auf die jeweiligen Ursachen, z.B. systemtechnische Ausfälle, oder Fehler in der Erkennung oder Durchführung einzugehen. Außerdem sollte auf mögliche Fehler, die ungünstige Auswirkungen auf den Unfallverlauf haben, eingegangen werden.

5.3.3 Deterministische Analysen

Deterministische Analysen sind eine wesentliche Grundlage für die PSA. Integrale Unfallablaufanalysen verfolgen den gesamten Ereignisablauf vom auslösenden Ereignis bis zur Radionuklidfreisetzung in die Umgebung. Einzelanalysen befassen sich mit speziellen Fragestellungen.

Grundsätzlich sind für die deterministischen Analysen möglichst realitätsnahe Annahmen in Bezug auf Rechenmodelle, Parameter und Randbedingungen zu treffen. Pessimistische bzw. konservative Annahmen, wie sie z.B. bei der Auslegung von Anlagen getroffen werden, sind im Rahmen einer PSA oft weder eindeutig möglich noch sinnvoll.

Mit realitätsnahen Annahmen ergeben sich diejenigen Unfallabläufe, die in der probabilistischen Analyse die Wahrscheinlichsten sind. Es ist jedoch eines der Ziele der PSA, auch unwahrscheinliche Abläufe deterministisch und probabilistisch zu behandeln. Deshalb sind ausgehend von den realitätsnahen deterministischen Analysen auch Variationen vorzunehmen, die die Unsicherheiten der Analysen berücksichtigen.

Es ist möglich, dass sich erst im Verlauf der probabilistischen Analyse herausstellt, welche Abläufe besondere Bedeutung haben. Dies kann dazu führen, dass deterministische Rechnungen nicht nur frühzeitig im Projekt zur Vorbereitung der Ereignisablaufanalyse, sondern im Bedarfsfall auch begleitend zur probabilistischen Analyse durchzuführen sind.

5.3.3.1 Integrale Unfallablaufanalysen

Integrale Unfallablaufanalysen sind rechnerische Simulationen von Unfallabläufen ausgehend vom auslösenden Ereignis bis zur Freisetzung von Radionukliden in die Umgebung. Ergebnisse der Simulationen sind eine Vielzahl von zeitlichen Verläufen von Parametern zur Beschreibung des Anlagenzustandes (z.B. innerhalb der druckführenden Umschließung, des SHB und angrenzender Räume) und der auftretenden unfallrelevanten Phänomene und Vorgänge. Die deterministischen integralen Analysen sind von erfahrenerm Personal mit Rechenprogrammen durchzuführen, die eine Behandlung der Unfallabläufe entsprechend dem Stand von Wissenschaft und Technik erlauben. Beispielsweise werden derzeit die integralen Rechenprogramme MELCOR 1.8.5 /GAU 00/ und MAAP 4 (Versionen) vom Hersteller Electric Power Research Institute für diesen Zweck angewendet.

Die Rechenfälle für integrale Unfallablaufanalysen sind so festzulegen, dass sie die Bandbreite der relevanten Kernschadenzustände weitgehend abdecken. Sie können sinnvollerweise so gewählt werden, dass sie auch als Teil der für die einzelnen Freisetzungskategorien durchzuführenden Quelltermrechnungen benutzt werden können. Im Ergebnis der deterministischen Unfallablaufanalysen ist eine Konsistenzbetrachtung zu den störfalldynamischen Analysen der Stufe 1 zu empfehlen, um insbesondere bei aufgetretenen signifikanten Unterschieden in den Unfallabläufen festzustellen, ob sich Rückwirkungen auf das in Stufe 1 untersuchte Spektrum auslösender Ereignisse ergeben, die dort noch keine ergebnisbestimmenden Beiträge lieferten (z.B. Unterscheidung kalt-/heißseitiges Leck in Hauptkühlmittelleitung bei DWR).

Für einen Druckwasserreaktor können z.B. Analysen für Kernschmelzfälle ausgehend von folgenden auslösenden Ereignissen sinnvoll sein:

- kleines Leck am kalten Strang einer Hauptkühlmittelleitung,
- kleines Leck am heißen Strang einer Hauptkühlmittelleitung,
- mittleres Leck an einer Hauptkühlmittelleitung,
- Leck über ein Druckhalter-Abblaseventil,
- Dampferzeuger-Heizrohrleck,

- Transiente nach Ausfall der sekundärseitigen Wärmeabfuhr,
- Transiente mit totalem Spannungsausfall.

Dabei werden unter „kleinen“ Lecks solche verstanden, bei denen der Druck im Reaktorkühlkreislauf ohne Eingriff von Sicherheitssystemen nicht erheblich abfällt.

Für einen Siedewasserreaktor können z.B. Analysen für Kernschmelzfälle ausgehend von folgenden auslösenden Ereignissen sinnvoll sein:

- Transiente mit Ausfall aller Bespeisungssysteme,
- Transiente mit Ausfall der RDB-Füllstandsmessung und daraus folgenden Systemausfällen,
- nicht abgesperartes Leck innerhalb des SHB,
- nicht abgesperartes Leck außerhalb des SHB,
- Leck am Druckabbausystem.

Wenn bei den möglichst realitätsnahen Analysen der Rechenfälle Unsicherheiten bestehen, die zu einem erheblich abweichenden Unfall- oder Freisetzungsverlauf führen können, sind derartige Variationen ebenfalls zu berechnen, beispielsweise:

- bei Fällen mit hohem Druck im RDB jeweils mit und ohne Druckabfall durch Versagen einer Komponente des Reaktorkühlkreislaufes,
- mit und ohne Wiederherstellung der RDB-Bespeisung nach einem Kernschadenzustand,
- beim langfristigen Druckanstieg im SHB jeweils mit und ohne Funktion der gefilterten Druckentlastung,
- beim SHB-Bypass durch ein Dampferzeuger-Heizrohrleck jeweil mit und ohne Wasserüberdeckung der Leckstelle (nur bei DWR),
- bei Ausfall der Bespeisungssysteme jeweils mit und ohne Funktion von Steuerstabspülwasser und Pumpensperrwasser (nur bei SWR),
- mit und ohne Entstehung unfallbedingter Leckagen am SHB-Ladedeckel (nur bei SWR).

Einen wesentlichen Einfluss auf die Qualität der Rechenergebnisse hat die Genauigkeit der Abbildung der Anlage („Nodalisierung“) im Rechenprogramm. Die Anforderungen an die Genauigkeit der Nodalisierung hängen vom jeweiligen Untersuchungszweck ab. Relativ hohe Genauigkeiten sind beispielsweise für die Untersuchung der Zündfähigkeit und von Verbrennungen von Wasserstoff in der SHB-Atmosphäre erforderlich. An den SHB angrenzende Räume, die ebenfalls für Freisetzungspfade relevant sein können, sind entsprechend zu berücksichtigen.

Für das Rechenprogramm MELCOR sind beispielsweise in /SON 99/ und /GRS 01/ geeignete Nodalisierungen für den Reaktorkühlkreislauf und den SHB eines DWR angegeben. Bei MAAP ist die Nodalisierung des Primärkreislaufes vorgegeben; der SHB kann in maximal 25 Zonen unterteilt werden.

Wenn anstelle der integralen Unfallablaufanalysen oder zusätzlich zu diesen getrennte Analysen für die Vorgänge im Reaktorkühlkreislauf und im SHB durchgeführt werden, ist sicherzustellen, dass Rückwirkungen von SHB Vorgängen auf die Vorgänge im Reaktorkühlkreislauf entsprechend berücksichtigt werden. Dem Nachteil einer großen zu übertragenden Datenmenge steht der mögliche Vorteil einer optimalen Auswahl von Rechenprogrammen (z.B. RELAP, ATHLET für die Vorgänge im Reaktorkühlkreislauf /LER 01/ und COCOSYS für SHB Vorgänge /KLE 00/) gegenüber.

5.3.3.2 Deterministische Einzelanalysen

Die integralen Analysen können, falls erforderlich, verfeinert werden (z.B. durch eine feinere Nodalisierung) oder sie können durch deterministische Detailanalysen ergänzt werden. Die Einzelanalysen müssen umso fundierter sein, je bedeutender die jeweilige Frage oder das Phänomen bzw. der Vorgang für den Ereignisablauf ist. Wenn beispielsweise eine erhebliche Häufigkeit für Kernschadenszustände mit hohem RDB-Druck und dem Potenzial für ein RDB-Hochdruckversagen vorliegt, ist eine Einzelanalyse eventueller Ursachen für einen Druckabfall (z.B. aktive Druckentlastung durch das Personal oder passive Druckentlastung durch Überschreiten der Grenzbelastbarkeit einer heißen Kühlmittleitung) erforderlich.

Empfehlungen zum Vorgehen bei der Analyse und Bewertung einzelner Phänomene und Vorgänge sind im Kapitel 7 des Datenbandes /DAT 05/ zu finden.

5.3.3.2.1 Strukturanalyse des SHB

Bei der Strukturanalyse geht es um den SHB als eine leckdichte Barriere unter Belastung durch Innendruck und/oder durch unfallbedingt erhöhte Temperaturen. Die derzeit verfügbaren integralen Rechenprogramme enthalten kein Modell zur Ermittlung seiner Grenzbelastbarkeit. Deshalb ist dies in deterministischen Einzelanalysen zu behandeln.

Die Strukturanalyse muss nicht nur die ungestörte SHB-Schale berücksichtigen, sondern auch Störstellen, z.B.:

- Schleusen,
- Rohrdurchdringungen für Kühlmittleitungen und Hilfssysteme,
- elektrische Durchdringungen,
- Lüftungsleitungen,
- bei SHB-Ausdehnung infolge Innendruck von außen einwirkende Dehnungsbehinderungen (im Falle des Stahlsicherheitsbehälters),
- Rissbildungen (im Falle des Betonsicherheitsbehälters),
- Verhalten des Liners (bei SHB mit Liner).

Diese Strukturanalysen ermitteln, welche Leckart und –größe sich als Funktion des im SHB erreichten Druckes ergibt.

Die Strukturanalyse muss auch Unsicherheiten einschließlich der Streuung der Werkstoffkenngrößen berücksichtigen. Üblicherweise ergibt sich dann als Resultat eine Wahrscheinlichkeitsverteilung für die jeweiligen Versagensdrücke.

5.3.3.2.2 Druck im Reaktorkühlkreislauf vor und bei dem schmelzebedingten Versagen des RDB-Bodens

Wenn der RDB-Boden unter hohem Druck versagt, kann sich ein sehr hohes Schadensausmaß ergeben. Deshalb ist eine Ermittlung des RDB-Druckes beim RDB-Bodenversagen erforderlich.

Folgende Aspekte sind bei der Ermittlung des RDB-Druckes zu berücksichtigen:

- Druck beim Beginn der Kernzerstörung. Dies ist eines der Merkmale der Kernschadenszustände und wird in der PSA der Stufe 1 ermittelt.
- Druckerhöhung durch den Kernzerstörungsvorgang (u.a. Wasserstoffbildung) und durch Wasserdampf bei der Kernumlagerung in das wassergefüllte untere Plenum, sowie Druckabfall

durch eventuell bestehende Leckagen. Dieser Druckverlauf ist aus entsprechenden integralen Unfallablaufanalysen herzuleiten.

- Ausfallwahrscheinlichkeit der Ventile und Absperrarmaturen am Reaktorkühlkreislauf unter auslegungsüberschreitenden Bedingungen. Der Druckverlauf nach einem unterstellten Versagen in Offen- oder Geschlossenstellung ist auf der Basis von integralen Analysen zu bewerten.
- Druckabfall durch eventuelles Versagen von Komponenten des Reaktorkühlkreislaufes (z.B. Hauptkühlmittelleitung) durch kombinierte Druck- und Temperaturbelastung. Die Temperaturbelastung ist aus integralen Analysen zu entnehmen. Die strukturellen Untersuchungen können in erster Näherung Handrechnungen sein. Sollte von dieser Frage bei einem erheblichen Anteil der Kernschmelzfälle das Hochdruckversagen des RDB abhängen, sind genauere Analysen der betroffenen Rohrleitungen erforderlich.
- Druckabfall durch vom Personal (verspätet) eingeleitete Notfallmaßnahmen. Dies setzt die bereits für die PSA der Stufe 1 durchzuführende Bewertung dieser Maßnahmen fort.

Es bestehen enge Zusammenhänge zwischen Kernschmelzvorgang, Druckverlauf im RDB sowie Temperaturverlauf und Grenztragfähigkeit der Kühlkreislaufkomponenten. Der Kernschmelzablauf erzeugt heiße Gase und bewirkt – falls kein größeres Leck am Reaktorkühlkreislauf besteht – einen Druckaufbau. Die heißen Gase erhitzen die Rohrleitungen, deren Grenztragfähigkeit dadurch abnimmt. Sobald der Kern weitgehend zerstört ist, nimmt die Gas- und Druckerzeugung vorübergehend ab, bevor sie bei der Kernumlagerung in das untere Plenum wieder zunimmt. Danach beginnt die Belastung des RDB-Bodens durch Kernmaterial, während die Belastung der Rohrleitungen wieder sinkt. Diese Vorgänge sind in den deterministischen Einzelanalysen abzubilden.

Sobald ein Druckabfall vor RDB-Versagen stattfindet, ist im UAB die Wahrscheinlichkeit zu berücksichtigen, mit welcher die Bespeisungssysteme wirksam werden können, die zuvor wegen des erhöhten Druckes nicht einspeisen konnten. Beginnen diese einzuspeisen, kann es zum Wiederfluten des teilzerstörten Reaktorkerns kommen. Hier ist zu bewerten, unter welchen Umständen eine Wiederherstellung der Kernkühlung möglich ist und/oder ob dadurch ein Versagen des RDB verhindert werden kann. Außerdem ist zu beachten, ob es durch das Wiederfluten zu möglichen weiteren Konsequenzen kommen kann (z.B. verstärkte H_2 -Bildung bzw. -Austrag).

5.3.3.2.3 Versagen des RDB-Bodens unter hohem Druck

Falls der RDB-Boden bei hohem Druck unter Schmelzeinfluss versagt, sind zwei Phänomene zu untersuchen:

- Bei relativ großem Bodenleck wirkt eine sehr hohe nach oben gerichtete Kraft auf den oberen Teil des RDB. Es muss bestimmt werden, wie groß das Bodenleck ist, ob der RDB nach oben bewegt wird, und ob sich dadurch eine mechanische Beschädigung des SHBs ergibt (s. Kapitel 7 in /DAT 05/). Bei der Bestimmung der Leckgröße am RDB-Boden sind bei SWR die zahlreichen Durchdringungen am RDB-Boden daraufhin zu prüfen, ob sie einen Schmelzedurchtritt zeitlich vor dem Versagen der RDB-Struktur ermöglichen.
- Durch den Ausstoß von Kernmaterial, Wasserdampf und Wasserstoff aus dem RDB erhöht sich der Druck der SHB-Atmosphäre. Insbesondere die Bildung von Wasserstoff und der Mit-riss heißer Kernmaterialpartikel in weitere Bereiche des SHBs kann zur Druckerhöhung beitragen. Die Kernmaterialpartikel sind auch mögliche Zündquellen, die in einer brennbaren, aber bis dahin nicht gezündeten SHB-Atmosphäre zur Verbrennung und somit zum weiteren Druckaufbau führen können. Der gesamte Vorgang ist aus der englischsprachigen Fachliteratur als "direct containment heating" (DCH) bekannt. Für die Berechnung entscheidend ist die Verteilung der ausgestoßenen Brennstoffmassen auf die Räume im SHB.

5.3.3.2.4 Wasserstoffverbrennungen

Die zu unterstellende Wasserstoff-Erzeugungsrate bei der Kernzerstörung ist aus den integralen Unfallablaufanalysen zu bestimmen, wobei die bestehenden Unsicherheiten zu berücksichtigen sind.

Es ist zu prüfen, ob der SHB durch Wasserstoffverbrennungen gefährdet ist. Dies gilt auch dann, wenn Wasserstoff-Rekombinatoren als Notfallmaßnahme vorhanden sind. Als Basis für diese Bewertung können die integralen deterministischen Unfallanalysen mit der Analyse der Brennbarkeit der SHB-Atmosphäre und dem Druckaufbau bei einer Verbrennung verwendet werden. Es ist insbesondere die frühe Unfallphase während der Kernzerstörung zu prüfen, weil dabei relativ schnell lokal brennbare Zustände auftreten können. Diese Bewertung mittels integraler Programme erfordert eine relativ genaue Nodalisierung des SHB. Die Bewertung des Risikos des SHB Versagens auf Grund einer Wasserstoffverbrennung kann auch mit separaten Hilfsprogrammen erfolgen, die - basierend auf den ermittelten Gaskonzentrationen und Temperaturen - den AICC⁸ Druck und Kenngrößen für den Ausschluss von Flammenbeschleunigung und DDT⁹ berechnen /BRE 00/.

In der Analyse ist darauf einzugehen, ob und wann ein brennbares Gemisch gezündet wird (s. Kapitel 7 in /DAT 05/). Diese Frage ist insbesondere dann bedeutend, wenn ein brennbares Gemisch zunächst nicht zündet und sich weiter in den brennbaren Bereich hinein entwickelt, z.B. durch Wasserdampfkondensation und/oder durch Wasserstoffzufuhr. In dieser Situation entscheidet die Annahme über den Zeitpunkt der Zündung über die Heftigkeit der Verbrennung.

In die Bewertung des möglichen SHB-Versagens durch Wasserstoffverbrennung ist auch eine mittelbare Schädigung durch Bauteile einzubeziehen, die infolge des Verbrennungsdruckes abreißen und auf den SHB einwirken. Da die Berechnung derartiger Vorgänge – falls überhaupt möglich – sehr aufwändig wäre, können hier Abschätzungen verwendet werden.

5.3.3.2.5 Schmelze-Wasser-Wechselwirkung im RDB

Bei der Umlagerung von Kernmaterial in das untere Plenum befindet sich dort bei den meisten Kernschmelzabläufen noch Wasser. Dadurch entstehen Wasserdampf und Wasserstoff, die zum Druckaufbau beitragen. Es ist zu unterscheiden zwischen hochenergetischen Wechselwirkungen (Dampfexplosion) und einem quasistatischen Druckaufbau.

Dampfexplosionen sind vor allem wegen der Möglichkeit des so genannten alpha-mode-Versagens des SHB zu bearbeiten. Bei dieser Versagensart wird unterstellt, dass der RDB-Deckel durch die mechanischen Auswirkungen einer Dampfexplosion im RDB abreißt, gegen den SHB geschleudert wird und diesen beschädigt. Wegen der dabei potenziell sehr großen Radionuklid-freisetzung ist die Dampfexplosion ein in der PSA der Stufe 2 nicht zu vernachlässigendes Phänomen, auch wenn bisher vorliegende Untersuchungen nur äußerst geringe Wahrscheinlichkeiten für diesen Vorgang ausweisen.

Neben der Schadensart mit RDB-Deckelversagen ist auch zu prüfen, ob der Reaktorkühlkreislauf an einer anderen Stelle (z.B. an einer heißen Hauptkühlmittleitung oder einem Dampferzeuger-Heizrohr) durch quasistatischen Druckaufbau versagt.

Die Analysen sollen auf folgende Einzelaspekte eingehen:

- Im unteren Plenum herrschender Zustand (Wassertiefe, Temperatur, Druck),

⁸ AICC...Adiabatic Isochoric Complete Combustion

⁹ DDT...Deflagration-to-Detonation-Transition

- Umlagerungsvorgang des Kernmaterials (Massenstrom, Zustand des sich umlagernden Materials),
- Übertragung vorhandener Experimente oder sonstiger Analysen und Daten zur Schmelze-Wasser-Wechselwirkung auf den Zustand im unteren Plenum und auf den Umlagerungsvorgang,
- Abschätzungen zur Belastung des RDB und sonstiger Komponenten,
- Vergleich der Grenzbelastbarkeit von Komponenten unter den herrschenden Bedingungen (insbesondere bei hohen Temperaturen) mit ihrer Belastung und Schlussfolgerung auf die Versagenswahrscheinlichkeiten.

5.3.3.2.6 Schmelzeausbreitung und Schmelze-Beton-Wechselwirkung nach RDB-Versagen

Falls sich beim Versagen des RDB-Bodens Wasser in dem Raum unterhalb des RDB (Reaktorgrube bei DWR bzw. Steuerstabantriebsraum bei SWR) befindet, ist zu prüfen, ob sich infolge einer Schmelze-Wasser-Wechselwirkung Schäden an Strukturen der RDB-Abstützung oder des SHB ergeben können.

Es ist ferner zu prüfen, ob sich in dem Raum unterhalb des RDB Drainagen, Kanäle, Rohrleitungen, Durchlässe, Inspektionsöffnungen oder ähnliches befinden, durch die die Schmelze in angrenzende Räume innerhalb des SHBs oder auch nach außerhalb des SHBs vordringen kann. Bei der Bewertung der Fließfähigkeit der Schmelze und ihres eventuellen Erstarrens an Hindernissen oder engen Querschnitten besteht erhebliche Kenntnisunsicherheit, die zu berücksichtigen ist.

Wenn sich im SHB unterhalb des RDB Betonstrukturen befinden, kommen nach dem RDB-Bodenversagen heiße Kernmaterialien in Kontakt mit Beton. Dies ist bei DWR und SRW-72 der Fall. Bei SWR-69 trifft das erst zu, wenn der SHB im Bodenbereich durch den Kernschmelzangriff versagt hat und sich die Schmelze in den Lining-Raum im Reaktorgebäude umgelagert hat. Eine Gefährdung des SHB bzw. des Reaktorgebäudes ergibt sich bei der Betonersetzung aus der Bildung von verschiedenartigen nichtkondensierbaren Gasen (Kohlendioxid, Kohlenmonoxid, Wasserstoff), die einen Druckaufbau bewirken und teilweise brennbar sind, und durch die Penetration des Fundamentes bei ungehindert fortschreitender Betonerosion. Der Druckaufbau beschleunigt sich erheblich, wenn Wasser hinzutritt. Deshalb müssen der Zeitpunkt des Kontaktes mit (Sumpf-) Wasser und eine eventuell nach dem RDB-Versagen einsetzende Bespeisung in der Analyse enthalten sein. Außerdem ist anfangs (bei Einsetzen des Schmelze-Wasser-Kontakts) mit einer verstärkten Freisetzung von Radionukliden aus dem Sumpf zu rechnen.

5.3.3.2.7 Vorgänge bei der gefilterten Druckentlastung des SHB

Die gefilterte Druckentlastung des SHB ist eine schadensmindernde Notfallmaßnahme. Für ihre Durchführung steht bei DWR eine große Zeitspanne im Bereich von Tagen zur Verfügung. Beim SWR kann bei Ausfall oder Unwirksamkeit des Druckabbausystems wegen des kleineren SHBs diese Zeit deutlich geringer sein. Die Erfolgswahrscheinlichkeit bei Anforderung der Druckentlastung ist unter Berücksichtigung der Personalhandlungen und der beteiligten Komponenten zu bestimmen. Die Erfolgswahrscheinlichkeit der Personalhandlungen ist mit den in Abschnitt 3.4 beschriebenen Methoden zu bewerten. Bei den beteiligten Komponenten sind ihr Prüfintervall und die im Anforderungsfall herrschenden Umgebungsbedingungen zu berücksichtigen.

Es ist zu analysieren, ob beim Betrieb der Druckentlastung Folgeschäden möglich sind, z.B. durch Wasserstoffbrand, Filterversagen oder Unterdruck im SHB.

5.3.3.2.8 Vorgänge außerhalb des SHB

Es ist zu untersuchen, auf welchem weiteren Weg die Radionuklide nach Verlassen des SHBs in die Umgebung gelangen können und welche Anteile auf diesem Weg noch innerhalb der Anlage zurückgehalten werden, z.B. in Filtern oder durch Ablagerung auf Oberflächen. Zu diesem Zweck ist die SHB-Leckgröße wie folgt zu unterteilen:

- Geringe Leckage des SHB, die von Lüftungsanlagen mit Filtern außerhalb des SHB beherrscht wird,
- Erhöhte Leckage des SHB, die von Lüftungsanlagen mit Filtern außerhalb des SHB nicht mehr beherrscht wird,
- Großflächige Leckage oder Versagen des SHB mit der Gefahr für unmittelbare Schäden in und an den umgebenden Räumen.

Ausgehend von diesen Leckabstufungen ist zu behandeln, wie der weitere Weg der Radionuklide zur Umgebung verläuft. Es ist dabei u.a. der Frage nachzugehen, ob sich durch den Eintrag von Gasen aus dem SHB außerhalb des SHBs brennbare Zustände ergeben können. Dabei sind auch Einflüsse auf Lüftungsanlagen außerhalb des SHBs zu bewerten, wobei ihr Betriebszustand unter den Bedingungen des Unfalles zu berücksichtigen ist. Eine Zündung brennbarer Gemische und die Folgen einer Verbrennung im Hinblick auf die Radionuklidfreisetzung (z.B. Beschädigung von Lüftungsanlagen oder Türen, Brandausbreitung) sind zu behandeln.

Bei einer Umgehung (Bypass) des SHBs durch ein Leck des Reaktorkühlkreislaufes außerhalb des SHBs ist zu bestimmen, auf welchem Wege Radionuklide, Dampf- und Wasserstoffmengen bei diesem Unfallablauf nach außerhalb des SHBs gelangen.

5.3.4 Bestimmung der Verzweigungswahrscheinlichkeiten des Unfallablaufbaumes

Die Anforderungen zur Durchführung der PSA der Stufe 1 beschreiben u.a., wie Zuverlässigkeitskenngrößen zu ermitteln sind oder wie Personalhandlungen probabilistisch bewertet werden. Sofern sie anwendbar sind, gelten diese Vorgaben in gleicher Weise bzw. sinngemäß auch für die Vorgänge in der Stufe 2. Dies trifft beispielsweise für die Zuverlässigkeit von Komponenten zu, solange sie noch unter auslegungsgemäßen Bedingungen betrieben werden, sowie für die Personalhandlungen bei vorgeplanten Notfallmaßnahmen.

Die meisten der Verzweigungen eines UAB betreffen jedoch ungenau bekannte physikalisch/chemische Phänomene oder das Komponentenverhalten unter auslegungsüberschreitenden Bedingungen. Die nachfolgenden Abschnitte geben Hinweise, mit welchen Methoden diese Verzweigungen probabilistisch quantifiziert werden können. Empfehlungen zur Anwendung dieser Methoden bei der Bestimmung von Verzweigungswahrscheinlichkeiten sind im Kapitel 7 in /DAT 05/ enthalten.

Die Vielzahl der miteinander zusammenhängenden Vorgänge und Phänomene bei der Stufe 2 der PSA bringt es mit sich, dass eine bestimmte Annahme je nach Blickwinkel pessimistisch oder optimistisch sein kann. Beispielsweise ist die Annahme einer hohen Wahrscheinlichkeit für eine Leckentstehung am Reaktorkühlkreis während einer Kernzerstörung unter hohem Druck zunächst pessimistisch im Hinblick auf eine frühe Belastung des SHB. Sie ist aber optimistisch insofern, als dass das spätere RDB-Versagen dann bei niedrigem Druck abläuft. Folglich sind für die quantitativen Festlegungen im UAB grundsätzlich realistische Annahmen zu verwenden. Pessimistische Annahmen dürfen in einem UAB nur dann getroffen werden, wenn der durchgängig pessimistische Charakter der Annahme gezeigt wurde.

5.3.4.1 Festlegung von Verzweigungswahrscheinlichkeiten durch subjektive Bewertung

Es ist davon auszugehen, dass für viele wichtige Phänomene des Unfallablaufes keine unmittelbar übertragbaren experimentellen Daten und auch keine abschließend abgesicherten Rechenergebnisse vorliegen. In dieser Situation ist zur Festlegung von Verzweigungswahrscheinlichkeiten eine Bewertung durch die Bearbeiter notwendig, die hier als "subjektive Bewertung" bezeichnet wird.

Alle in den UAB eingehenden subjektiven Bewertungen sind so zu dokumentieren, dass die Analyse nachvollzogen werden kann. Diese Dokumentation kann z.B. in Form eines ausführlich kommentierten Eingabedatensatzes für den UAB bestehen.

Die subjektive Bewertung beruht auf den jeweils verfügbaren spezifischen deterministischen Analysen in Verbindung mit Expertenschätzung sowie auf weiteren Quellen (z.B. PSA für vergleichbare Anlagen, übertragbare Experimente).

Typische und in der jeweiligen Dokumentation anzugebende Quellen für die subjektive Bewertung sind:

- deterministische integrale Analysen,
- deterministische Einzelanalysen,
- Bewertungen in anderen PSA-Studien für gleichartige Fragestellungen, sofern sie nachvollziehbar dokumentiert sind,
- einschlägige Experimente.

Gegenwärtig gibt es keine Standardprozedur für das Vorgehen bei einer subjektiven Bewertung in einem PSA-Prozess. Der allgemein übliche Ansatz der meisten PSA beruht auf der Einschätzung durch Bearbeiter mit einem hohen Wissensstand über den allgemeinen Unfallablauf, meist in Zusammenarbeit mit Experten für Spezialfragen. Das Ergebnis der Einschätzung geht dann in Form von Eingabedaten in die rechnerischen Analysen ein. Für die subjektive Bewertung von besonders wesentlichen Fragen können Verfahren zur strukturierten Erhebung von Expertenurteil – auch von mehreren unterschiedlichen Experten – die Aussagesicherheit und die Qualität erhöhen /ORT 91/.

Subjektive Bewertungen werden erleichtert, wenn qualitative Bewertungsmaßstäbe zugelassen sind. Beispielsweise ist es einfacher, anhand zahlreicher Modellexperimente und Analogieüberlegungen eine heftige Dampfexplosion als "äußerst unwahrscheinlich" zu bezeichnen, als ihr z.B. die Wahrscheinlichkeit 0,001 zuzuordnen. Es kann deshalb hilfreich sein, die Phänomene zunächst qualitativ zu bewerten, und erst danach quantitative Werte einzusetzen. Eine Zuordnung von qualitativen Bewertungen zu quantitativen Wahrscheinlichkeitsangaben ist beispielsweise in Tabelle 5-3 zu finden. Falls eine derartige qualitative Abstufung bei der Quantifizierung der Verzweigungswahrscheinlichkeiten verwendet wird, ist sie zu dokumentieren.

Der Ereignisbaum kann Verzweigungen für sehr komplexe Vorgänge enthalten, deren pauschale subjektive Bewertung praktisch unmöglich ist. Eine derartige Verzweigung könnte beispielsweise lauten: "Mit welcher Wahrscheinlichkeit versagt der SHB durch eine Wasserstoffverbrennung?". In dieser Frage sind Aspekte zum Kernschmelzablauf (Wasserstofferzeugung), zur Wirkung der Rekombinatoren, zur Konvektion im SHB, zur Zündwahrscheinlichkeit und zur Strukturmechanik (Grenzbelastbarkeit des SHB) enthalten. In diesen Fällen ist der komplexe Vorgang so weit in Einzelfragen zu zerlegen, bis das einzelne Element einer Bewertung zugänglich ist. Dies geschieht, indem zusätzliche Verzweigungen in den Ereignisbaum eingefügt werden, und/oder indem das komplexe Problem in speziellen zu dokumentierenden Untersuchungen oder in einem entsprechenden Unterprogramm oder Fehlerbaum des UAB (s. Abschnitt 5.3.4.2) bearbeitet wird.

Tabelle 5-3: Wahrscheinlichkeiten für subjektive Bewertungen in Anlehnung an /IAEA 95/

subjektive Beschreibung	Wahrscheinlichkeit
sicher	1,0
extrem wahrscheinlich	0,99 - 0,999
wahrscheinlich bis sehr wahrscheinlich	0,5 - 0,99
unbestimmt	0,5
sehr unwahrscheinlich bis unwahrscheinlich.	0,01 - 0,5
extrem unwahrscheinlich	0,001 - 0,01
unmöglich	0,0

5.3.4.2 Berechnung von Verzweigungswahrscheinlichkeiten mit Hilfsprogrammen

Selbst bei einer Aufteilung komplexer Sachverhalte in mehrere Verzweigungen ist davon auszugehen, dass nicht alle Verzweigungswahrscheinlichkeiten unmittelbar durch eine subjektive Bewertung bestimmt werden können. Ein Beispiel für eine derartige Verzweigung ist z.B. die Frage nach der Existenz einer zündbaren Atmosphäre im SHB zum Zeitpunkt des RDB-Versagens. Die Zündbarkeit zu diesem Zeitpunkt wird u.a. von der Wasserstofferzeugung innerhalb des RDB, vom RDB-Druck, von der Wirkung der Rekombinatoren, vom Wasserdampfgehalt, vom noch verfügbaren Sauerstoff im SHB und von eventuellen vorherigen Verbrennungen beeinflusst. Eine befriedigende Ermittlung der Zündbarkeit allein durch eine subjektive Bewertung erscheint sehr schwierig.

Aus diesem Grund kann es geboten sein, Verzweigungswahrscheinlichkeiten mittels programmierter Hilfsmodelle zu berechnen. Mit diesem Hilfsmittel kann der Bearbeiter die von ihm für zutreffend gehaltenen Zusammenhänge in die Analyse einbringen. Das entsprechende Hilfsprogramm berechnet dann für jede Kombination von Eingabeparametern (also z.B. für Abläufe mit hoher oder niedriger Wasserstofferzeugung, oder mit bzw. ohne vorherigem Wasserstoffbrand) beispielsweise die Wahrscheinlichkeit für die Zündbarkeit der Atmosphäre. Diese Rechnungen können in direkter Ankopplung an den UAB (direkter Datentransfer) oder separat durchgeführt werden.

Im Idealfall ist das Hilfsprogramm für die jeweilige Anwendung validiert. Beispielsweise könnte die obige Frage zur Zündbarkeit mittels eines einschlägigen Containment-Rechenprogrammes bearbeitet werden, das zur Auslegung der Rekombinatoren im SHB verwendet wird. Realistischerweise ist jedoch davon auszugehen, dass entweder kein für Reaktorapplikationen validiertes Rechenprogramm vorliegt (z.B. für die Analyse einer Dampfexplosion), oder dass bestehende validierte Rechenprogramme zu lange Rechenzeiten benötigen, um alle Kombinationen in einem UAB bearbeiten zu können (z.B. Rechenprogramme für die SHB-Atmosphäre).

In dieser Situation können Hilfsprogramme erstellt werden, die so weit wie möglich an detaillierten Analysen zu validieren sind. Sie müssen auch dann sinnvolle Resultate ergeben, wenn Eingabeparameter extreme Werte annehmen, weil die besonders zu beachtenden Unfallabläufe mit hohem Schadenspotenzial meist nur bei der Kombination unwahrscheinlicher und extremer Parameterwerte auftreten. Die Hilfsmodelle und die Programme sind nachvollziehbar zu dokumentieren.

5.3.4.3 Ermittlung der Unsicherheiten von Verzweigungswahrscheinlichkeiten

Eine Verzweigung im Ereignisbaum bedeutet, dass sich der Ablauf an dieser Stelle in mehr als einer bestimmten Weise fortsetzen kann. Ursache für diese Unbestimmtheit ist teilweise eine stochastische Variabilität des Vorganges. Sie ist aber auch auf die Tatsache zurückzuführen, dass die Beschreibung der Ereignisse bis zum Verzweigungspunkt nur von beschränktem Detaillierungsgrad ist. Unfallabläufe, die bezüglich der Beschreibung übereinstimmen, können sich dennoch in nicht beschriebenen Details unterscheiden, welche für die Verzweigung von Bedeutung sind. Damit können sich Abläufe auf die eine oder andere Weise fortsetzen, obgleich sie bis zu diesem Punkt in den beschriebenen Details übereinstimmen. Es ist somit unsicher, in welcher Weise ein Ablauf, der bis zu diesem Punkt mit der Beschreibung übereinstimmt, sich ab diesem Punkt fortsetzen wird. Diese Unsicherheit wird zusammen mit der stochastischen Variabilität als aleatorische Unsicherheit bezeichnet. Sie wird durch die Verzweigungswahrscheinlichkeiten im UAB zum Ausdruck gebracht. Sie drückt summarisch den Anteil der Abläufe aus, welche sich am Verzweigungspunkt auf die eine bzw. andere Weise fortsetzen werden.

In aller Regel ist jedoch keine ausreichende statistische Grundlage für die Phänomene des Kernschmelzablaufes verfügbar, so dass die Verzweigungswahrscheinlichkeit zwar eine feste, aber ungenau bekannte Größe ist. Sie ist mit Kenntnisunsicherheit (auch epistemische Unsicherheit genannt) behaftet. Für die Verzweigungswahrscheinlichkeit ist also eine subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilung zu spezifizieren, welche quantitativ zum Ausdruck bringt, wie gut man diese Größe zu kennen glaubt.

5.3.5 Rechentechnische Durchführung und Auswertung der probabilistischen Ereignisbaumanalyse

Bei der Anwendung bewährter Rechenprogramme zur Ereignisbaumanalyse (z.B. EVNTRE /GRI 89/, RiskSpectrum /KOL 02/) gibt es aus der PSA-Praxis keine Hinweise auf methodische Probleme. Es ist jedoch auch bei heutigen Rechanlagen aus Kapazitätsgründen praktisch nicht möglich, alle (End-)Zweige eines großen UAB zu erfassen. Deshalb werden Abschneidekriterien für Verzweigungswahrscheinlichkeiten verwendet. Sobald die Wahrscheinlichkeit eines Zweiges unter diesem Kriterium liegt, werden dieser Zweig und seine daraus folgenden weiteren Verästelungen ignoriert. Die Summe aller ignorierten Wahrscheinlichkeiten darf das Endergebnis nicht wesentlich beeinflussen und ist zu dokumentieren.

Die rechentechnische Berücksichtigung der epistemischen Unsicherheiten, also der Kenntnisunsicherheiten zu festen, aber ungenau bekannten Größen, erfolgt mittels einer Monte Carlo Simulation. Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen können entweder mit einem eigenständigen Rechenprogramm (z.B. SUSA /KLO 98/) oder mit dem allgemeinen Programm zur Unfallablaufanalyse (z.B. RiskSpectrum) durchgeführt werden. Im Falle einer integrierten Vorgehensweise (s. Abschnitt 5.2), wie sie mit RiskSpectrum möglich ist, können die Unsicherheiten aus Stufe 1 und Stufe 2 in einem Rechengang ermittelt werden.

Unsicherheitsanalysen bestimmen, welche Verteilung das interessierende Ergebnis (z.B. die Häufigkeit einer Freisetzungskategorie) hat. Mittels Sensitivitätsanalyse kann ermittelt werden, welche der berücksichtigten unsicheren Eingabedaten in besonders hohem Maß zur Ergebnisunsicherheit beitragen. Importanzanalysen ermitteln, welche Ereignisse, Kernschadenzustände oder Systemausfälle in welchem Ausmaß zu bestimmten Freisetzungskategorien beitragen.

Die Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse der Stufe 2 soll mit folgenden Zielstellungen und Umfang durchgeführt werden:

1. Es sind die Unsicherheiten (Streubreite, Verteilung) der Eingabeparameter für die Ereignisbaumanalyse und die Quelltermermittlung quantitativ zu ermitteln bzw. abzuschätzen und eine

Plausibilitätsbegründung abzugeben, die insbesondere auf die Schätzmethode und die Ursachen der Unsicherheiten sowie den aktuellen Kenntnisstand eingeht.

2. Mittels statistischer Methoden sind diejenigen Eingabeparameter zu identifizieren, deren Unsicherheiten einen signifikanten Einfluss auf die Schwankungsbreite der Ergebnisse (Häufigkeiten der Freisetzungskategorien, Quellterme) haben und die wesentlichen Charakteristika der Ergebnisunsicherheiten (Erwartungs- und Fraktilwerte) sind zu quantifizieren.
3. Die Ergebnisse der Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse sind zu diskutieren und zu interpretieren insbesondere hinsichtlich des Zusammenhangs zwischen Größe der Unsicherheiten der verwendeten Eingabeparameter und der Sensitivität der Stufe 2 – Ergebnisse.

5.4 QUELLTERMERMITTLUNG

Neben der im Abschnitt 5.3 beschriebenen Ermittlung der Häufigkeiten einzelner Freisetzungspfade ist die Ermittlung des zugehörigen Quellterms, also der Menge und des zeitlichen Verlaufs der freigesetzten Spaltprodukte, wichtig, da sich das Ergebnis der Stufe 2 der PSA aus beiden Komponenten, der Häufigkeit und der zugehörigen Konsequenz (Quellterm), zusammensetzt.

Da die Bestimmung des Quellterms mit hohem analytischem Aufwand verbunden sein kann, ist es sinnvoll, die Vielzahl der möglichen Freisetzungspfade zu einer handhabbaren Zahl von Freisetzungskategorien zusammen zu fassen.

5.4.1 Freisetzungskategorien

Der Anlagenzustand nach einem Kernschmelzablauf, der mit einer Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung verbunden ist und mit dem eine PSA der Stufe 2 endet, wird Anlagenschadenszustand genannt. Die Ereignisbaumanalyse ergibt eine sehr große Anzahl von verschiedenen, mit Häufigkeiten versehenen Abläufen, die letztlich alle zu Anlagenschadenszuständen führen. Die Anzahl der Anlagenschadenszustände kann so groß sein, dass ohne eine Zusammenfassung in Gruppen mit ähnlichen Eigenschaften keine sinnvolle Ergebnisdarstellung und -interpretation möglich ist.

Die Freisetzungskategorien stellen die Verbindung zum UAB und damit zu der im Abschnitt 5.3 beschriebenen Ermittlung der Häufigkeiten der unterschiedlichen Unfallabläufe dar. Die Unfallabläufe können entweder zu Freisetzungskategorien zusammengefasst werden oder es werden Endzustände des UAB so gewählt, dass sie direkt den Freisetzungskategorien entsprechen. Freisetzungskategorien sind also bestimmte Endzustände des UAB oder sie fassen solche Unfallabläufe zusammen, für die ein ähnlicher Quellterm erwartet wird (vgl. Tabelle 5-5).

Im Allgemeinen sind etwa 10 Freisetzungskategorien, für die dann jeweils der zugehörige Quellterm bestimmt werden muss, ausreichend, um die relevanten Freisetzungspfade abzudecken. Nachfolgend sind beispielhaft einige Merkmale angegeben, die bei der Festlegung von Freisetzungskategorien berücksichtigt werden können:

- Leck im SHB (Zeitpunkt, Größe, zugehöriger Freisetzungspfad aus der Anlage),
- keine auslegungsüberschreitende Leckage zur Atmosphäre, aber Durchschmelzen des Fundamentes,
- längerfristig nach RDB-Versagen einsetzendes SHB-Versagen, z.B. nach Ausfall der Druckentlastung oder infolge Durchschmelzen,
- vor oder bei RDB-Versagen einsetzendes SHB-Versagen, z.B. durch Wasserstoffverbrennung, Dampfexplosion oder durch Druckstoß beim RDB-Versagen,

- Offenbleiben des vorgesehenen SHB-Lüftungsabschlusses,
- Umgehung des SHB (Typ, Rückhaltung von Spaltprodukten),
- durch Primärkreisleckage über Dampferzeuger-Heizrohre und den Sekundärkreis,
- durch Primärkreisleckage außerhalb des SHB,
- Mitigative Maßnahmen (z.B. Sprühen, Druckentlastung des Primärkreises oder des SHB, Rückhaltung in Wasservorlagen),
- gefilterte Druckentlastung des SHB,
- Druckentlastung mit Ausfall der Filterwirkung,
- Quellterm innerhalb des SHBs (bestimmt durch die Abschmelzvorgänge im Kern, der Rückhaltung im Reaktorkühlkreislauf und damit vom gewählten Szenario),
- kein Versagen des SHB und keine auslegungsüberschreitende Leckage zur Atmosphäre.

5.4.2 Relevante Spaltprodukte zur Charakterisierung des Quellterms

Ein Reaktorkern enthält viele verschiedenartige Nuklide. Es ist aufwändig und zum Teil noch mit hohen Unsicherheiten verbunden, die unfallbedingte Freisetzung für eine Vielzahl von einzelnen Nukliden zu bestimmen. Sofern keine genaue Feststellung der radiologischen Unfallfolgen vorgesehen ist, kann sich die Analyse der Freisetzungen auf einige wenige typische radiologisch relevante Elemente konzentrieren.

Auf der Grundlage nuklidspezifisch berechneter Strahlenexpositionen /ALP 86/ und der bei einem Unfall zu erwartenden unterschiedlichen Freisetzungssanteile verschiedener flüchtiger Elemente ergeben sich folgende für die Freisetzungskategorien mindestens zu berücksichtigende Elemente: Kr oder Xe, I und Cs. Die Edelgase sind relevant für die Direkt-Strahlung aus der Wolke (Krypton dominierend bei früher Freisetzung, Xenon dominierend bei später Freisetzung), Jod ist relevant für die Inhalation (und Ingestion) und Cäsium ist relevant für die Langzeiteffekte äußere Strahlenexposition aus Bodenstrahlung und Ingestion (Landkontamination).

Wenn hingegen radiologische Unfallfolgen genauer bestimmt werden sollen, sind weitere Elemente einzubeziehen, die i.A. aus den deterministischen Analysen (Rechenprogramme) hervorgehen. Aus diesem Grund enthalten die Angaben in den folgenden Abschnitten mehr als die oben genannten typischen Elemente.

Auf die Nuklidzusammensetzung der Elemente wird im folgenden Abschnitt eingegangen.

5.4.3 Spaltproduktinventar und Charakterisierung der Spaltprodukte

Der Quellterm wird häufig lediglich in Anteilen des Kerninventars angegeben, was für relative Aussagen ausreichend ist. Um zu absoluten Werten zu gelangen, benötigt man das Spaltproduktinventar des Kerns. Dieses kann mit Rechenprogrammen wie ORIGEN 2 ermittelt werden, mit denen auch die Lastfolge der Anlage simuliert und verschiedene Nachladungen getrennt bilanziert werden können. Für die Quelltermbestimmung kann das Spaltproduktinventar, das zur Mitte eines Zyklus aufgebaut ist, ohne Sicherheitszuschläge i.S. einer best-estimate Analyse zugrunde gelegt werden.

Rechenprogramme wie ORIGEN 2 berechnen nicht nur den Aufbau sondern auch den Zerfall der Spaltprodukte mit der Zeit. Dies ermöglicht, wie oben erwähnt, den Zerfall außerhalb der eigentli-

chen Quelltermberechnung vorzunehmen und als Quellterm lediglich elementweise Anteile am Kerninventar zu ermitteln. Die Tabelle 5-4 zeigt das Spaltproduktinventar einiger Nuklide in Bq pro Mg U eines typischen DWR für einige Zeitpunkte nach Abschaltung.

Tabelle 5-4: Beispielhafte Auflistung des Inventars relevanter Spaltprodukte in Bq pro Mg U für verschiedene Zeitpunkte; Randbedingung: DWR, Leistung: 48,16 MW/t U, Abbrand: 46428 MWd/t U.

Nuklid	0 h	1 h	10 h	24 h	48 h	96 h
Kr 88	$2,83 \cdot 10^{+16}$	$2,22 \cdot 10^{+16}$	$2,46 \cdot 10^{+15}$	$8,07 \cdot 10^{+13}$	$2,30 \cdot 10^{+11}$	$1,87 \cdot 10^{+06}$
Sr 90	$4,18 \cdot 10^{+15}$	$4,18 \cdot 10^{+15}$	$4,18 \cdot 10^{+15}$	$4,18 \cdot 10^{+15}$	$4,18 \cdot 10^{+15}$	$4,18 \cdot 10^{+15}$
Zr 95	$7,22 \cdot 10^{+16}$	$7,22 \cdot 10^{+16}$	$7,18 \cdot 10^{+16}$	$7,14 \cdot 10^{+16}$	$7,03 \cdot 10^{+16}$	$6,88 \cdot 10^{+16}$
Mo 99	$8,07 \cdot 10^{+16}$	$7,96 \cdot 10^{+16}$	$7,25 \cdot 10^{+16}$	$6,25 \cdot 10^{+16}$	$4,85 \cdot 10^{+16}$	$2,94 \cdot 10^{+16}$
Ru 103	$7,00 \cdot 10^{+16}$	$6,92 \cdot 10^{+16}$	$6,89 \cdot 10^{+16}$	$6,81 \cdot 10^{+16}$	$6,70 \cdot 10^{+16}$	$6,48 \cdot 10^{+16}$
Ag 111	$2,78 \cdot 10^{+15}$	$2,78 \cdot 10^{+15}$	$2,68 \cdot 10^{+15}$	$2,54 \cdot 10^{+15}$	$2,31 \cdot 10^{+15}$	$1,92 \cdot 10^{+15}$
Sb 127	$3,81 \cdot 10^{+15}$	$3,78 \cdot 10^{+15}$	$3,56 \cdot 10^{+15}$	$3,20 \cdot 10^{+15}$	$2,68 \cdot 10^{+15}$	$1,86 \cdot 10^{+15}$
Te 127	$3,74 \cdot 10^{+15}$	$3,74 \cdot 10^{+15}$	$3,69 \cdot 10^{+15}$	$3,49 \cdot 10^{+15}$	$3,06 \cdot 10^{+15}$	$2,32 \cdot 10^{+15}$
I 131	$4,29 \cdot 10^{+16}$	$4,29 \cdot 10^{+16}$	$4,18 \cdot 10^{+16}$	$4,00 \cdot 10^{+16}$	$3,70 \cdot 10^{+16}$	$3,15 \cdot 10^{+16}$
Xe 133	$8,55 \cdot 10^{+16}$	$8,55 \cdot 10^{+16}$	$8,51 \cdot 10^{+16}$	$8,25 \cdot 10^{+16}$	$7,62 \cdot 10^{+16}$	$6,07 \cdot 10^{+16}$
Cs 134	$8,73 \cdot 10^{+15}$	$8,73 \cdot 10^{+15}$	$8,73 \cdot 10^{+15}$	$8,70 \cdot 10^{+15}$	$8,70 \cdot 10^{+15}$	$8,70 \cdot 10^{+15}$
Cs 137	$5,62 \cdot 10^{+15}$	$5,62 \cdot 10^{+15}$	$5,62 \cdot 10^{+15}$	$5,62 \cdot 10^{+15}$	$5,62 \cdot 10^{+15}$	$5,62 \cdot 10^{+15}$
Ba 140	$7,77 \cdot 10^{+16}$	$7,77 \cdot 10^{+16}$	$7,62 \cdot 10^{+16}$	$7,36 \cdot 10^{+16}$	$6,99 \cdot 10^{+16}$	$6,25 \cdot 10^{+16}$
La 140	$8,25 \cdot 10^{+16}$	$8,25 \cdot 10^{+16}$	$8,18 \cdot 10^{+16}$	$8,03 \cdot 10^{+16}$	$7,73 \cdot 10^{+16}$	$7,07 \cdot 10^{+16}$

Diese Tabelle zeigt, dass der Zerfall zwischen 1 h und 96 h nach Abschaltung – in dieser Zeit sind die relevanten unfallbedingten Freisetzung zu erwarten – für die typischen Elemente (außer Kr-88) maximal etwa 25 % beträgt. Dieser Anteil ist geringer als die sich aus Unsicherheiten der Analyse ergebenden Unterschiede der Freisetzung. Es ist deshalb zulässig, im Rahmen einer PSA der Stufe 2 den radioaktiven Zerfall zu vernachlässigen und etwa das Nuklidinventar bei 1 h nach Abschaltung zu verwenden.

Die elementspezifischen physikalischen und chemischen Eigenschaften, sowie die Chemie der Umgebung (Oxidationspotenzial) bestimmen die Freisetzung der Spaltprodukte während der Aufheiz- und Abschmelzphase des Brennstoffs innerhalb und außerhalb des RDB. Tabelle 5-5 gibt Schmelz- und Siedepunkte einiger typischer Spaltproduktverbindungen an.

Unter Berücksichtigung dieser Eigenschaften werden diese Elemente in Freisetzungsguppen eingeteilt. Für jede dieser Gruppen werden gleiche Freisetzungsteile aus dem Brennstoff angenommen. Die detaillierte Einteilung in Freisetzungsguppen ist im Allgemeinen in den einzelnen Rechenprogrammen, die zur Bestimmung des Quellterms verwandt werden (s. Abschnitt 5.3.3.1 für integrale Rechenprogramme) vorgegeben. Eine brauchbare Einteilung ist z.B. die folgende:

Tabelle 5-5: Thermische Eigenschaften einiger Spaltprodukte (aus /IAEA 95/)

Element/Verbindung	Schmelzpunkt [K]	Siedepunkt [K]
Leichtflüchtige		
I ₂	386	458
HI	222	238
Cs	302	963
CsI	899	1553
Te	723	1263
Mittelflüchtige		
Sr	1073	1657
Ba	1123	1911
Sb	903	1653
Schwerflüchtige		
SrO	2703	3520
La	1193	3740
Ru	2523	4425
RuO ₂		1473 (Sublimation)
RuO ₄	298	403
Brennstoff		
UO ₂	3113	3565

Gruppe: zur Gruppe gehörende Elemente:

Xe	Xe, Kr
I	I, Br
Cs	Cs, Rb
Te	Te, Sb, Se
Ba	Ba, Sr
Ru	Ru, Rh, Pd, Mo, Tc
La	La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y
Ce	Ce, Pu, Np

Einige Elemente können in unterschiedlichen Verbindungen vorkommen. Chemische Umwandlungen sind beispielsweise besonders für Jod im Hinblick auf die Radiologie von Bedeutung. Jod kann unter den Bedingungen im Reaktorkühlkreislauf und im SHB in verschiedenen Oxidationszustän-

den und damit in verschiedenen Verbindungen vorkommen, die sich hinsichtlich der Freisetzung unterschiedlich verhalten. Beispiele sind:

I:	I ₂ , HI, CsI, CH ₃ I (und höhere organische Jodide), IO ₃ ⁻ , AgI, CdI, FeI
Cs:	CsOH, CsI
Te:	Te, TeO
Ru:	Ru, RuO
Sr:	Sr, SrO
Ba:	Ba, BaO

5.4.4 Methoden der Quelltermmittlung

Zur Berechnung des Quellterms einer bestimmten Freisetzungskategorie, also zur Bestimmung der Menge, des Orts und des Zeitverlaufes der in die Umgebung freigesetzten Nuklide, sind Rechenprogramme vorhanden, die das heutige Verständnis der relevanten Phänomene widerspiegeln. Hierzu gehören integrale Rechenprogramme, die den gesamten Unfallablauf abdecken und die generell zur Unfallablaufanalyse im Rahmen der Stufe 2 PSA eingesetzt werden, wie z.B. MAAP oder MELCOR sowie Programme, die Einzelaspekte, wie Vorgänge im SHB inklusive komplexer chemischer Vorgänge detaillierter beschreiben. Ein Beispiel hierfür ist COCOSYS /KLE 00/. Da es sich hierbei um die gleichen Programme handelt, die auch für deterministische Unfallanalysen verwendet werden, fallen Informationen zum Quellterm auch als Nebenprodukt dieser Analysen an. Auch wenn solche Quellterme nicht notwendigerweise repräsentativ für die entsprechende Freisetzungskategorie sind, ergibt sich hier ein gewisses Potenzial zur Reduktion der Zahl der deterministischen Rechnungen.

Die Ermittlung des Quellterms einer bestimmten Freisetzungskategorie kann mit unterschiedlichen Ansätzen erfolgen:

- Übernahme von für eine ähnliche Anlage berechneten Freisetzungspfaden und Quelltermen und gegebenenfalls Anpassung an die wesentlichen Anlagenparameter (Delta-Betrachtung). Ein Beispiel für Quellterme zugeordnet zu den ermittelten Freisetzungskategorien befindet sich in Tabelle 5-6 für DWR /GRS 01/ und in Tabelle 5-7 für SWR /GRS 98/.
- Berechnung des Quellterms für eines oder mehrere der für die jeweilige Freisetzungskategorie repräsentativen Szenarien. Hier ist zu beachten, dass üblicherweise mehrere Szenarien mit unterschiedlichem Quellterm (im Wesentlichen auf Grund unterschiedlicher Freisetzung aus dem Primärkreis) zu einer Freisetzungskategorie beitragen.
- Kombination aus den beiden Methoden, etwa anlagenspezifische Berechnung des Quellterms für wesentliche Freisetzungskategorien, Übernahme des Quellterms für andere Freisetzungskategorien von Quelltermrechnungen für ähnliche Anlagen.

Tabelle 5-6: Freisetzungskategorien und zugeordneter Quellterm für eine DWR-Anlage (Konvoi) nach /GRS 01/

Name	Freisetzungspfad zur Umgebung	Quellterm ^{*)} (Anteile des Kerninventars)	
		Cs	I
FKA	SHB → beschädigter Ringraum (RR) → Umgebung <i>oder</i> Freisetzung durch unbedecktes Dampferzeuger-Heizrohrleck	$> 5,0 \cdot 10^{-1}$	$> 5,0 \cdot 10^{-1}$
FKB	SHB → betriebliche SHB-Lüftung → Umgebung <i>oder</i> SHB → RR vor/bei RDB-Versagen → ungefilterte Freisetzung RR → Umgebung	$(1,3 \dots 2,4) \cdot 10^{-1}$	$(1,4 \dots 2,3) \cdot 10^{-1}$
FKC	Freisetzung durch bedecktes Dampferzeuger-Heizrohrleck	$(2,0 \dots 5,0) \cdot 10^{-2}$	$\sim 1,5 \cdot 10^{-2}$
FKD	Kleiner Bypass in den RR, ungefilterte Freisetzung RR → Umgebung	$\sim 1,0 \cdot 10^{-2}$	$(1,0 \dots 5,5) \cdot 10^{-2}$
FKE	SHB → RR nach RDB-Versagen → ungefilterte Freisetzung RR → Umgebung	$2,4 \cdot 10^{-4} \dots 6,0 \cdot 10^{-3}$	$\sim 5,5 \cdot 10^{-2}$
FKF	SHB → Venting mit Filterausfall und Freisetzung in Dachhöhe <i>oder</i> begrenzte SHB-Leckage zum RR → ungefilterte Freisetzung RR → Umgebung	$6,0 \cdot 10^{-6} \dots 1,2 \cdot 10^{-4}$	$\sim 2,75 \cdot 10^{-2}$
FKG	Großer Bypass zum RR → gefilterte Störfall-RR-Absaugung	$(2,0 \dots 4,0) \cdot 10^{-4}$	$(2,5 \dots 4,5) \cdot 10^{-4}$
FKH	SHB → Venting gefiltert mit Freisetzung in Dachhöhe	$2,0 \cdot 10^{-7} \dots 1,0 \cdot 10^{-5}$	$\sim 1,0 \cdot 10^{-4}$
FKI	SHB → Venting gefiltert mit Freisetzung in Kaminhöhe	$2,0 \cdot 10^{-7} \dots 1,0 \cdot 10^{-5}$	$\sim 1,0 \cdot 10^{-4}$
FKJ	Kleine SHB-Leckage zum RR → gefilterte Störfall-RR-Absaugung	$3,0 \cdot 10^{-10} \dots 2,0 \cdot 10^{-8}$	$\sim 1,0 \cdot 10^{-4}$

^{*)} hier bestehend aus den relevanten Nukliden der Elemente Cs und I

Tabelle 5-7: Freisetzungskategorien und zugeordneter Quellterm für eine SWR-Anlage nach /GRS 98/

Name	Freisetzungspfad zur Umgebung	Quellterm (Anteile des Kerninventars)	
		Cs	I
FK 1	SHB → Reaktorgebäude (Versagen Ladendeckel oder Versagen Hauptschleuse oder Schmelzpenetration) → Umgebung	$3,0 \cdot 10^{-1}$	$5,0 \cdot 10^{-1}$
FK 2	SHB → kleine Leckage zum Reaktorgebäude und/oder gefilterte Druckentlastung → Umgebung	$7,0 \cdot 10^{-7}$	$1,0 \cdot 10^{-6}$
FK 3	SHB → kleine Leckage zum Reaktorgebäude (keine gefilterte Druckentlastung) → Umgebung	$<7,0 \cdot 10^{-7}$	$<1,0 \cdot 10^{-6}$

5.4.5 Wesentliche Phänomene

Der Quellterm an die Umgebung wird durch Vorgänge im Reaktorkühlkreislauf, die stark vom unterstellten Szenario abhängen, durch Vorgänge im SHB (im Fall von Bypass-Sequenzen im angrenzenden Gebäude bzw. im Sekundärkreis), und durch die sich ergebenden Freisetzungspfade an die Umgebung bestimmt. Sowohl im Reaktorkühlkreislauf als auch im SHB spielen sich Freisetzungs- und Ablagerungsvorgänge ab, die im Folgenden kurz dargelegt werden, und die bei der Quelltermmittlung zu berücksichtigen sind.

5.4.5.1 Freisetzung der Spaltprodukte in den Reaktorkühlkreislauf

Bei Unfällen mit Kernschmelzen führt die Aufheizung des Brennstoffs und des Kontrollstab- und Strukturmaterials im Reaktorkern zur Freisetzung von Spaltprodukten. Relevante Temperaturen typischer Reaktormaterialien sind in Tabelle 5-8 angegeben.

Ein Teil der leichtflüchtigen Spaltprodukte gelangt während des Betriebs in den Spalt zwischen Brennstofftabletten und Hüllrohr. Dieser Anteil ist abbrandabhängig. Es kann mit folgenden Anteilen im Spalt gerechnet werden:

Edelgase: 3 – 10% des gesamten Inventars

Alkali: 2 – 5% des gesamten Inventars.

Andere Klassen von Spaltprodukten kommen im Spaltraum praktisch nicht vor.

Tabelle 5-8 Relevante Temperaturen bzw. Temperaturbereiche für Reaktionen reaktortypischer Materialien und die Freisetzung von Spaltprodukten /SON 03/

Temperatur [K]	Kenngößen, Umwandlungen und Reaktionen reaktortypischer Materialien
3120	Schmelzpunkt des Uranoxids UO_2
2960	Schmelzpunkt des Zirkonoxids ZrO_2
2620	Schmelzpunkt von Borcarbid B_4C (SWR-Steuerstabmaterial)
2400 - 2600	Zerstörung der Brennstäbe – Ergebnis u.a.der Phebus-Experimente
2100	Beginnende Verflüssigung UO_2 – Zry durch eutektische Reaktionen
2030	Schmelzpunkt von Zirkaloy (kurz: Zry)
1850	Eskalation der Zr-Oxidation und H_2 -Bildung
1700	Schmelzpunkt von Edelstahl
1450	Eutektika Zry - Ag, Zerstörung DWR-Steuerstäbe
1420	Eutektika Stahl - B_4C , Relevant für Zerstörung der SWR-Steuerstäbe
1270	verstärkte Zr-Oxidation und H_2 -Bildung
1210	Eutektika Stahl - Zr, relevant für Zerstörung der DWR-Steuerstäbe
1170	Bersten von Brennstäben (ND-Fälle) und Beginn der Spaltproduktfreisetzung aus Gasspalt der BE
1100	Schmelzpunkt von Ag-In-Cd (DWR-Steuerstabmaterial)

Die Freisetzung von Spaltprodukten während der Kernaufheiz- und -abschmelzphase hängt im Wesentlichen vom zeitlichen Verlauf der Brennstofftemperatur und dabei insbesondere von der maximal erreichten Brennstofftemperatur ab. Diese hängt von den eutektischen Wechselwirkungen des UO_2 mit dem Zr des Hüllrohrs und dem Steuerstabmaterial ab, während die Aufheizrate maßgeblich von der stark exothermen Oxidation des Hüllrohrs bestimmt wird. Das Oxidationspotential des Fluids (Verhältnis Dampf/Wasserstoff) beeinflusst diese Vorgänge und damit die Freisetzung einiger Spaltprodukte (Te, Ru).

Wichtige experimentelle out-of-pile Programme zur Bestimmung des Freisetzunganteils aus dem Brennstoff wurden in den 70 er und 80er Jahren in Deutschland (SASCHA bei FZK, /ALB 87/) und in den USA (ORNL, /NRC 95/) durchgeführt. In der Tabelle 5-9 werden einige Ergebnisse dieser Versuche, angegeben in „freigesetzter Anteil in % pro min“, mit der beim Phebus FPT1 Versuch /JAC 00/ gemessenen integralen Freisetzung aus dem Brennstoff verglichen. Außerdem zeigt die Tabelle integrale Freisetzungswerte aus dem Brennstoff nach /IAEA 95/.

Auf Basis dieser Experimente wurden Korrelationen entwickelt, die auch in den integralen Rechenprogrammen wie MAAP und MELCOR eingebaut sind. Alternativ lassen sich die oben erwähnten Korrelationen auch außerhalb der integralen Rechenprogramme anwenden, insbesondere für Konstellationen, die mit diesen Programmen nicht oder nur unzureichend modelliert werden können, wie z.B. Schmelzseen. Hier bietet sich auch die Verwendung gesonderter Rechenprogramme an, die das chemische Gleichgewicht modellieren.

Tabelle 5-9: Beispiele für den Freisetzungsanteil von Elementen aus dem Brennstoff von Kernzerstörung bis RDB-Versagen

Element	Integrale Freisetzung nach /JAC 00/ (Phebus)	Integrale Freisetzung nach /IAEA 95/	Freisetzungsanteil nach /ALB 87/ (SASCHA)		Freisetzungsanteil nach /NRC 95/ (ORNL)
	[%]	[%]	Anteil in [%/min]		
			2673 K	3023 K	bis 3023 K *)
Xe	---	95	---	---	---
I	87	95	3	>10	0,2
Cs	84	95	2	>10	0,2
Te	83	40-60**)	$5 \cdot 10^{-2}$	3	$4 \cdot 10^{-2}$
Mo	56		$3 \cdot 10^{-3}$	0,2	---
Ba	>1 (La)	2	$5 \cdot 10^{-4}$	$3 \cdot 10^{-2}$	$5 \cdot 10^{-3}$
Sr	---	0,1	$1 \cdot 10^{-4}$	$1 \cdot 10^{-2}$	$3 \cdot 10^{-3}$
Zr	$>3 \cdot 10^{-2}$	---	$1 \cdot 10^{-5}$	$5 \cdot 10^{-4}$	$6 \cdot 10^{-4}$
Ag	15	---	0,1	4	---
Ru	>1,2	<0,1	---	---	---

*) Kontinuierlicher Anstieg der Temperatur auf etwa 3023 K

**) 60 % für niederen Druck, 40 % für hohen Druck

5.4.5.2 Rückhaltung von Spaltprodukten im Reaktorkühlkreislauf

Die Rückhaltung der mit dem Dampf- und Wasserstoffstrom transportierten gas- oder aerosolförmigen Spaltprodukte im Reaktorkühlkreislauf hängt von der Verweilzeit und damit von Größe und Lage des Lecks, sowie von der Strukturtemperatur (Temperatur der DE-Heizrohre bei bespeistem Dampferzeuger) oder dem Durchtritt durch Wasservorlagen (z.B. im Druckhalter oder Druckhalterabblasetank) ab. Der Vorgang der Rückhaltung von Spaltprodukten in Wasservorlagen spielt auch bei DE-Heizrohrlecks mit sekundärseitig bedeckter Leckstelle (DWR) oder bei Fällen mit Freisetzung in die Kondensationskammer (SWR) eine wesentliche Rolle. Die Wechselwirkung der Aerosole und die resultierende Ablagerung auf Strukturen können durch aerosolphysikalische Modelle oder daraus abgeleitete Korrelationen hinreichend gut berechnet werden. Transport, Ablagerung und Wiederfreisetzung von Spaltprodukten im Reaktorkühlkreislauf werden in integrierten Rechenprogrammen simuliert.

Die Ablagerung ist aber nicht notwendigerweise dauerhaft. Die Aufheizung der Oberfläche (durch Nachwärme oder chemische Reaktionen) kann zur teilweisen Wiederverdampfung der abgelagerten Spaltprodukte führen. Auch mechanische Resuspension, etwa durch Dampfstöße, kann zur Wiederfreisetzung führen.

Ablagerung im Reaktorkühlkreislauf und spätere Wiederfreisetzung daraus führt zu einem späten Eintrag von Spaltprodukten in den SHB. Zu diesem Zeitpunkt ist die Aerosolkonzentration im SHB möglicherweise bereits sehr gering. Damit ist dann auch die Abscheiderate im SHB gering, was zu

einer lang anhaltenden entsprechenden Aerosolkonzentration im SHB führen kann. Dies kann bei spätem Versagen des SHBs von Bedeutung sein.

Einen Anhaltspunkt für das Ausmaß der Rückhaltung im Reaktorkühlkreislauf liefern die Phebus Experimente. So wurde beim Experiment FPT1 /JAC 00/, das ein kleines Leck im kalten Strang eines DWR simuliert, die in Tabelle 5-10 in Prozent bezogen auf das Anfangsmasseinventar angegebene Rückhaltung gemessen. Diese Werte beziehen sich auf einen relativ ungestörten Verlauf ohne Resuspension.

Tabelle 5-10: Phebus-Experiment FPT1 Ausmaß der Rückhaltung im Testkreislauf nach /JAC 00/

Ort	Leichtflüchtige	Schwerflüchtige
	Spaltprodukte [% des Anfangsmasseinventars]	
Oberes Plenum	5 – 26	0,3 – 0,6
Heiße Leitung	5 – 20	---
Dampfzeuger	5 – 20	0,1
Kalte Leitung	0,5 – 0,7	---

5.4.5.3 Freisetzung von Spaltprodukten außerhalb des Reaktorkühlkreislaufs

Wird die Kernschmelze nach Verlassen des RDB nicht, oder nicht sofort, in eine kühlbare Konfiguration überführt, so reagiert diese mit dem Boden des umgebenden Raumes im SHB – der Reaktorgarbe bei DWR bzw. dem Steuerstabantriebsraum bei SWR. Besteht der Boden aus Beton (alle DWR und SWR-72), kommt es zu einer Wechselwirkung, bei der kontinuierlich Gase aus der Betonzersetzung freigesetzt werden (Wasserdampf, Wasserstoff, CO, CO₂ abhängig von der Betonzusammensetzung). Insbesondere zu Beginn der Schmelze-Beton-Wechselwirkung, wenn die Temperatur der Schmelze noch hoch (bedingt durch Energieeintrag aus der Oxidation von Metallen) und die Gasdurchströmung groß ist, ist mit einer verstärkten Freisetzung aerosolförmiger Spaltprodukte zu rechnen. Langfristig kommt es zu einer signifikanten Abkühlung der Schmelze und die Freisetzung von Spaltprodukten lässt stark nach. Ob es zu einem Stillstand der Erosion kommt, hängt u.a. von der Geometrie der betroffenen Räume, der Masse und Dicke der Schmelzeschicht und einer möglichen Überdeckung mit Wasser ab.

Bei SWR-69 kommt es ebenfalls zu den vorgehend beschriebenen Vorgängen, aber außerhalb des SHB im Lining-Raum unterhalb des Steuerstabantriebsraums, nachdem der SHB-Boden infolge des Kontaktes mit Kernschmelze versagt hat.

Die Tabelle 5-11 gibt einige der für die Erosion und die Spaltproduktfreisetzung wesentlichen Betonparameter an. Alle integralen Unfallablaufprogramme enthalten Modelle zur Berechnung dieser Freisetzung. Wegen der komplexen Vorgänge bei der Schmelze-Beton Wechselwirkung sind diese Rechnungen unsicher, und es kann alternativ auch direkt auf Messwerte zurückgegriffen werden. Die Tabelle 5-12 gibt einige der im Rahmen des ACE Programms ermittelten Werte wieder. Die Spaltproduktfreisetzung ist stark vom Energieeintrag durch Oxidation des restlichen noch metallischen Zr abhängig. Die Spalte „DWR silikatischer Beton“ gibt den aus zwei Experimenten, mit 30 % und mit 70 % des ursprünglichen Zr, sich ergebenden Freisetzungsbereich an. Mit 70 % Zr Inventar ergeben sich wesentlich höhere Freisetzungen.

Tabelle 5-11: Eigenschaften verschiedener Betonzusammensetzungen nach /FIN 97/

Eigenschaft	silikatische Zuschläge	silikatische und kalzinitische Zuschläge	kalzinitische Zuschläge
Erstarrungs-Temperatur (solidus) [K]	1403	1393	1495
Verflüssigungs-Temperatur (liquidus) [K]	1523	1568	1577
Wasseranteil [%]	3,7	6	6
CO ₂ Anteil [%]	4,2	21	33

Tabelle 5-12: Abschätzung des Anteils der Freisetzung bei anhaltender Schmelze-Beton Wechselwirkung bezogen auf das Masseinventar in der Schmelze vor dem Start der Schmelze - Beton Wechselwirkung nach /FIN 97/

Spaltproduktgruppe	DWR (sil)	DWR (kalk)	SWR (sil)	SWR (ka)
Sr	$1,8 \cdot 10^{-5} - 2,2 \cdot 10^{-3}$	$1,7 \cdot 10^{-3}$	$3,5 \cdot 10^{-3}$	$9,8 \cdot 10^{-4}$
Ba	$2,9 \cdot 10^{-5} - 1,8 \cdot 10^{-3}$	$1,3 \cdot 10^{-2}$	$3,3 \cdot 10^{-3}$	$1,9 \cdot 10^{-3}$
La	$3,0 \cdot 10^{-6} - 1,0 \cdot 10^{-4}$	$4,0 \cdot 10^{-4}$	$2,0 \cdot 10^{-5}$	$5,6 \cdot 10^{-5}$
Te	$1,4 \cdot 10^{-1} - 6,3 \cdot 10^{-1}$	$7,6 \cdot 10^{-1}$	$5,9 \cdot 10^{-1}$	$2,3 \cdot 10^{-1}$
Mo	$5,1 \cdot 10^{-3} - 7,0 \cdot 10^{-3}$	$1,8 \cdot 10^{-2}$	$1,3 \cdot 10^{-3}$	$2,8 \cdot 10^{-3}$
Ru	$- 1,6 \cdot 10^{-5}$	---	---	---

5.4.5.4 Rückhaltung von Spaltprodukten im Sicherheitsbehälter

Die Rückhaltung von Spaltprodukten im SHB erfolgt im Wesentlichen infolge der Schwerkraft und des Wachstums der Aerosole. Da das Wachstum der Aerosole von der Aerosolkonzentration abhängt, hängt die Abscheiderate auch von der Gesamtfreisetzung an Aerosolen (aktiven und nicht-aktiven) ab. Außerdem hängt die Aerosolabscheidung stark von den Kondensationsbedingungen an den Partikeln ab. Zusätzlich sind eventuell Systeme wie Sprühsystem und Wasservorlagen (Kondkammer beim SWR) zu betrachten.

Bei den im nachfolgenden angeführten typischen Abscheideraten ist zu bedenken, dass sich sehr rasch im SHB Mischaerosole bilden, sodass die Abscheidung nicht elementabhängig ist. Tabelle 5-13 gibt den Bereich gemessener Rückhaltefaktoren wieder.

Lediglich für die Behandlung der Jodabscheidung sind wegen der komplexen Chemie (gasförmige und aerosolförmige Komponenten in der Gasphase, Gleichgewichtsprozesse zwischen Wasser- und Gasphase, Hydrolysereaktionen in der Wasserphase, Oxidationsvorgänge in der Gasphase, Reaktionen mit Steuerstabmaterial, dem Eisen des Kühlkreislaufes und organischen Materialien) über die aerosolphysikalische Behandlung hinausgehende Betrachtungen notwendig. Dies ist allerdings derzeit mit integralen Rechenprogrammen nur beschränkt möglich. Mögliche Bandbreiten von Wahrscheinlichkeiten der Abscheidemengen für elementares und organisches Jod sind im Kapitel 7 in /DAT 05/ angegeben.

Tabelle 5-13: Typische Rückhaltefaktoren im SHB für Wasservorlagen und natürliche Prozesse

Prozess	Faktor	Ref.
Natürliche Ablagerung	100 (trocken) – 10000 (Dampf) in 5 h	VANAM-Versuche /KAN 93/
	>10 in 3 h	Phebus FPT1 /EVR 00/
Durchströmung durch Wasservorlagen	1 – 7000 (abhängig von Dampfanteil, Wassertiefe und Temperatur)	EPRI-Versuche /FIS 98/
	3 – 40	Poseidon-Versuche /FIS 98/

5.4.6 Unsicherheitsbetrachtung

Trotz umfangreicher und jahrzehntelanger weltweiter Forschungen zum Thema Quellterm bei Unfällen lässt sich für eine bestimmte Freisetzungskategorie die Freisetzung an die Umgebung nur ungenau angeben. Dies rührt einerseits von den komplexen Phänomenen selbst her (s. Liste in Tabelle XIX in /IAEA 95/), die sich zum Teil auch gegenseitig beeinflussen (etwa Rückhaltung im Primärkreislauf und im SHB), andererseits wirken Imponderabilien des Unfallablaufes, noch verstärkt durch die Zusammenfassung unterschiedlicher Sequenzen in eine Freisetzungskategorie.

In einer qualitativen Diskussion ist darzulegen, von welcher Art und welcher Größe die wesentlichen Unsicherheiten der ermittelten Quellterme sind. Dabei ist u.a. auch auf die unterschiedlichen Jodverbindungen einzugehen.

5.5 ÜBERTRAGBARKEIT DER PSA STUFE 2

Bei der Erstellung oder auch bei der Ergebnisbewertung einer PSA der Stufe 2 kann es hilfreich und arbeitsökonomisch sein, auf eine bereits bestehende PSA zurückzugreifen. Deshalb sollen im Folgenden die Randbedingungen, unter denen eine Übertragung von Level 2-Ergebnissen aus anderen PSA möglich ist, definiert werden.

Im Rahmen einer PSA der Stufe 2 werden zahlreiche Teilanalysen durchgeführt, die zum Gesamtergebnis beitragen. Teilanalysen sind zum Beispiel deterministische integrale Unfallablaufanalysen, deterministische Einzelanalysen, der Aufbau des Ereignisbaumes, probabilistische Bewertungen einzelner Phänomene, oder auch die Überlegungen zur Definition von Freisetzungskategorien. Die Summe aller Teilanalysen ergibt die komplette PSA der Stufe 2.

Auch wenn sich zwei Anlagen unterscheiden, kann davon ausgegangen werden, dass einige Teilanalysen übertragbar sind. Wenn eine oder mehrere Teilanalysen aus einer bestehenden PSA übertragen werden, kann dies eine erhebliche Aufwandsreduzierung bedeuten.

Anlageneigenschaften, wie z.B. die thermische Reaktorleistung, das SHB-Volumen oder die Zirkonmasse des Reaktorkernes werden gelegentlich zueinander in Beziehung gesetzt und als Indikatoren für den Verlauf von Kernschmelzabläufen verwendet. Eine Übereinstimmung derartiger genereller Anlageneigenschaften ist kein ausreichender Hinweis auf die Übertragbarkeit von Ergebnissen der PSA der Stufe 2.

Generell ist eine Übertragung nur dann zulässig, wenn die vorhandene Teilanalyse die Anforderungen an Prüfbarkeit und Nachvollziehbarkeit erfüllt bzw. aus der vorhandenen Teilanalyse auf die Ähnlichkeit zum Untersuchungsgegenstand in ausreichender Weise geschlossen werden kann und hinsichtlich der untersuchten Fragestellung im Wesentlichen dem Stand von Wissenschaft und Technik entspricht. Dies schließt Modelle und Rechencodes hinsichtlich ihres Anwendungs- und Gültigkeitsbereichs ebenso ein.

Des Weiteren muss für die Übertragbarkeit von Ergebnissen aus der Analyse einer Anlage A auf die Anlage B eine der beiden folgenden Bedingungen erfüllt sein:

- Die für die vorhandene Teilanalyse geltenden Anfangs- und Randbedingungen und Eingabeparameter aus Anlage A gelten in ausreichender Näherung auch in Anlage B. In diesem Falle können die Ergebnisse der Teilanalyse unmittelbar übernommen werden.
- Die vorhandene Teilanalyse kann durch Anpassung von Parametern auf die Anlage B übertragen werden, ohne dass sie ihren Gültigkeitsbereich verlässt. In diesem Falle müssen die Ergebnisse der Teilanalyse mit den zutreffenden Parametern neu ermittelt werden.

Falls nur einzelne Anfangs- und Randbedingungen in Anlage B in begrenztem Maße von denen in Anlage A abweichen, kann versucht werden abzuschätzen, wie sich die Ergebnisse für Anlage B gegenüber denen für Anlage A verschieben.

Die Übertragung probabilistischer Resultate – auch von Zwischen- und Teilresultaten - von Anlage A auf Anlage B ist unter folgenden Voraussetzungen zulässig:

- Alle Teilanalysen (s. vorhergehender Abschnitt), die zu dem jeweiligen Resultat beitragen, sind übertragbar.
- In der neu zu untersuchenden Anlage B bestehen nur solche Kernschadenzustände, Anlageneigenschaften oder Vorgänge mit Einfluss auf die jeweiligen probabilistischen Resultate, die auch in der bereits vorliegenden PSA der Stufe 1 der Anlage B berücksichtigt wurden; ggf. kann Letztere in geeigneter Weise entsprechend der PSA der Anlage A erweitert werden.

Der Nachweis über das Vorliegen der zweiten Voraussetzung ist praktisch gleichbedeutend mit einem Vollständigkeitsnachweis, der naturgemäß schwierig zu erbringen ist. Dieser Nachweis gilt als geführt, wenn für alle in den vorliegenden PSA-Fachbänden genannten und zu dem jeweiligen Resultat beitragenden Aspekte, die bei einer Neuerstellung einer PSA zu berücksichtigen sind, nachgewiesen ist, dass sie in beiden Anlagen gleichartig sind.

5.6 DOKUMENTATION UND ERGEBNISDARSTELLUNG

5.6.1 Dokumentation

Die durchgeführten Analysen für die Stufe 2 einschließlich der herangezogenen Grundlagen sind generell detailliert in Berichtsform zu dokumentieren. Dabei sollen alle Informationen über die verwendeten Methoden, die vorgenommenen Untersuchungen einschließlich den zugrunde liegenden Annahmen und Voraussetzungen, sowie die gewonnenen Erkenntnisse und gezogenen Schlussfolgerungen in der Dokumentation enthalten sein, so dass damit die PSA der Stufe 2 nachvollzogen und geprüft werden kann. Sekundärunterlagen sind zu zitieren und für eine Begutachtung bereitzuhalten.

Generelle Hinweise hinsichtlich der Anforderungen an die Zielsetzungen, die Gliederung und die Erstellung der Dokumentation sind in Abschnitt 7.1 enthalten. Im nachfolgenden Abschnitt werden nur spezifische Gesichtspunkte einer PSA der Stufe 2 behandelt.

5.6.2 Ergebnisdarstellung der PSA Stufe 2

Ergebnisse einer PSA der Stufe 2 sind stets mit Unsicherheiten behaftet. Diese werden in der Ereignisbaumanalyse entsprechend den Hinweisen im Abschnitt 5.3.5 im Rahmen einer Monte Carlo Simulation bearbeitet. Folglich sind auch die Resultate – d. h. die bedingten Wahrscheinlichkeiten und die Häufigkeiten für bestimmte Unfallabläufe oder Endzustände – mit Unsicherheiten versehen. Diese Resultate mit ihren Verteilungen sind in geeigneter Weise – z.B. mit Angaben zu Fraktilen oder graphischen Abbildungen – darzustellen; einzelne Ergebnisse können als Erwartungswerte oder Punktwerte (z.B. Importanzen und Sensitivitäten) ausgewiesen werden.

5.6.2.1 Darstellung und Interpretation der Kernschadenzustände

Die Beschreibung der in der PSA der Stufe 2 verwendeten Kernschadenzustände enthält:

- eine Tabelle der berücksichtigten Merkmale der Kernschadenzustände (vgl. Definitionen der Merkmale in Abschnitt 5.2),
- eine vollständige Tabelle aller nach den Merkmalen unterschiedenen Kernschadenzustände einschließlich ihrer Häufigkeiten und deren Unsicherheit (ggf. als Anhang zum Bericht),
- falls nicht alle Kernschadenzustände aus der PSA der Stufe 1 berücksichtigt werden: eine Darstellung des Vorgehens zur Auswahl derjenigen Kernschadenzustände, die der PSA der Stufe 2 zugrunde gelegt werden,
- gegebenenfalls Tabellen, die die Kernschadenzustände zur Ergebnisdarstellung in aussagefähige Gruppen (z.B. Zustände mit hohem/niedrigem RDB-Druck, Zustände nach verschiedenen einleitenden Ereignissen, usw.) zusammenfassen.

5.6.2.2 Darstellung der Ergebnisse der deterministischen Analysen

Die wesentlichen Resultate der integralen deterministischen Analysen für charakteristische Unfallabläufe, wie die Schlüsselparameter der Abläufe (z.B. Druck, Temperatur, Erzeugung brennbarer Gase) und die Abfolge wichtiger Ereignisse (Phänomene und Vorgänge), sind als Verlauf der Zeit darzustellen und die vorgenommene Bewertung hinsichtlich der Verwendung in der UAB-Analyse ist anzugeben.

Dies gilt in analoger Weise bei der Durchführung von Einzelanalysen (z.B. Strukturanalyse).

Zur Berücksichtigung der Unsicherheiten bei deterministischen Analysen sind Variationen vorgenommen worden, deren Ergebnisse darzustellen sind (vgl. Abschnitt 5.3.3).

5.6.2.3 Darstellung der Ergebnisse der UAB-Analyse

Die Ausweisung der Ergebnisse der UAB-Analyse soll wie folgt vorgenommen werden:

- Die Abfragen (Verzweigungen) im UAB einschließlich ihrer Konsequenzen sind darzustellen.
- Die verwendeten Verzweigungswahrscheinlichkeiten sind, z.B. tabellarisch, darzustellen und ihre Herleitung ist zu dokumentieren.
- Für jeden Kernschadenzustand sind die jeweiligen Unfallablaufbäume (Rechenergebnisse) zu dokumentieren.

5.6.2.4 Freisetzungskategorien

Die Darstellung der Ergebnisse aus der Zusammenfassung der Anlagenschadenszustände zu Freisetzungskategorien soll folgende Aspekte umfassen:

- Beschreibung des Freisetzungspfades und des Zeitbereiches bis zum Eintreten der Freisetzung,
- Beschreibung der wesentlichen Merkmale des mit der Freisetzungskategorie verbundenen Anlagenschadenszustandes,
- Angabe der Häufigkeiten der Freisetzungskategorien.

5.6.2.5 Darstellung und Interpretation der ermittelten Quellterme

Jeder Freisetzungskategorie ist ein Quellterm zugeordnet. Die ermittelten Quellterme an die Umgebung sind als integrale bzw. zeitabhängige Freisetzung der relevanten Nuklide für jede Freisetzungskategorie einschließlich der zugehörigen Freisetzungspfade und -orte darzustellen. Bandbreiten bzw. Unsicherheiten dieser Angaben zur Freisetzung sind auszuweisen.

5.6.2.6 Interpretation der Ergebnisse der UAB-Analyse

Die Ergebnisse der UAB-Analyse können je nach Zielstellung der Ergebnisauswertung in Beziehung gestellt und interpretiert werden, z.B.:

- Beitrag einzelner auslösender Ereignisse und/oder Systemausfälle zu den Freisetzungskategorien (Verbindung zur Stufe 1),
- Beitrag einzelner Kernschadenszustände zu den Freisetzungskategorien,
- Beitrag einzelner Phänomene des UAB zu den Freisetzungskategorien,
- Beitrag einzelner untersuchter mitigativer Notfallmaßnahmen zu den Freisetzungskategorien.

Werden entsprechende Importanzanalysen durchgeführt, so sollten die Ergebnisse in möglichst übersichtlicher Form graphisch und/oder tabellarisch dargestellt werden.

5.6.2.7 Unterstützung des anlagenexternen Notfallschutzes durch die Ergebnisse der Quelltermanalyse und der Ergebnisse der Unfallablaufanalyse

Für einzelne Zielstellungen einer PSA Stufe 2, wie z.B. die Unterstützung des anlagenexternen Notfallschutzes, bietet sich u.a. auch eine quelltermbezogene Ergebnisdarstellung unabhängig von anlageninternen Freisetzungspfaden an. Hierzu können die Ergebnisse der Quelltermanalyse (Freisetzung einzelner Gruppen von Spaltprodukt nukliden in Bq oder als Anteil des Inventars für die einzelnen Freisetzungskategorien) und die Ergebnisse der Unfallablaufanalyse (Häufigkeiten einzelner Freisetzungskategorien) zu einer Darstellung „Häufigkeit gegen Quellterm“ kombiniert werden. Somit entfällt der Bezug zu den einzelnen Freisetzungskategorien. Die Unsicherheitsbandbreiten sollten hierzu ausgewiesen werden. Darüber hinaus lassen sich diese häufigkeitsbezogenen Ergebnisdarstellungen erweitern, indem z.B. auch Angaben, die für die standortspezifischen Maßnahmen des anlagenexternen Notfallschutzes im Hinblick auf die Quelltermangaben benötigt werden, einbezogen werden.

Konkrete Forderungen im Hinblick auf die Unterstützung der anlagenexternen Notfallschutzes werden hier nicht erhoben.

5.7 LITERATUR

- /ALB 87/ H. Albrecht:
Freisetzung von Spalt- und Aktivierungsprodukten beim LWR-Kernschmelzen,
Abschlussbericht des SASCHA-Programms,
Kernforschungszentrum Karlsruhe, KFK 4264, Juni 1987
- /ALP 86/ D. J. Alpert, et al.:
Relative Importance of Individual Elements to Reactor accident Consequences Assuming Equal Release Fractions
NUREG/CR-4467, SAND85-2575, March 1986
- /BRE 00/ W. Breitung et al.:
Flame Acceleration and Deflagration-to-Detonation Transition in Nuclear Safety,
State of the Art Report,
NEA/CSNI/R(2000)7, Paris, August 2000
- /DAT 05/ Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke:
Daten zur Quantifizierung von Ereignisablaufdiagrammen und Fehlerbäumen,
BfS-SCHR-38/05
- /EVR 00/ J.M. Evrard, B. Chaumont, B. Roussel, M. Durin
IPSN level 2 Probabilistic Safety Assessment of 900 MW PWRs
Proc. 5th Intern. Conf. Probabilistic Safety Assessment and Management, PSAM 5,
Osaka, Japan, Nov. 27 - Dec. 1, 2000,
Universal Academic Press Inc., Tokyo, Japan, Vol. 4, pp. 2315 - 2320,
ISBN 4-946443-64-9
- /FIN 97/ J.K. Fink. et al.:
Compilation, Analysis, and Interpretation of ACE Phase C and MACE Experimental Data:
Volume II Aerosol Results ACEX TR-C-14, Prepared by EPRI, 1997
- /FIS 98/ K. Fischer:
Modellierung von Abscheidevorgängen in Wasservorlagen,
Abschlussbericht zum BMBF-Vorhaben 150 1086,
Battelle Ingenieurtechnik GmbH, Eschborn, BT-R68.411-1, 1998
- /GAU 00/ R. O. Gaunttet al.:
MELCOR Computer Code Manual, Version 1.8.5,
SNL, Albuquerque, SAND2000-2417, May 2000
- /GRI 89/ J.M. Griesmeyer., L.N. Smith: ,
A Reference Manual for the Event Progression Analysis Code (EVNTRE),
NUREG/CR-5174, September 1989
- /GRS 98/ E. Kersting, H. Löffler:
persönliche Mitteilung
- /GRS 01/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH (Hrsg.):
Bewertung des Unfallrisikos fortschrittlicher Druckwasserreaktoren in Deutschland,
GRS-175, (Entwurf), Köln, Oktober 2001,
ISBN 3-931995-43-7

- /IAEA 95/ International Atomic Energy Agency:
Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessments of Nuclear Power Plants (Level 2),
Safety Series No. 50-P-8, IAEA, Vienna, June 1995,
ISBN 92-0-102195-X
- /IAEA 02/ International Atomic Energy Agency:
Review of Probabilistic Safety Assessments by Regulatory Bodies,
Safety Reports Series No. 25, jointly sponsored by IAEA, OECD/NEA, IAEA, Vienna, 2002,
ISBN 92-0-117502-7
- /JAC 00/ D. Jacquemain et al.:
Phebus FPT1 Final report,
IRSN document : IP/00/479, December 2000
- /KAN 93/ T. Kanzleiter:
Versuche zum Verhalten von Kernschmelzunfall-Aerosolen in einer Mehrraumgeometrie („VANAM-Versuche“),
BMFT Vorhaben 150 0803,
Battelle Institut e.V. Frankfurt, März 1993
- /KLE 00/ W. Klein-Heßling:
COCOSYS V1.2 Program Reference Manual,
Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS) mbH,
GRS-P-3/2, January 2000
- /KLO 98/ M. Kloos, E. Hofer:
SUSA, the PC Version of the Software System for Uncertainty and Sensitivity Analysis of Results from Computer Models, Version 3.1,
User's Guide and Tutorial,
GRS, Köln, June 1998
- /KOL 02/ H. Kollasko et al.:
Screening EPR PSA Level 2 with direct link to level 1 model,
Proc. 6th Int. Conf. Probabilistic Safety Assessment and Management PSAM 6,
San Juan, Puerto Rico, USA, June 23-28, 2002
- /LER 01/ G. Lerchel, H. Austregesilo:
ATHLET Mod1.2 Cycle D User's Manual,
Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS) mbH,
GRS-P-1 / Vol. 1 Rev. 2b, September 2001
- /NEA 97/ OECD Nuclear Energy Agency:
Level 2 PSA Methodology and Severe Accident Management, OCDE/GD(97)198,
NEA/CSNI/R(97)11, Paris, 1997
- /NRC 95/ U.S. Nuclear Reactor Commission (NRC):
A Summary of ORNL Fission Product Release Tests with Recommended Release Rates and Diffusion Coefficients,
NUREG/CR-6261, July 1995
- /NRC 97/ U.S. Nuclear Reactor Commission (NRC):
„MELCOR 1.8.4 – Reference Manual“,
Washington, July 1997

- /ORT 91/ Ortiz, N. R. et al.:
Use of expert judgement in NUREG-1150,
Nuclear Engineering and Design 126, 313-331, 1991
- /SON 99/ M. Sonnenkalb:
Application of MELCOR 1.8.4 for German PWR,
7th MCAP Annual Meeting, Albuquerque, New Mexico, April 28-30, 1999
- /SON 03/ M. Sonnenkalb:
Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungsüber-
schreitender Ereignisse,
Vortrag auf dem Fachtag der KTG-Fachgruppen Reaktorsicherheit und Thermo- und
Fluiddynamik,
Forschungszentrum Karlsruhe, 25./26. September 2003

6 BEHANDLUNG VON UNSICHERHEITEN IN DER PSA

6.1 EINFÜHRUNG

Unsicherheitsanalysen für PSA gehören nach internationaler Praxis zum Stand von Wissenschaft und Technik und sind entsprechend den folgenden Ausführungen in der PSA durchzuführen.

Es ist inzwischen international üblich, in der probabilistischen Modellierung zwischen aleatorischen und epistemischen Unsicherheiten (Definitionen s. Anhang A) zu unterscheiden. Die epistemische Unsicherheit ergibt sich aus der unvollständigen Kenntnis über den zu modellierenden Vorgang. Demgegenüber wird unter der aleatorischen Unsicherheit der zufallsbedingte Charakter des modellierten Experiments bzw. Prozesses verstanden.

In der PSA sind die epistemischen Unsicherheiten überwiegend den folgenden Ursachenkomplexen zuzuordnen:

- Ungewissheit über die Vollständigkeit des analysierten Ereignisspektrums,
- Abweichungen zwischen der Realität und der (vereinfachten) Modellierung der realen Prozesse (etwa von Personalhandlungen, des Ausfallverhaltens von Komponenten, insbesondere von gemeinsam verursachten - Ausfällen (GVA), technisch-physikalischen und chemischen Bedingungen der Wirksamkeitsanalysen, thermodynamischen Prozessen),
- begrenzte Erfahrungsgrundlage bei der Quantifizierung von Zuverlässigkeitskenngrößen, insbesondere bezüglich der Übertragbarkeit von Betriebserfahrungen.

Folgende Bereiche und die damit verbundenen Unsicherheiten werden heute größtenteils nicht explizit in der PSA behandelt:

- Unerkannte Auslegungs- und Herstellungsfehler (latente Fehler),
- Softwarefehler,
- ungeplante Handlungen,
- Organisations- und Managementfehler.

Allerdings schlagen sich deren Auswirkungen zum Teil in den Betriebserfahrungen nieder und werden so indirekt berücksichtigt.

In der PSA erfolgt so weit wie möglich eine Quantifizierung der epistemischen Unsicherheiten im Rahmen der Unsicherheitsanalyse. Die Vorgehensweisen hierzu sind in Abschnitt 6.3 sowie im Datenband /DAT 05/ dargestellt. Die Quantifizierung der aleatorischen Unsicherheit hingegen ist Gegenstand der PSA selbst.

6.2 QUELLEN DER UNSICHERHEIT

6.2.1 Ereignisspektrum

In Kapitel 3 ist ausgeführt, wie ausgehend von Referenzlisten das zu analysierende Ereignisspektrum anhand der anlagen- und standortspezifischen Gegebenheiten auf der Grundlage aktueller nationaler und internationaler Betriebserfahrungen und von Erkenntnissen aus durchgeführten Analysen und Untersuchungen zu bestimmen ist. Die Unvollständigkeit des Spektrums führt zu einer Unterschätzung des PSA-Ergebnisses, die allerdings nicht ermittelt werden kann.

6.2.2 Modellierung

Für die Abbildung des Anlagenverhaltens in einem probabilistischen oder auch deterministischen Modell sind Abstraktionen vorzunehmen. Ferner enthält ein Modell Begrenzungen gegenüber der Realität. Daher ist der Prozess der Modellierung mit epistemischen Unsicherheiten verbunden.

Die Systemabbildung in der Fehlerbaumanalyse erfolgt prinzipiell auf der Grundlage aller relevanten der Systemfunktion zuzuordnenden Komponenten (einschließlich Personalhandlungen). Die Wahl der Komponentenmodelle (Modellannahmen und deren Parameter) in den Fehler- und Ereignisbäumen soll anhand der technologischen Bedingungen, der Art der Anforderungen und der Betriebserfahrungen erfolgen. Hierzu zählen u.a. die Annahme konstanter Ausfallraten, die Wirksamkeit von durchgeführten Reparaturen, Wartungs- und Instandhaltungsmaßnahmen und Prüfaussagen („as good as new“ Ansatz).

Wichtige Beiträge zur Modellunsicherheit können auch im Bereich menschlicher Fehlhandlungen sowie GVA liegen, für letztere insbesondere für Ausfallkombinationen, für die keine Beobachtungsdaten vorliegen. Liegen ausreichend viele Beobachtungsdaten vor, ist der Einfluss unterschiedlicher GVA-Modelle auf das Ergebnis deutlich geringer /KNI 98/.

6.2.3 Eingangsdaten

Eingangsdaten der PSA sind Daten, die zur Quantifizierung der Ereignis- und Fehlerbäume verwendet werden.

Die Zuverlässigkeitskenngrößen, z.B. Ausfallraten und Reparaturraten, der Basiskomponenten in der PSA sind auf Grund der Betriebserfahrungen aus anlagenspezifischen Daten bzw. aus generischen Daten unter Berücksichtigung anlagenspezifischer Erfahrungen und Gegebenheiten ableitbar. Die Daten und ihre Unsicherheiten spiegeln den hierzu vorliegenden Erfahrungsstand wider.

Der zur Vergrößerung der statistischen Grundgesamtheit herangezogene Erfahrungsstand auch ähnlicher Komponenten reduziert einerseits die statistische Ungenauigkeit, erhöht andererseits jedoch die Unsicherheit auf Grund abweichender Vergleichbarkeit des Komponentenbestandes untereinander (sog. technische Streuung, die einen bestimmten Wert praktisch nicht unterschreiten kann). Die optimale Auswahl der Grundgesamtheit unterliegt daher einer ingenieurmäßigen Bewertung aller in diesem Zusammenhang stehenden Aspekte. Bei der Verwendung generischer Daten gelten entsprechende Überlegungen (vgl. Kap. 5 des Datenbandes /DAT 05/).

Epistemische Unsicherheiten in den Zuverlässigkeitskenngrößen resultieren aus der Notwendigkeit bzw. dem Umstand

- Parameter, wie z.B. eine Ausfallrate, aus keinen oder sehr wenigen aufgetretenen Ereignissen zu schätzen,
- dass Ereignisse unter anderen als den zu analysierenden Randbedingungen aufgetreten sind oder
- dass Ereignisse bzw. Ergebnisse von anderen als dem zu untersuchenden Analysegegenstand zu integrieren bzw. zu übertragen sind.

Auf die adäquate Berücksichtigung und Darstellung dieser epistemischen Unsicherheiten – auf Basis einer Bayes'schen Vorgehensweise – im Zusammenhang mit der Ermittlung von Zuverlässigkeitskenngrößen wird in Kapitel 3 des Datenbandes /DAT 05/ eingegangen.

6.3 DURCHFÜHRUNG DER UNSICHERHEITSANALYSE

Für die praktische Durchführung, insbesondere zur Berücksichtigung der Fortpflanzung und Kombination der Unsicherheiten der Eingangsinformationen in die Ergebnisse, eignet sich die Monte-Carlo-Simulation, ggf. unter Anwendung varianzreduzierender Methoden (s. z.B. /HOL 91/). Der Stichprobenumfang ist so festzulegen, dass die Standardabweichungen für die Schätzwerte der Erwartungswerte nicht größer als ca. 10 % des jeweiligen Erwartungswertes sind.

Die Unsicherheitsanalysen werden auf der Basis der bei den Punktwert-Rechnungen ermittelten Minimalschnitte durchgeführt. Aus rechentechnischen Gründen ist eine Beschränkung der Anzahl der in der Unsicherheitsanalyse zugrunde gelegten Minimalschnitte erforderlich. Die vernachlässigten Minimalschnitte dürfen nur unwesentlich ($< 10\%$) zum Ergebnis der jeweiligen Punktwert-Rechnung beitragen.

Die Ergebniswerte für Gruppen von Gefährdungs- bzw. Kernschadenzuständen (z.B. Häufigkeit aller Gefährdungszustände ausgehend von einem bestimmten auslösenden Ereignis) werden durch Summation der Erwartungswerte der Häufigkeiten der einzelnen Abläufe gewonnen.

Ein wichtiger Hinweis für die Durchführung einer derartigen Unsicherheitsanalyse bezieht sich darauf, Korrelationen bzw. Abhängigkeiten zwischen den Eingangsgrößen (failure rate coupling), die auf Abhängigkeiten im Kenntnisstand zu diesen Größen zurückzuführen sind, zu berücksichtigen (vgl. auch /BOH 88/). Kenntnisstand-Abhängigkeit liegt für die Zuverlässigkeitskenngrößen jener Komponenten vor, deren Betriebserfahrung zur Kenngrößenermittlung zusammengelegt wurde. Von Kenntnisstand-Abhängigkeit ist auch bei denjenigen Ausfallwahrscheinlichkeiten für Handmaßnahmen auszugehen, die auf derselben Datenbasis beruhen.

Auf Grund der Komplexität der Phänomene und des erheblichen Anteils an Expertenurteilen weist die PSA der Stufe 2 Besonderheiten auf, auf die in Kap. 5 eingegangen wurde.

6.4 ERGEBNISSE DER UNSICHERHEITSANALYSE

Grundsätzlich sollen ergänzend zu den aus den Erwartungswerten der Eingangsgrößen gebildeten Punktwerten der PSA-Ergebnisgrößen auch die Erwartungswerte der resultierenden Verteilungen der PSA-Ergebnisgrößen ermittelt werden. Zusätzlich sollten geeignete Perzentilwerte der resultierenden Verteilungen der PSA-Ergebnisgrößen angegeben werden. Hauptergebnisse der PSA sind für die wesentlichen Ergebnisgrößen neben den Angaben der Erwartungswerte wichtige Fraktile, üblicherweise 5 %, 50 % und 95 %.

So weit wie möglich ist die PSA mit als realistisch eingeschätzten Eingangsdaten und Modellannahmen durchzuführen. Eingangsgrößen und Ansätze im probabilistischen Modell, die auf Grund gegebener Unsicherheiten konservativ gewählt werden, bewirken eine Erhöhung der quantitativen Ergebnisse der PSA gegenüber denen mit realistischen Eingangsgrößen berechneten und sollten bei der Interpretation der Ergebnisse der PSA sowie deren Unsicherheiten entsprechend Beachtung finden.

Durch Sensitivitätsanalysen lässt sich der Einfluss einzelner epistemischer Unsicherheiten auf das PSA-Ergebnis aufzeigen. Sensitivitätsanalysen sollten insbesondere dann durchgeführt werden, wenn von einzelnen Modellannahmen oder ungenau bekannten Eingangsgrößen eine besondere Ergebnisrelevanz zu erwarten ist oder wenn besonders große Unsicherheiten vorliegen.

6.5 LITERATUR

- /BOH 88/ M.P.Bohn, T.A. Wheeler, G.W. Parry:
Approaches to Uncertainty Analysis in Probabilistic Risk Assessment,
NUREG/CR-4836, SAND87-0871, RX, January 1988
- /DAT 05/ Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke:
Daten zur Quantifizierung von Ereignisablaufdiagrammen und Fehlerbäumen,
BfS-SCHR-38/05
- /HOL 91/ J. Holmberg, R. Himanen:
Uncertainty and Sensitivity Studies Supporting the Interpretation of the Results of
TVO I/II PRA,
In: Use of Probabilistic Safety Assessment for Operational Safety, PSA '91, Proc.
Int. Sympos., Vienna, 3 - 7 June 1991,
ISBN 92-0-000292-7
- /KNI 98/ K. Knips, A. Kreuser:
GVA-Benchmark,
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU 1998-514,
November 1997

7 DOKUMENTATION UND BEWERTUNG DER ERGEBNISSE DER PSA

7.1 DOKUMENTATION

Die Ergebnisse der PSA und ihre Herleitung sind nachvollziehbar und prüffähig zu dokumentieren. Die Vorgaben aus dem Bereich der Qualitätssicherung (s. Abschnitt 2.3) sind dabei zu beachten.

Art und Weise der Ergebnisdarstellung sind an den wesentlichen Zielen der PSA, der Bewertung des Sicherheitsniveaus, der Identifizierung von Schwachstellen und der die Beurteilung der erreichten Ausgewogenheit, auszurichten.

Für Einzelheiten sei für die PSA der Stufe 1 auf Abschnitt 3.7 und für die Stufe 2 auf Abschnitt 5.6.1 verwiesen.

7.2 WESENTLICHE ERGEBNISGRÖSSEN DER PSA

Die quantitativen Ergebnisse der PSA werden als Kenngrößen ausgewiesen.

Die Selbstbewertung des Sicherheitsniveaus der Anlage berücksichtigt diese in Ergänzung zur Sicherheitsbewertung nach deterministischen Kriterien.

Die Selbstbewertung umfasst die Erstellung eines Katalogs mit Maßnahmen für Sicherheitsverbesserungen.

Dieser Maßnahmenkatalog, der als Ergebnis der PSA aufgestellt wird, ist zusätzlich und ergänzend zu dem im Rahmen der deterministischen Prüfung der Anlage aufgestellten Maßnahmenkatalog zu erstellen.

Die wesentlichsten Ergebnisgrößen der PSA sind

- die Häufigkeit von Gefährdungszuständen,
- die Häufigkeit von Kernschadenzuständen,
- die Häufigkeit von Anlagenschadenzuständen, insbesondere die Häufigkeit von Anlagenschadenzuständen mit großer früher Freisetzung von Radionukliden in die Umgebung.

7.3 BEURTEILUNG DER AUSGEWOGENHEIT

Auf Grund der Detailergebnisse der PSA soll die Ausgewogenheit der sicherheitstechnischen Eigenschaften der untersuchten Anlage beurteilt werden. Zur Beurteilung der Ausgewogenheit sollen die dominierenden Beiträge folgender PSA-Elemente zu den wesentlichen Ergebnisgrößen der PSA herangezogen werden:

- Basisereignisse, Basisereignisgruppen,
- Importanzen oder dominierende minimal cut sets (MCS),
- Sicherheitsfunktionen,
- dominierende Ereignisablaufsequenzen,
- Auslösende Ereignisse,
- Gruppen auslösender Ereignisse.

Den Einfluss von Komponenten, Systemen und personellen Maßnahmen auf die wesentlichen Ergebnisgrößen bewertet man über die entsprechenden Importanzen, insbesondere über die diagnostische Importanz (Fussel-Vesely Importanz) und den Risikoerhöhungsfaktor. Die Basisereignisgruppen sollen so gebildet werden, dass der Einfluss der verschiedenen Sicherheitsfunktionen (wie Dampferzeuger-Bespeisung, Frischdampf-Abgabe, Leckageergänzung, Nachkühlung) und relevanter methodischer Aspekte (wie Gemeinsam Verursachte Ausfälle (GVA), Bewertung der Zuverlässigkeit von Maßnahmen) ermittelt werden kann. Des Weiteren sind die Beiträge von Ereignisablaufsequenzen innerhalb der auslösenden Ereignisse sowie von einzelnen auslösenden Ereignissen und Gruppen auslösender Ereignisse auf die wesentlichen Ergebnisgrößen der PSA zu untersuchen und einzuordnen.

Der Einfluss auf die Ergebnisse der PSA soll vor allem für die Komponenten, Systeme und personelle Maßnahmen untersucht und bewertet werden, die sowohl bei der Importanz als auch beim Risikoerhöhungsfaktor dominierende Werte haben.

Wird die Summenhäufigkeit von Schadenszuständen durch ein auslösendes Ereignis oder durch wenige auslösende Ereignisse (oder durch einzelne oder wenige Systeme oder Komponenten – einschließlich Personalhandlungen) stark dominiert, so sind die Ursachen hierfür festzustellen und erforderlichenfalls daraus abgeleitete Abhilfemaßnahmen in den Maßnahmenkatalog aufzunehmen.

Primär dienen die Maßnahmen einer Reduktion der Häufigkeit der Schadenszustände. Das Sicherheitskonzept der Anlage kann als ausgewogen angesehen werden, wenn die Beiträge einzelner Sequenzen keinen dominierenden Einfluss auf die wesentlichen Ergebnisgrößen haben.

Über die Einschätzung der Ausgewogenheit hinaus sollen weitere Aspekte der Untersuchung und Gegenüberstellung der die Gesamtergebnisse bestimmenden Beiträge qualitativ zu bewertet werden. Hierzu gehört in erster Linie eine Einschätzung der Robustheit der erzielten Ergebnisse, z.B. ob diese auf einer gesicherten Datenbasis aus der Betriebserfahrung oder auf Expertenschätzungen basieren, oder nicht quantifizierte Beiträge zur Aussagesicherheit (vgl. Kapitel 6).

8 ANHÄNGE

ANHANG A: VERWENDETE BEGRIFFE

INHALTSVERZEICHNIS

Seite

INHALTSVERZEICHNIS	2
A 1 VORBEMERKUNGEN	3
A 2 ALLGEMEINE BEGRIFFE.....	3
A 3 DEFINITIONEN EINIGER WICHTIGER BEGRIFFE ZUM ABSCHNITT 3.4 „PERSONALHANDLUNGEN“	7

A 1 VORBEMERKUNGEN

Die nachfolgend aufgeführten Begriffsdefinitionen für einige ausgewählte Begriffe sollen einer klaren Interpretation der Begriffe für die vorliegenden PSA Fachbände selbst dienen und die einheitliche Verwendung fördern. Die Begriffsdefinitionen bauen auf bestehende Definitionen im kerntechnischen Regelwerk (siehe z.B. für Betriebssystem, Sicherheitseinschluss, Sicherheitssystem, sicherheitstechnisch wichtige Systeme und Anlagenteile in KTA-GS-12, Januar 2004) und in Normen (z.B. DIN 40 041) auf und sollen diese für den Gebrauch im Rahmen einer PSA ergänzen.

Weitere Definitionen zu Begriffen oder zu Kenngrößen (z.B. zur Beurteilung der Zuverlässigkeit) sowie deren mathematische Modellierung sind im Anhang C zu finden. Begriffe und deren Definitionen aus dem Bereich „Fehlerbaumanalyse“ wurden im Abschnitt 3.2 belassen, um so die Verständlichkeit der dortigen Ausführungen zu verbessern.

A 2 ALLGEMEINE BEGRIFFE

Begriff	Definition
Anlagenschadenszustand	Endzustand einer Anlage nach einem Kernschmelzablauf, zu einem Zeitpunkt, ab dem keine wesentlichen weiteren Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umgebung mehr geschehen.
Ausgewogenheit der sicherheitstechnischen Auslegung und des Betriebsreglements	Die sicherheitstechnische Auslegung ist in Verbindung mit dem Betriebsreglement als ausgewogen anzusehen, wenn einzelne auslösende Ereignisse, Komponentenausfälle oder Personalhandlungen das jeweilige Ergebnis nicht übermäßig dominieren.
Betrieb, Leistungsbetrieb (LB)	LB, i.S. der für diesen PSA-Bereich zu berücksichtigenden Betriebszustände für auslösende Ereignisse, umfasst alle Betriebszustände im stationären Leistungsbetrieb. I.A. wird der Leistungsbetrieb bei Nennleistung mit einer - je nach Analyseziel für PSA der Stufe 1 und Stufe 2 – zyklus-repräsentativen Kernbelastung angesetzt.
Betrieb, Nichtleistungsbetrieb (NLB)	NLB, i.S. der für diesen PSA-Bereich zu berücksichtigenden Betriebszustände für auslösende Ereignisse, umfasst alle Betriebsphasen beim Abfahren aus dem stationären Leistungsbetrieb (Nennleistung oder Teilleistung), BE-Wechsel und Wiederanfahren in einen stationären Leistungsbetrieb.
Ereignis, auslösendes	Für den Leistungsbetrieb werden Störungen und Schäden an Komponenten und Anlagenteilen, die eine Anforderung von Sicherheitssystemen auslösen, als "auslösende Ereignisse" bezeichnet. Im Nichtleistungsbetrieb werden solche Ereignisse als „auslösend“ bezeichnet, bei denen die Systemfunktionen zur Brennelementkühlung nicht im erforderlichen Umfang verfügbar bzw. bei denen die Systemfunktionen zur Reaktivitätskontrolle nicht ausreichend wirksam sind.
Ereignis, einleitendes	Störungen an Komponenten und Anlagenteilen, die sich auf Grund der Anlagendynamik oder auf Grund von weiteren Störungen zu einem auslösenden Ereignis entwickeln können, werden als "einleitendes Ereignis" bezeichnet, z.B. EVI und EVA Ereignisse.

Begriff	Definition
Erwartungswert	Der Erwartungswert einer Zufallsgröße ist die Summe über alle Werte, welche diese Zufallsgröße annehmen kann, gewichtet mit der jeweiligen Wahrscheinlichkeit.
Freisetzung, früh	<p>Als „früh“ bezeichnet man eine Freisetzung, wenn wegen des raschen Ereignisablaufes schadenseindämmende Maßnahmen des Katastrophenschutzes erst nach der Freisetzung und daher mit verminderter Wirkung zum Einsatz kommen können.</p> <p>Eine Freisetzung innerhalb von wenigen Stunden nach Eintreten des auslösenden Ereignisses wird in der Regel als „früh“ anzusehen sein.</p> <p>Hinweis: Das Merkmal „früh“ ist anlagen- und standortspezifisch zu konkretisieren. International werden beispielsweise 10 Stunden als Konkretisierung diskutiert.</p>
Freisetzung, große	<p>Eine Freisetzung wird dann als „groß“ bezeichnet, wenn sie einschneidende Wirkungen in der Umgebung der Anlage zur Folge haben kann</p> <p>Hinweis: Das Merkmal „groß“ ist anlagen- und standortspezifisch zu konkretisieren. International werden beispielsweise 10^{16} Bq für I und Cs diskutiert.</p>
Freisetzungskategorien	Die Freisetzungskategorien sind mit den Häufigkeiten ihres Eintretens ein wesentliches Ergebnis der PSA der Stufe 2. Die Freisetzungskategorien fassen Abläufe aus den Unfallanalysen mit ähnlichen Radionuklidfreisetzungen unter Berücksichtigung weiterer Charakteristika der Freisetzung (z.B. Nuklideigenschaften, wie insbesondere Radiotoxizität und Flüchtigkeit, Nuklidzusammensetzung, Zeit des Ereignisses nach dem Beginn des Unfalls, Dauer, Höhe, Energieinhalt) zusammen.
Gefährdungszustand	Anlagenzustand, bei dem die Kühlung der Brennelemente, nicht mehr von dafür vorgesehenen Systemen beherrscht wird. Ohne weitere Maßnahmen tritt ein Kernschadenzustand ein. Ein Gefährdungszustand kann u. U. mittels anlageninterner Notfallmaßnahmen in einen sicheren Zustand (unterkritisch, langfristige Kernkühlung) überführt und der Eintritt eines Kernschadenzustands verhindert werden.
Kernschadenzustand	<p>Anlagenzustand, der eintritt, wenn ein auslösendes Ereignis von den auslegungsgemäß vorgesehenen Systemen und von präventiven Notfallmaßnahmen oder Ersatzmaßnahmen nicht beherrscht wird und Kernmaterial (i.d.R. Steuerstabmaterial) im Reaktor zu schmelzen beginnt.</p> <p>Ohne weitere Maßnahmen kann ein Anlagenschadenzustand eintreten.</p>

Begriff	Definition
Probabilistische Kenngrößen	<p>Als probabilistische Kenngrößen werden alle quantifizierbaren Größen für die probabilistischen Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalysen sowie der Zuverlässigkeitsmodelle (anlagenspezifische Kenngrößen) bezeichnet, wie z.B.:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Eintrittshäufigkeiten auslösender Ereignisse und Fehlerwahrscheinlichkeiten für Personalhandlungen, – Übergangswahrscheinlichkeiten, – Zuverlässigkeitskenngrößen für das Verfügbarkeits- und Ausfallverhalten zur Beschreibung des System- und Komponentenverhaltens (Nichtverfügbarkeit, Ausfallrate, GVA-Nichtverfügbarkeit, Nichtverfügbarkeit in Folge von Personalhandlungen etc.), – Importanz- und Sensitivitätsmaße, die die Bedeutung einer Komponente für das Ausfallverhalten eines Systems quantifizieren, sowie Unsicherheitsbandbreiten und – Endergebnisse für Schadenszustände, wie insbesondere Summenhäufigkeiten für Gefährdungs- und Kernschadenszustände und Häufigkeiten für Freisetzungskategorien, einschließlich ihrer quantitativen Unsicherheitsangaben.
Übergangswahrscheinlichkeit	<p>Eine Übergangswahrscheinlichkeit ist eine bedingte Wahrscheinlichkeit zwischen einem Ausgangszustand und einem Folgezustand. In einer PSA können solche Zustände z.B. sein: einleitendes Ereignis, auslösendes Ereignis, Schadenszustände wie z.B. Gefährdungs-, Kernschadens- und Anlagenschadenszustand.</p>
Unsicherheit, aleatorische	<p>Unter aleatorischer Unsicherheit versteht man die Ungewissheit bezüglich des Eintretens von Zufallsereignissen. Die Unsicherheit liegt in der Natur des Untersuchungsobjekts und kann prinzipiell nicht (völlig) behoben werden. Durch die aleatorische Unsicherheit werden Ereignisse oder Phänomene charakterisiert, indem wesentliche Elemente ihres „zufälligen“ (stochastischen) Auftretens mit probabilistischen Methoden beschrieben werden. Dieser Aspekt der Unsicherheit ist der zentrale Gegenstand der PSA. Er wird weitgehend analytisch mit den Methoden der Ereignis- und Fehlerbaumanalyse behandelt.</p> <p>Die aleatorische Unsicherheit wird mit probabilistischen Methoden quantifiziert; hierbei wird der Wahrscheinlichkeitsbegriffs in seiner frequentistischen Interpretation verwendet (Wahrscheinlichkeit \approx „relative Häufigkeit in einer langen Versuchsreihe“).</p>
Unsicherheit, epistemische	<p>Unter der epistemischen Unsicherheit versteht man die Unsicherheit auf Grund unvollständigen Kenntnisstandes. Sie quantifiziert das Vertrauen in die Aussage der PSA, d.h. die subjektive Bewertung darüber, wie gut Eingabedaten oder das Ergebnis der PSA der Wirklichkeit entsprechen. Dieser Aspekt der Unsicherheit ist Gegenstand der Unsicherheitsanalyse einer PSA. Er wird weitgehend mit Methoden der Monte-Carlo Simulation behandelt.</p> <p>Die epistemische Unsicherheit wird ebenfalls mit probabilistischen Methoden quantifiziert, allerdings unter Verwendung der subjektivistischen</p>

Begriff	Definition
	Interpretation des Wahrscheinlichkeitsbegriffs (Wahrscheinlichkeit \approx „Grad des Fürwahrhaltens“, „degree-of-belief“).
Zuverlässigkeits- kenngröße, anlagenspezifische	Größen, die zur Quantifizierung der Zuverlässigkeit von Komponenten oder Systemen herangezogen werden (Ausfallraten, Ausfallwahrscheinlichkeiten) heißen Zuverlässigkeitskenngrößen. Anlagenspezifische Zuverlässigkeitskenngrößen sind Kenngrößen, die auf Daten und Informationen aus der Anlage basieren.

A 3 DEFINITIONEN EINIGER WICHTIGER BEGRIFFE ZUM ABSCHNITT 3.4 „PERSONALHANDLUNGEN“

In der folgenden Tabelle sind die wichtigsten Begriffe aus dem THERP-Handbuch bzw. deren überarbeitete Fassungen aus der ASEP-Prozedur übernommen worden. Die Übertragung ins Deutsche wurde so durchgeführt, dass der analysebezogene Sinn möglichst praxisnah, knapp und selbsterklärend deutlich wird. Dabei wurde gegebenenfalls von einer wortgetreuen Übersetzung abgewichen.

Tabelle A-1: Wichtige Begriffsdefinitionen zur Analyse menschlicher Zuverlässigkeit.

Originaldefinition aus THERP bzw. ASEP	Übertragung ins Deutsche
<u>Abnormal Event</u> : events that disrupt the normal conditions in a plant.	<u>Außergewöhnliches Ereignis</u> : Ereignis, bei dem der Normalbetrieb der Anlage störungsbedingt unterbrochen wird
<u>Action</u> : carrying out one or more activities (e.g., steps or tasks) indicated by diagnosis, operating rules, or written procedures	<u>Handlung</u> : Durchführung einer oder mehrerer zielgerichteter Tätigkeiten, auf die Diagnose bzw. betriebliche Regeln oder Anweisungen hinweisen.
<u>Basic Human Error Probability</u> (BHEP): the probability of a human error on a task that is considered as an isolated entity, i.e., not influenced by previous tasks.	<u>Basis-Fehlerwahrscheinlichkeit</u> : Wahrscheinlichkeit einer Fehlhandlung für eine bestimmte Aufgabe, die als isolierte Einheit zu betrachten ist, also, unbeeinflusst von vorangegangenen Aufgaben.
<u>Conditional Human Error Probability</u> (CHEP): the probability on a specific task given failure, or success, on some other task.	<u>Bedingte Fehlerwahrscheinlichkeit</u> : Wahrscheinlichkeit der fehlerhaften Ausführung einer Aufgabe unter der Bedingung, dass bereits eine andere Aufgabe fehlerhaft oder erfolgreich durchgeführt wurde.
<u>Diagnosis</u> : the attribution of the most likely cause(s) of an abnormal event to the level required to identify these systems or components whose status can be changed to reduce or eliminate the problem; diagnosis includes interpretation and (when necessary) decision-making.	<u>Diagnose</u> : einem außergewöhnlichen Ereignis die wahrscheinlichste Ursache zuordnen bis zu dem Grad, der erforderlich ist, Systeme oder Komponenten zu identifizieren, deren Zustand geändert werden kann, um das Problem abzumildern oder zu beseitigen; die Diagnose schließt eine Interpretation und (wenn nötig) Entscheidungsfindung ein.
<u>Dynamic Task</u> : one that requires a higher degree of man-machine interaction than it is required by routine, procedurally guided tasks.	<u>Dynamische Aufgabe</u> : Aufgabe, deren Durchführung ein höheres Maß an Interaktion im Mensch-Maschine-System erfordert als die Durchführung einer zur Routine gehörenden oder prozedurgleiteten Aufgabe.
<u>Error Factor</u> (EF): the square root of the ratio of the upper to the lower uncertainty bound.	<u>Unsicherheitsfaktor</u> : Quadratwurzel des Verhältnisses von Obergrenze zu Untergrenze der Unsicherheitsbandbreite. (Synonyme: Streufaktor, Irrtumsfaktor, K-Faktor)

Originaldefinition aus THERP bzw. ASEP	Übertragung ins Deutsche
<u>Error-Likely Situation</u> : a work situation in which the performance shaping factors are not compatible with the capabilities, limitations, or needs of a person to perform a task within the highest human reliability.	<u>Fehlerwahrscheinliche Situation</u> : eine Arbeitssituation mit inkompatiblen leistungsbeeinflussenden Faktoren (PSFs - hinsichtlich Fähigkeiten, Begrenzungen oder Erfordernissen einer Person), um eine Aufgabe mit der höchstmöglichen Zuverlässigkeit durchzuführen.
<u>Error of Commission</u> : incorrect performance of a system-required task or action, given that a task or action is attempted, or performance of some extraneous task or action that is not required by the system and which has the potential for contributing to some system-defined failure.	<u>Fehler in der Handlungsausführung</u> (kurz: Ausführungsfehler): (1) nicht richtige Durchführung einer angeforderten und eingeleiteten Handlung oder (2) Durchführung einer nicht angeforderten Handlung, die potentiell zur Entstehung eines System-Versagensereignisses beiträgt (siehe 'Extraneous Task').
<u>Error of Omission</u> : failure to initiate performance of system-required task or action.	<u>Fehler durch Auslassung</u> (kurz: Auslassungsfehler): eine angeforderte Handlung wird (fehlerhaft) nicht eingeleitet.
<u>Extraneous Task or Action</u> : Performance of some activity not required by the system and which has the potential for contributing to some system-defined failure.	<u>Falsche Handlung</u> : Einleitung einer nicht angeforderten Handlung, die potentiell zur Entstehung eines System-Versagensereignis beiträgt.
<u>Extremely High Stress Level</u> : the level of Stress in which the performance of most people will deteriorate drastically.	<u>Extrem hohes Stressniveau</u> : das Niveau an Stress, bei dem sich die Arbeitsleistung der meisten Personen drastisch verschlechtern wird.
<u>Human Error</u> : any member of a set of human actions that exceeds some limit of acceptability, i.e., an out-of-tolerance action, where the limits of human performance are defined by the system.	<u>Fehlhandlung</u> : irgendein Bestandteil einer Menge von Personhandlungen, der eine bestimmte Grenze der Akzeptanz überschreitet (Synonym: menschlicher Fehler). Die Fehlergrenze wird durch die Anforderung des technischen Systems festgelegt.
<u>Intentional Error</u> : an error that occurs when the operator intends to perform some action that is incorrect but he believes to be correct or to represent a superior method of performance.	<u>Fehler in der Handlungsabsicht</u> : eine Fehlhandlung, die auftritt, wenn der Operateur die Durchführung einer nicht richtigen Handlung beabsichtigt, von der er aber glaubt, dass sie richtig ist oder ein überlegenes (besseres) Arbeitsverfahren darstellt.
<u>Knowledge-Based Behavior</u> : behavior that requires one to plan his actions based on analysis of functional and physical properties of a system.	<u>Wissensbasiertes Verhalten</u> : Verhalten (in Bezug auf den Denkvorgang), das erfordert, dass jemand seine Handlungen basierend auf der Analyse der funktionalen und physikalischen Eigenschaften des Systems plant
<u>Moderately High Stress (Level)</u> : level of stress that will be moderately disruptive to system-required behavior for most people.	<u>Mäßig hohes Stressniveau</u> : Niveau an Stress, das das Sollverhalten der meisten Personen gegenüber den Systemanforderungen etwas stören wird.
<u>Nominal Human Error Probability</u> : the probability of a human error when the effects of plant-specific PSFs have not been considered.	<u>Nominale Fehlhandlungswahrscheinlichkeit</u> (NHEP): Wahrscheinlichkeit einer Fehlhandlung, wenn die anlagenspezifischen PSFs unberücksichtigt bleiben.

Originaldefinition aus THERP bzw. ASEP	Übertragung ins Deutsche
<u>Optimum Stress (Level)</u> : the level of perceived stress that is conducive to optimum performance.	<u>Optimales Stressniveau</u> : Niveau an wahrgenommenem Stress, das einer bestmöglichen Arbeitsleistung dienlich ist.
<u>Performance Shaping Factor (PSF)</u> : any factor that influences human performance.	<u>Leistungsbeeinflussender Faktor</u> : jeglicher Faktor, der die menschliche Arbeitsleistung beeinflusst.
<u>Perceptual Unit</u> : an individual item of equipment (e.g., a display, control, manual valve, etc.) or some group of items that are completely dependent with regard to errors of omission.	<u>Wahrnehmungseinheit</u> : (1) einzelner Bestandteil der Mensch-Maschine Schnittstelle (z.B. Anzeige-Skala/Lampe, Schalter, Handventil etc.) oder (2) eine Gruppe von solchen Bestandteilen, die in Bezug auf Fehler durch Auslassung vollständig untereinander gekoppelt sind.
<u>Recovery Factors</u> : factors that prevent or limit the undesirable consequences of a human error.	<u>Korrekturfaktoren</u> : Faktoren, die unerwünschte Folgen einer Fehlhandlung vorbeugen oder begrenzen.
<u>Rule-Based Actions (or Behavior)</u> : behavior in which a person follows remembered or written rules, e.g., performance of written post-diagnosis actions or calibrating an instrument or using a checklist to restore manual valves to their normal operation after maintenance. Rule-based tasks are usually classified as step-by-step tasks unless the operator has to divide his or her attention among several such tasks without specific written cues each time he or she should shift attention to a different tasks.	<u>Regelbasiertes Verhalten</u> : befolgen einer erinnerten oder schriftlich fixierten Regel.
<u>Skill-Based Actions (or Behavior)</u> : the performance of more or less subconscious routines governed by stored patterns of behavior, e.g., the performance of immediate emergency actions following a loss-of-coolant accident, or the use of hand tool by one experienced with the tool. The distinction between skill-based actions and rule-based actions is often arbitrary, but is primarily in terms of the amount of conscious effort involved, in layman terms, the amount of "thinking" required.	<u>Fertigkeitsbasiertes Verhalten</u> : Durchführung mehr oder weniger unterbewusster Routinen, die durch abgespeicherte Verhaltensmuster gelenkt werden.
<u>Step-by-Step Task</u> : a routine, procedurally guided task in which cognition plays an insignificant role	<u>Schrittlich (d.h. Schritt-für-Schritt) einteilbare bzw. abgrenzbare Aufgabe</u> : zur Routine gehörende oder prozedurgeleitete Aufgabe, für deren Erledigung Denkvorgänge von untergeordneter Bedeutung sind (Synonyme: regelbasierte Tätigkeit; diskrete Aufgabe).
Synonym: rule- based task	
<u>Stress</u> : bodily or mental tension, ranging from a minimal state of arousal to a feeling of threat to one's well-being requiring action.	<u>Stress</u> : körperliche oder geistige Anspannung, umfasst den minimalen Zustand der Erregtheit (Beanspruchung) bis zu einem Gefühl der persönlichen Bedrohung, aber auch jemandes Wohlbefinden bei Handlungsbedarf.

Originaldefinition aus THERP bzw. ASEP	Übertragung ins Deutsche
<p><u>Task</u>: a level of job behavior that describes the performance of a meaningful job function; any unit of behavior that contributes to the accomplishment of some system goal or function. Usually a task is considered to consist of steps, and occasionally is broken down to subtasks.</p>	<p><u>Aufgabe</u>: die Ebene des Verhaltens in der Arbeit, welche die Durchführung einer bedeutungsvollen Funktion der Arbeitstätigkeit beschreibt; jegliche Einheit des Verhaltens, die zur Realisierung eines Systemziels oder einer Systemfunktion beiträgt. Üblicherweise besteht eine Aufgabe aus Schritten und kann in Unteraufgaben untergliedert werden.</p>
<p><u>Uncertainty Bounds (UCBs)</u>: the upper and the lower bounds of human error probabilities (HEPs) that reflects the uncertainty in the estimation of an HEP. The UCBs include the variability of people and conditions and the uncertainty of the analyst in assigning HEPs to a task and are judged to include the middle of 90 % of the HEPs for that task.</p>	<p><u>Unsicherheitsgrenzen</u>: zu einer HEP gehörende Ober- und Untergrenze der Unsicherheitsbandbreite, welche die mit der HEP-Schätzung zusammenhängenden Unsicherheit widerspiegelt, und dessen Breite als so groß beurteilt wird, dass er den wahren Wert der HEP mit der Wahrscheinlichkeit 0,9 enthält. (Synonym: Streugrenzen).</p> <p><u>Hinweis</u>: Die Unsicherheitsgrenzen beinhalten die Variabilität von Personen und Bedingungen sowie die Unsicherheit des Analysten, einer Aufgabe eine Fehlerwahrscheinlichkeit zuzuordnen (vergleiche hierzu die Definitionen der aleatorischen und epistemischen Unsicherheit in Anhang A.1).</p>
<p><u>Very Low Stress (Level)</u>: the level of stress that does not produce sufficient arousal to keep alert.</p>	<p><u>Sehr niedriges Stressniveau</u>: Niveau an Stress, das keine ausreichende Beanspruchung erzeugt, um aufmerksam zu bleiben.</p>

ANHANG B: BEISPIEL ZUR FEHLERBAUMANALYSE

INHALTSVERZEICHNIS:

	Seite
INHALTSVERZEICHNIS:	2
ABBILDUNGSVERZEICHNIS:	2
VERZEICHNIS DER TABELLEN:	2
B 1 ANWENDUNG DER FEHLERBAUMANALYSE ANHAND EINES BEISPIELS...	3
B 2 LITERATUR.....	5
B 3 TABELLEN UND ABBILDUNGEN	6

ABBILDUNGSVERZEICHNIS:

	Seite
Bild B-1: Vereinfachter Schaltplan eines Niederdruck-Einspeisestrangs	9
Bild B-2: NDE: Ausfall der Systemfunktion Niederdruck-Fluten	10
Bild B-3: NDE1/A: Ausfall der ND-Einspeisung vor TH10S003	11
Bild B-4: NDE1/B: Ausfall der Pump-Funktion durch TH10D001	12
Bild B-5: NDE1/C: Ausfall der ND-Einspeisepumpe TH10D001	13
Bild B-6: NDE1/D: Ausfall des Rückschlagventils TH10S001	14
Bild B-7: NDE1/E: Ausfall der Rückschlagklappe TH10S006	15

VERZEICHNIS DER TABELLEN:

	Seite
Tabelle B-1: Komponenten und Ausfallarten	6
Tabelle B-2: Modellkenngrößen.....	16
Tabelle B-3: Minimalschnitte	17

B 1 ANWENDUNG DER FEHLERBAUMANALYSE ANHAND EINES BEISPIELS

Im Folgenden werden die Grundprinzipien der Fehlerbaumanalyse (vgl. /DIN 25424/) anhand ihrer Anwendung auf ein einfaches Beispiel aufgezeigt.

Grundlage ist der vereinfachte Schaltplan eines Niederdruck-Einspeisestrangs des Not- und Nachkühlsystems eines Druckwasserreaktors (Bild B-1). Um einen Fehlerbaum vom geforderten Detaillierungsgrad erstellen zu können, sind Unterlagen erforderlich, die Auskunft geben über die betriebliche und sicherheitstechnische Leittechnik, Verfahrensvorschriften für Personalhandlungen, die Energieversorgung, die Detailstruktur der Komponenten sowie über Hilfssysteme. Da diese Unterlagen auf Grund ihres Umfangs hier nicht eingebunden werden können, sind die wichtigsten der für die Entwicklung des Beispiel-Fehlerbaums erforderlichen Informationen im Folgenden dargestellt.

Der Fehlerbaum (Bild B-2 bis Bild B-7) beschreibt als unerwünschtes Ereignis den Ausfall der Systemfunktion "Niederdruck-Fluten" (wird kurz als NDE für Niederdruck-Einspeisung bezeichnet) im Falle eines Lecks im Primärkreis. Das Not- und Nachkühlsystem ist ein 4x50 %-System, d.h. die Wirksamkeitsbedingung für diese Systemfunktion lautet: mindestens zwei Stränge (Redundanzen) müssen in den Primärkreis einspeisen. Ein Ausfall der Systemfunktion liegt somit dann vor, wenn wenigstens drei der vier Stränge des Systems nicht verfügbar sind.

Da die vier Stränge identisch aufgebaut sind, wurde im Rahmen dieses Beispiels nur der Teilfehlerbaum für den Ausfall der Redundanz 1 detailliert entwickelt. Die Teilfehlerbäume für die übrigen Redundanzen sind sinngemäß entsprechend, sie werden mit Hilfe von Übertragungseingängen (Transfers) lediglich angedeutet.

Die im vereinfachten Systemschaltplan für die Redundanz 1 des Niederdruck-Einspeisesystems enthaltenen Komponenten sind zusammen mit den im Fehlerbaum berücksichtigten Ausfallarten in Tabelle B-1 aufgelistet.

Bezüglich der im Fehlerbaum berücksichtigten Ausfallarten ist anzumerken, dass unentdeckte Fehlstellungen von Armaturen in diesem Beispiel zu vernachlässigen waren. Die Grundstellung aller Armaturen - mit Ausnahme der Rückschlagklappe TH10S006 - wird überwacht, d. h. bei einer Fehlstellung wird Alarm ausgelöst, und im Anforderungsfall erhalten die Armaturen Kontrollbefehle durch das Reaktorschutzsystem. Damit ist die nach /SWA 87/ ermittelte Wahrscheinlichkeit für eine Fehlstellung gegenüber Wahrscheinlichkeiten anderer Ausfälle mit gleicher Wirkung vernachlässigbar gering. Beim Vorliegen anderer Randbedingungen (z. B. wenn Handarmaturen vorhanden sind) ist grundsätzlich davon auszugehen, dass latente Instandhaltungsfehler (unentdeckte Fehlstellungen) im Fehlerbaum berücksichtigt werden müssen.

Zusätzlich zu den Komponentenausfällen in Tabelle B-1 sind für den Niederdruck-Einspeisestrand folgende Ausfallmöglichkeiten zu unterstellen:

- Der Strang speist in das Leck im Primärkreis, er ist für das Fluten nicht einsetzbar (Basiseingang TH10LECK). Dies soll im betrachteten Anforderungsfall für genau einen der vier Stränge gegeben sein.
- Der Strang ist auf Grund von Instandhaltungsmaßnahmen (wiederkehrende Prüfung, vorbeugende Instandhaltung) nicht verfügbar (Basiseingang TH10INST). Bei einem 4x50%-System kann dies entsprechend den Verfahrensvorschriften in der Regel zur gleichen Zeit jeweils nur einen Strang betreffen. Die Wahrscheinlichkeit hierfür ist abhängig von Zahl und Art der Komponenten des Strangs.
- Ausfall in Folge eines vorzeitigen Umschaltbefehls auf Sumpfbetrieb nach Rücksetzen der Notkühlkriterien (NKK) durch das Wartenpersonal.

- Bruch einer Rohrleitung, eines Kühlers oder eines Armaturengehäuses des Einspeisestrangs unter Betriebslast. Solche Ausfälle sind auf Grund ihrer geringen Wahrscheinlichkeit im Fehlerbaum nicht modelliert.
- Sekundärausfälle von Komponenten auf Grund unzulässiger Umgebungsbedingungen (Überflutung, Feuchte, Temperatur). Diese sind im Fehlerbaum ebenfalls nicht modelliert.

Der Fehlerbaum enthält verschiedene Übertragungseingänge, die nicht explizit abgebildete Teilfehlerbäume repräsentieren. Solche Transfers sind durch das Zeichen # gekennzeichnet. Für die Zuverlässigkeit des Systems können solche nicht abgebildeten Funktionen eine wichtige Rolle spielen, z. B. die Anregung der Systemfunktion durch das Reaktorschutzsystem. Hier können insbesondere gemeinsam verursachte Ausfälle (GVA) im Analogteil des Reaktorschutzsystems (Ausfall der Anregekriterien) relevante Beiträge zur Systemnichtverfügbarkeit liefern. Ebenso zu berücksichtigen sind Ausfälle der Hilfssysteme für das Reaktorschutzsystem (elektrische Energieversorgung, Lüftung). Ein weitere wichtige Funktion kommt den Systemen zur elektrischen Energieversorgung der verfahrenstechnischen Komponenten zu, im vorliegenden Beispiel der ND-Einspeisepumpe. Wird durch den Störfall das Notstromsystem angefordert, so sind z. B. GVA der Notstromdiesel von Bedeutung.

In den Teilfehlerbäumen, die durch die Übertragungseingänge "Ausfall Zwischenkühlwassersystem Sperrwasserkühler" und "Ausfall Zwischenkühlwassersystem Motorkühler" beschrieben werden (Fehlerbaumseite NDE1/B), die zu einem Ausfall der Niederdruck-Einspeisepumpe führen, sind z. B. GVA der Sperrwasser- und Motorkühler zu berücksichtigen.

Für die im Fehlerbaum enthaltenen Basiseingänge wurden Modellkenngrößen angesetzt, die der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke - Phase B /BMFT 90/ entnommen sind. Ausfälle von Steuerketten und Leistungsschaltern sind in diesen Werten bereits enthalten. Für Handmaßnahmen wurden mit Hilfe des in /SWA 87/ beschriebenen Screeningverfahrens abgeschätzte Wahrscheinlichkeiten verwendet. Die Dauer des Niederdruck-Flutens, d. h. die hierfür erforderliche Betriebsdauer der ND-Einspeisepumpe, wurde zu 1 Stunde angenommen. Ferner wurde vorausgesetzt, dass die Redundanz 1 nicht in das Leck im Primärkreis speist.

Die verwendeten Modellkenngrößen sind in Tabelle B-1 zusammengestellt, dort bedeutet:

- p (1/Anf.) Ausfallwahrscheinlichkeit (Erwartungswert),
- λ (1/h) Ausfallrate (Erwartungswert),
- T_R (h) Mittlere Reparaturdauer,
- T_I (h) Zeitspanne zwischen zwei wiederkehrenden Funktionsprüfungen,
- T_F (h) Zeitpunkt der ersten wiederkehrenden Funktionsprüfung,
- T_M (h) Geforderte Betriebsdauer (Missionsdauer).

Die Übertragungseingänge, die für nicht entwickelte Teilfehlerbäume stehen, wurden als intakt angenommen. Ausgenommen sind die Übertragungseingänge #NDE3 und #NDE4 (Fehlerbaumseite NDE), die als ausgefallen angenommen wurden. Dies hat zur Folge, dass Ausfälle der Redundanz 1 direkt zum unerwünschten Ereignis (Ausfall mindestens dreier Redundanzen) führen.

Für den Ausfall der Redundanz 1 ergeben sich damit 38 Minimalschnitte (siehe Tabelle B-2), die zu einer Nichtverfügbarkeit der Redundanz 1 von $5,49 \cdot 10^{-2}$ führen.

B 2 LITERATUR

- /BMFT 90/ Der Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) (Hrsg.):
Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B,
Verlag TÜV Rheinland GmbH, Köln, 1990,
ISBN 3-88585-809-6
- /DIN 25424/ Deutsches Institut für Normung e. V.:
Fehlerbaumanalyse, Methode und Bildzeichen,
DIN 25424-1, Teil 1,
Beuth Verlag, Berlin, September 1981
- /SWA 87/ A. D. Swain:
Accident Sequence Evaluation Program, ,
Human Reliability Analysis Procedure,
NUREG/CR-4772, February 1987

B 3 TABELLEN UND ABBILDUNGEN

Tabelle B-1: Komponenten und Ausfallarten

Komponente	Kurzbeschreibung	Ausfallarten
Rückschlagventil TH10S001	<ul style="list-style-type: none"> • Grundstellung geschlossen • jährliche Funktionsprüfung 	<ul style="list-style-type: none"> • öffnet nicht (unabhängiger Ausfall) • öffnet nicht (gemeinsam verursachter Ausfall)
Rückschlagventil TH10S002	<ul style="list-style-type: none"> • Grundstellung offen • Grundstellung durch Gefahrmeldeanlage überwacht • Reaktorschutz-Ansteuerung "AUF" durch Notkühlkriterien (Priorität 2) • Reaktorschutz-Ansteuerung "ZU" durch Bruchüberwachung (Priorität 1) • jährliche Funktionsprüfung 	<ul style="list-style-type: none"> • fälschlich geschlossen infolge fehlerhafter Auslösung der Reaktorschutz-Ansteuerung "ZU"
Rückschlagventil TH10S003	<ul style="list-style-type: none"> • Grundstellung offen • Grundstellung durch Gefahrmeldeanlage überwacht • Reaktorschutz-Ansteuerung "AUF" durch Notkühlkriterien (Priorität 2) • Reaktorschutz-Ansteuerung "ZU" durch Bruchüberwachung (Priorität 1) • jährliche Funktionsprüfung 	<ul style="list-style-type: none"> • fälschlich geschlossen infolge fehlerhafter Auslösung der Reaktorschutz-Ansteuerung "ZU"
Absperrventil TH10S004	<ul style="list-style-type: none"> • Grundstellung geschlossen • Grundstellung durch Gefahrmeldeanlage überwacht • Reaktorschutz-Ansteuerung "ZU" durch Notkühlkriterien • monatliche Betätigung im Rahmen der Funktionsprüfung der Niederdruck-Einspeisepumpe TH10D001 	<ul style="list-style-type: none"> • keine

Tabelle B-1 (Fortsetzung): Komponenten und Ausfallarten

Komponente	Kurzbeschreibung	Ausfallarten
Motorabsperrschieber TH10S005	<ul style="list-style-type: none"> • Grundstellung offen • Grundstellung durch Gefahrmeldeanlage überwacht • Reaktorschutz-Ansteuerung "AUF" durch Notkühlkriterien (Priorität 2) • Reaktorschutz-Ansteuerung "ZU" durch Kriterium "Umschalten auf Sumpf-Umwälzbetrieb" (Priorität 1) • monatliche Funktionsprüfung 	<ul style="list-style-type: none"> • fälschlich geschlossen infolge fehlerhafter Auslösung der Reaktorschutz-Ansteuerung "ZU"
Rückschlagklappe TH10S006	<ul style="list-style-type: none"> • monatliche Funktionsprüfung 	<ul style="list-style-type: none"> • öffnet nicht (unabhängiger Ausfall) • öffnet nicht (gemeinsam verursachter Ausfall)
Motorabsperrschieber TH10S007	<ul style="list-style-type: none"> • Grundstellung geschlossen • Grundstellung durch Gefahrmeldeanlage überwacht • Reaktorschutz-Ansteuerung "ZU" durch Notkühlkriterien (Priorität 3) • Reaktorschutz-Ansteuerung "AUF" durch Kriterium "Umschalten auf Sumpf-Umwälzbetrieb" (Priorität 2) • Reaktorschutz-Ansteuerung "ZU" durch Bruchüberwachung (Priorität 1) • monatliche Funktionsprüfung 	<ul style="list-style-type: none"> • fälschlich offen infolge fehlerhafter Auslösung der Reaktorschutz-Ansteuerung "AUF"

Tabelle B-1 (Fortsetzung): Komponenten und Ausfallarten

Komponente	Kurzbeschreibung	Ausfallarten
Motorabsperrschieber TH10S008	<ul style="list-style-type: none"> • Grundstellung offen • Grundstellung durch Gefahrmeldeanlage überwacht • Reaktorschutz-Ansteuerung "AUF" durch Kriterium "Umschalten auf Sumpf-Umwälzbetrieb" • monatliche Funktionsprüfung 	<ul style="list-style-type: none"> • keine
Niederdruck-Einspeisepumpe TH10D001	<ul style="list-style-type: none"> • Reaktorschutz-Ansteuerung "EIN" durch Niederdruck-Notkühlkriterien (Priorität 1) • monatliche Funktionsprüfung 	<ul style="list-style-type: none"> • Startversagen • Betriebsversagen • Gemeinsam verursachter Ausfall (GVA) • Ausfall der Ansteuerung (durch das Reaktorschutzsystem und von Hand) • Ausfall der elektrischen Energieversorgung (10-kV-Schiene) • Ausfall der Kühlung durch das Zwischenkühlsystem (Motorkühler, Sperrwasserkühler)
Flutbehälter TH10B001	<ul style="list-style-type: none"> • Füllstandsmessung durch diversitäre Messumformer • eine Messkanalgruppe 	<ul style="list-style-type: none"> • Füllstand im Flutbehälter zu niedrig infolge unabhängigen Ausfalls der Füllstandsmessung (misst zu hohen oder fälschlich konstanten Wert), GVA der Grenzsinalgeber oder GVA der Wirkdruckleitungen (fälschlich abgesperrt)
Zwischenkühler TH10B002		<ul style="list-style-type: none"> • Bruch unter Betriebslast
Rohrleitungen	<ul style="list-style-type: none"> • zwischen Flutbehälter TH10B001 und Primärkreis bzw. Sumpf • Prüfleitung für wiederkehrende Prüfungen der Niederdruck-Einspeisepumpe 	<ul style="list-style-type: none"> • Bruch unter Betriebslast

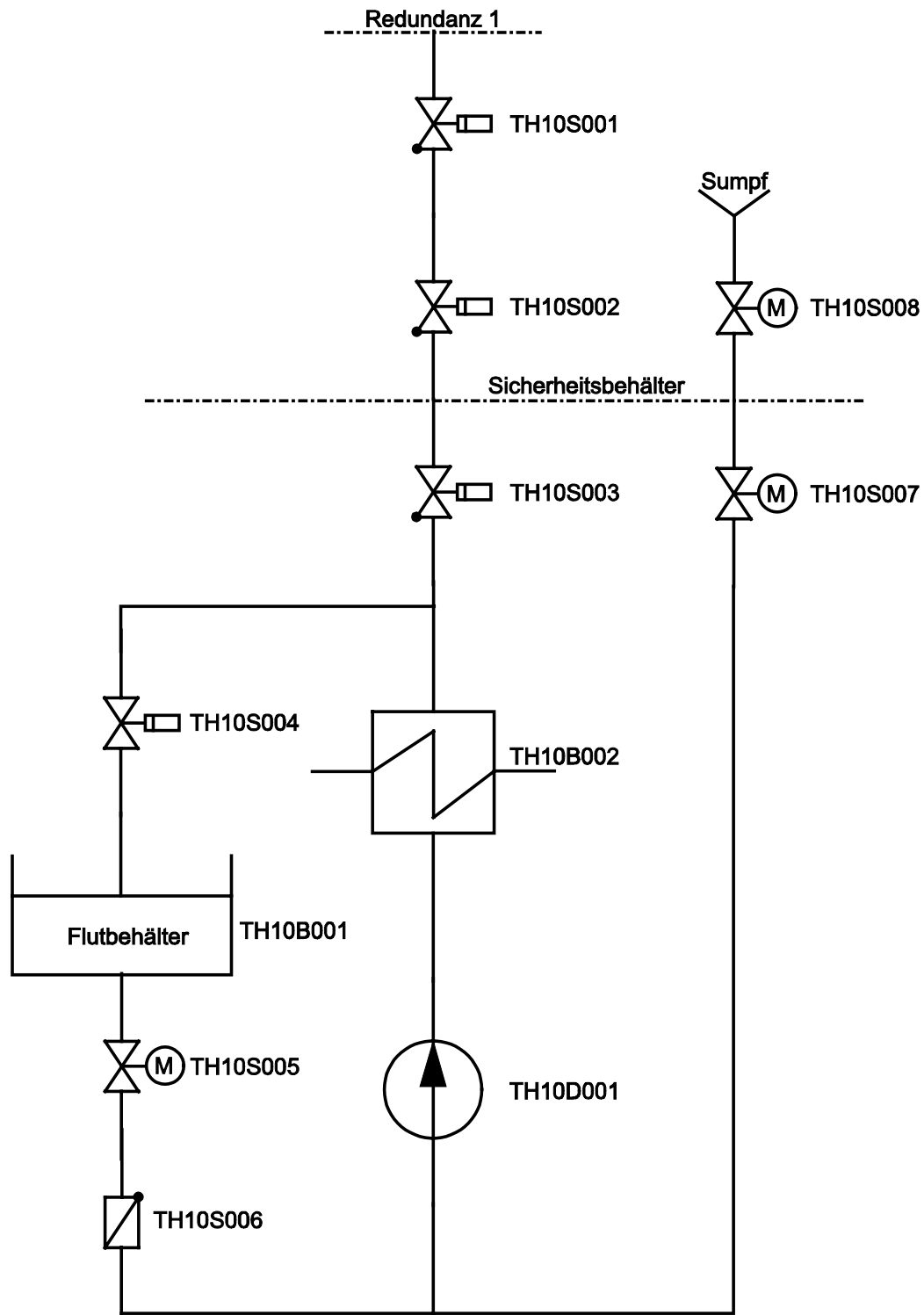


Bild B-1: Vereinfachter Schaltplan eines Niederdruck-Einspeisestrangs

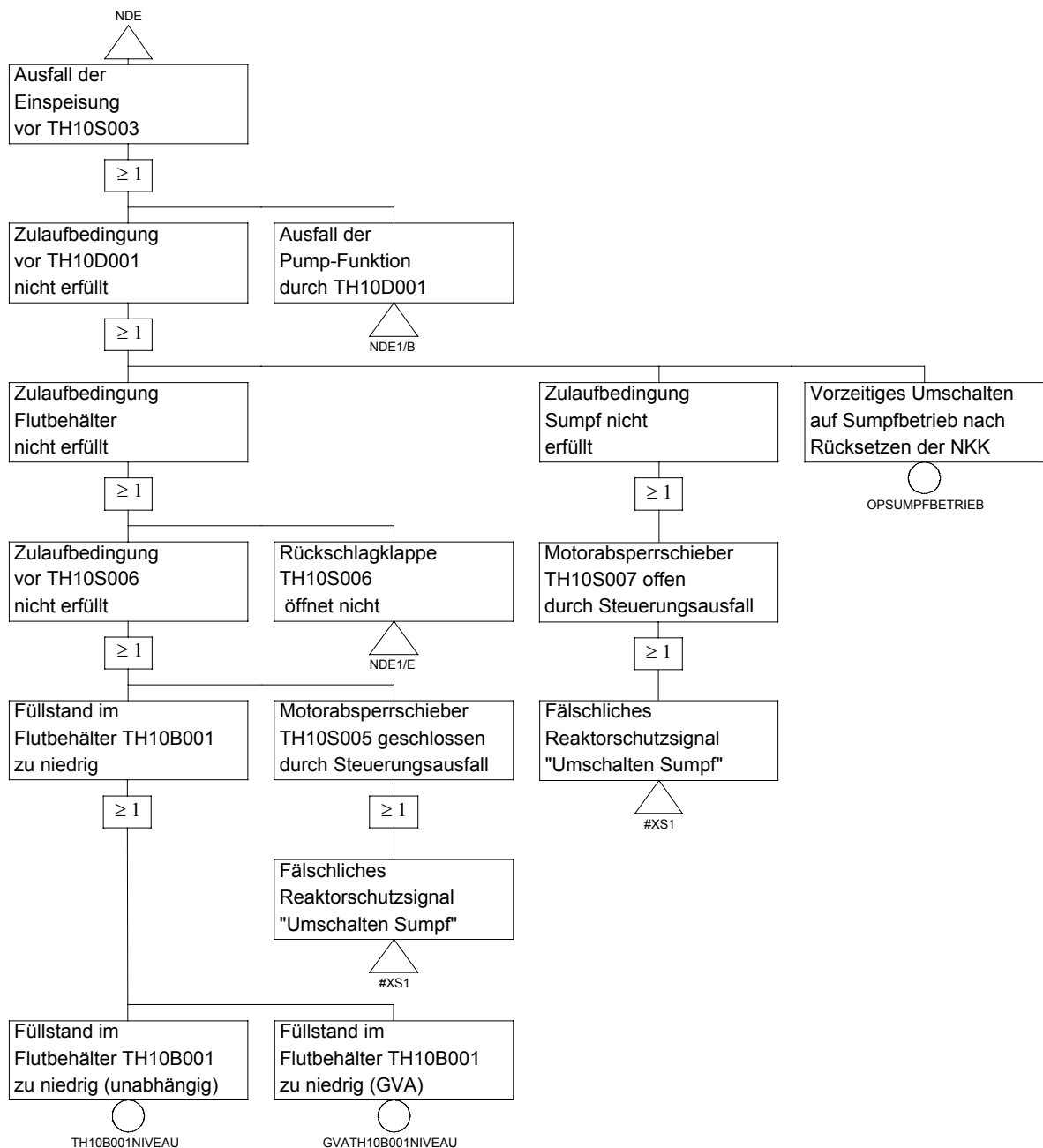


Bild B-3: NDE1/A: Ausfall der ND-Einspeisung vor TH10S003

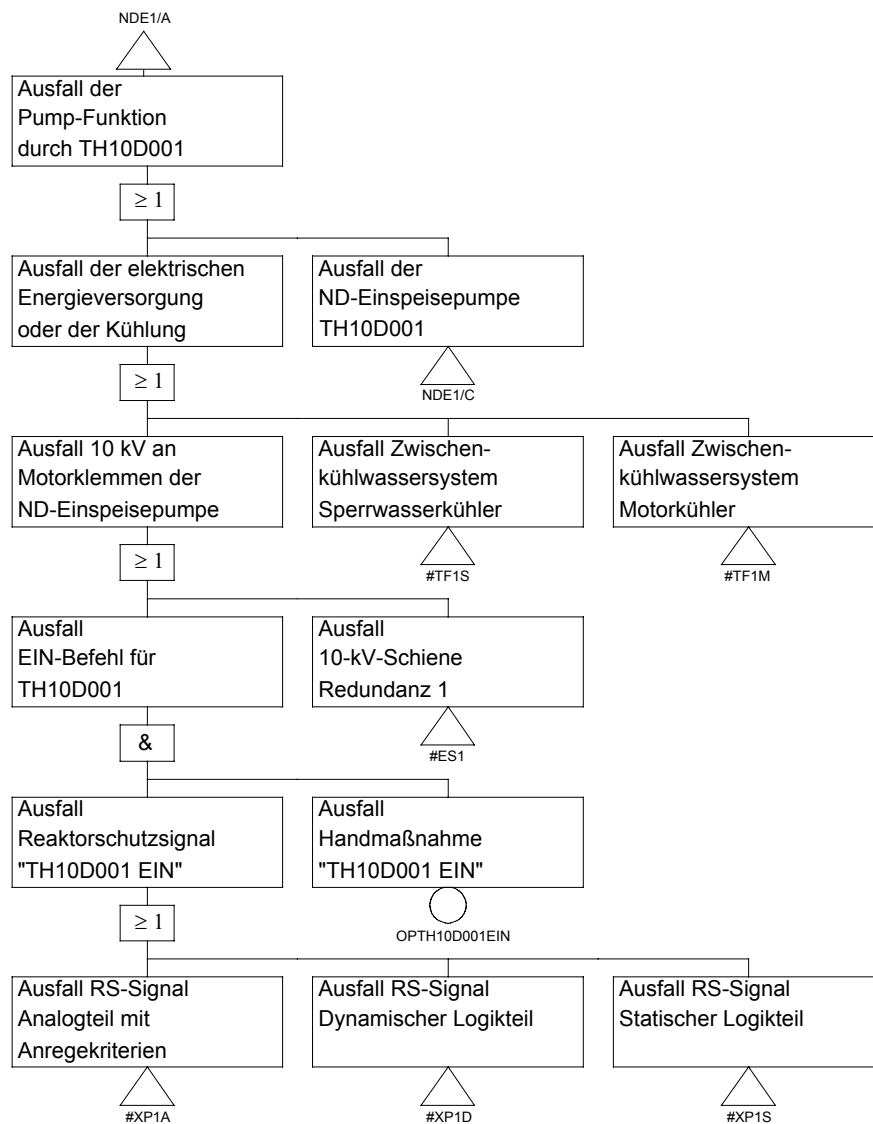


Bild B-4: NDE1/B: Ausfall der Pump-Funktion durch TH10D001

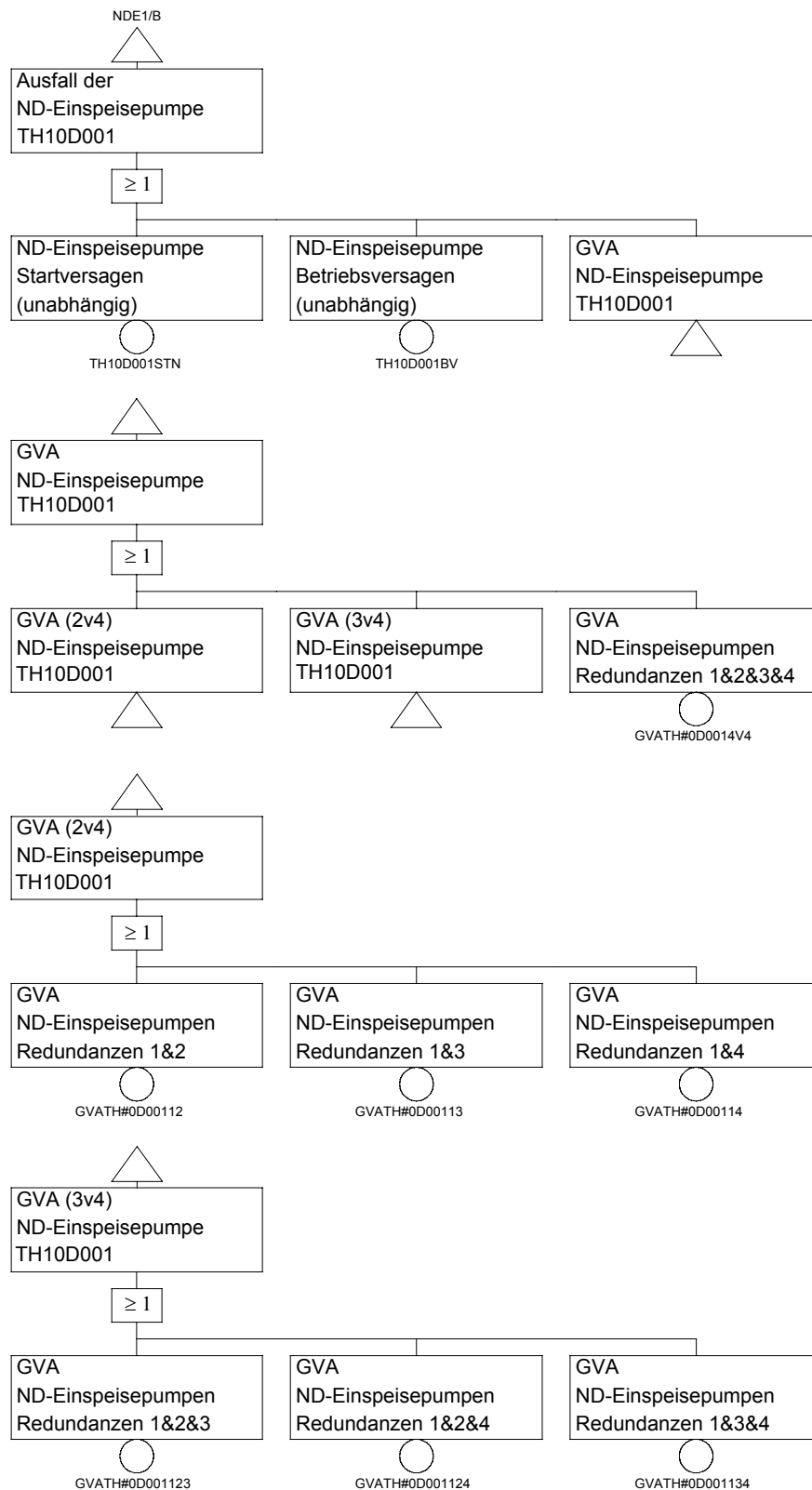


Bild B-5: NDE1/C: Ausfall der ND-Einspeisepumpe TH10D001

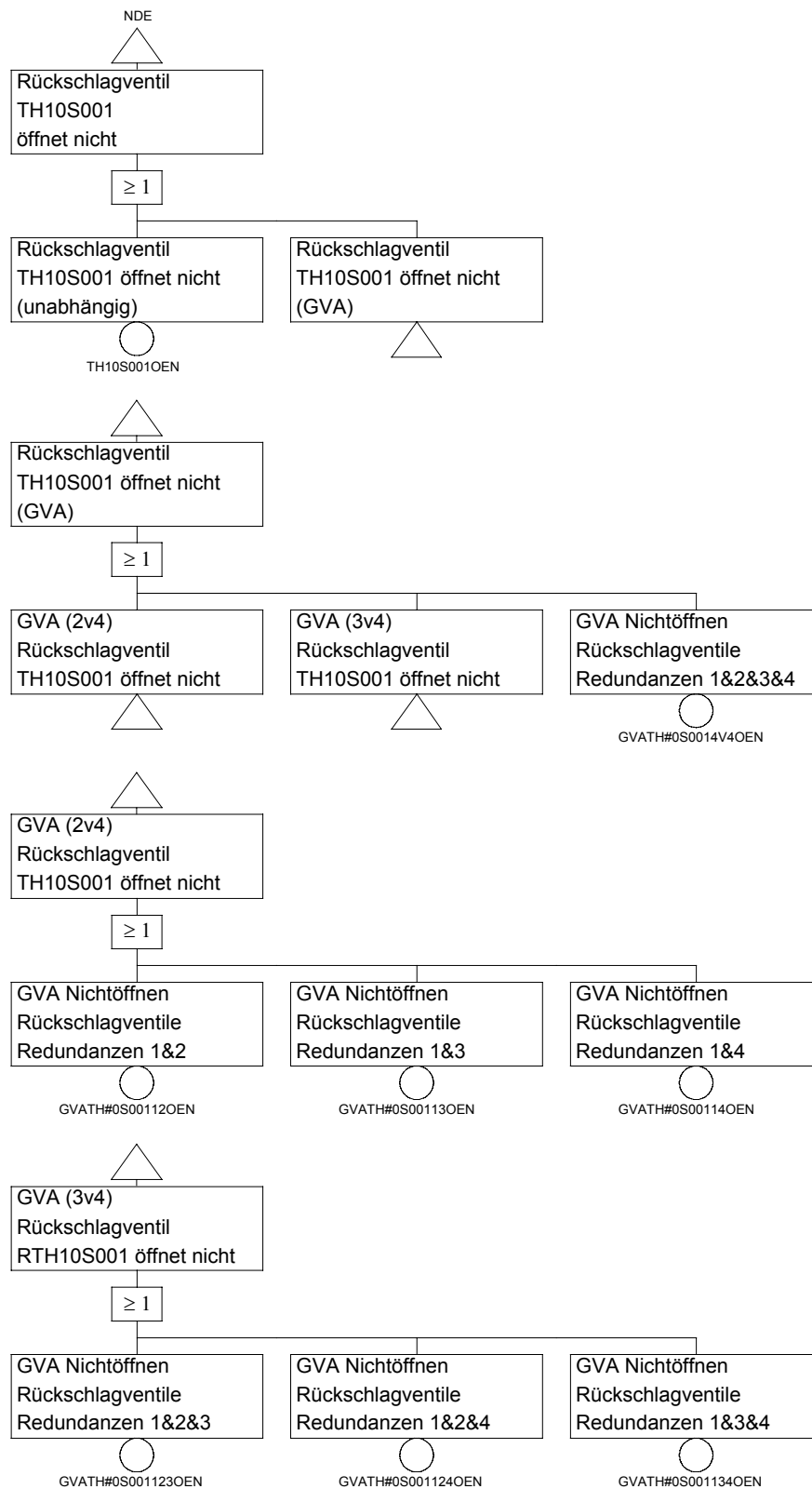


Bild B-6: NDE1/D: Ausfall des Rückschlagventils TH10S001

Tabelle B-2: Modellkenngrößen

Basiseingang	Beschreibung	p (1/Anf.)	λ (1/h)	T _R (h)	T _I (h)	T _F (h)	T _M (h)
GVATH#0B001NIVEAU	Füllstand im Flutbehälter TH10B001 zu niedrig (GVA)	$2,00 \cdot 10^{-04}$			8760		
GVATH#0D00112	GVA ND-Einspeisepumpen Redundanzen 1&2	$2,00 \cdot 10^{-04}$			672		
GVATH#0D001123	GVA ND-Einspeisepumpen Redundanzen 1&2&3	$2,00 \cdot 10^{-04}$			672		
GVATH#0D001124	GVA ND-Einspeisepumpen Redundanzen 1&2&4	$2,00 \cdot 10^{-04}$			672		
GVATH#0D00113	GVA ND-Einspeisepumpen Redundanzen 1&3	$2,00 \cdot 10^{-04}$			672		
GVATH#0D001134	GVA ND-Einspeisepumpen Redundanzen 1&3&4	$2,00 \cdot 10^{-04}$			672		
GVATH#0D00114	GVA ND-Einspeisepumpen Redundanzen 1&4	$2,00 \cdot 10^{-04}$			672		
GVATH#0D0014V4	GVA ND-Einspeisepumpen Redundanzen 1&2&3&4	$5,00 \cdot 10^{-05}$			672		
GVATH#0S001123OEN	GVA Nichtöffnen Rückschlagventile Redundanzen 1&2&3	$8,00 \cdot 10^{-05}$			8760		
GVATH#0S001124OEN	GVA Nichtöffnen Rückschlagventile Redundanzen 1&2&4	$8,00 \cdot 10^{-05}$			8760		
GVATH#0S00112OEN	GVA Nichtöffnen Rückschlagventile Redundanzen 1&2	$2,00 \cdot 10^{-04}$			8760		
GVATH#0S001134OEN	GVA Nichtöffnen Rückschlagventile Redundanzen 1&3&4	$8,00 \cdot 10^{-05}$			8760		
GVATH#0S00113OEN	GVA Nichtöffnen Rückschlagventile Redundanzen 1&3	$2,00 \cdot 10^{-04}$			8760		
GVATH#0S00114OEN	GVA Nichtöffnen Rückschlagventile Redundanzen 1&4	$2,00 \cdot 10^{-04}$			8760		
GVATH#0S006123OEN	GVA Nichtöffnen Rückschlagklappen Redundanzen 1&2&3	$7,00 \cdot 10^{-06}$			672		
GVATH#0S006124OEN	GVA Nichtöffnen Rückschlagklappen Redundanzen 1&2&4	$7,00 \cdot 10^{-06}$			672		
GVATH#0S00612OEN	GVA Nichtöffnen Rückschlagklappen Redundanzen 1&2	$2,00 \cdot 10^{-05}$			672		
GVATH#0S006134OEN	GVA Nichtöffnen Rückschlagklappen Redundanzen 1&3&4	$7,00 \cdot 10^{-06}$			672		
GVATH#0S00613OEN	GVA Nichtöffnen Rückschlagklappen Redundanzen 1&3	$2,00 \cdot 10^{-05}$			672		
GVATH#0S00614OEN	GVA Nichtöffnen Rückschlagklappen Redundanzen 1&4	$2,00 \cdot 10^{-05}$			672		
GVATH#0S0064V4OEN	GVA Nichtöffnen Rückschlagklappen Redundanzen 1&2&3&4	$1,00 \cdot 10^{-06}$			672		
OPSUMPFBETRIEB	Vorzeitiges Umschalten auf Sumpfbetrieb	$1,00 \cdot 10^{-02}$					
OPTH10D001EIN	Ausfall Handmaßnahme TH10D001 EIN	$1,00 \cdot 10^{-02}$					
TH10B001NIVEAU	Füllstand im Flutbehälter TH10B001 zu niedrig (unabhängig)		$2,00 \cdot 10^{-06}$		8760		
TH10D001BV	ND-Einspeisepumpe Betriebsversagen (unabhängig)		$7,70 \cdot 10^{-05}$				1
TH10D001STN	ND-Einspeisepumpe Startversagen (unabhängig)		$8,70 \cdot 10^{-05}$	40	672	168	
TH10INST	Redundanz 1 nicht verfügbar wegen Instandhaltung	$1,50 \cdot 10^{-03}$					
TH10LECK	Redundanz 1 speist auf Leck im Primärkreis	0					
TH10S001OEN	Rückschlagventil öffnet nicht (unabhängig)		$2,30 \cdot 10^{-07}$		8760		
TH10S006OEN	Rückschlagklappe öffnet nicht (unabhängig)		$2,30 \cdot 10^{-07}$	40	672	168	

Tabelle B-3: Minimalschnitte

Nr.	Nichtverfügbarkeit	Basiseingänge	
1	$3,21 \cdot 10^{-02}$	TH10D001STN	
2	$1,00 \cdot 10^{-02}$	OPSUMPFBETRIEB	
3	$8,71 \cdot 10^{-03}$	TH10B001NIVEAU	
4	$1,50 \cdot 10^{-03}$	TH10INST	
5	$1,02 \cdot 10^{-03}$	TH10S001OEN	
6	$2,00 \cdot 10^{-04}$	GVATH#0B001NIVEAU	
7	$2,00 \cdot 10^{-04}$	GVATH#0D001123	
8	$2,00 \cdot 10^{-04}$	GVATH#0D001124	
9	$2,00 \cdot 10^{-04}$	GVATH#0D001134	
10	$2,00 \cdot 10^{-04}$	GVATH#0D00112	
11	$2,00 \cdot 10^{-04}$	GVATH#0D00113	
12	$2,00 \cdot 10^{-04}$	GVATH#0D00114	
13	$2,00 \cdot 10^{-04}$	GVATH#0S00112OEN	
14	$2,00 \cdot 10^{-04}$	GVATH#0S00113OEN	
15	$2,00 \cdot 10^{-04}$	GVATH#0S00114OEN	
16	$8,65 \cdot 10^{-05}$	TH10S006OEN	
17	$8,00 \cdot 10^{-05}$	GVATH#0S001123OEN	
18	$8,00 \cdot 10^{-05}$	GVATH#0S001124OEN	
19	$8,00 \cdot 10^{-05}$	GVATH#0S001134OEN	
20	$7,70 \cdot 10^{-05}$	TH10D001BV	
21	$5,00 \cdot 10^{-05}$	GVATH#0D0014V4	
22	$2,00 \cdot 10^{-05}$	GVATH#0S00613OEN	
23	$2,00 \cdot 10^{-05}$	GVATH#0S00614OEN	
24	$2,00 \cdot 10^{-05}$	GVATH#0S00612OEN	
25	$1,00 \cdot 10^{-05}$	GVATH#0S0014V4OEN	
26	$7,00 \cdot 10^{-06}$	GVATH#0S006124OEN	
27	$7,00 \cdot 10^{-06}$	GVATH#0S006134OEN	
28	$7,00 \cdot 10^{-06}$	GVATH#0S006123OEN	
29	$1,00 \cdot 10^{-06}$	GVATH#0S0064V4OEN	
30	0,0	OPTH10D001EIN	#XP1A
31	0,0	OPTH10D001EIN	#XP1D
32	0,0	OPTH10D001EIN	#XP1S
33	0,0	TH10LECK	
34	0,0	#ES1	
35	0,0	#TF1M	
36	0,0	#TF1S	
37	0,0	#XB1	
38	0,0	#XS1	

ANHANG C: PROBABILISTISCHE MODELLE ZUR BESCHREIBUNG DES AUSFALLVERHALTENS VON KOMPONENTEN UND ANFORDERUNGEN AN RECHENPROGRAMME

INHALTSVERZEICHNIS

Seite

INHALTSVERZEICHNIS	2
ABBILDUNGSVERZEICHNIS	2
VERZEICHNIS DER TABELLEN	2
C 1 PROBABILISTISCHE MODELLE ZUR BESCHREIBUNG DES AUSFALLVERHALTENS VON KOMPONENTEN UND METHODISCHE GRUNDLAGEN VON RECHENPROGRAMMEN	3
C 1.1 ZUVERLÄSSIGKEITSMODELLE ZUR BESCHREIBUNG DES AUSFALLVERHALTENS VON KOMPONENTEN	3
C 1.1.1 <i>Begriffe</i>	3
C 1.1.2 <i>Konstante Ausfallrate</i>	5
C 1.1.2.1 Nicht entdeckte Ausfälle	5
C 1.1.2.2 Entdeckte Ausfälle	6
C 1.1.3 <i>Konstante Ausfallwahrscheinlichkeit</i>	7
C 1.1.4 <i>Kombiniertes Modell</i>	7
C 1.2 METHODEN ZUR BERECHNUNG VON ZUVERLÄSSIGKEITSKENNGRÖSSEN FÜR SYSTEME.....	8
C 1.2.1 <i>Strukturfunktion</i>	8
C 1.2.2 <i>Direkte (Monte-Carlo-) Simulation des Ausfallverhaltens der Komponenten bzw. des Systems</i>	8
C 1.2.3 <i>Ermittlung von Minimalschnitten von Fehlerbäumen</i>	10
C 1.2.4 <i>Ermittlung der System-Zuverlässigkeitskennwerte</i>	11
C 1.2.5 <i>Besondere Fragestellungen der Zuverlässigkeitsanalyse</i>	12
C 1.2.5.1 Berücksichtigung der Unsicherheiten der Komponentendaten	12
C 1.2.5.2 Importanzkenngrößen	13
C 1.2.5.3 Sensitivitätsmaße	13
C 1.2.5.4 Auswertung von Ereignisbäumen	13
C 2 ANFORDERUNGEN AN DIE RECHENPROGRAMME ZUM ERSTELLEN EINER PROBABILISTISCHEN SICHERHEITSANALYSE.....	16
C 3 LITERATUR	19

ABBILDUNGSVERZEICHNIS

Seite

Bild C-1: Schematischer Verlauf der Kenngrößen $q(t)$, $m(t)$ und $u(t)$	6
---	---

VERZEICHNIS DER TABELLEN

Seite

Tabelle C-1: Überblick über die Basisanforderungen an Rechenhilfsmittel für die PSA	17
--	----

C 1 PROBABILISTISCHE MODELLE ZUR BESCHREIBUNG DES AUSFALLVERHALTENS VON KOMPONENTEN UND METHODISCHE GRUNDLAGEN VON RECHENPRO- GRAMMEN

Nachfolgend wird ein Überblick über theoretische Grundlagen von Rechenprogrammen zur Durchführung probabilistischer Sicherheitsanalysen gegeben.

C 1.1 ZUVERLÄSSIGKEITSMODELLE ZUR BESCHREIBUNG DES AUSFALLVERHALTENS VON KOMPONENTEN

Die im Folgenden angegebenen Modelle beziehen sich auf unabhängige Ausfälle von Komponenten. Voneinander abhängige Ausfälle mehrerer Komponenten werden in Abschnitt 3.3 des Methodenbands behandelt.

C 1.1.1 Begriffe

Für die Beurteilung der Zuverlässigkeit von Komponenten sind folgende Kenngrößen von Bedeutung:

Nichtverfügbarkeit

Die Nichtverfügbarkeit $u(t)$ einer Komponente ist die Wahrscheinlichkeit dafür, dass sie zum Zeitpunkt t ausgefallen ist, d.h. sich in einem Zustand befindet, in dem sie die von ihr geforderte Funktion nicht zu erfüllen vermag.

Verfügbarkeit

Die Verfügbarkeit ist das Komplement zur Nichtverfügbarkeit:

$$v(t) = 1 - u(t) \quad \text{Gl. C-1}$$

Maximale Nichtverfügbarkeit

Die maximale Nichtverfügbarkeit u_{\max} einer Komponente ist der Maximalwert der zeitabhängigen Nichtverfügbarkeit innerhalb des zugrunde gelegten Betrachtungszeitraumes $[0, T]$ der Länge T :

$$u_{\max} = \max\{u[0, T]\} \quad \text{Gl. C-2}$$

Diese Größe ist für die Beurteilung der Zuverlässigkeit einer Komponente nur in Ausnahmefällen von Bedeutung. Im Rahmen von probabilistischen Sicherheitsanalysen ist zur Beurteilung der Zuverlässigkeit von Komponenten die mittlere Nichtverfügbarkeit heranzuziehen.

Mittlere Nichtverfügbarkeit

Die mittlere Nichtverfügbarkeit $\bar{u}(T)$ einer Komponente ist der Mittelwert der Wahrscheinlichkeit dafür, dass die Komponente zu einem beliebigen Zeitpunkt t innerhalb des Betrachtungszeitraumes T ausgefallen ist:

$$\bar{u}(T) = \frac{1}{T} \int_0^T u(t) dt \quad \text{Gl. C-3}$$

Ausfallhäufigkeit

Die Ausfallhäufigkeit $h(T)$ einer Komponente ist der Erwartungswert für die Anzahl ihrer Ausfälle im Betrachtungszeitraum T :

$$h(T) = \int_0^T m(t) dt \quad \text{Gl. C-4}$$

Ausfallhäufigkeitsdichte

Die Ausfallhäufigkeitsdichte $m(t)$ einer Komponente ist die zeitliche Ableitung der Ausfallhäufigkeit:

$$m(t) = \frac{dh(t)}{dt} \quad \text{Gl. C-5}$$

Ausfallwahrscheinlichkeit

Die Ausfallwahrscheinlichkeit $q(T)$ einer Komponente ist die Wahrscheinlichkeit dafür, dass ihre Lebensdauer L kürzer als der Betrachtungszeitraum T ist:

$$q(T) = W(L < T) \quad \text{Gl. C-6}$$

Überlebenswahrscheinlichkeit

Die Überlebenswahrscheinlichkeit $r(T)$ ist das Komplement zur Ausfallwahrscheinlichkeit. Sie ist die Wahrscheinlichkeit dafür, dass die Komponente den Betrachtungszeitraum T ohne Ausfall überlebt:

$$r(T) = W(L > T) = 1 - q(T) \quad \text{Gl. C-7}$$

Verteilungsfunktion

Die Verteilungsfunktion einer stetigen Zufallsvariablen X ist gemäß folgender Beziehung definiert:

$$F(x) = W(X < x); -\infty < x < +\infty$$

oder

$$F(x) = \int_{-\infty}^x f(z) dz \quad \text{Gl. C-8}$$

mit $f(z)$ als Verteilungsdichtefunktion.

Verteilungsdichtefunktion

Die Ableitung der Verteilungsfunktion $F(x)$ wird als Verteilungsdichtefunktion $f(x)$ bezeichnet.

$$f(x) = \frac{dF(x)}{dx} \quad \text{Gl. C-9}$$

Ausfallrate

Die Definitionsgleichung der Ausfallrate lautet:

$$\lambda(t) = \frac{f(t)}{1 - F(t)} = \frac{f(t)}{1 - q(t)} = \frac{f(t)}{r(t)} \quad \text{Gl. C-10}$$

Dabei ist $F(t)$ die Verteilungsfunktion und $f(t)$ die Verteilungsdichtefunktion der Lebensdauer.

Veranschaulicht bedeutet der Ausdruck $\lambda(t)dt$ die Wahrscheinlichkeit für einen Ausfall nach Erreichen der zufälligen Lebensdauer t im anschließenden Zeitintervall $[t, t+dt]$.

C 1.1.2 Konstante Ausfallrate

Im Folgenden wird - wie in Rechenprogrammen für probabilistische Sicherheitsanalysen üblich - die Ausfallrate als zeitunabhängig angesetzt:

$$\lambda(t) = \lambda = \text{const.} \quad \text{Gl. C-11}$$

Dies ist für technische Komponenten, die in Kernkraftwerken zum Einsatz kommen, i. a. gerechtfertigt, da Frühausfälle und Alterung aufgrund geeigneter Gegenmaßnahmen unberücksichtigt bleiben können.

C 1.1.2.1 Nicht entdeckte Ausfälle

In diesem Abschnitt wird das Modell zur Beschreibung des Ausfallverhaltens von Bereitschaftskomponenten („stand-by-Komponenten“) dargestellt. Solche Komponenten werden in regelmäßigen Zeitabständen („Testintervallen“ der Länge τ) wiederkehrenden Funktionsprüfungen unterzogen. Nach Durchführung der Funktionsprüfung und - falls erforderlich - einer Instandsetzung (Reparatur) wird die Komponente wieder als neuwertig und fehlerfrei angesehen, woraus sich Grenzen für die Anwendung des Modells ergeben. Weiterhin wird bei diesem Modell davon ausgegangen, dass die Funktionsfähigkeit während der Prüfung nicht beeinträchtigt ist bzw. dass die Inspektionsdauer gegenüber dem entsprechenden Testintervall vernachlässigbar kurz ist. Dies wird von Bereitschaftssystemen in Kernkraftwerken in der Regel erfüllt. Andernfalls ist der sich aus den wiederkehrenden Prüfungen ergebende Beitrag zur Nichtverfügbarkeit gemäß Abschnitt C 1.1.4 zusätzlich zu ermitteln und anzusetzen.

Ausfallwahrscheinlichkeit

Die für das Modell nicht entdeckter Ausfälle gültigen Beziehungen lauten:

$$q(t) = W(L < t) \quad \text{Gl. C-12}$$

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

Bei zeitlich konstanten Ausfallraten ist die Ausfallwahrscheinlichkeit somit unabhängig von den Testintervallen.

Ausfallhäufigkeitsdichte

$$m(t) = \lambda e^{-\lambda(t-n\tau)} \quad \text{für } n\tau \leq t < (n+1)\tau; n = 0, 1, 2, \dots \quad \text{Gl. C-13}$$

Nichtverfügbarkeit

$$u(t) = 1 - e^{-\lambda(t-n\tau)} \quad \text{für } n\tau \leq t < (n+1)\tau; n = 0, 1, 2, \dots \quad \text{Gl. C-14}$$

Der für die Beurteilung der Zuverlässigkeit einer stand-by-Komponente maßgebliche zeitliche Mittelwert ergibt sich zu:

$$\bar{u}(\tau) = \frac{1}{\tau} \int_0^\tau u(t) dt = 1 - \frac{1}{\lambda\tau} (1 - e^{-\lambda\tau}) \quad \text{Gl. C-15}$$

Ist $\lambda \cdot \tau \ll 1$, so lässt sich die Beziehung folgendermaßen annähern:

$$\bar{u}(\tau) \approx \frac{\lambda\tau}{2} \quad \text{Gl. C-16}$$

Unter derselben Bedingung ergibt sich der Maximalwert am Ende des Testintervalls zu:

$$u_{\max} \approx \lambda \tau$$

Gl. C-17

Der schematische Verlauf der Zuverlässigkeitskenngrößen $q(t)$, $m(t)$ und $u(t)$ ist in Bild C-1 dargestellt. Der periodische Charakter der Größen $m(t)$ und $u(t)$ ist hieraus ersichtlich.

Durch geeignete Erweiterung der oben dargestellten Formeln lassen sich zusätzlich Beiträge zur Nichtverfügbarkeit infolge von Reparaturen mit konstanten Reparaturdauern berücksichtigen.

Mit diesem Komponentenmodell lässt sich auch das Ausfallverhalten nicht reparierbarer Komponenten beschreiben. In diesem Falle ist das Testintervall τ durch den Betrachtungszeitraum T zu ersetzen.

$$u(T) = q(T) \approx \lambda T$$

Gl. C-18

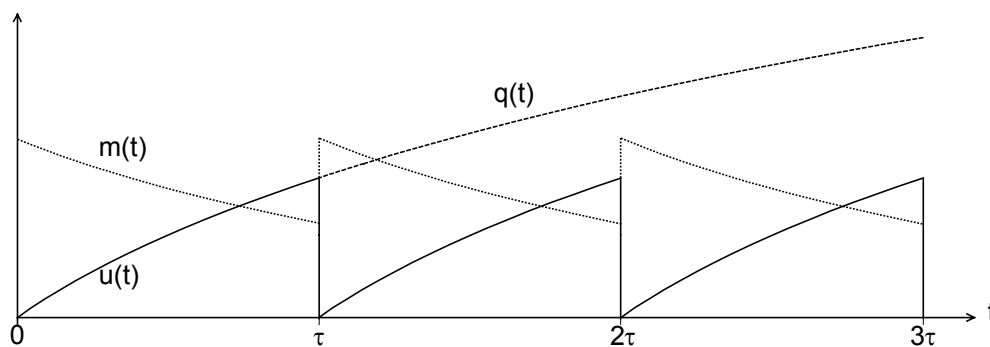


Bild C-1: Schematischer Verlauf der Kenngrößen $q(t)$, $m(t)$ und $u(t)$

Grenzen des Modells

Bei sehr kurzen Testintervallen ergeben sich oft unrealistisch niedrige Nichtverfügbarkeiten, da eine mögliche Ausfallratenerhöhung infolge der häufigen Tests nicht berücksichtigt wird. Betriebserfahrungen weisen daraufhin, dass z.B. für aktive verfahrenstechnische Komponenten sinnvolle Testintervalle nicht kürzer als eine Woche sein sollten.

Der Gültigkeitsbereich des Modells wird auch bei sehr langen Testintervallen verlassen, da aufgrund von Alterung, Verschleiß, etc. dann nicht mehr von zeitlich konstanten Ausfallraten ausgegangen werden kann. Die Testintervalle sollten nicht länger als etwa 2 bis 4 Jahre sein, wobei im Einzelfall auf die Einsatzbedingungen der Komponenten zu achten ist.

C 1.1.2.2 Entdeckte Ausfälle

Dieses Modell ist anzuwenden auf Komponenten, die sich ständig in Betrieb befinden oder deren Ausfälle selbstmeldend sind.

Für exponentialverteilte Lebensdauern L und Reparaturdauern T_R gilt:

Nichtverfügbarkeit

$$u(t) = \frac{\lambda}{\lambda + \mu} (1 - e^{-(\lambda + \mu)t}) \approx \frac{\lambda}{\lambda + \mu} \approx \lambda \bar{T}_R = \text{const.}$$

Gl. C-19

Ausfallhäufigkeitsdichte

$$m(t) = \frac{\lambda\mu}{\lambda + \mu} \left(1 + \frac{\lambda}{\mu} e^{-(\lambda+\mu)t} \right) \approx \frac{\lambda\mu}{\lambda + \mu} \approx \lambda = \text{const.} \quad \text{Gl. C-20}$$

Voraussetzung für die Gültigkeit der Näherungen ist, dass die mittlere Lebensdauer $\bar{L} = 1/\lambda$ der Komponente groß ist im Verhältnis zur mittleren Reparaturdauer $T_R = 1/\mu$, was von technischen Komponenten erfüllt wird.

Bei der Ermittlung der Reparaturdauer ist darauf zu achten, dass hier auch Fehlererkennungszeiten und eventuelle Wartezeiten durch Ersatzteilbeschaffung oder Arbeitszeitregelungen zu berücksichtigen sind. Die Reparaturdauer ist damit die mittlere Zeitspanne vom Ausfall der Komponente bis zur wieder erreichten Funktionsfähigkeit.

Bei der Betrachtung von Ausfällen in der Langzeitphase (vgl. Abschnitt 3.2) liegen in der Regel entdeckte Ausfälle vor, die mit den o.g. Formeln beschrieben werden können. Meist ändern sich während der Langzeitphase aber die Mindestanforderungen an die Systeme und damit die Fehlerbaumlogik. Für derartige Problemstellungen werden Mehrphasen-Rechenprogramme benötigt.

C 1.1.3 Konstante Ausfallwahrscheinlichkeit

Mit diesem Modell werden Komponenten beschrieben, deren Ausfallwahrscheinlichkeit zeitunabhängig ist ($q(t) = \text{const.}$). Der Schätzwert dieser Ausfallwahrscheinlichkeit lässt sich aus der Zahl beobachteter Ausfälle bei einer gegebenen Zahl von Anforderungen bestimmen.

C 1.1.4 Kombiniertes Modell

Falls entsprechende Zuverlässigkeitsdaten zur Verfügung stehen, kann das Modell der konstanten Ausfallrate mit dem Modell der konstanten Ausfallwahrscheinlichkeit kombiniert werden. Hierdurch kann z. B. berücksichtigt werden, dass bei Funktionstests möglicherweise nicht alle Fehler entdeckt werden oder dass eine Komponente infolge von Instandhaltungsmaßnahmen bei Anforderung nicht verfügbar ist. Dazu wird der zeitabhängigen Nichtverfügbarkeit eine konstante Nichtverfügbarkeit p_A überlagert. Die mittleren Nichtverfügbarkeiten ergeben sich damit (falls $\lambda\tau \ll 1$ bzw. $\lambda\bar{T}_R \ll 1$)

$$\text{für nicht entdeckte Ausfälle: } \bar{u}(\tau) \approx p_A + \frac{\lambda\tau}{2} \quad \text{Gl. C-21}$$

$$\text{für entdeckte Ausfälle: } \bar{u}(t) \approx p_A + \lambda\bar{T}_R \quad \text{Gl. C-22}$$

C 1.2 METHODEN ZUR BERECHNUNG VON ZUVERLÄSSIGKEITSKENNGRÖSSEN FÜR SYSTEME

Die in Abschnitt C 1.1.1 für Komponenten definierten Begriffe lassen sich entsprechend auf Systeme übertragen. Bei der Berechnung von Zuverlässigkeitskenngrößen für Systeme wird von folgenden Grundlagen ausgegangen:

- Fehlerbaum (s. Abschnitt 3.2) bzw. Strukturfunktion (s. Abschnitt C 1.2.1), welche die logische Verknüpfung zwischen den Ausfällen der Komponenten und dem Ausfall des Systems herstellen,
- Zuverlässigkeitskenngrößen der Komponenten,
- Modelle zur Beschreibung des Ausfallverhaltens der Komponenten (s. Abschnitt C 1.1),
- Modelle zur Beschreibung des Ausfallverhaltens des Systems.

Im Grundsatz lassen sich Fehlerbäume durch Handrechnung auswerten, Fehlerbäume für größere Systeme erfordern jedoch die Zuhilfenahme von Rechenprogrammen.

Die Rechenprogramme basieren auf simulativen (Monte-Carlo-) oder analytischen Verfahren, wobei die Entwicklung mehr und mehr zu analytischen Verfahren tendiert. Bei den simulativen Methoden ist weiter zu unterscheiden zwischen direkter Simulation des Ausfallverhaltens der Komponenten bzw. des Systems (s. Abschnitt C 1.2.2) und der simulativen Ermittlung von Minimalschnitten (s. Abschnitt C 1.2.3).

C 1.2.1 Strukturfunktion

Der Fehlerbaum, der den Systemzustand mit den Zuständen der Komponenten verknüpft, stellt eine Logik dar, die in eine Boole'sche Funktion umgesetzt werden kann, die Strukturfunktion. Hierbei werden Komponenten- und Systemzustände durch binäre Variable beschrieben. Es gilt:

$$x_i = \begin{cases} 1 & \text{falls Komponente } i \text{ ausgefallen} \\ 0 & \text{falls Komponente } i \text{ intakt} \end{cases} \quad (i = 1, \dots, n) \quad \text{Gl. C-23}$$

wobei n die Anzahl der Komponenten im Fehlerbaum ist. Entsprechend gilt für das System

$$Y(X) = \begin{cases} 1 & \text{falls System ausgefallen} \\ 0 & \text{falls System intakt} \end{cases} \quad \text{Gl. C-24}$$

wobei der Zufallsvektor X den Wertevorrat x_i ($i = 1, \dots, n$) aufweist. $Y(X)$ wird als Strukturfunktion bezeichnet /VDI 86/.

C 1.2.2 Direkte (Monte-Carlo-) Simulation des Ausfallverhaltens der Komponenten bzw. des Systems

Mit Hilfe von Zufallszahlen werden für die einzelnen Komponenten auf der Grundlage der Ausfallraten λ bzw. Ausfallwahrscheinlichkeiten q Ausfälle simuliert. Auf diese Weise wird das Komponentenverhalten nachgebildet, das ursprünglich zu den Werten von λ bzw. q geführt hat. Entsprechend kann man Reparaturdauern simulativ ermitteln oder auch als konstant ansetzen.

Auf der Basis der Komponentenausfälle werden durch Auswerten der Strukturfunktion die Zahl der Ausfälle des Systems innerhalb des Betrachtungszeitraums und die damit verbundenen Ausfalldauern des Systems bestimmt. Das Ausfallverhalten innerhalb des Betrachtungszeitraums wird wiederholt simuliert. Jede Simulation des Betrachtungszeitraums wird als ein Spiel bezeichnet.

Insgesamt werden N Spiele durchgeführt, wobei n Systemausfälle auftreten. Daraus folgt für die Ausfallhäufigkeit des Systems:

$$\hat{H}(T) = \frac{n}{N} \quad \text{Gl. C-25}$$

Zu den n Systemausfällen korrespondieren n Ausfalldauern $T_{A,i}$ ($i=1, \dots, n$). Sie bilden die Grundlage für die Berechnung der Systemnichtverfügbarkeit:

$$\hat{U}(T) = \frac{\sum_{i=1}^n T_{A,i}}{NT} \quad \text{Gl. C-26}$$

Enthält das System reparierbare Komponenten, so kann es während des Betrachtungszeitraums mehrfach ausfallen und wieder instandgesetzt werden. Von den n Systemausfällen im Betrachtungszeitraum seien j Erstaufälle. Damit errechnet sich die Ausfallwahrscheinlichkeit des Systems zu:

$$\hat{Q}(T) = \frac{j}{N} \quad \text{Gl. C-26a}$$

Die Methode der direkten Simulation wird im Detail in /CAM 76/ beschrieben. Ihr Vorteil liegt in der Flexibilität der Anwendung. Behandelt werden können z. B.

- komplizierte Umschalt- und Reparaturstrategien,
- beliebige Verteilungsfunktionen für die Zuverlässigkeitskenngrößen der Komponenten einschließlich deren Reparaturdauern,
- zulässige Ausfallzeiten, die zeitlich veränderlich sind.

Ein Nachteil der direkten Simulation ist der hohe Aufwand an Rechenzeit für die statistische Sicherung (s.u.) der Ergebnisse bei der Anwendung auf hochzuverlässige Systeme. Ein weiterer Nachteil besteht darin, dass bei der direkten Simulation i.a. kein repräsentativer Satz von Minimal-schnitten ermittelt wird. Die Berechnung von Importanzen, Sensitivitäten und Unsicherheiten aufgrund unsicherer Eingangsdaten (s. Abschnitte C 1.2.5.1 bis C 1.2.5.3) ist mit dieser Methode nicht bzw. nicht mit vertretbarem Rechenzeitaufwand möglich.

Statistische Sicherung

Die mit den obigen Beziehungen gegebenen Zuverlässigkeitskenngrößen stellen Schätzwerte dar, die nur bei entsprechender statistischer Sicherung den Erwartungswerten gleichgesetzt werden können. Aus der Definition des relativen Fehlers

$$\varepsilon_{\text{rel}} = \frac{\hat{Q}(T) - Q(T)}{Q(T)} \quad \text{Gl. C-27}$$

folgt die Beziehung für die notwendige Anzahl der Spiele zur Ermittlung der Ausfallwahrscheinlichkeit des Systems (C26a):

$$N \geq \frac{1}{\varepsilon_{\text{rel}}^2 Q(T)} \quad \text{Gl. C-28}$$

C 1.2.3 Ermittlung von Minimalschnitten von Fehlerbäumen

Als Minimalschnitt („minimal cut“) eines Systems bezeichnet man eine Kombination von Komponenten, deren gemeinsamer Ausfall notwendig und hinreichend ist, um einen Systemausfall zu bewirken. Nahezu alle gängigen Verfahren zur Auswertung von Fehlerbäumen erzeugen zunächst Minimalschnitte, um daraus anschließend die Zuverlässigkeitsmerkmale des Systems zu bestimmen.

Simulative Methoden zur Ermittlung von Minimalschnitten

Die Ermittlung von Minimalschnitten mit Hilfe der Monte-Carlo-Simulation erfolgt ähnlich wie die direkte Simulation des Ausfallverhaltens von Komponenten (s. Abschnitt C 1.2.2).

Bei jedem Simulationsspiel werden „zufällige“ Ausfälle von Komponenten bestimmt. Anhand der Strukturfunktion wird geprüft, ob aufgrund der Komponentenausfälle ein Systemausfall vorliegt. Ist dies der Fall, so wird die Menge der ausgefallenen Komponenten solange reduziert, bis die verbleibende Menge gerade noch ausreicht, um einen Systemausfall zu bewirken, d. h. ein Minimalschnitt gefunden ist. Dieser Vorgang wird wiederholt durchgeführt, wobei neu auftretende Minimalschnitte gespeichert werden. Ausfallkombinationen (Minimalschnitte) mit höheren Beiträgen zur Nichtverfügbarkeit des Systems werden dabei methodisch bedingt mit größerer Wahrscheinlichkeit gefunden als solche mit niedrigeren Beiträgen.

Der Nachteil der simulativen Ermittlung von Minimalschnitten liegt darin, dass bei großen Fehlerbäumen die Minimalschnitte bei vertretbarem Einsatz von Rechenzeit nicht vollzählig ermittelt werden und keine Möglichkeit besteht, den Beitrag nicht gefundener Minimalschnitte zur Nichtverfügbarkeit des Systems zu bestimmen.

Analytische Methoden zur Ermittlung von Minimalschnitten

In /FUS 72/ ist ein sogenannter top-down-Algorithmus angegeben, der die Basis moderner Rechenprogramme zur analytischen Ermittlung von Minimalschnitten bildet. Dabei wird der Fehlerbaum, beginnend vom Top (unerwünschtes Ereignis), logisch entwickelt, wobei i. a. Abschneidekriterien zur Anwendung kommen. Weitere Algorithmen finden sich in /REI 73/ - /AST 78/.

Abschneidekriterien für Algorithmen zur Bestimmung von Minimalschnitten

Mit analytischen Methoden werden alle Minimalschnitte eines Systems ermittelt. Große, komplexe Systeme weisen sehr viele Minimalschnitte auf. Daher treten bei der Behandlung solcher Systeme Speicherplatz- und Rechenzeitprobleme auf. In diesem Fall ist es erforderlich, mit Hilfe geeigneter absoluter oder gegenüber der zu ermittelnden Systemnichtverfügbarkeit relativer Abschneidekriterien vernachlässigbare Minimalschnitte zu verwerfen. Der dadurch vernachlässigte Beitrag zur Systemnichtverfügbarkeit kann im Sinne einer Maximalabschätzung quantifiziert werden.

Die Qualität des Ergebnisses kann anhand eines Vergleiches der auf der Basis nicht abgeschnittenen („dominanter“) Minimalschnitte ermittelten Nichtverfügbarkeit des Systems und der durch Abschneiden von Minimalschnitten maximal vernachlässigten Nichtverfügbarkeit des Systems beurteilt werden. Letztere sollte möglichst nicht mehr als 10 % der auf der Basis nicht abgeschnittenen Minimalschnitte ermittelten Nichtverfügbarkeit des Systems betragen. Diese Bedingung kann bei der Behandlung großer Fehlerbäume bei realistischen Rechenzeiten mit den gängigen Rechenprogrammen oftmals nicht eingehalten werden.

C 1.2.4 Ermittlung der System-Zuverlässigkeitskennwerte

Nichtverfügbarkeit von Minimalschnitten

Die Nichtverfügbarkeit eines Minimalschnittes $u_i(t)$, der aus k Komponenten besteht, ergibt sich bei unabhängigem Komponentenausfallverhalten zu

$$u_i(t) = \prod_{j=1}^k u_{i,j}(t) \quad \text{Gl. C-29}$$

wobei $u_{i,j}$ die Nichtverfügbarkeit der Komponente j im Minimalschnitt i bedeutet. Die mittlere Nichtverfügbarkeit eines Minimalschnittes im Intervall $[0, T]$ ergibt sich zu:

$$\bar{u}_i(T) = \frac{1}{T} \int_0^T u_i(t) dt = \frac{1}{T} \int_0^T \prod_{j=1}^k u_{i,j}(t) dt \quad \text{Gl. C-30}$$

An dieser Stelle ist darauf hinzuweisen, dass die häufig verwendete Näherung

$$\bar{u}_i(T) \approx \prod_{j=1}^k \left[\frac{1}{T} \int_0^T u_{i,j}(t) dt \right] \quad \text{Gl. C-31}$$

(Produkt der mittleren Nichtverfügbarkeiten der Komponenten anstelle des Mittelwerts des Produktes der zeitabhängigen Nichtverfügbarkeiten der Komponenten) bei Minimalschnitten, die mehr als eine Bereitschaftskomponente enthalten, zu niedrige Werte für die mittlere Nichtverfügbarkeit dieser Minimalschnitte und damit auch des Systems liefert.

Ein Minimalschnitt, der aus zwei jährlich getesteten Komponenten mit der Ausfallrate $1 \cdot 10^{-6}/h$ besteht, hat nach der exakten Formel (C30) eine mittlere Nichtverfügbarkeit von $2,54 \cdot 10^{-5}$, nach der Näherungsformel (C31) dagegen eine mittlere Nichtverfügbarkeit von $1,91 \cdot 10^{-5}$.

Ausfallwahrscheinlichkeit eines Minimalschnittes

Die Ausfallwahrscheinlichkeit $q_i(t)$ eines Minimalschnittes, der reparierbare Komponenten enthält, ist nicht mathematisch exakt ermittelbar. Für die praktische Anwendung bietet sich die Approximation über die Ausfallhäufigkeit $h_i(t)$ bzw. die Ausfallhäufigkeitsdichte $m_i(t)$ durch folgende Beziehung (vgl. /BEC 81/, /BEC 85/, /VES 70/) an:

$$h_i(T) = \int_0^T m_i(t) dt = \int_0^T \sum_{j=1}^k m_{i,j}(t) \prod_{l=1(l \neq j)}^k u_{i,l}(t) dt \quad \text{Gl. C-32}$$

Die Ermittlung von $h_i(T)$ ist damit anhand der Komponentenmodelle möglich.

Systemkennwerte

Die Systemkennwerte Nichtverfügbarkeit $U(t)$ und Ausfallwahrscheinlichkeit $Q(t)$ lassen sich aus den entsprechenden Kennwerten der Minimalschnitte mit Hilfe der nachfolgenden Beziehungen angeben:

$$U(t) = \sum_{i=1}^N u_i(t) - \delta \quad \text{Gl. C-33}$$
$$Q(t) = \sum_{i=1}^N q_i(t) - \delta$$

Das Fehlerglied δ enthält Glieder höherer Ordnung (/BAT 70/ und /DRE 75/), die im Allgemeinen vernachlässigbar klein sind. Die Systemkennwerte können somit durch die Summe der Kennwerte der Minimalschnitte angenähert werden.

Eine bessere Näherung erhält man durch den sogenannten MCUB (minimal cut upper bound), der in Rechenprogrammen, die auf Minimalschnitten aufbauen, häufig verwendet wird:

$$U(t) \approx 1 - \prod_{i=1}^N [1 - U_i(t)]$$

$$Q(t) \approx 1 - \prod_{i=1}^N [1 - Q_i(t)]$$

Gl. C-34

Zur Beurteilung der Zuverlässigkeit eines Systems oder der Ausgewogenheit des Sicherheitskonzeptes einer Anlage ist gemäß den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke /BMI 77/ die mittlere Nichtverfügbarkeit im Betrachtungszeitraum heranzuziehen:

$$\bar{U}(T) \approx \frac{1}{T} \int_0^T \left\{ 1 - \prod_{i=1}^N [1 - U_i(t)] \right\} dt$$

Gl. C-35

Getrennte Auswertung von Fehlerbaumteilen

In Fehlerbäumen treten häufig Teile auf, die völlig unabhängig vom übrigen Teil des Fehlerbaumes sind. Solche Teile können getrennt ausgewertet werden. Dadurch lässt sich -falls im Einzelfall bei sehr umfangreichen Fehlerbäumen erforderlich - eine erhebliche Reduktion der Rechenzeit erreichen.

C 1.2.5 Besondere Fragestellungen der Zuverlässigkeitsanalyse

C 1.2.5.1 Berücksichtigung der Unsicherheiten der Komponentendaten

In den vorhergehenden Abschnitten wurden die Zuverlässigkeitskenngrößen der Komponenten als Punktwerte behandelt. Sie sind jedoch mit Unsicherheiten behaftet, die dadurch berücksichtigt werden können, dass die Zuverlässigkeitskenngrößen durch Wahrscheinlichkeitsverteilungen, beispielsweise die logarithmische Normalverteilung, beschrieben werden.

Um den Einfluss der Unsicherheiten der Eingangsdaten auf das Ergebnis $Z(t)$ der Fehlerbaumauswertung zu ermitteln, wird im Allgemeinen die Monte-Carlo-Simulation benutzt. Dabei werden N Spiele durchgeführt. In jedem Spiel werden Werte für die Zuverlässigkeitskenngrößen der Komponenten entsprechend ihrer Verteilung gezogen und der Satz von Minimalschnitten mit den daraus resultierenden Daten ausgewertet. Erwartungswert und Varianz des Endergebnisses errechnen sich dann wie folgt:

$$E[Z(t)] \approx \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N Z_i$$

$$s_Z^2 \approx \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N (Z_i - E[Z(t)])^2$$

Gl. C-36

Ein Maß für die Qualität des Ergebnisses der Monte-Carlo-Simulation lässt sich mittels des mittleren quadratischen Fehlers des Schätzwertes berechnen:

$$s^2 \approx \frac{1}{N^2} \sum_{i=1}^N (Z_i - E[Z(t)])^2$$

Gl. C-37

Bei der Simulation sollte N so gewählt werden, dass die Standardabweichung $s = \sqrt{s^2}$ nicht mehr als ca. 10 % des Erwartungswertes beträgt.

Bei der Ermittlung der Unsicherheit der Zuverlässigkeitskenngrößen des Systems ist zu beachten, dass in einem bestimmten Simulationsspiel für alle Komponenten, deren Kenngrößen einer gemeinsamen Datenpopulation („Kollektiv“) entstammen, dieselbe Perzentile der Verteilung zu ver-

wenden ist /APO 81/. Diese Vorgehensweise wird mit Ausfallratenkopplung bezeichnet. Ohne Ausfallratenkopplung werden zu geringe Unsicherheiten berechnet.

C 1.2.5.2 Importanzkenngrößen

Unter Importanzkenngrößen werden Kenngrößen verstanden, welche die Bedeutung einzelner Komponenten bzw. bestimmter Gruppen von Komponenten für die Zuverlässigkeit eines Systems ausweisen. Importanzkenngrößen geben Hinweise auf mögliche Systemverbesserungen, erleichtern die Beurteilung der Ausgewogenheit der Systemauslegung und sind somit ein wertvolles Hilfsmittel für die Interpretation der Ergebnisse von Zuverlässigkeitsanalysen.

In /KOS 79/ und /BAR 75/ sind die Definitionen gebräuchlicher Importanzkenngrößen enthalten. Im Allgemeinen kommen folgende Importanzmaße zur Anwendung:

Diagnostische Importanz („Fussel-Vesely-Importanz“)

Die diagnostische Importanz einer Komponente i gibt an, um welchen relativen Anteil sich die Systemnichtverfügbarkeit vermindert, wenn man annimmt, dass die Komponente i nie ausfällt (Bedingung: $u_i = 0$):

$$I_i^D = 1 - \frac{\bar{U}(T)_{u_i=0}}{\bar{U}(T)} \quad \text{Gl. C-38}$$

Risikoerhöhungsfaktor („Risk Achievement Worth“)

Der Risikoerhöhungsfaktor einer Komponente i gibt das Verhältnis an, um das sich die Systemnichtverfügbarkeit erhöht, wenn man annimmt, dass die Komponente i immer ausgefallen ist (Bedingung: $u_i = 1$):

$$\text{REF}_i = \frac{\bar{U}(T)_{u_i=1}}{\bar{U}(T)} \quad \text{Gl. C-39}$$

Risikoverminderungsfaktor („Risk Reduction Worth“)

Der Risikoverminderungsfaktor einer Komponente i gibt das Verhältnis an, um das sich die Systemnichtverfügbarkeit vermindert, wenn man annimmt, dass die Komponente i nie ausfällt (Bedingung: $u_i = 0$):

$$\text{RVF}_i = \frac{\bar{U}(T)}{\bar{U}(T)_{u_i=0}} = \frac{1}{1 - I_i^D} \quad \text{Gl. C-40}$$

C 1.2.5.3 Sensitivitätsmaße

Ebenfalls wichtig für die Bewertung der Ergebnisse probabilistischer Sicherheitsanalysen ist die Angabe von Sensitivitätsmaßen. Hierunter ist die Auswirkung der Variation (Erhöhung bzw. Verminderung) der Kenngrößen (Ausfallraten, Ausfallwahrscheinlichkeiten) einzelner Komponenten oder von bestimmten Gruppen von Komponenten auf die Nichtverfügbarkeit des Systems zu verstehen, z.B. bei Variation der Ausfallrate der Komponente i um den Faktor 10:

$$S_i = \frac{\bar{U}(T)_{\lambda_{i1}=\lambda_i \times 10}}{\bar{U}(T)_{\lambda_{i1}=\lambda_i / 10}} \quad \text{Gl. C-41}$$

C 1.2.5.4 Auswertung von Ereignisbäumen

Bei der rechnergestützten Auswertung von Ereignisbäumen sind die Top-Gatter der Fehlerbäume aller im Verlauf eines bestimmten Ereignisablaufs relevanten Systemfunktionen zur Bewertung

dieses Ereignisablaufs zu einem UND-Gatter zusammenzufassen. Dabei sind die Top-Gatter der Fehlerbäume derjenigen Systemfunktionen zu negieren, die beim betrachteten Ereignisablauf als nicht ausgefallen unterstellt werden.

Die Häufigkeiten von in ihren Auswirkungen gleichartigen Endereignissen (z. B. „Auslösendes Ereignis beherrscht“, „Kernschaden bei niedrigem Druck im Primärkreis“, „Kernschaden bei hohem Druck im Primärkreis“, etc.) sind jeweils zu Gruppen zusammenzufassen. Für diese Gruppen sind Gesamthäufigkeiten auszuweisen.

Nomenklatur:

$E[Z(t)]$	Erwartungswert des Zuverlässigkeitsmerkmals $Z(t)$
$f(x)$	Verteilungsdichtefunktion
$F(x)$	Verteilungsfunktion
$h(t)$	Ausfallhäufigkeit einer Komponente
$h_i(t)$	Ausfallhäufigkeit des Minimalschnitts i
$\hat{H}(t)$	Schätzwert der Ausfallhäufigkeit eines Systems
i, j, l	Zählindizes
I_i^D	diagnostische Importanz der Komponente i
k	Ordnung eines Minimalschnitts
L	zufällige Lebensdauer einer Komponente
\bar{L}	mittlere Lebensdauer einer Komponente
$m(t)$	Ausfallhäufigkeitsdichte
$m_i(t)$	Ausfallhäufigkeitsdichte des Minimalschnitts i
$m_{i,j}(t)$	Ausfallhäufigkeitsdichte der Komponente j im Minimalschnitt i
N, n	natürliche Zahlen
p_A	zeitunabhängiger Anteil der Nichtverfügbarkeit
$q(t)$	Ausfallwahrscheinlichkeit einer Komponente
$q_i(t)$	Ausfallwahrscheinlichkeit des Minimalschnitts i
$Q(t)$	Ausfallwahrscheinlichkeit eines Systems
$\hat{Q}(T)$	Schätzwert der Ausfallwahrscheinlichkeit eines Systems
$r(t)$	Überlebenswahrscheinlichkeit einer Komponente
REF_i	Risikoerhöhungsfaktor der Komponente i
RVF_i	Risikoverminderungsfaktor der Komponente i
s	Standardabweichung
s_z^2	Varianz des Zuverlässigkeitsmerkmals Z
S_i	Sensitivität der Komponente i bei Variation der Ausfallrate I_i der Komponente i um Faktor 10
T	Betrachtungszeitraum

t	beliebiger Zeitpunkt im Betrachtungszeitraum
$T_{A,i}$	Dauer der Nichtverfügbarkeit der Komponente i
T_R	zufällige Reparaturdauer einer Komponente
$\overline{T_R}$	mittlere Reparaturdauer einer Komponente
$u(t)$	Nichtverfügbarkeit einer Komponente
$\overline{u}(T)$	mittlere Nichtverfügbarkeit einer Komponente
u_{\max}	maximale Nichtverfügbarkeit einer Komponente
$u_i(t)$	Nichtverfügbarkeit des Minimalschnitts i
$u_{i,j}(t)$	Nichtverfügbarkeit der Komponente j im Minimalschnitt i
$U(t)$	Nichtverfügbarkeit eines Systems
$\overline{U}(T)$	mittlere Nichtverfügbarkeit eines Systems
$\hat{U}(T)$	Schätzwert der Nichtverfügbarkeit eines Systems
$v(t)$	Verfügbarkeit einer Komponente
$W(x)$	Wahrscheinlichkeit des Ereignisses x
x_i	Wertevorrat des Zufallsvektors X
X	Zufallsvariable, Zufallsvektor
$Y(X)$	Strukturfunktion
$Z(t)$	Zuverlässigkeitsmerkmal
Z_i	im Spiel i ermitteltes Zuverlässigkeitsmerkmal
d	Fehlerglied
ε_{rel}	relativer Fehler
$\lambda(t)$	Ausfallrate einer Komponente
μ	Reparaturrate einer Komponente
τ	Testintervall

C 2 ANFORDERUNGEN AN DIE RECHENPROGRAMME ZUM ERSTELLEN EINER PROBABILISTISCHEN SICHERHEITS-ANALYSE

Zur Auswertung der Fehlerbäume und Ereignisablaufdiagramme, die im Rahmen einer probabilistischen Sicherheitsanalyse erstellt werden, sind Rechenprogramme, welche die nachfolgenden Eigenschaften besitzen, zu verwenden. Weltweit etabliert haben sich dafür Programme, welche in einem ersten Schritt die Minimalschnitte (d.h. die minimalen Kombinationen von ausgefallenen Komponenten, die gerade zum Ausfall der untersuchten Systemfunktion führen) ermitteln und auf der Basis dieser Minimalschnitte die Nichtverfügbarkeit der Systemfunktion berechnen.

Bei den bisher mit Anwendung der Minimalschnittmethode durchgeführten PSA werden Näherungslösungen der Zuverlässigkeitskenngrößen berechnet. Die exakte Auswertung der Fehlerbäume ist ebenfalls möglich, scheitert unter Umständen jedoch bei größeren und kompliziert strukturierten Fehlerbäumen. Einzelheiten für die mathematische Bewertung der Analyseverfahren sind in /GÖT 04/ enthalten.

Vor der Anwendung des Rechenprogramms muss sichergestellt werden, dass seine Eigenschaften, seine mathematischen Ansätze und seine Leistungsfähigkeit eine den anerkannten Regeln der Technik gemäße Durchführung von PSA sicherstellen. Die aus dieser Zielstellung abzuleitenden einzelnen Anforderungen müssen auf ihre Erfüllung geprüft werden, wobei empfohlen wird, dieses Verfahren nach einheitlichen Maßstäben durchzuführen. Untersuchungen zur Leistungsfähigkeit und Qualifizierung einiger Rechenprogramme sind in /GÖT 04/ und /AND 94/ enthalten.

Die Anforderungen an das Rechenprogramm bestehen aus Basisanforderungen und optionalen Anforderungen. In der Tabelle C-1 werden Basisanforderungen formuliert, die mindestens hinsichtlich der Programmtechnik bzw. der Methoden erfüllt sein müssen, damit das Rechenprogramm als geeignet gilt.

Grundsätzlich sollten nur PSA-Programme zur Anwendung kommen, bei denen alle in Tabelle C-1 aufgeführten Anforderungen erfüllt sind. Bei Anwendung von Programmen, die einzelne dieser Anforderungen nicht erfüllen oder für die das volle Anforderungsspektrum nicht einschlägig ist, ist darzulegen, dass durch die Art und Weise der Anwendung keine Fehler infolge des Nichterfülltseins dieser Anforderungen in der PSA resultieren.

Die Überprüfung der Analysenmodelle/Algorithmen (s. Pkt. 2.5 in der Tabelle C-1) kann zusätzlich mittels Testfehlerbäumen erfolgen, die in /GÖT 04/ und /AND 94/ dokumentiert sind. Anhand der Testergebnisse kann beurteilt werden, ob das Rechenprogramm das zugrunde liegende mathematische Modell hinreichend genau approximiert.

Merkmale des Rechenprogramms, die nicht unbedingt für die Realisierung einer PSA erforderlich sind, aber durchaus die Handhabbarkeit des Programms verbessern und den Umfang der angebotenen Funktionen erweitern, werden den optionalen Anforderungen zugeordnet, z. B.

- Eingabe und Bearbeitung eines Ereignisablaufes mittels einer grafischen Oberfläche,
- Kopplung des PSA-Programms an eine Datenbank,
- graphische Darstellung der Analyseergebnisse,
- Modell zur Analyse abhängiger Ausfälle,
- Modell zur Sensitivitätsanalyse,
- Berechnung weiterer Zuverlässigkeitskenngrößen, z.B. Zeitabhängigkeit der Unverfügbarkeit, Kenngrößen für Gruppen von Komponenten und Gruppen mit mehreren auslösenden Ereignissen.

Tabelle C-1: Überblick über die Basisanforderungen an Rechenhilfsmittel für die PSA

fortlaufende Nummerierung	Basisanforderung
1.	Handhabungs- und Strukturmerkmale (benutzerdefinierte Programmmerkmale)
1.1	Installation Programminstallation über administrative und organisatorische Maßnahmen (z.B. Installationshilfe wie Support oder Installationsroutine); neue Programmversionen müssen bei Programm-Updates abwärtskompatibel und funktionsfähig sein
1.2	Eingabeoberfläche grafische Eingabe- und Bedienoberfläche
1.3	Fehlerbaumeditor grafische Oberfläche zur Eingabe und Bearbeitung von Fehlerbäumen grafische Bearbeitung von Fehlerbaumelementen
1.4	Ereignisablaufdarstellung grafische Darstellung von Ereignisabläufen
1.5	Bearbeitungs- (Editor-) Funktionen in grafischer Oberfläche und jeweiligen Datensätzen
1.6	Projektverwaltung und Datenmanagement Gewährleistung von Datenkonsistenz Komponententypspezifische, parameterbezogene Datenbank Geschlossene Datenbank Import und Export von einzelnen Daten bzw. eines ganzen PSA-Projektes im ASCII-Format
1.7	Prüfroutinen und Fehlermeldungen Konsistenz- und Plausibilitätsprüfung Angabe von Fehlermeldungen mit genauer Fehlerursache
1.8	Programmvoreinstellungen Auswahl Druckertreiber, Ausgabeformat, Formatierung u.a.
1.9	Dateneingabe und Datenausgabe Dateneingabe: <ul style="list-style-type: none"> • manuelle • Übernahme von Daten aus anderen PSA-Projekten Bedingungen an Dateneingabe: <ul style="list-style-type: none"> • komponententypspezifische Eingabeüberwachung • Überwachung der Eingabedaten auf Plausibilität (Syntax, Konsistenz) Datenausgabe: <ul style="list-style-type: none"> • Eingangsparameter für Algorithmen • Kriterien, die den Analysealgorithmus beeinflussen • Ergebnissenkenngrößen des berechneten Systems • modelliertes System mittels Fehlerbäumen und Ereignisabläufen auf Bildschirm, Drucker/Plotter und in Dateiformat (ASCII) Analysenergebnisse in protokollarischer Form mit allen Analysekenngößen

Tabelle C-1: Überblick über die Basisanforderungen an Rechenhilfsmittel für die PSA (Fortsetzung)

2.	Grundlagen der Modellierung des Ausfallverhaltens von Systemen (durch Modellierungseigenschaften bestimmte Anforderungen)
2.1	Basisereignisse zur Modellierung von: <ul style="list-style-type: none"> • Ausfallverhalten von Komponenten • Auslösende Ereignisse
2.2	Verwendung folgender Komponentenmodelle: <ul style="list-style-type: none"> • selbstmeldende Komponente • periodisch getestete Komponente • Komponente mit konstanter Unverfügbarkeit • auslösendes Ereignis
2.3	Unsicherheiten der Komponentendaten Unsicherheitsverteilung lognormal
2.4	Logische Schaltelemente und Verknüpfungen: <ul style="list-style-type: none"> • UND • ODER • M von N • Transfersymbol
2.5	Analysenmodelle / Algorithmen: <ul style="list-style-type: none"> • grundsätzliche Verifizierung und Qualifizierung der verwendeten Analyseverfahren • Ermittlung exakter bzw. hinreichend genauer und konservativer Ergebnisse • nachgewiesene konservative Bestimmung und Ausweisung von Abschneidefehlern
3.	Ergebniskenngrößen von Systemen
3.1	Zuverlässigkeitskenngrößen von Systemkenngrößen: <ul style="list-style-type: none"> • Unverfügbarkeit U_s • Ausfallhäufigkeit M_s
3.2	Unsicherheiten von Systemkenngrößen: <ul style="list-style-type: none"> • Erwartungswert $E(X)$ • Median-Wert $M(X)$ • 5%- und 95%-Perzentilwert
3.3	Importanzen Anbieten <u>mindestens eines</u> der gebräuchlichsten Importanzmaße für Komponenten: <ul style="list-style-type: none"> • marginale Importanz I_m • fraktionale (kritische) Importanz I_f • Risikoerhöhungsfaktor I_e, Risikoreduktionsfaktor I_r • kompetitive Importanz I_k • sequentielle contributive Importanz I_{sk} • diagnostische Importanz I_d
4.	Allgemeine Softwareanforderungen <ul style="list-style-type: none"> • Anwenderhandbuch • Aussagen zur Qualitätssicherung • Sicherstellung von Support des Anwenders

C 3 LITERATUR

- /AND 94/ M. Andernacht et al.:
Untersuchung der Leistungsfähigkeit und Qualifizierung von Rechenhilfsmittel für die PSA,
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU 1994-392
- /APO 81/ G. Apostolakis, S. Kaplan:
Pitfalls in Risk Calculations,
Reliability Engineering, Vol. 2, (1981), pp. 135-145
- /AST 78/ M. Astolfi et al.:
SALP-3 - A Computer Program for Fault Tree Analysis,
EUR-6183, Joint Research Centre, Ispra, Italien, 1978
- /BAR 75/ R. E. Barlow, F. Proschan:
Importance of System Components and Fault Tree Events,
Stochastic Processes Appl., Vol. 3, No. 2, (1975), pp. 153-173
- /BAT 70/ J. R. Batts, R. L. Beadles, A. C. Nelson:
A Computer Program for Approximating Systems Reliability,
IEEE Trans. Reliability, Vol. 19, No. 2, (1970), pp. 61 - 65
- /BEC 81/ A. Becker, L. Camarinopoulos:
Programmbeschreibung RISA, Version 3.8,
Institut für Kerntechnik der TU Berlin, November 1981
- /BEC 85/ G. Becker, L. Camarinopoulos:
Analytische Verfahren 3 (Rechnergestützte Verfahren),
Kap. 2.4 aus Handbuch der Sicherheitstechnik, Band I, 1985
- /BEL 69/ M. Bellmore, P. Jensen:
An Algorithm to Determine Reliability of a Complex System,
IEEE Trans Reliability, Vol. 18, No. 4, (1969), pp. 169 - 174
- /BMI 77/ Der Bundesminister des Innern:
BMI Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke vom 21. Oktober 1977,
BANz Nr. 206 v. 03.11.1977
- /CAM 76/ L. Camarinopoulos:
Anwendung von Monte-Carlo-Verfahren zur Ermittlung von Zuverlässigkeitsmerkmalen technischer Systeme,
ILR-Bericht 14, Bericht 1976
- /CAS 69/ K. E. Case, P. M. Ghare, Y. H. Kim:
A Method for Computing Complex Systems Reliability,
IEEE Trans Reliability, Vol. 21, No. 4, (1972), pp. 215 - 219

- /DRE 75/ E. Dressler:
Die Nichtverfügbarkeit von Bereitschaftssystemen in Abhängigkeit von Teststrategie und Reparaturzeit,
MRR 144, 1975
- /FUS 72/ J. Fussel, W. Vesely:
A New Methodology for Obtaining Cut Sets for Fault Trees,
Trans Am Nuclear Soc, Vol. 15, No. 1 (1972), pp. 262 - 263
- /GÖT 04/ K. Götz et al.:
Qualifizierung von Rechenhilfsmitteln für die PSA,
Abgeschlossenes Vorhaben des BMU,
Veröffentlichung in Vorbereitung, 2004
- /KOS 79/ B. A. Koslow, I. A. Uschakow:
Handbuch zur Berechnung der Zuverlässigkeit für Ingenieure,
München, Wien, Carl Hanser Verlag, 1979
- /LAM 74/ H. E. Lambert:
Measures of Importance of Events and Cut-Sets in Fault Trees,
UCRL-75853, Lawrence Livermore Laboratory, 1974
- /LAM 75/ H. E. Lambert:
Fault Trees for Decision Making in System Analysis,
(Ph.D-Thesis), UCRL-518, University of California, Livermore, 1975
- /NAG 81/ K. Nagel, G. Weber:
Importanzkenngrößen für Zuverlässigkeitsanalysen von Systemen,
VDI-Bericht 395, Düsseldorf 1981
- /REI 73/ K. Reinschke:
Zuverlässigkeit von Systemen, Band 1,
VEB-Verlag Technik, Berlin, 1973
- /VDI 86/ VDI-Richtlinie 4008, Blatt Nr.7,
Strukturfunktion und ihre Anwendung, Mai 1986
- /VES 70/ W. E. Vesely:
A Time-Dependent Methodology for Fault Tree Evaluations,
Nuclear Engineering and Design, Vol. 13, No. 2, (1970), pp. 337 - 360

ANHANG D: MODELLE ZUR QUANTIFIZIERUNG VON GVA

INHALTSVERZEICHNIS

Seite

INHALTSVERZEICHNIS	3
VERZEICHNIS DER TABELLEN	4
D 1 MODELLE ZUR QUANTIFIZIERUNG VON GVA.....	5
D 2 BESCHREIBUNG DES KOPPLUNGSMODELLS.....	7
D 2.1 GRUNDLAGEN DES MODELLS	7
D 2.1.1 <i>Populationsbildung</i>	8
D 2.1.2 <i>Eingangsgrößen</i>	8
D 2.2 GLEICHUNGEN ZUR BERECHNUNG VON GVA-WAHRSCHEINLICHKEITEN	10
D 2.3 VERBREITERUNG DES MODELLS ZUR BERÜCKSICHTIGUNG VON UNSICHERHEITEN	10
D 2.4 STATISTISCHE UNSICHERHEITEN	11
D 2.5 INTERPRETATIONSUNSICHERHEITEN	12
D 2.6 VOREINSTELLUNG DER SUBJEKTIVEN WAHRSCHEINLICHKEITEN ZU DEN INTERPRETATIONSALTERNATIVEN	13
D 2.7 BERÜCKSICHTIGUNG UNTERSCHIEDLICHER EXPERTENSCHÄTZUNGEN	15
D 2.8 BERECHNUNG VON GVA-WAHRSCHEINLICHKEITEN	16
D 2.9 SUMMATION DER BEITRÄGE VON MEHREREN GVA-EREIGNISSEN	17
D 2.10 MITTELUNG IM FALL UNTERSCHIEDLICHER DATENQUELLEN	17
D 2.11 VERBREITERUNG DER ERGEBNISVERTEILUNGEN.....	17
D 2.12 BERECHNUNGSBEISPIEL	17
D 3 LITERATUR.....	23

VERZEICHNIS DER TABELLEN

	Seite
Tabelle D-1: Schädigungskategorien und Werte	14
Tabelle D-2: Ereignisse, Ausfallart und Quellen	18
Tabelle D-3: Konservativ abdeckende Randbedingungen.....	18
Tabelle D-4: Expertenschätzungen für Ausfall, Schädigung und Übertragbarkeitsfaktor.....	19
Tabelle D-5: Aus den Expertenschätzungen resultierende Verteilungsfaktoren für die relevanten Ausfallkombinationen für jeweils ein Ereignis ...	19
Tabelle D-6: Aus den Expertenschätzungen resultierende Verteilungsfaktoren, aufsummiert für beide Ereignisse aus der Quelle ME	19
Tabelle D-7: Aus den Expertenschätzungen resultierende Verteilungsfaktoren für die relevanten Ausfallkombinationen für jeweils ein Ereignis ...	20
Tabelle D-8: Aus den Expertenschätzungen resultierende Verteilungsfaktoren, aufsummiert für beide Ereignisse aus der Quelle IRS	20
Tabelle D-9: Ergebnisse der logarithmischen Mittelung der Verteilungsfraktilen .	20
Tabelle D-10: Ergebnisse der Anpassung einer Lognormalverteilung an die Fraktilen aus Tabelle D-9	21
Tabelle D-11: Streufaktoren und Standardabweichungen	22
Tabelle D-12: Fraktile der Ursprungsverteilung sowie Erwartungswert und Streufaktor für die verbreiterte Verteilung	22

D 1 MODELLE ZUR QUANTIFIZIERUNG VON GVA

Nach der Durchführung und Dokumentation der in Abschnitt 3.3 beschriebenen qualitativen ingenieurtechnischen Bewertung der zur Verfügung stehenden Daten und Informationen kann die Modellierung und Quantifizierung von GVA vorgenommen werden. Dazu stehen eine Reihe von Methoden und Techniken (wie Impact-Vektoren, Mapping, Parameterschätzung) zur Verfügung, bei deren Anwendung eine Quantifizierung und probabilistische Bewertung von GVA erzielt wird. In zahlreichen Veröffentlichungen werden diese Methoden und Techniken theoretisch fundiert beschrieben und ihre Anwendbarkeit in durchgeführten probabilistischen Sicherheitsanalysen begründet und gezeigt.

Zur Quantifizierung von GVA in einer Gruppe von m redundanten Komponenten werden die Ausfallhäufigkeiten mit jeder Anzahl von Komponenten benötigt. Diese Ausfallhäufigkeiten können entweder direkt geschätzt oder, wie bei den meisten GVA-Modellen, indirekt über die Verwendung anderer Parameter ermittelt werden (Bestimmungsgleichungen). In jedem Fall müssen für ein auszuwählendes GVA-Modell die Analysetechniken zur Schätzung der benötigten Modellparameter unter Berücksichtigung von Datenunsicherheiten entwickelt sein. Als Bezugszeit sollte im Allgemeinen die Anlagenbetriebszeit gewählt werden.

Bei der Wahl eines geeigneten Modells für eine konkrete Anwendung ist darüber hinaus zu bedenken, dass eine unterschiedliche Aufbereitung der Betriebserfahrung erforderlich ist, d.h. die Anzahl und die Art und Weise, wie die Parameter der verschiedenen Modelle geschätzt werden, sind sorgfältig abzuwägen.

Wenn ein Modell für eine PSA ausgewählt wurde, sollte diese Wahl unter Berücksichtigung der systemtechnischen Randbedingungen (wie Redundanzgrade) begründet werden. Die Erfüllung der Voraussetzungen und Randbedingungen für die Anwendbarkeit eines Modells sollte jeweils für die konkrete Anwendung geprüft und nachvollziehbar dokumentiert werden.

Die benötigten Modellparameter sind dann für jede Gruppe von Komponenten zu schätzen (vgl. z.B. /BOX 73/), für die GVA in einer PSA zu betrachten sind, auf der Grundlage von beobachteten Ereignissen auf der Basis der verfügbaren Betriebserfahrungen, die in Datenbanken dokumentiert sind und in der vorangegangenen qualitativen Bewertung ausgewählt sowie adäquat auf die zu untersuchende Anlage übertragen wurden (vgl. Abschnitt 3.3).

Die Auswahl der Methoden und Techniken, die vorangegangene qualitative Bewertung der zur Verfügung stehenden Daten und Informationen, die Übertragung auf die zu untersuchende Anlage, die Parameterschätzung sowie die sich daraus ergebenden GVA-Daten sollten nachvollziehbar dokumentiert werden.

Die derzeit beschriebenen GVA-Modelle lassen sich in drei Klassen einordnen, nämlich

- Modelle mit komponentenbasierten Parameterschätzungen,
- Modelle mit systembasierten Parameterschätzungen,
- Schock-Modelle.

Die letztere Klasse repräsentiert Methoden mit postulierten, modellbasierten Parametern, während die beiden ersteren auf Methoden mit direkten Parameterschätzungen beruhen. Aus jeder Klasse wird nachfolgend eines der bekanntesten Modelle bezüglich seiner charakteristischen Aspekte aufgeführt. Für eine detaillierte und umfassende Beschreibung einschließlich der Voraussetzungen und Randbedingungen sowie der Parameterschätzung für die einzelnen Modelle wird auf entsprechende Veröffentlichungen (u.a. /BOX 73/, /NUR 98/, /MOS 88/) verwiesen.

Allgemein wird bei den GVA-Modellen vorausgesetzt, dass in einer Gruppe von Komponenten, für die GVA zu betrachten sind, die Wahrscheinlichkeiten für GVA nur von der Anzahl der beteiligten Komponenten und nicht von einer bestimmten Kombination abhängen (Symmetrieannahme).

Das MGL-Modell (Multiple Greek Letter Model) stellt eine Erweiterung des einparametrischen Beta-Faktor-Modells dar, das zuerst zur Beschreibung und Quantifizierung von GVA angewandt wurde. Zur Überwindung der stark vereinfachenden Modellierung (z.B. keine Differenzierung des Redundanzgrades) werden bei dem MGL-Modell zusätzlich zu dem Beta-Faktor weitere Parameter eingeführt, um zwischen gemeinsam verursachten Ereignissen unterscheiden zu können, die eine unterschiedliche Anzahl von Komponenten in höher redundanten Systemen betreffen. Die Parameter des MGL-Modells bestehen aus der totalen Komponentenausfallhäufigkeit (-rate bzw. -wahrscheinlichkeit), die alle unabhängigen und gemeinsam verursachten Beiträge zu dem Komponentenausfall enthält, sowie einer Anzahl von durch griechische Buchstaben bezeichneten Quotienten, die als bedingte Wahrscheinlichkeiten für den GVA weiterer Komponenten in der gleichen Gruppe definiert sind. Bei einer Gruppe von m redundanten Komponenten sind für das MGL-Modell m Parameter zu schätzen, und zwar durch direkte, komponentenbasierte Parameterschätzung.

Die nicht immer erfüllbaren strikten Voraussetzungen für die Schätzung der MGL-Modellparameter auf Basis von beobachteten Ereignissen aus der verfügbaren Betriebserfahrung führten zur Entwicklung des Alpha-Faktor-Modells mit einer direkten, systembasierten Parameterschätzung. Neben der totalen Komponentenausfallhäufigkeit (wie bei dem MGL-Modell) bestehen die Parameter hier aus mit Alpha-Faktoren bezeichneten Quotienten, die als Bruchteile der GVA an der Gesamthäufigkeit von Ausfallereignissen definiert sind, die sich in dem System ereignen. Die Parameter des Alpha-Faktor-Modells sind somit etwas direkter auf die beobachtbare Anzahl von Ereignissen bezogen als die MGL-Modellparameter, da sie sich auf Verhältnisse der Anzahl von Ereignissen (beobachtete Ein- und Mehrfachausfälle) innerhalb eines Systems beziehen, während die letzteren durch Quotienten der Anzahl von ausgefallenen Komponenten bei beobachteten Ereignissen ermittelt werden.

Die Anzahl der zu schätzenden Parameter liegt bei dem Alpha-Faktor-Modell noch um 1 höher als bei dem MGL-Modell, so dass sich die Durchführung der Parameterschätzung bei diesen beiden Modellen für Gruppen einer höheren Anzahl redundanter Komponenten aufgrund der i.a. geringen Anzahl von beobachteten Ereignissen aus der verfügbaren Betriebserfahrung äußerst schwierig darstellt. Darüber hinaus ist zu beachten, dass die Parameterschätzungen innerhalb einer konsistenten Datenbasis (z.B. generisch oder anlagenspezifisch) erfolgen. Für niedrigere Redundanzgrade wurde die Anwendbarkeit dieser beiden GVA-Modelle vor allem im Ausland in vielen durchgeführten probabilistischen Sicherheitsanalysen begründet und gezeigt, u.a. wurden für das am häufigsten angewandte GVA-Modell im Rahmen des GVA-Zuverlässigkeitsbenchmark (/POU 87/) - das MGL-Modell - während der Durchführung des Benchmark positive Erfahrungen, insbesondere hinsichtlich der zugeordneten Parameterschätzung, gesammelt.

Anders als bei den beiden oben aufgeführten GVA-Modellen wird bei dem BFR-Modell (Binomial Failure Rate Model) von der Annahme ausgegangen, dass Ursachen für GVA in einem System-Schock mit einer bestimmten Eintrittshäufigkeit (-rate bzw. -wahrscheinlichkeit) sind. Davon ausgehend wird dann die bedingte Wahrscheinlichkeit für Komponentenausfälle innerhalb des Systems unter der Bedingung eingetretener Schocks geschätzt. Generell wird im BFR-Modell zwischen zwei Ausfallarten unterschieden, nämlich unabhängigen Komponentenausfällen sowie durch Schocks verursachten Ausfällen mit jeder Anzahl von Komponenten in einem System. Entsprechend diesem Modell treten nicht-letale und letale Schocks auf. In der ursprünglichen Form enthielt das BFR-Modell nur die Annahme nicht-letalere Schocks. Dabei hat sich gezeigt, dass das Modell aufgrund seiner Struktur für den Ausfall einer größeren Anzahl von Komponenten in hochredundanten Systemen zur Unterschätzung neigt. Deshalb wurde das BFR-Modell um das Konzept des letalen Schocks erweitert. Im Falle des Eintretens eines nicht-letalere Schocks wird angenommen,

dass jede Komponente innerhalb der Gruppe unabhängig mit der gleichen Wahrscheinlichkeit am GVA beteiligt ist, im Falle des Eintretens eines letalen Schocks wird angenommen, dass alle Komponenten mit einer bedingten Wahrscheinlichkeit von 1 ausfallen. Die Anzahl der ausgefallenen Komponenten aufgrund des Eintretens jedes nicht-letalen Schocks folgt einer Binominalverteilung.

Die Parameter des BFR-Modells bestehen aus der unabhängigen Komponentenausfallhäufigkeit (-rate bzw. -wahrscheinlichkeit), der Eintrittshäufigkeit nicht-letaler und letaler Schocks sowie aus der für alle Komponenten gleichen bedingten Wahrscheinlichkeit für einen Komponentenausfall unter der Bedingung eines eingetretenen nicht-letalen Schocks.

Der Vorteil des BFR-Modells liegt in der konstanten Anzahl (4) der zu schätzenden Parameter, mit denen das unabhängige und abhängige Ausfallverhalten einer Gruppe von Komponenten modelliert und quantifiziert werden kann. Allerdings ist die Erfüllung der im Vergleich zu anderen mehrparametrischen Modellen deutlich restriktiveren Voraussetzungen und Randbedingungen auf Basis der verfügbaren Betriebserfahrungen für die Anwendbarkeit des BFR-Modells, vor allem bei Gruppen einer höheren Anzahl redundanter Komponenten, häufig schwierig nachzuweisen oder nicht gegeben, so dass die Anwendung des BFR-Modells nur in einer modifizierten Form erfolgen kann. Über eine Weiterentwicklung des modifizierten BFR-Modells wird in /KRE 03/ berichtet.

D 2 BESCHREIBUNG DES KOPPLUNGSMODELLS

In diesem Kapitel wird das von der GRS entwickelte mathematische Modell, mit dem die in Anhang A des Datenbandes /DAT 05/ angegebenen GVA-Wahrscheinlichkeiten berechnet wurden, beschrieben. Als besondere Eigenschaften des Kopplungsmodells, die es von anderen Modellen zur Berechnung von GVA-Wahrscheinlichkeiten unterscheidet, können die phänomenabhängige Schätzung des Modellparameters sowie die explizite Berücksichtigung von Unsicherheiten genannt werden.

Neben den statistischen Unsicherheiten, die sich aus der verhältnismäßig geringen Anzahl verwertbarer Beobachtungen ergeben, werden als wesentliche Unsicherheitsquellen die Interpretationsunsicherheiten zugrunde liegender GVA-Ereignisse, Unsicherheiten bzgl. der Übertragbarkeit der beobachteten GVA-Phänomene auf die Komponentengruppe in der zu untersuchenden Anlage (Zielanlage) und Unsicherheiten, die sich durch die Beurteilung verschiedener Experten ergeben, berücksichtigt. Als Komponentengruppe in der Zielanlage wird die Komponentengruppe bezeichnet, für die die GVA-Wahrscheinlichkeiten berechnet werden.

D 2.1 GRUNDLAGEN DES MODELLS

Die Betriebserfahrung hat gezeigt, dass eine Komponentengruppe verschiedenen GVA-Phänomenen, wie z.B. GVA aufgrund von Versprödung, Korrosion, Fertigungs- oder Auslegungsfehlern ausgesetzt sein kann, deren Auswirkungen auf die Komponentengruppe unterschiedlich stark sein können. Das Auftreten eines GVA-Phänomens stellt ein „Schockereignis“ dar, dessen Auswirkungen durch einen Kopplungsparameter p beschrieben werden. Es wird angenommen, dass die Komponenten unabhängig voneinander und mit der gleichen Wahrscheinlichkeit p ausfallen, wenn ein bestimmtes Schockereignis eingetreten ist. Der Kopplungsparameter p ist somit die bedingte Wahrscheinlichkeit, dass die Komponente ausfällt, wenn ein bestimmtes Schockereignis aufgetreten ist. Schockeinwirkungen auf eine Komponentengruppe können wegen der Verschiedenheit der GVA-Phänomene von Schockereignis zu Schockereignis mit deutlich unterschiedlichen Werten des Kopplungsparameters p verbunden sein. Wie die Betriebserfahrung zeigt, hätte die Schätzung

eines einheitlichen Kopplungsparameters p für alle GVA-Ereignisse zur Folge, dass GVA-Wahrscheinlichkeiten für hohe Ausfallkombinationen systematisch deutlich unterschätzt würden.

Aus diesem Grund wird im vorliegenden Modell für jedes beobachtete GVA-Ereignis ein separater Kopplungsparameter p bestimmt. Dieser beschreibt die bedingte Ausfallwahrscheinlichkeit jeder Komponente der Gruppe unter der Bedingung, dass der GVA-Mechanismus des beobachteten Ereignisses auf die Komponentengruppe einwirkt.

D 2.1.1 Populationsbildung

Bei einem so genannten absoluten GVA-Modell, wie dem hier beschriebenen, werden die GVA-Wahrscheinlichkeiten direkt geschätzt und nicht auf die Wahrscheinlichkeiten unabhängiger Ereignisse bezogen. Deshalb muss die betrachtete Population aus definierten Untersuchungseinheiten bestehen, deren individuelle Zusammensetzung über den gesamten Beobachtungszeitraum konstant bleibt. Bei der GVA-Bewertung werden die Untersuchungseinheiten einer Population durch Komponentengruppen dargestellt. In den meisten Fällen besteht eine Komponentengruppe aus den redundanten Komponenten eines mehrsträngigen Systems.

Bei einer teilweise diversitären Komponentengruppe muss festgelegt werden, ob die nicht diversitären Teil-Komponentengruppen einzeln bewertet werden. Dann sind GVA-Phänomene, die in mehreren Teil-Komponentengruppen aufgetreten sind, entsprechend mehrfach zu zählen. Unabhängig davon kann eine Kopplung zweier zueinander teilweise diversitärer Komponentengruppen im Fehlerbaum modelliert werden.

D 2.1.2 Eingangsgrößen

Die Berechnung der GVA-Wahrscheinlichkeiten auf der Basis eines beobachteten GVA-Ereignisses J verwendet folgende Informationen:

- Beobachtungszeit T_B
- Wert des Kopplungsparameters p_J
- Fehlerentdeckungszeit $T_{GVA,J}$ für die Komponentengruppe in der Zielanlage
- Übertragungsfaktor f_J

- Beobachtungszeit

Zur Bestimmung der Beobachtungszeit einer Population werden die Beobachtungszeiten aller Komponentengruppen, die die Population bilden, addiert. Liegen die dafür erforderlichen detaillierten Informationen über die einzelnen Komponentengruppen einer Population nicht vor, kann die Beobachtungszeit abgeschätzt werden als $T_B = n_K \cdot T$, wobei n_K die mittlere Anzahl der beobachteten Komponentengruppen pro Anlage und T die Zahl der beobachteten Betriebsjahre der Anlagen bezeichnet.

Die Zusammensetzung der individuellen Komponentengruppen muss über den gesamten Beobachtungszeitraum konstant bleiben und kann nicht phänomenabhängig verändert werden. Die theoretische Alternative, für jedes Phänomen eine eigene, phänomenabhängige Population zusammenzustellen, ist praktisch undurchführbar, da die dafür notwendigen Informationen aus der Betriebserfahrung normalerweise nicht vorhanden sind und das Verfahren zudem äußerst aufwendig wäre.

- Kopplungsparameter

Die subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilung des Kopplungsparameters wird aus dem Schädigungsvektor des betrachteten GVA-Ereignisses und den Interpretationsunsicherheiten ermittelt.

- Fehlerentdeckungszeit

Die Fehlerentdeckungszeit wird durch die Instandhaltungsstrategie für die zu analysierende Komponentengruppe oder durch deren Betriebsweise bestimmt.

Bei Komponenten, die während des Betriebs im Stand-by-Zustand sind, werden im Allgemeinen die Zeitintervalle der wiederkehrenden Prüfungen (WKP) oder die jährlichen Funktionsprüfungen vor Anfahren der Anlage berücksichtigt. Hierbei ist zu beachten, dass nur die Prüfungen zu berücksichtigen sind, die nach Prüfumfang und Prüfmart geeignet sind, das entsprechende GVA-Phänomen zu entdecken. Daher ist die Fehlerentdeckungszeit einzeln für jedes Ereignis zu ermitteln.

Bei Komponenten, die während des Anlagenbetriebs zeitweise in Betrieb sind, werden als Fehlerentdeckungszeit die zwischen den Anforderungen liegenden Zeitintervalle der Komponenten gewählt. Wenn die Zeitintervalle stark schwanken, wird der Erwartungswert der Verteilung der Zeitintervalle als Fehlerentdeckungszeit verwendet.

Bei Komponenten, die während des Anlagenbetriebs ständig in Betrieb sind, wird angenommen, dass bei unveränderten Anforderungen an diese Komponenten (z. B. Füllstandsmessungen oder Regelventile bei konstantem Leistungsbetrieb) mögliche GVA-Phänomene nicht erkannt werden. Als Fehlerentdeckungszeit wird in diesem Fall der zeitliche Abstand zwischen den jährlichen Funktionsprüfungen beim Anfahren der Anlage genommen.

Bei versetzter Testweise ist zu berücksichtigen, dass die Erkennung eines Fehlers der ersten Komponente in vielen Fällen nicht zur Erkennung eines GVA führt. Je nach Anzahl der vom GVA betroffenen Komponenten und der auf die Entdeckung des ersten Fehlers folgenden Instandhaltungsmaßnahmen können unterschiedlich lange Zeitintervalle bis zur Erkennung des GVA vergehen. Daher wird die nach der Betriebserfahrung typische Fehlerentdeckungszeit, das Doppelte des zeitlichen Abstandes aufeinander folgender Test innerhalb der Komponentengruppe, angenommen. Z. B. wird im Falle einer 4-wöchentlichen Prüfung von 4 Komponenten mit versetzter Testweise die Fehlerentdeckungszeit gleich zwei Wochen gesetzt. Bei nicht versetztem Testen ist die Fehlerentdeckungszeit gleich dem Zeitintervall zwischen aufeinander folgenden Tests.

- Übertragungsfaktor

Mit dem Übertragungsfaktor f_j hat der Experte die Möglichkeit auszudrücken, ob das dem Ereignis J zugrunde liegende GVA-Phänomen in der zu analysierenden Komponentengruppe der Zielanlage mit kleinerer, gleicher oder größerer Wahrscheinlichkeit als in den übrigen betrachteten Komponentengruppen auftreten kann. Im Allgemeinen ist der Übertragungsfaktor gleich eins, da im Beobachtungsumfang nur vergleichbare Komponentengruppen zusammengefasst worden sind. Hiervon kann abgewichen werden, wenn grundlegende technische oder administrative Randbedingungen in der zu analysierenden Anlage vorliegen, die eine andere Wahrscheinlichkeit des Auftretens des beobachteten GVA-Phänomens in der zu analysierenden Anlage erwarten lassen.

D 2.2 GLEICHUNGEN ZUR BERECHNUNG VON GVA-WAHRSCHEINLICHKEITEN

Die zu bewertende Komponentengruppe in der Ziellanlage enthalte r Komponenten. Für jedes beobachtete GVA-Ereignis J wird für jede zu bewertende (k von r)-Ausfallkombination ein anteiliger Beitrag, $q_{k/r,J}$, $k = 0, \dots, r$, an der GVA-Wahrscheinlichkeit $q_{k/r}$ der Komponentengruppe der Ziellanlage berechnet. Dies geschieht durch:

$$q_{k/r,J} = \frac{T_{GVA,J} f_J}{T_B} \binom{r}{k} p_J^k (1-p_J)^{r-k} \quad \text{Gl. D-1}$$

Der Faktor $T_{GVA,J} f_J / T_B$ kann als Schätzwert der Wahrscheinlichkeit betrachtet werden, dass bei Anforderung der Komponentengruppe in der Ziellanlage die Auswirkung eines GVA-Schocks wie bei dem betrachteten Ereignis J vorliegt. Der Binomialterm ist die bedingte Wahrscheinlichkeit dafür, dass die Auswirkung ein (k von r)-Ausfall ist.

Die GVA-Wahrscheinlichkeit für die Ausfallkombination (k von r) der Komponentengruppe $q_{k/r}$ ist die Summe der anteiligen GVA-Wahrscheinlichkeiten $q_{k/r,J}$ über alle relevanten GVA-Ereignisse:

$$q_{k/r} = \sum_{J=1}^N q_{k/r,J} \quad \text{Gl. D-2}$$

Dabei gibt N die Zahl der beobachteten relevanten GVA-Ereignisse an.

Bereits früher wurde dieses Modell (Modifiziertes BFR Modell) von der GRS zur Schätzung von Wahrscheinlichkeiten gemeinsam verursachter Ausfälle verwendet. Der Kopplungsparameter p_J wurde dabei über die Maximum-Likelihood-Schätzung als das Verhältnis der Zahl ausgefallener zur Zahl der vorhandenen Komponenten in einer Komponentengruppe unter teilweiser Berücksichtigung weiterer geschädigter Komponenten ermittelt und ging lediglich als Punktwert in die Berechnungen ein.

Demgegenüber wird heute die auch nach Auswertung der GVA-Ereignisse verbleibende Unsicherheit der Kenntnis der GVA-Ausfallwahrscheinlichkeiten in Form von Wahrscheinlichkeitsdichten $d(q_{k/r})$ berücksichtigt.

D 2.3 VERBREITERUNG DES MODELLS ZUR BERÜCKSICHTIGUNG VON UNSICHERHEITEN

Die Notwendigkeit einer Modellverbreiterung kann sich ergeben, wenn die ingenieurmäßige Einschätzung der zugrunde liegenden Beobachtungen, welche in die Modellauswertung eingehen, sowie der Übertragbarkeit der Beobachtungen auf die Komponentengruppe in der Ziellanlage mit Unsicherheiten verbunden sind, die zusätzlich zu dem bisher beschriebenen Vorgehen in Ansatz gebracht werden müssen. Durch die Verbreiterung des Modells wurde die Möglichkeit geschaffen, diese Unsicherheiten explizit auszudrücken und direkt in das mathematische Modell einfließen zu lassen und gleichzeitig die statistischen Unsicherheiten angemessen zu berücksichtigen. Anstatt lediglich eines Punktwertes - von dem man nicht weiß, wie genau bzw. ungenau er den wahren Wert schätzt - erhält man als Ergebnis eine subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilung $d(q_{k/r})$, die den Kenntnisstand bezüglich der zu schätzenden GVA-Wahrscheinlichkeit quantitativ ausdrückt.

In den folgenden Abschnitten werden auftretende Unsicherheitsquellen und die damit verbundenen Änderungen am Modell beschrieben. Im Anschluss an die allgemeinen Ausführungen folgt die dazugehörige mathematische Beschreibung.

D 2.4 STATISTISCHE UNSICHERHEITEN

Die frequentistische Schätzung des Kopplungsparameters p_j bezüglich eines beobachteten GVA-Ereignisses liefert unter Verwendung der Maximum-Likelihood-Methode lediglich einen Punktwert als Schätzung. Da der Kopplungsparameter eines beobachteten GVA-Ereignisses anhand einer Beobachtung geschätzt wird, bei der die gegebene Zahl der Komponenten der Gruppe sowie die zufällige Zahl der ausgefallenen bzw. geschädigten Komponenten die Beobachtungsgrößen sind, ist die Schätzung des Kopplungsparameters p_j aufgrund der stochastischen Einflüsse und der geringen Datenbasis als unsicher zu betrachten.

Um die interessierenden GVA-Wahrscheinlichkeiten so realistisch wie möglich zu schätzen, muss der Kenntnisstand über die Modellparameter - mitsamt den existierenden Unsicherheiten - in das Modell eingehen. Berücksichtigt man lediglich den geschätzten Punktwert für die weitere Analyse, tut man so, als wäre dieser der einzig wahre und genau bekannte Wert des Kopplungsparameters. Dies entspricht offensichtlich nicht der Realität. Zu berücksichtigen ist in diesem Fall, dass der Punktwert unter Umständen einen relativ extremen Wert annimmt und deshalb in der weiteren Analyse zu sehr verzerrten Ergebnissen führen kann. Realistischer ist es vielmehr, die Unsicherheiten, die sich bzgl. der Schätzung des Kopplungsparameters ergeben, quantitativ auszudrücken und in die weiteren Berechnungen mit einfließen zu lassen. Damit erhält man die Möglichkeit, wichtige Aussagen über den Kenntnisstand bzgl. der interessierenden Größen zu machen.

Bayes'sche Verfahren ermöglichen unter Einbeziehung von Vorinformationen und aktuellen Beobachtungen die Berechnung einer subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilung, die den Kenntnisstand zum bzw. die Unsicherheit über den Wert von p_j ausdrückt. Bei wenigen zugrunde liegenden Beobachtungen und insbesondere auch in Fällen, bei denen keine Ausfälle (hier: nur Schädigungen bei einem GVA-Ereignis) beobachtet wurden, sind Bayes'sche Verfahren die einzig sinnvollen mathematischen Methoden, objektive und konsistente Parameterschätzungen einschließlich quantitativer Unsicherheitsaussagen zu erhalten.

Aus den oben genannten Gründen wird in der Auswertung des vorliegenden Modells die Schätzung des Kopplungsparameters p_j ausschließlich über Bayes'sche Verfahren durchgeführt. Dabei wird angenommen, dass man sich bei der Schätzung von p_j nur auf die vorhandene Beobachtung stützen kann und keine zusätzlichen Vorinformationen zur Verfügung stehen.

Zur Bestimmung der nichtinformativen a-priori-Verteilung wird das Verfahren von Jeffreys /BOX 73/ angewandt. Mit dieser nichtinformativen a-priori-Verteilung und einem beobachteten GVA-Ereignis mit (k von m)-Ausfällen erhält man über den Satz von Bayes eine Betaverteilung mit den Parametern $k+0,5$ und $m-k+0,5$ als a-posteriori-Verteilung des Kopplungsparameters p_j . Für die Dichte dieser Verteilung gilt:

$$\begin{aligned}
 h(p_j | k \text{ von } m) &= \frac{\binom{m}{k} p_j^k (1-p_j)^{m-k} p_j^{-0.5} (1-p_j)^{-0.5}}{\int_0^1 \binom{m}{k} \hat{p}^k (1-\hat{p})^{m-k} \hat{p}^{-0.5} (1-\hat{p})^{-0.5} d\hat{p}} \\
 &= \frac{\Gamma(m+1)}{\Gamma(k+0.5)\Gamma(m-k+0.5)} p_j^{k-0.5} (1-p_j)^{m-k-0.5}
 \end{aligned}
 \tag{Gl. D-3}$$

D 2.5 INTERPRETATIONSUNSICHERHEITEN

Eine wesentliche Unsicherheitsquelle, die Einfluss auf die Schätzung des Kopplungsparameters p_j hat, ist die Einschätzung des Experten, wie das beobachtete GVA-Ereignis zu bewerten ist.

Bei der GVA-Bewertung von in der Betriebserfahrung aufgetretenen Ereignissen ist zu entscheiden, ob ein GVA vorliegt und wenn ja, wie viele Komponenten der betroffenen Gruppe durch das GVA-Phänomen ausgefallen sind oder aber beschädigt wurden, ohne dass es zu einem Ausfall kam. Dabei sind auch solche Ereignisse als GVA zu werten, bei denen zwar keine oder nur eine Komponente ausgefallen ist, bei denen aber in der betroffenen Gruppe an einigen Komponenten ein für den GVA typisches Schadensbild beobachtet wurde.

In engem Zusammenhang damit steht die Entscheidung des Experten, wie das beobachtete Ereignis zu bewerten ist. Sind beispielsweise zu einem Testzeitpunkt durch ein GVA-Phänomen eine Komponente aus einer Gruppe von vier Komponenten als ausgefallen und zwei weitere Komponenten aus dieser Gruppe als beschädigt festgestellt worden, dann stellt sich für den Experten die Frage, wie diese Beobachtung einzuordnen ist bzw. welches Ereignis eintreten könnte, wenn die Gruppe in dem beobachteten Schadenszustand angefordert würde und über eine durch die ermittelten Mindestanforderungen festgelegte Einsatzdauer ihre Funktion erfüllen müsste.

Die realistische Antwort auf diese Frage müsste lauten, dass man sich bzgl. der Entscheidung unsicher ist, ob zu der bereits ausgefallenen Komponente entweder keine der geschädigten, eine oder sogar beide der geschädigten Komponenten zusätzlich als ausgefallen zu bewerten sind. Die Beurteilung des GVA-Ereignisses durch den Experten ist folglich mit Unsicherheiten behaftet, da er das beobachtete GVA-Ereignis nicht mit Sicherheit klassifizieren kann. Diese Art von Unsicherheit wird als Interpretationsunsicherheit bezeichnet.

Da diese Art von Unsicherheiten in der Praxis von GVA-Bewertungen häufig vorkommen und einen nicht unerheblichen Einfluss auf die Schätzung von GVA-Wahrscheinlichkeiten haben können, ergibt sich die Notwendigkeit, Interpretationsunsicherheiten in der Auswertung des Modells direkt zu berücksichtigen.

Das weiterentwickelte GVA-Modell bietet dem Experten die Möglichkeit, seine Interpretationsunsicherheiten bezüglich des beobachteten GVA-Ereignisses zu spezifizieren. Dies erfolgt dadurch, dass er alle in Frage kommenden Möglichkeiten der Beurteilung (Interpretationshypothesen bzw. Interpretationsalternativen) mit subjektiven Wahrscheinlichkeiten belegt, die seinen Grad an Sicherheit bezüglich des Zutreffens der jeweiligen Alternative ausdrückt.

Bei einer Komponentengruppe mit m Komponenten gibt es $m+1$ mögliche Anzahlen ausgefallener Komponenten und somit sind $m+1$ subjektive Wahrscheinlichkeiten zu spezifizieren. Die Quantifizierung der Interpretationsunsicherheit bzgl. des beobachteten GVA-Ereignisses erfolgt in der Art, dass der Experte davon ausgeht, dass mit subjektiver Wahrscheinlichkeit

w_0 ein 0 von m Ausfall,

w_1 ein 1 von m Ausfall,

...

w_m ein m von m Ausfall

vorliegt. Die subjektiven Wahrscheinlichkeiten w_0, w_1, \dots, w_m beschreiben den jeweiligen Grad an Vertrauen, den der Experte zu den einzelnen Alternativen hat. Es ist zu beachten, dass folgende Bedingungen erfüllt sind:

$$\sum_{i=0}^m w_i = 1 \text{ und } w_i \in [0,1]$$

Gl. D-4

Im Fall $w_k = 1$ und $w_i = 0$ für alle $i \neq k$ ist sich der Experte absolut sicher, dass ein (k von m)-Ausfall vorliegt. Mit $w_k = 0$ wird ausgedrückt, dass mit Sicherheit kein (k von m)-Ausfall eingetreten ist.

Die obige Ausdrucksweise der Unsicherheiten durch Interpretationshypothesen mit den zugehörigen subjektiven Wahrscheinlichkeiten lässt sich übersichtlich durch einen so genannten Interpretationsvektor $\mathbf{w} = (w_0; w_1; \dots; w_m)$ darstellen. Die Unsicherheit bezüglich der Ereignisinterpretation in der beobachteten Anlage wird somit durch verschiedene Alternativen mit dazu spezifizierten subjektiven Wahrscheinlichkeiten ausgedrückt.

Sind die Interpretationshypothesen mit den dazugehörigen subjektiven Wahrscheinlichkeiten festgelegt, wird durch eine Mischung von Betaverteilungen die Kenntnis über den Kopplungsparameter p_J beschrieben. Dazu wird zu jeder Interpretationshypothese die entsprechende Betaverteilung erzeugt, die dann mit der jeweiligen subjektiven Wahrscheinlichkeit als Gewicht in die Mischung eingeht.

Die aus den einzelnen Alternativen gewonnenen Verteilungen werden dann mit den subjektiven Wahrscheinlichkeiten w_k , $k = 0, \dots, m$, als Gewichte gemittelt. Als Ergebnis erhält man damit die Dichte $g_J(p_J)$ der Verteilung für den Kopplungsparameter p_J des GVA-Ereignisses J, d. h.:

$$g_J(p_J) = \sum_{k=0}^m w_k \frac{\Gamma(m+1)}{\Gamma(k+0.5) \cdot \Gamma(m-k+0.5)} p_J^{k-0.5} (1-p_J)^{m-k-0.5} \quad \text{Gl. D-5}$$

Es ist offensichtlich, dass nur diejenigen Alternativen in die Berechnung eingehen, deren subjektive Wahrscheinlichkeiten größer als 0 sind. Die so erhaltene Mischverteilung spiegelt den Kenntnisstand für den Kopplungsparameter p_J des beobachteten GVA-Ereignisses J unter Einbeziehung der statistischen Variabilität sowie der Interpretationsunsicherheiten wieder. Mit Hilfe der Gleichungen Gl. D-1 und Gl. D-2 lassen sich die resultierenden Verteilungen der GVA-Ausfallwahrscheinlichkeiten $q_{k/r}$ bestimmen.

D 2.6 VOREINSTELLUNG DER SUBJEKTIVEN WAHRSCHEINLICHKEITEN ZU DEN INTERPRETATIONSLTERNATIVEN

Oftmals bereitet es dem Experten Schwierigkeiten, zu einer (k von m)-Interpretation die subjektive Wahrscheinlichkeit anzugeben. Aus diesem Grund wurde ein Verfahren entwickelt, das anhand von leichter zu spezifizierenden Angaben durch den Experten eine automatische Voreinstellung der Interpretationshypothesen und der zugehörigen subjektiven Wahrscheinlichkeiten erlaubt /NUR 98/. Diese Voreinstellung der subjektiven Wahrscheinlichkeiten kann in Abhängigkeit der Gegebenheiten und des Kenntnisstandes des Experten entsprechend verändert werden.

Die notwendigen Angaben zur Erzeugung der Voreinstellung sind die Anzahl der ausgefallenen und die Anzahl der geschädigten Komponenten. Die geschädigten Komponenten können in verschiedene Schädigungskategorien wie z. B. in stark geschädigte, schwach geschädigte und gering geschädigte Komponenten eingeteilt werden. Jeder Schädigungskategorie wird ein entsprechender Schädigungswert zugeordnet. In Tabelle D-1 sind die Schädigungskategorien und zugehörigen Schädigungswerte der Voreinstellung aufgeführt.

Dieser Schädigungswert kann als der Grad an Vertrauen des Experten interpretiert werden, dass eine geschädigte Komponente ausfallen würde. Bei einer stark geschädigten Komponente

beschreibt z.B. ein Schädigungswert von 0,5, dass die geschädigte Komponenten mit subjektiver Wahrscheinlichkeit 0,5 ausfallen würde.

Tabelle D-1: Schädigungskategorien und Werte

Schädigungskategorie	Schädigungswert
Ausfall	1
Starke Schädigung	0,5
Schwache Schädigung	0,1
Geringe Schädigung	0,01
Keine Schädigung	0

Für alle Komponenten einer von einem GVA-Ereignis betroffenen Komponentengruppe wird das Ausmaß der Schädigung d_i der Komponente i bestimmt, $i = 1, \dots, m$. Dazu gibt der Experte eine verbale Beschreibung des Schädigungszustandes der einzelnen Komponenten ab und klassifiziert diese in die Kategorien "ausgefallen", "stark geschädigt", "schwach geschädigt", "gering geschädigt" und "keine Schädigung". Den Beschreibungen und darauf folgenden Klassifizierungen werden die oben angegebenen standardisierten Schädigungswerte zugeordnet. Dies entspricht dem Vorgehen der US NRC bei der Bewertung von GVA-Ereignissen /NUR 98/. Das Verfahren ist in den USA erprobt und hat sich bewährt.

In bestimmten Fällen können sich Besonderheiten bei der Beurteilung von GVA-Ereignissen ergeben, so dass von den Standardwerten abweichende Schädigungswerte angegeben werden müssen.

Die Werte der Elemente des Interpretationsvektors werden auf der Basis der möglichen Fehlerkombinationen berechnet. Für eine Komponentengruppe mit drei Komponenten gelten z.B. folgende Berechnungsvorschriften:

$$W_0 = (1-d_1) (1-d_2) (1-d_3)$$

$$W_1 = d_1 (1-d_2) (1-d_3) + (1-d_1) d_2 (1-d_3) + (1-d_1) (1-d_2) d_3$$

$$W_2 = d_1 d_2 (1-d_3) + d_1 (1-d_2) d_3 + (1-d_1) d_2 d_3$$

$$W_3 = d_1 d_2 d_3$$

Beispiel: Wurde bei einem GVA-Ereignis in einer Komponentengruppe mit drei Komponenten beobachtet, dass eine Komponente ausgefallen, eine stark geschädigt und eine nicht geschädigt war, ergibt sich aus dem Schädigungsvektor $\mathbf{d} = (d_1; d_2; d_3) = (1,0; 0,5; 0,1)$ und aus der obigen Berechnungsvorschrift der voreingestellte Interpretationsvektor $\mathbf{w} = (w_0; w_1; w_2; w_3) = (0; 0,5; 0,5; 0)$. Das Ereignis wird dann aufgrund der Schädigungsbeurteilung der Komponenten so interpretiert, dass mit 50%-iger subjektiver Wahrscheinlichkeit ein (1 von 3)-Ausfall und mit 50%-iger subjektiver Wahrscheinlichkeit ein (2 von 3)-Ausfall vorliegt.

Unter Verwendung des ermittelten Interpretationsvektors \mathbf{w} wird über die in Abschnitt D 2.5 beschriebene Vorgehensweise eine subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilung für den Kopplungsparameter bezüglich des zugrunde liegenden GVA-Ereignisses bestimmt.

D 2.7 BERÜCKSICHTIGUNG UNTERSCHIEDLICHER EXPERTEN-SCHÄTZUNGEN

Aufgrund der oftmals nur unvollständig vorliegenden Beschreibungen der GVA-Ereignisse und der sich damit als sehr schwierig erweisenden qualitativen Beurteilungen der beobachteten GVA-Ereignisse und der Übertragbarkeit auf eine Komponentengruppe in der Ziellanlage kann die Bewertung von GVA-Ereignissen nicht als exakt betrachtet werden. Vielmehr ist die Bewertung von der subjektiven Einschätzung des Experten abhängig.

Damit der Ermittlung der GVA-Wahrscheinlichkeiten eine möglichst realistische Beurteilungsbasis zugrunde liegt, sollten die verschiedenen Beurteilungsalternativen, die sich aufgrund der verschiedenen Sichtweisen der Experten ergeben, berücksichtigt werden. Deshalb ist es sinnvoll, mehrere Experten in die Beurteilung und Bewertung der vorliegenden GVA-Ereignisse einzubeziehen.

Das Modell wurde unter dem Aspekt erweitert, Bewertungen verschiedener Experten und die damit verbundenen Unterschiede bei der Ermittlung der interessierenden GVA-Wahrscheinlichkeiten zu berücksichtigen.

Die hier angewandte vereinfachte Methodik zur Expertenbeurteilung von GVA-Ereignissen besteht aus zwei Teilen:

- i) Diskussion der GVA-Ereignisse und der Übertragbarkeit auf die Komponentengruppe in der Ziellanlage unter den Experten,
- ii) Beurteilung der GVA-Ereignisse und der Übertragbarkeit durch die Experten.

Im Teil i) wird den teilnehmenden Experten jeweils die Fallbeschreibung eines relevanten GVA-Ereignisses vorgelegt. Nach Durchsicht der Fallbeschreibung erfolgt die Diskussion unter den Experten, wobei verschiedene Sichtweisen dargelegt und argumentativ begründet sowie Mehrdeutigkeiten bzw. Unklarheiten in der Beschreibung erörtert und so weit wie möglich geklärt werden sollen. Diskussionsziel der Expertenrunde ist in jedem Fall eine einheitliche Festlegung der Größe der betroffenen Komponentengruppen. Außerdem sollte möglichst ein Konsens bzgl. der qualitativen Beurteilung des vorliegenden GVA-Ereignisses erzielt werden. Die qualitative Beurteilung wird schriftlich festgehalten.

Trotz eingehender Diskussion werden jedoch oftmals unterschiedliche Meinungen bzgl. des GVA-Ereignisses zwischen den Experten bestehen bleiben, die folglich zu unterschiedlichen qualitativen Beurteilungen und den darauf basierenden quantitativen Bewertungen führen. Durch die unterschiedlichen Ereignisbeurteilungen der Experten ergibt sich somit ein vollständigeres Bild von der Unsicherheit bzgl. der Beurteilung des zu bewertenden GVA-Ereignisses und der Übertragbarkeit als im Falle nur eines Experten.

Nach der Diskussion des zu bewertenden GVA-Ereignisses erfolgt im nächsten Schritt (Teil ii der Vorgehensweise) die eigentliche Expertenbewertung. Dazu führt jeder einzelne Experte für sich die quantitative Bewertung des zugrunde liegenden GVA-Ereignisses durch, indem er - wie bereits beschrieben - jeder Komponente der Gruppe eine der möglichen Schädigungsklassen und den damit verbundenen Schädigungswert zuordnet und die Übertragbarkeit des dem GVA-Ereignisses zugrunde liegenden GVA-Phänomens auf die Komponentengruppe in der Ziellanlage bestimmt. Diese quantitativen Bewertungen jedes Experten werden schriftlich festgehalten.

Für jeden Experten ergibt sich somit eine subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilung des Kopplungsparameters sowie ein Wert des Übertragungsfaktors. Um die Bewertungsunsicherheit einzubeziehen und dabei die Angaben eines jeden teilnehmenden Experten gleichermaßen zu berücksichtigen, wird die Mischverteilung aus den jeweiligen Verteilungen der GVA-

Ausfallwahrscheinlichkeiten gebildet, die sich anhand der Ereignisbewertungen der einzelnen Experten ergeben haben.

Nehmen NE Experten an der Beurteilung der GVA-Ereignisse teil, wird für jeden einzelnen Experten L (L = 1,..., NE) seiner Beurteilung gemäß eine subjektive Verteilung der anteiligen GVA-Ausfallwahrscheinlichkeiten $d_{J,L}(q_{k/r})$ nach der in Abschnitt D 2.5 beschriebenen Vorgehensweise ermittelt. Der gegenüber der Notation in Abschnitt D 2.5 hinzugefügte Index L drückt aus, dass es sich um die jeweilige subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilung des Experten "L" handelt.

Da alle teilnehmenden Experten als gleichermaßen kompetent betrachtet werden, ist jede einzelne Expertenbeurteilung als gleich bedeutend und demzufolge mit gleicher Gewichtung in die Berechnung der resultierenden Verteilung der anteiligen GVA-Ausfallwahrscheinlichkeiten zu berücksichtigen.

Die resultierende Wahrscheinlichkeitsverteilung der anteiligen GVA-Ausfallwahrscheinlichkeiten ergibt sich somit als Mischung der Verteilungen $d_{J,L}(q_{k/r})$ über alle Experten, wobei jede der Verteilungen mit dem gleichen Gewicht $1/NE$ in die Mischung eingeht. Damit erhält man für die Wahrscheinlichkeitsverteilung der anteiligen GVA-Ausfallwahrscheinlichkeiten:

$$d_J(q_{k/r,J}) = \frac{1}{NE} \sum_{L=1}^{NE} d_{J,L}(q_{k/r}) \quad \text{Gl. D-6}$$

Die gesuchten Verteilungen der GVA-Ausfallwahrscheinlichkeiten $d(q_{k/r})$ lassen sich daraus gemäß Gleichung Gl. D-2 berechnen.

D 2.8 BERECHNUNG VON GVA-WAHRSCHEINLICHKEITEN

Die Berechnung der GVA-Wahrscheinlichkeiten bezüglich der zu bewertenden Komponentengruppe in der Ziellanlage basiert auf folgenden Größen für jedes relevante GVA-Ereignis J:

- der Beobachtungszeit T_B der Population von Komponentengruppen in der ausgewerteten Quelle,
- der Größen der Komponentengruppen, in denen GVA aufgetreten sind,
- der Fehlerentdeckungszeit $T_{GVA,J}$ für die Komponentengruppe in der Ziellanlage,
- der Größe der Komponentengruppe in der Ziellanlage und
- den Expertenschätzungen der Schädigungen und des Übertragbarkeitsfaktors.

Gemäß dem in Abschnitt D 2.5 beschriebenen Verfahren werden für alle Experten und alle beobachteten GVA-Ereignisse die jeweiligen subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilungen für den Kopplungsparameter bestimmt (Gleichung Gl. D-5). Die dann folgenden Rechenschritte werden numerisch mithilfe von Monte-Carlo-Verfahren ausgeführt, mit denen die gesuchten Verteilungen jeweils näherungsweise bestimmt werden: Unter Verwendung des vom jeweiligen Experten für das Ereignis J geschätzten Übertragbarkeitsfaktors $f_{J,L}$ werden die expertenspezifischen Wahrscheinlichkeitsdichten $d_{J,L}(q_{k/r})$ der anteiligen GVA-Ausfallwahrscheinlichkeiten für alle Ausfallkombinationen k/r der Zielkomponentengruppe gemäß Gleichung Gl. D-1 bestimmt. Unter Verwendung der Gleichung Gl. D-6 werden die Wahrscheinlichkeitsdichten $d_J(q_{k/r})$ der anteiligen GVA-Ausfallwahrscheinlichkeiten für das Ereignis J berechnet. Diese Rechnungen werden für alle in der betrachteten Population beobachteten GVA-Ereignisse durchgeführt. Danach werden gemäß Gleichung Gl. D-2 die gesuchten Wahrscheinlichkeitsdichten $d(q_{k/r})$ der GVA-Ausfallwahrscheinlichkeiten eines (k von r)-GVA in der Komponentengruppe der Ziellanlage bestimmt (siehe Abschnitt D 2.9).

D 2.9 SUMMATION DER BEITRÄGE VON MEHREREN GVA-EREIGNISSEN

Die Verteilungen $d_J(q_{k/r})$ beschreiben die anteiligen GVA-Wahrscheinlichkeiten eines (k von r)-Ausfalls, $k = 0, \dots, r$ für das Ereignis J ($J = 1, \dots, N$). Um die resultierende GVA-Wahrscheinlichkeit zu berechnen, müssen die anteiligen GVA-Wahrscheinlichkeiten summiert werden.

Da eine analytische Summation von N gemäß $d_J(q_{k/r})$ verteilten Zufallsvariablen über ein N-dimensionales Faltungsintegral nicht praktikabel ist (insbesondere, wenn $N > 2$), wird die Summation der anteiligen GVA-Wahrscheinlichkeiten über Monte-Carlo-Simulation durchgeführt. Dazu wird aus jeder Verteilung $d_J(q_{k/r})$, $J = 1, \dots, N$, jeweils ein Wert zufällig ausgespielt. Die N zufällig ausgespielten Werte werden summiert. Durch Wiederholung von mehreren Simulationsläufen erhält man aus den so gewonnenen Werten die resultierende empirische Verteilungsfunktion $d(q_{k/r})$ der GVA-Wahrscheinlichkeit eines (k von r)-Ausfalls.

D 2.10 MITTELUNG IM FALL UNTERSCHIEDLICHER DATENQUELLEN

Im Fall unterschiedlicher Datenquellen werden die Verteilungen $d(q_{k/r})$, die aus den Ereignissen einer jeden Datenquelle ermittelt werden, logarithmisch gemittelt. Dazu werden die jeweiligen Quantile aus allen Quellen logarithmisch gemittelt.

D 2.11 VERBREITERUNG DER ERGEBNISVERTEILUNGEN

Als Ergebnis werden mit dem Kopplungsmodell unparametrische Ergebnisverteilungen erhalten. Es wird eine Lognormal-Verteilung unter Beibehaltung des 50%-Fraktils und 95%-Fraktils an die unparametrischen Ergebnisverteilungen angepasst. Der Streufaktor K_{95} der Lognormal-Verteilung ist definiert als das Verhältnis des 95%-Fraktils zum 50%-Fraktil ($K_{95} = 95\text{-Fraktil} / 50\text{-Fraktil}$). Zur Berücksichtigung der mit dem Kopplungsmodell nicht erfassten Unsicherheiten wird eine Verbreiterung der Lognormal-Verteilung auf einen Streufaktor $K_{\text{Gen}} = 4$ vorgenommen, falls der kleinste Streufaktor K_{95} von allen Ausfallkombinationen kleiner als 4 ist.

Bei der Verbreiterung wird die Lognormal-Verteilung mit einer Korrekturverteilung multipliziert, die ebenfalls logarithmisch normalverteilt ist und einen Medianwert gleich 1 hat. Ziel ist eine Verbreiterung der Verteilung und damit eine Vergrößerung des K_{95} -Faktors unter Beibehaltung des Medianwertes. In der Beibehaltung des Medianwerts drückt sich die Annahme aus, dass die zusätzliche Unsicherheit gleichwahrscheinlich zu einer Über- wie Unterschätzung der Zuverlässigkeitskenngröße führen kann.

Die Werte für die "verbreiterten" Verteilungen sind nur exemplarisch ausgewiesen. Das Erfordernis für die Verbreiterung ist jeweils zu prüfen, insbesondere falls die Expertenschätzungen (Abschnitt D 2.5) bereits Kenntnisstand-Unsicherheiten abdecken. Im Übrigen sind andere als die hier beschriebenen Vorgehensweisen denkbar, z.B. unter Verwendung anderer u.U. adäquaterer Verteilungen als der Lognormalverteilung.

D 2.12 BERECHNUNGSBEISPIEL

In diesem Abschnitt wird zur Darstellung der Vorgehensweise und Methodik des Kopplungsmodells eine Beispielberechnung mit Zwischenergebnissen gegeben.

Für die Beispielberechnung wurde die Komponente Absperrklappe (Betriebsmittelart KAC) mit der Ausfallart "Öffnet nicht" mit einem Testintervall von einem Jahr gewählt. Die Fehlerentdeckungszeit

wird konservativ gleich dem Testintervall (d.h. 1 Jahr) gesetzt. Die für diese Berechnung zu berücksichtigenden GVA-Ereignisse und Quellen sind in Tabelle D-2 aufgeführt.

Tabelle D-2: Ereignisse, Ausfallart und Quellen

GVA-NR ¹	Öffnet nicht	Quelle
00111	x	IRS
00164	x	ME
00166	x	ME
00575	x	IRS

Für diese Ereignisse sind bei der Diskussion mit den Betreibern zusätzliche Randbedingungen eingeführt worden. Für die Beispielrechnung wurde beschlossen, die jeweils konservativ abdeckenden Randbedingungen zu berücksichtigen. Diese Randbedingungen sind in Tabelle D-3 aufgeführt.

Tabelle D-3: Konservativ abdeckende Randbedingungen

GVA-Nr	Randbedingung	Verwendung
00111 00575	Schmutzwasser (VE), jährlich geprüft	KAR
00164	keine Funktionsprüfung nach jeder Instandhaltung vorgeschrieben und redundanzübergreifende Instandhaltung zulässig	KAR
00166	Instandhaltung ohne komponentenspezifische Armaturen-kennkarten und redundanzübergreifende Instandhaltung zulässig	KAR

Die Bewertung der einzelnen GVA-Ereignisse für diese Randbedingungen durch die sechs Experten der GRS war sehr einheitlich und entspricht weitgehend der Mehrzahl der einheitlichen Bewertungen durch die Vertreter der einzelnen Betreiber. Die Übertragbarkeit aller Ereignisse für diese Randbedingungen wurde von allen Experten mit einem Übertragbarkeitsfaktor gleich 1 abgeschätzt. Tabelle D-4 sind für diese Ereignisse die vorgegebene Anzahl der betroffenen Redundanzen (RV) und entsprechend den konservativ abdeckenden Randbedingungen die 6 Expertenabschätzungen der GRS für die Anzahl der Komponenten mit Ausfall (AF), mit starker Schädigung (ST), mit schwacher Schädigung (SW), mit geringer Schädigung (SG) und der Übertragbarkeitsfaktor (UEF) aufgeführt.

Diese Expertenabschätzungen werden bei dieser Beispielberechnung verwendet. Entsprechend der Methodik des Kopplungsmodells werden im ersten Schritt die GVA-Wahrscheinlichkeiten, die aus den einzelnen GVA-Ereignissen aus einer Quelle resultieren, berechnet.

¹ Die GVA-Ereignisnummerierung entspricht einer nicht veröffentlichten Systematik und wird hier nur zur Unterscheidung der Ereignisse angeführt.

Tabelle D-4: Expertenschätzungen für Ausfall, Schädigung und Übertragbarkeitsfaktor

GVA-Nr	Experten	RV	AF	ST	SW	SG	UEF
00111	6 Experten	4	4	0	0	0	1
00164	6 Experten	6	2	0	0	0	1
00166	6 Experten	6	2	0	0	0	1
00575	4 Experten	4	3	0	0	0	1
	2 Experten	4	3	0	0	1	1

Aus der Quelle der meldepflichtigen Ereignisse (ME) stammen die GVA-Ereignisse 00164 und 00166. Die Beobachtungszeit der Absperrklappengruppen ab Aufnahme Betrieb der jeweiligen Anlage bis zum 15.06.1985 ergibt sich aus der Beobachtungszeit von 100 Betriebsjahren der Anlagen und im Mittel 12 beobachteten Komponentengruppen pro Anlage zu 1.200 Komponentengruppenjahren. Mit diesen Eingabedaten und den Parametern aus den Expertenabschätzungen lassen sich die GVA-Wahrscheinlichkeiten für diese beiden Ereignisse berechnen. Die Ergebnisse für alle zu berücksichtigenden Ausfallkombinationen (AFK) sind in Tabelle D-5 aufgeführt.

Tabelle D-5: Aus den Expertenschätzungen resultierende Verteilungsfaktoren für die relevanten Ausfallkombinationen für jeweils ein Ereignis

Ereignis	AFK	5%-Fraktil	50%-Fraktil	95%-Fraktil
00164	2v4	$4,3 \cdot 10^{-5}$	$2,4 \cdot 10^{-4}$	$3,1 \cdot 10^{-4}$
	3v4	$3,4 \cdot 10^{-6}$	$8,8 \cdot 10^{-5}$	$3,2 \cdot 10^{-4}$
	4v4	$9,9 \cdot 10^{-8}$	$1,2 \cdot 10^{-5}$	$1,6 \cdot 10^{-4}$
00166	2v4	$4,3 \cdot 10^{-5}$	$2,4 \cdot 10^{-4}$	$3,1 \cdot 10^{-4}$
	3v4	$3,4 \cdot 10^{-6}$	$8,8 \cdot 10^{-5}$	$3,2 \cdot 10^{-4}$
	4v4	$9,9 \cdot 10^{-8}$	$1,2 \cdot 10^{-5}$	$1,6 \cdot 10^{-4}$

Die GVA-Wahrscheinlichkeit für die Quelle ergibt sich aus der Summation der Beiträge für beide Ereignisse. Die Ergebnisse sind in Tabelle D-6 aufgeführt.

Tabelle D-6: Aus den Expertenschätzungen resultierende Verteilungsfaktoren, aufsummiert für beide Ereignisse aus der Quelle ME

Quelle	AFK	5%-Fraktil	50%-Fraktil	95%-Fraktil
ME	2v4	$2,0 \cdot 10^{-4}$	$4,4 \cdot 10^{-4}$	$6,0 \cdot 10^{-4}$
	3v4	$3,3 \cdot 10^{-5}$	$2,2 \cdot 10^{-4}$	$4,9 \cdot 10^{-4}$
	4v4	$2,1 \cdot 10^{-6}$	$4,0 \cdot 10^{-5}$	$2,3 \cdot 10^{-4}$

Aus der Quelle der internationalen Betriebserfahrung (IRS) stammen die GVA-Ereignisse 00111 und 00575. Die Beobachtungszeit der Absperrklappengruppen ab Aufnahme Betrieb der jeweiligen

Anlage bis zum 15.06.1985 ergibt sich aus der Beobachtungszeit von 1.000 Betriebsjahren der Anlagen und im Mittel 2 beobachteter Komponentengruppe pro Anlage zu 2.000 Komponentengruppenjahren. Mit diesen Eingabedaten und den Parametern aus den Expertenabschätzungen lassen sich die GVA-Wahrscheinlichkeiten für diese beiden Ereignisse berechnen. Die Ergebnisse sind in Tabelle D-7 aufgeführt.

Tabelle D-7: Aus den Expertenschätzungen resultierende Verteilungsfaktoren für die relevanten Ausfallkombinationen für jeweils ein Ereignis

Ereignis	AFK	5%-Fraktile	50%-Fraktile	95%-Fraktile
00111	2v4	$4,1 \cdot 10^{-8}$	$1,1 \cdot 10^{-5}$	$1,6 \cdot 10^{-4}$
	3v4	$7,3 \cdot 10^{-6}$	$1,0 \cdot 10^{-4}$	$2,1 \cdot 10^{-4}$
	4v4	$7,6 \cdot 10^{-5}$	$3,8 \cdot 10^{-4}$	$4,9 \cdot 10^{-4}$
00575	2v4	$5,5 \cdot 10^{-6}$	$1,1 \cdot 10^{-4}$	$1,9 \cdot 10^{-4}$
	3v4	$4,0 \cdot 10^{-5}$	$1,7 \cdot 10^{-4}$	$2,1 \cdot 10^{-4}$
	4v4	$7,5 \cdot 10^{-6}$	$1,4 \cdot 10^{-4}$	$4,1 \cdot 10^{-4}$

Die GVA-Wahrscheinlichkeit für die Quelle ergibt sich aus der Summation der Beiträge für beide Ereignisse. Die Ergebnisse sind in Tabelle D-8 aufgeführt.

Tabelle D-8: Aus den Expertenschätzungen resultierende Verteilungsfaktoren, aufsummiert für beide Ereignisse aus der Quelle IRS

Quelle	AFK	5%-Fraktile	50%-Fraktile	95%-Fraktile
IRS	2v4	$1,5 \cdot 10^{-5}$	$1,4 \cdot 10^{-4}$	$2,7 \cdot 10^{-4}$
	3v4	$9,8 \cdot 10^{-5}$	$2,6 \cdot 10^{-4}$	$4,0 \cdot 10^{-4}$
	4v4	$1,9 \cdot 10^{-4}$	$5,1 \cdot 10^{-4}$	$8,2 \cdot 10^{-4}$

Für die Zusammenfassung der beiden Quellen wird eine logarithmische Mittelung über beiden Quellen durchgeführt. Die Ergebnisse sind in Tabelle D-9 aufgeführt.

Tabelle D-9: Ergebnisse der logarithmischen Mittelung der Verteilungsfaktoren

Ergebnis	AFK	5%-Fraktile	50%-Fraktile	95%-Fraktile
Mittelung	2v4	$5,4 \cdot 10^{-5}$	$2,5 \cdot 10^{-4}$	$4,0 \cdot 10^{-4}$
	3v4	$5,6 \cdot 10^{-5}$	$2,4 \cdot 10^{-4}$	$4,4 \cdot 10^{-4}$
	4v4	$2,0 \cdot 10^{-5}$	$1,4 \cdot 10^{-4}$	$4,4 \cdot 10^{-4}$

Für die weiteren Berechnungen wird eine Lognormal-Verteilung unter Beibehaltung des 50%-Fraktils und des 95%-Fraktils an die unparametrischen Verteilungen angepasst. Der Streufaktor der Lognormal-Verteilung ergibt sich aus dem Verhältnis des 50%-Fraktils zu dem 95%-Fraktile. Die Ergebnisse der Anpassung sind in Tabelle D-10 aufgeführt.

Tabelle D-10: Ergebnisse der Anpassung einer Lognormalverteilung an die Fraktilen aus Tabelle D-9

Ergebnis	AFK	50%-Fraktil	95%-Fraktil	Streufaktor
Mittelung	2v4	$2,5 \cdot 10^{-4}$	$4,0 \cdot 10^{-4}$	1,62
	3v4	$2,4 \cdot 10^{-4}$	$4,4 \cdot 10^{-4}$	1,87
	4v4	$1,4 \cdot 10^{-4}$	$4,4 \cdot 10^{-4}$	3,08

Zur Berücksichtigung zusätzlicher Unsicherheiten wird die Lognormal-Verteilung entsprechend verbreitert, wenn der kleinste Streufaktor K_{Min} aller Ausfallkombinationen kleiner als der Streufaktor K_{Gen} gleich 4 ist, der als kleinster Streufaktor für Verteilungen aus generischen Informationen zu erwarten ist. Der kleinste Streufaktor K_{Min} für alle Ausfallkombinationen ist in diesem Beispiel gleich 1,62. Er tritt bei der Ausfallkombination 2v4 auf. Die Verteilung für diese Ausfallkombination wird auf einen Streufaktor K_{Gen} gleich 4 verbreitert und diese Verbreiterung auf die vorhandenen Lognormal-Verteilungen mit entsprechen Streufaktoren K_{Vor} aller Ausfallkombinationen angewendet.

Zur Beschreibung der Formeln zur Verbreiterung der Lognormal-Verteilung wird von der Dichtefunktion $f(x)$ der logarithmischen Normalverteilung für x ($x > 0$) mit den Parametern μ und s ausgegangen:

$$f(x) = \frac{1}{\sqrt{2\pi} \cdot s \cdot x} e^{-\frac{(\ln(x)-\mu)^2}{2s^2}} \quad \text{Gl. D-7}$$

Die Parameter μ und s sind der Medianwert und die Standardabweichung einer Normalverteilung für Werte von $\ln(x)$. Zwischen dem Streufaktor K und dem Parameter s besteht folgende Beziehung:

$$s = \ln\left(\frac{K}{1,6449}\right) \quad \text{Gl. D-8}$$

Die Standardabweichung s_{Zus} der zusätzlichen Unsicherheit wird aus der Standardabweichung s_{Min} des kleinsten Streufaktors und der Standardabweichung s_{Gen} für Verteilungen aus generischen Informationen berechnet:

$$s_{\text{Zus}} = \sqrt{s_{\text{Gen}}^2 - s_{\text{Min}}^2} \quad \text{Gl. D-9}$$

Die Standardabweichungen s_{Bre} der verbreiterten Verteilungen werden aus der vorhandenen Standardabweichung s_{Vor} der jeweiligen Ausfallkombination und der Standardabweichung s_{Zus} der zusätzlichen Unsicherheit berechnet:

$$s_{\text{Bre}} = \sqrt{s_{\text{Vor}}^2 + s_{\text{Zus}}^2} \quad \text{Gl. D-10}$$

Auf diese Weise erhält man für die Verteilungen für alle Ausfallkombinationen einen Streufaktor größer als 4. In Tabelle D-11 sind für alle Ausfallkombinationen die entsprechenden Streufaktoren und Standardabweichungen aufgeführt.

Tabelle D-11: Streufaktoren und Standardabweichungen

AFK	K _{Vor}	K _{Min}	K _{Gen}	s _{Vor}	s _{Min}	s _{Gen}	s _{Zus}	s _{Erw}	K _{Bre}
2v4	1,62	1,62	4,00	0,293	0,293	0,843	0,790	0,843	4,00
3v4	1,87	1,62	4,00	0,381	0,293	0,843	0,790	0,877	4,23
4v4	3,08	1,62	4,00	0,684	0,293	0,843	0,790	1,045	5,58

Für diese verbreiterten Verteilungen werden jeweils der Erwartungswert und der neue Streufaktor berechnet. Das Ergebnis dieses Verfahrens ist zusammen mit den Parametern der Ursprungsverteilung der Mittelung in Tabelle D-12 aufgeführt.

Tabelle D-12: Fraktile der Ursprungsverteilung sowie Erwartungswert und Streufaktor für die verbreiterte Verteilung

AFK	Ursprungsverteilung			Verbreiterte Verteilung	
	5%-Fraktile	50%-Fraktile	95%-Fraktile	Erwartungs-wert	Streu-faktor
2v4	$5,4 \cdot 10^{-5}$	$2,5 \cdot 10^{-4}$	$4,0 \cdot 10^{-4}$	$3,6 \cdot 10^{-4}$	4,0
3v4	$5,6 \cdot 10^{-5}$	$2,4 \cdot 10^{-4}$	$4,4 \cdot 10^{-4}$	$3,5 \cdot 10^{-4}$	4,2
4v4	$2,0 \cdot 10^{-5}$	$1,4 \cdot 10^{-4}$	$4,4 \cdot 10^{-4}$	$2,5 \cdot 10^{-4}$	5,6

Diese Werte werden für alle in diesem Bericht durchgeführten Berechnungen aufgeführt.

D 3 LITERATUR

- /BOX 73/ G.E.P. Box, E.G. Tiao:
Bayesian Inference in Statistical Analysis,
Adison-Wesley, 1973
- /DAT 05/ Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke:
Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke,
BfS-SCHR-38/05
- /KRE 03/ A. Kreuser, J. Peschke:
Kopplungsmodell: Modell zur Berechnung von GVA-Wahrscheinlichkeiten, Unterla-
ge zum GRS-Seminar PEAK,
Köln, 12. März 2003
- /MOS 88/ A. Mosleh et al.:
Procedures for Treating Common Cause Failures in Safety and Reliability Studies,
Final Report NUREG/CR-0400 Vol. 1 (Feb. 1988), Vol. 2 (Dec. 1988)
- /NUR 98/ US Nuclear Regulatory Commission (Hrsg.):
Common-Cause Failure Database and Analysis System,
Volume 3: Data Collection and Event Coding,
NUREG/CR-6268, Juni 1998
- /POU 87/ A. Poucet, A. Amendola, P. C. Cacciabue:
CCF-RBE: Common Cause Failure Reliability Benchmark Exercise,
Final Report, EUR 11054 EN,
CEC Joint Research Centre, Ispra, Italy, April 1987

ANHANG E: PERSONALHANDLUNGEN

INHALTSVERZEICHNIS

	Seite
INHALTSVERZEICHNIS	2
ABBILDUNGSVERZEICHNIS	2
VERZEICHNIS DER TABELLEN	2
E 1 METHODENWAHL	3
E 2 HINWEISE ZUR METHODIK	4
E 2.1 HANDLUNGEN VOR STÖRFALLEINTRITT	4
E 2.2 REPARATUR- UND ERSATZMASSNAHMEN	4
E 2.3 ANALYSE VON GEPLANTEN HANDLUNGEN NACH STÖRFALLEINTRITT	8
E 2.3.1 Eingangsinformation, Analysentiefe	8
E 2.3.2 Qualitative Bewertung (Handlungsanalyse)	12
E 2.3.3 Quantitative Bewertung	13
E 2.3.4 Umsetzung in die Systemanalyse und Beurteilung der Ergebnisse	14
E 3 ANALYSEBEISPIEL: MODELLIERUNG VON PERSONALHANDLUNGEN BEIM AUSLÖSENDEN EREIGNIS "DAMPFERZEUGER- HEIZROHRBRUCH"	15
E 3.1 AUFGABENSTELLUNG	15
E 3.2 RANDBEDINGUNGEN DER ANALYSE	15
E 3.3 QUALITATIVE BEWERTUNG	16
E 3.4 QUANTITATIVE BEWERTUNG	17
E 4 LITERATUR	23

ABBILDUNGSVERZEICHNIS

	Seite
Bild E-1: Modellierung der Reparatur- bzw. Ersatzmaßnahmen	6
Bild E-2: Ablauf der Analyse	10
Bild E-3: Umriss eines THERP-Verfahrens	11
Bild E-4: HRA-Baum für die Personalhandlung „Isolation des defekten Dampferzeugers“	21

VERZEICHNIS DER TABELLEN

	Seite
Tabelle E-1 Definition und Quantifizierung der Handlungsschritte nach Aufgabenanalyse der Personalhandlung „Isolation des defekten Dampferzeugers“	18
Tabelle E-2: Quantifizierung des HRA- Baumes nach Bild E-4 und Tabelle E-1 ..	22

E 1 METHODENWAHL

Für die Bewertung von Personalhandlungen sind mehr als 20 unterschiedliche Verfahren veröffentlicht worden. Englischsprachige zusammenfassende Darstellungen hierzu sind beispielsweise in /SWA 89/ oder /HAN 89/ zu finden, deutschsprachige in /STR 96/ oder /HEN 95/.

Die Anwendung des Verfahrens THERP /SWA 83/, /BEL 83/ - in Verbindung mit ASEP /SWA 87/ - zur Analyse von Fehlern vom Typ C1 wird empfohlen, weil es sich um eine bewährte Methodik handelt, die sich in der Vergangenheit als PSA-tauglich erwiesen hat und im Vergleich zu weiteren Methoden am häufigsten angewandt wird. Zudem konnte das Verfahren THERP in seiner Anwendung als Technik der menschlichen Zuverlässigkeitsanalyse (HRA-Technik, aus engl.: human reliability analysis) teilweise validiert werden /HIR 96/, /VIL 86/, /STR 97/.

Die Empfehlung für THERP bedeutet nicht, dass ausschließlich mit den im THERP-Handbuch /SWA 83/ aufgelisteten Datentabellen zu quantifizieren ist. In *begründeten* Ausnahmefällen kann für bestimmte Teilhandlungen eine von den THERP-Daten-Tabellen abweichende Quantifizierung vorgenommen werden, insbesondere

- wenn eine aus der Betriebserfahrung abgeleitete Fehlerwahrscheinlichkeit vorliegt,
- oder wenn sich mit einem anderen Verfahren eine Fehlerwahrscheinlichkeit abschätzen lässt, die dem Analysegegenstand besser gerecht wird als die der THERP-Datenbasis.

Als Voraussetzung für den Einsatz anderer Methoden als THERP bzw. ASEP zur Bewertung von Personalhandlungen sind die Erfüllung von Qualitätskriterien dieser Methoden und der Daten, insbesondere die Bewährung in der Praxis, und Aussagen zur Gültigkeit der Daten, darzulegen.

Derzeit befinden sich Methoden zur Beurteilung von Denkprozessen und daraus resultierender Fehler in der Entwicklung (z.B. Fehler vom Typ C2 und C3). Eine Übersicht über Methodenentwicklungen zu den wissensbasierten Fehlern ist in /NEA 00/ enthalten.

Die Validierung dieser neuen Verfahren gestaltet sich auf Grund der hohen Sensitivität ihrer Vorhersageergebnisse in Bezug auf die tatsächlichen bzw. angenommenen Randbedingungen schwierig und ist noch nicht abgeschlossen. Deshalb kann für diese Verfahren keine Anwendungsempfehlung gegeben werden. Dennoch werden international Bemühungen, diese Art von Fehlhandlungen zu berücksichtigen, als Maßnahmen zur Erhöhung der Qualität von PSA für den NLB angesehen /IAEA 00/. Auf die diesbezüglichen Anleitungen in Kap. 4 von /SWA 83/ wird verwiesen.

E 2 HINWEISE ZUR METHODIK

E 2.1 HANDLUNGEN VOR STÖRFALLEINTRITT

Ausgangspunkt für die Identifizierung von Handlungen vor Störfalleintritt (Handlungskategorie A) sind Art und Weise, wie eine Personalhandlung sich in der Modellierung der PSA (Ereignisse und Fehlerbäume) auswirken kann. Wie in Abschnitt 3.4.1 ausgeführt, handelt es sich dabei um Instandhaltungsarbeiten im weitesten Sinne wie Wartung, Kalibrierung, Reparatur. In Betracht zu ziehen sind alle Komponenten, welche die Verfügbarkeit der in der PSA berücksichtigten Systemfunktionen einschränken können. Relevante Personalhandlungen vor Störfalleintritt sind zu modellieren.

Aus folgenden Gründen kann diese Personalhandlung relevant sein:

Nach Abschluss der Personalhandlung (Instandhaltungsarbeit) wird nicht zeitnah und personalunabhängig eine Funktionsprüfung durchgeführt, die alle relevanten Funktionen der betroffenen Komponente umfasst. Für diese Instandhaltungsarbeiten ist es erforderlich, die Wahrscheinlichkeit für einen Instandhaltungsfehler zu ermitteln (siehe Abschnitt 3.4.).

Um diese Instandhaltungsvorgänge zu identifizieren, sind für jede betrachtete Komponente folgende Fragen zu prüfen:

- Werden Instandhaltungsarbeiten (auch regelmäßig vorzunehmende Wartungsarbeiten, Prüfarbeiten, die in Wartungs- u. Prüfvorschriften niedergelegt sind) durch eine zeitnahe und personalunabhängige Funktionsprüfung abgeschlossen, die alle relevanten Funktionen der betroffenen Komponenten umfasst (findet statt, zeitnah, personalunabhängig)?
- Ist eine Vorrangschaltung wirksam, die die Komponente auch während der betrachteten Handlung verfügbar hält?
- Gibt es eine Freischaltung oder eine Umschaltung in den Testbetrieb, die nach der Handlung aufgehoben werden muss?
- Würde eine Fehlhandlung unmittelbar zu einem Schaden an der betroffenen Komponente führen? In diesem Fall wäre sie durch die Ausfallrate der Komponente abgedeckt und bräuchte nicht separat analysiert werden.

Auf Besonderheiten der Recherche relevanter Personalhandlungen im Nichtleistungsbetrieb wird im Abschnitt 4.4.1 eingegangen.

Die relevanten Handlungen werden bezüglich ihrer Versagenswahrscheinlichkeit nach THERP / ASEP bewertet. Die quantitativen Ergebnisse werden in den Fehlerbäumen berücksichtigt.

E 2.2 REPARATUR- UND ERSATZMASSNAHMEN

Im Folgenden wird auf die Identifizierung und Bewertung von Reparatur- und Ersatzmaßnahmen an Komponenten eingegangen, die bei Eintritt des auslösenden Ereignisses nicht verfügbar sind oder im weiteren Ablauf ausfallen. Der Begriff 'Reparatur' umfasst ein weites Spektrum von Maßnahmen, die kurzfristig (z.B. Tausch von Sicherungen) oder langfristig (z.B. kompletter Austausch einer großen Komponente) durchgeführt werden können. Für eine Bewertung in Betracht zu ziehen sind sowohl Maßnahmen, die auf eine Beseitigung des Schadensgrundes abzielen (z.B. Instandsetzen oder Austausch der defekten Komponente) als auch Ersatzmaßnahmen, welche die unmittelbare Schadensfolge beseitigen (z.B. Stellbefehl mit Adapter in der Schaltanlage bei Ausfall der automatischen Ansteuerung, vgl. auch Abschn. 3.4.1). Dabei handelt es sich um Personalhandlungen, die auf der Grundlage schriftlich niedergelegter oder verinnerlichter, häufig geübter

Regeln durchzuführen sind. Solche Handlungen – einschließlich der mit dem jeweiligen Ereignisablauf verbundenen Diagnoseaufgabe – sind im Rahmen der PSA zu untersuchen.

Die große Anzahl und Vielfalt möglicher Reparatur- und Ersatzmaßnahmen erfordert eine Beschränkung der Untersuchungen auf wenige ergebnisrelevante Maßnahmen, um den Aufwand im vertretbaren Rahmen zu halten.

Für diese Maßnahmen sind folgende Kriterien zu beachten:

- Die Reparatur- und Ersatzmaßnahmen können durch geeignetes und verfügbares Personal in der zur Verfügung stehenden Zeit durchgeführt werden, und es muss die Bereitschaft vorhanden sein, die Reparatur- bzw. Ersatzmaßnahmen auch durchführen zu wollen.
- Die Durchführung der Reparatur- bzw. Ersatzmaßnahmen muss bekannten und auch in anderen Zusammenhängen angewandten Praktiken und Regeln folgen (z.B. Austausch einer defekten Elektronikarte). Es ist zu zeigen, dass die in Betracht gezogene Reparatur- bzw. Ersatzmaßnahme unter den gegebenen Randbedingungen noch der Verhaltensebene "regelbasiert" (entweder aufgrund schriftlicher Reparatur-, Wartungs- u. Prüfanweisungen, oder als ohne schriftliche Anweisung durchzuführende Arbeiten kraftwerksüblicher Art, z.B. Reparaturmaßnahmen, die durch die Betriebserfahrung belegt sind und in einem relevanten Ereignisablauf aufgetreten sind) zugeordnet werden kann.
- Die Randbedingungen für einen erfolgreichen Entscheidungsprozess müssen günstig sein. Der Entscheidungsprozess wird beispielsweise durch folgende Faktoren beeinflusst:
 - Erkennbarkeit der Fehlerursache, des Fehlerorts, der Erfolgsaussichten (u.a. mögliche Reparaturdauer),
 - Zulässigkeit der Maßnahme, Prioritäten,
 - Verfügbarkeit von Ressourcen (u. a. Personal, Werkzeuge, Ersatzteile),
 - Zugänglichkeit der Komponente,
 - Erfordernisse von Zusatztätigkeiten (z. B. Freischaltungen, Systementleerung und -befüllung).

Durchführbarkeit und Erfolgswahrscheinlichkeit von Reparatur- und Ersatzmaßnahmen sind in erheblichem Maße von den vorliegenden situativen Randbedingungen, die ihrerseits vom Ereignisablauf (d.h. den Ausfällen im Betriebs- und Sicherheitssystem der Anlage) geprägt werden, abhängig. Wird davon ausgegangen, dass die Reparatur vom Schichtpersonal und nicht vom Fachbereich durchgeführt wird, ist daher die Verfügbarkeit einer besonders sorgfältigen Überprüfung zu unterziehen.

Es ist ein in mehrere Schritte gegliedertes Verfahren zur Identifizierung und Bewertung von Reparatur- und Ersatzmaßnahmen anzuwenden.

Das Verfahren beginnt mit der Auswertung der durch die vorliegende PSA ermittelten Minimalschnitte für die Summe der Gefährdungszustände. Darin enthaltene ergebnisrelevante Komponentenausfälle sind unter Berücksichtigung situativer Randbedingungen hinsichtlich der Reparierbarkeit zu untersuchen. Für unter den gegebenen Randbedingungen als reparierbar eingeschätzte Betriebsmittel werden in der Folge probabilistische Bewertungen durchgeführt (Ermittlung anteiliger Ausfallraten, Grob- und Detailbewertung der Personalhandlungen). Das Verfahren gliedert sich in vier Schritte:

- Schritt 1: Bestimmung ergebnisrelevanter Minimalschritte

Für Reparatur- und Ersatzmaßnahmen sind nur die Minimalschnitte in Betracht zu ziehen, die mit einem vorgegebenen Anteil (Orientierungswert 90 %) zur Summe der Gefährdungszustände beitragen. Ausgehend von den auf diese Weise ermittelten Minimalschnitten werden ergeb-

nisrelevante Komponenten ermittelt, die eine vorgegebene Importanz überschreiten. Nach der ersten Modellierung von Reparatur- oder Ersatzmaßnahmen nach Schritt 4 sollte erneut überprüft werden, ob auch Minimalschnitte zu erfassen sind, die jetzt neu unter das 90 % - Kriterium fallen, nachdem andere Beiträge durch diese Maßnahmen abgeschwächt wurden. Um den Aufwand in vertretbaren Grenzen zu halten, ist die Auswahl der Minimalschnitte auf Basis von Punktwert-Rechnungen zu treffen.

- Schritt 2: Qualitative Voreinschätzung und Klassifikation der Durchführbarkeit einer Komponentenreparatur
 - Die Reparierbarkeit einer Komponente innerhalb des auf Grund der Prozessdynamik vorgegebenen maximalen Zeitfensters ist zu beurteilen. Insbesondere ist zu prüfen, ob ausreichend Ressourcen zur Verfügung stehen (Zeit, Personal, Werkzeuge, Ersatzteile), ob die Komponente unter den gegebenen Bedingungen zugänglich und handhabbar ist, und ob bei der Reparatur bekannte und auch in anderen Situationen durchgeführte Praktiken und Regeln zur Anwendung kommen.
 - Die Entscheidungsgrundlagen des verantwortlichen Anlagenpersonals sind entsprechend den Erfahrungswerten bei den üblichen Instandhaltungsvorgängen zu beurteilen. Sind Fehlerursache, Fehlerort sowie Erfolgsaussichten und Nutzen der Reparatur-Maßnahme erkennbar? Ist die Maßnahme unter den gegebenen Bedingungen zulässig? Wie können sich konkurrierende oder vorrangige Maßnahmen auf den Entscheidungsprozess auswirken?
 - Die Zuverlässigkeitskenngröße der betrachteten Komponente muss nach ingenieurmäßigem Ermessen entsprechend der ermittelten Randbedingungen in reparierbare und nicht reparierbare Anteile aufgeteilt werden. (s. Bild E-1)

Es ist festzustellen, ob die betrachtete Komponente in unterschiedlichen Minimalschnitten mit unterschiedlichen Randbedingungen (anderer Störfall mit anderem Zeitverlauf) auftritt. Die Minimalschnitte müssen so gruppiert werden, dass innerhalb einer Gruppe die bewertungsrelevanten Randbedingungen für eine Reparatur-Maßnahme (z.B. Zeitbudget) homogen sind. Entsprechend ist eine differenzierte Modellierung und Datenermittlung vorzunehmen.

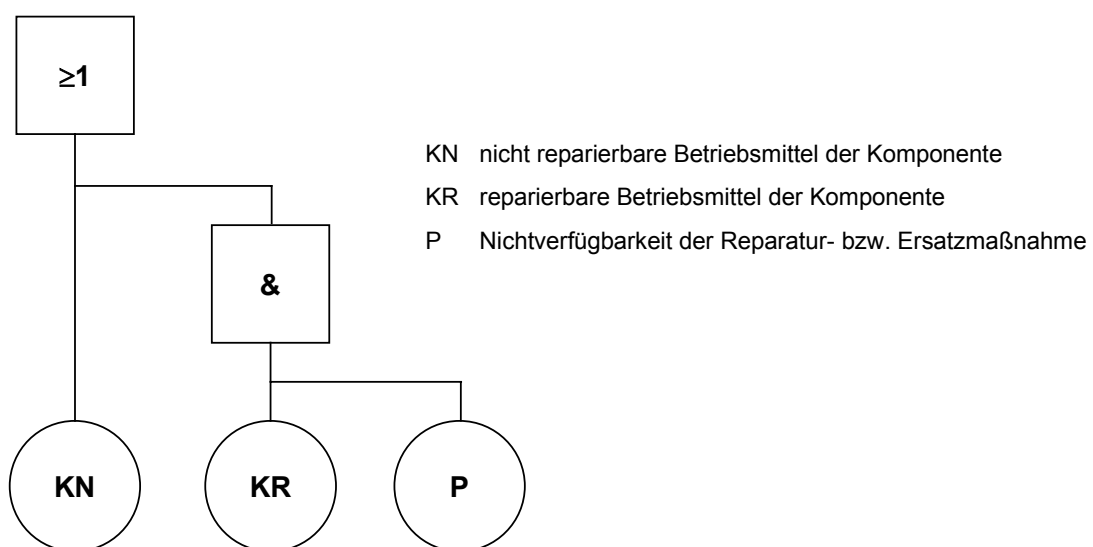


Bild E-1: Modellierung der Reparatur- bzw. Ersatzmaßnahmen

- Schritt 3: Selektion von Reparatur-/Recovery-Maßnahmen, für deren Bewertung die Anwendung eines detaillierten Quantifizierungsverfahrens erforderlich ist.

In Anlehnung an die Methode ASEP /SWA 87/ werden die im vorangegangenen Schritt klassifizierten Reparatur- bzw. Ersatz-Maßnahmen folgenden vier pessimistischen Ausfallwahrscheinlichkeiten (Erwartungswerte) zugeordnet:

sehr gut reparierbar	$P \geq 10^{-2}$
gut reparierbar	$P \geq 10^{-1}$
bedingt reparierbar	$P = 0,5$
nicht reparierbar	$P = 1$

Mit diesen Ausfallwahrscheinlichkeiten sind die Ereignisablaufbäume und die modifizierten Fehlerbäume (d. h. unter Berücksichtigung der Modellierung von Komponentenaufteilung und Reparatur- bzw. Ersatzhandlung) erneut quantitativ auszuwerten. Nur Reparatur- bzw. Ersatzhandlungen, welche die Importanzschwelle von 5 % (Fussel-Vesely-Importanz) übersteigen, werden in Schritt 4 weiter untersucht. Auch hier sind aus Aufwandsgründen die Punktwert-Rechnungen heranzuziehen.

Wenn für die Nichtverfügbarkeiten Betriebsdaten im Rahmen der üblichen Instandhaltung für Reparaturen bzw. Ersatzmaßnahmen vorliegen, können diese verwendet werden (siehe auch /HEN 95/, Abschnitt 2.5). Bei der Übernahme der Daten in die Analyse sind die Randbedingungen der Datenerhebung darzulegen, z.B. wie die Daten zustande gekommen sind. Die Übertragbarkeit der Daten auf die zu analysierende Handlung unter den speziellen Bedingungen des Störfallablaufs ist zu beurteilen und zu dokumentieren.

- Schritt 4: Detailbewertung der verbleibenden bewertungsrelevanten Reparatur- bzw. Ersatzmaßnahmen mit der Methode THERP /SWA 83/.

Hierzu sind u.a. Aufgabenanalysen durchzuführen und fehlerträchtige Teilhandlungen mit dem Verfahren THERP zu quantifizieren.

Die Zergliederung einer Reparatur- bzw. Ersatzmaßnahme in mit THERP bewertbare Teilhandlungen ist häufig schwierig. Die im THERP-Handbuch tabellierten Fehlerwahrscheinlichkeiten entsprechen nur zu einem geringen Teil den für einen Reparaturvorgang typischen Teilhandlungen. Stehen genauere Daten nicht zur Verfügung, so ist die o.g. quantitative Voreinschätzung beizubehalten. Der Zeitfaktor (benötigte Zeit, verfügbare Zeit) wird nach THERP nicht bewertet. Deshalb können hier zusätzlich zu THERP weitere Bewertungsverfahren eingesetzt werden, z.B. /MOI 94/. Das dort beschriebene, im Auftrag von EPRI (Electric Power Research Institute) entwickelte Vorgehen (an approach to modelling recovery actions) unterscheidet zwischen einer detaillierten Methode, für die ein mathematisches Modell, Datenbeispiele und eine Datenquelle (aus amerikanischen LERs abgeleitete Erfahrungswerte) angegeben werden, und einer vereinfachten Methode, die mit Entscheidungsbäumen arbeitet. Für die Quantifizierung dieser Entscheidungsbäume wird ein Verfahren beschrieben, das sich auf Ankerpunkte mit bekannten (oder auch sehr plausiblen) Fehlhandlungswahrscheinlichkeiten stützt. Beispiel-Entscheidungsbäume für die Entscheidungs- und Ausführungsphase werden angegeben.

Wenn genügend Zeit für die Reparaturmaßnahme zur Verfügung steht, erübrigt sich eine Bewertung der Personalhandlungen nach THERP, weil der Erfolg der Maßnahme im weiteren Störfallverlauf sich unmittelbar erweist und entsprechende Korrekturen vorgenommen werden können. Die Nichtverfügbarkeit der Maßnahme entspricht dann weitgehend der Wahrscheinlichkeit dafür, dass Ersatzteile oder Werkzeuge etc. nicht verfügbar sind.

E 2.3 ANALYSE VON GEPLANTEN HANDLUNGEN NACH STÖRFALL-EINTRITT

E 2.3.1 Eingangsinformation, Analysentiefe

Die folgende Übersicht skizziert den Ablauf einer HRA. Zur rationellen Durchführung ist der Ablauf einer HRA sorgfältig zu planen. In den Prozess der Informationssammlung sind an geeigneter Stelle Grobabschätzungen einzubinden. In Bild E-2 ist ein entsprechendes Schema dargestellt.

I. Übernehmen der Anforderungen aus der Systemanalyse

Bei der Erstellung der Ereignis- und Fehlerbäume der Systemanalyse werden Personalhandlungen, von denen Störfallabläufe im Ereignisbaum bzw. Topereignisse im Fehlerbaum abhängen, erfasst und an geeigneter Stelle als Basisereignisse eingebracht.

Aus Gründen der Modellierung im Sinne einer iterativen Behandlung kann es sinnvoll sein, Maßnahmen bezüglich der Diagnose und der durchzuführenden regelbasierten Maßnahmeschritte im Fehlerbaum zu trennen, d. h. diese Aspekte später in getrennten HRA-Bäumen zu modellieren. Dabei, und in allen Fällen, in denen Maßnahmen in die Domäne eines "UND-Gatters" gelangen, ist auf eventuell bestehende Handlungskopplungen (Abhängigkeiten zwischen den einzelnen Handlungen) zu achten und die Fehlerbaumlogik gegebenenfalls zu modifizieren.¹

II. Grobabschätzung für PSA-relevante Fehlhandlungen

Eine Grobabschätzung mit geringer Analysentiefe wird mit den Human Error Probability (HEP)-Werten aus dem ASEP Screening-Verfahren (s. III) durchgeführt. Maßnahmen, die in keinem dominanten Minimalschnitt auftreten oder erst an nachgeordneter Stelle, werden nicht weiter betrachtet.

III. Festlegung der Analysentiefe und Sammlung von Informationen

Um den Analyseaufwand optimal auf die verschiedenen Maßnahmen zu verteilen, werden die Maßnahmen mit unterschiedlicher Analysentiefe bewertet. Zweck dieses Vorgehens ist es, Maßnahmen, die wenig zum Ergebnis beitragen, mit wenig Aufwand konservativ abzuschätzen, so dass der Analytiker sich auf die wichtigen, d. h. ergebnisbeeinflussenden, Maßnahmen konzentrieren kann. Je nach Analysentiefe sind unterschiedliche Informationen zu den noch zu betrachtenden Maßnahmen erforderlich. Im folgenden werden drei Analysetiefen unterschieden:

- ASEP Screening,
- ASEP Nominal,
- THERP Nominal, (der prinzipielle Ablauf einer Bewertung mit THERP ist im Bild E-3 dargestellt).

Sind nur wenige Maßnahmen zu analysieren, kann es effizienter sein, auf das ASEP Screening oder auch auf beide ASEP Varianten zu verzichten. Die zu sammelnden Informationen bauen jedoch aufeinander auf, d. h. was für das ASEP Screening Verfahren benötigt wird, wird auch für die beiden anderen Stufen benötigt, etc..

Die ASEP Verfahren liefern in folgenden Fällen HEP = 1:

- Es sind sehr schnell Aktionen erforderlich, die nirgendwo schriftlich fixiert sind.

¹ Um die Analyse der Hardwareausfälle nicht zu behindern, kann man die HRA-Ausfälle zunächst mit einem Wert versehen, der kleiner ist als das Abschneidekriterium.

- Die zur Diagnose erforderliche Instrumentierung ist entweder nicht vorhanden oder in der betrachteten Sequenz unverfügbar.

Das ASEP Screening Verfahren liefert auch für Aktionen außerhalb der Warte oder wenn mehr als zwei Diagnosen im Störfallablauf erforderlich sind HEP = 1.

Informationen für das ASEP Screening Verfahren

1. Kopien der Seiten der Anlagendokumentation (BHB oder NHB), in denen die einzelnen erforderlichen Aktionen (Betätigen von Schaltern, Lesen von Anzeigen etc) dokumentiert sind.
2. Kopien der Teile der Anlagendokumentation, die sich mit der Diagnose des betrachteten Störfalls befasst.
3. Die Zeit, die insgesamt für jede Maßnahme, die Gegenstand der Analyse ist, zur Verfügung steht, gerechnet von dem Zeitpunkt an, zu dem die Information, dass die betrachtete Maßnahme erforderlich ist, z. B. als Meldung in der Warte einläuft.
4. Falls mehrere Ereignisse zu diagnostizieren sind, Angaben zum Zeitverlauf, in dem die zugehörigen Alarmmuster (Zustands- und Prozessindikatoren) eintreffen.
5. Falls zustandsorientiertes Vorgehen mit untersucht werden soll, ist zu fragen, ob die Beobachtung primärer Größen, z. B. Temperatur, Füllstand und Druck im Druckbehälter, Druck im Containment, ausreichend wäre, um zur korrekten Maßnahme zu kommen, und ob das zustandsorientierte Vorgehen intensiv trainiert wurde, so dass man es als fertigkeitstbasiert erachten kann.
6. Information für alle Bedienelemente und zu lesende Anzeigen, die zur Analyse bzw. die zu den analysierenden Maßnahmen gehören, ob sie in der Warte auf dem Hauptschaltpult angeordnet sind.
7. Eine Einschätzung, ob lediglich erhöhter oder extrem hoher Stress vorliegt.

Zusätzliche Informationen für das ASEP Nominal Verfahren

8. Angaben über die Wartenbesetzung und darüber, wie die vorhandenen Personen sich an verschiedenen Stellen der Warte verteilen werden und die Maßnahme untereinander aufteilen werden.
9. Falls Aktionen außerhalb der Warte erforderlich sind, Angaben zum Zeitbedarf. Diese Zeiten sind so genau wie möglich zu ermitteln (Stopuhr). Optional sind auch die Zeiten für die Aktionen in der Warte (unter der unter 8. ermittelten Voraussetzung) und die Zeit zum Arbeiten mit der Anlagendokumentation zu ermitteln.
10. Angaben, ob der betrachtete Ereignisablauf wiederkehrend im Rahmen des Erhalts der Fachkunde geübt wird, ob es sich um einen klassischen Störfall (z. B. TMI) handelt und ob das verantwortliche Schichtpersonal in Interviews, walk-throughs (Anlagenbegehungen) und Durchsicht der Unterlagen sich als mit dem Ereignisablauf vertraut erweist.
11. Falls zustandsorientiertes Vorgehen untersucht werden soll, Kopien der relevanten Teile des zustandsorientierten Betriebshandbuchs und optional Angaben darüber, welcher Anteil des verantwortlichen Schichtpersonals es nach eigenen Angaben verwenden würde.
12. Angaben über die einlaufenden Alarmmuster (welche Meldungen wann und in welcher Reihenfolge).

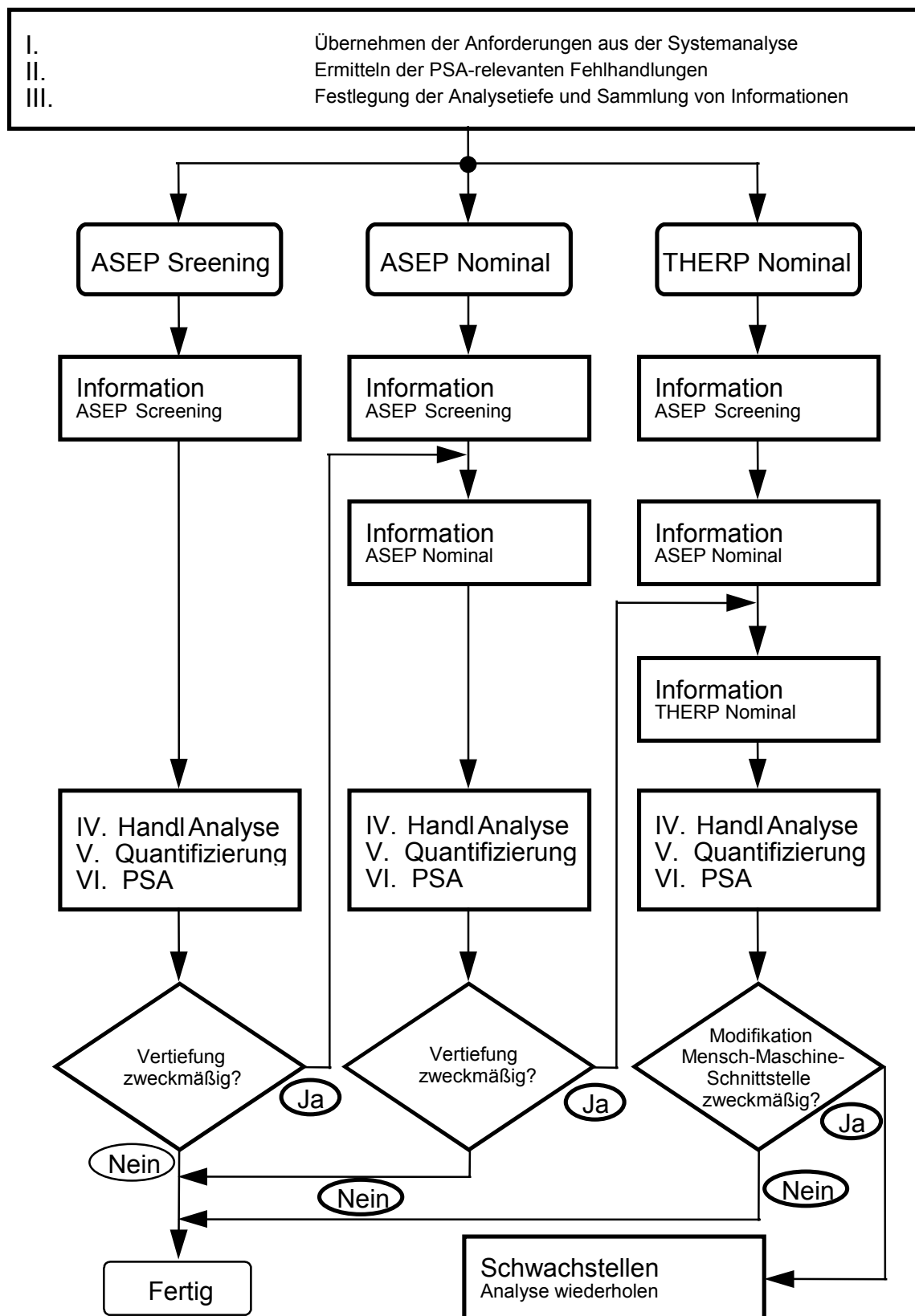


Bild E-2: Ablauf der Analyse

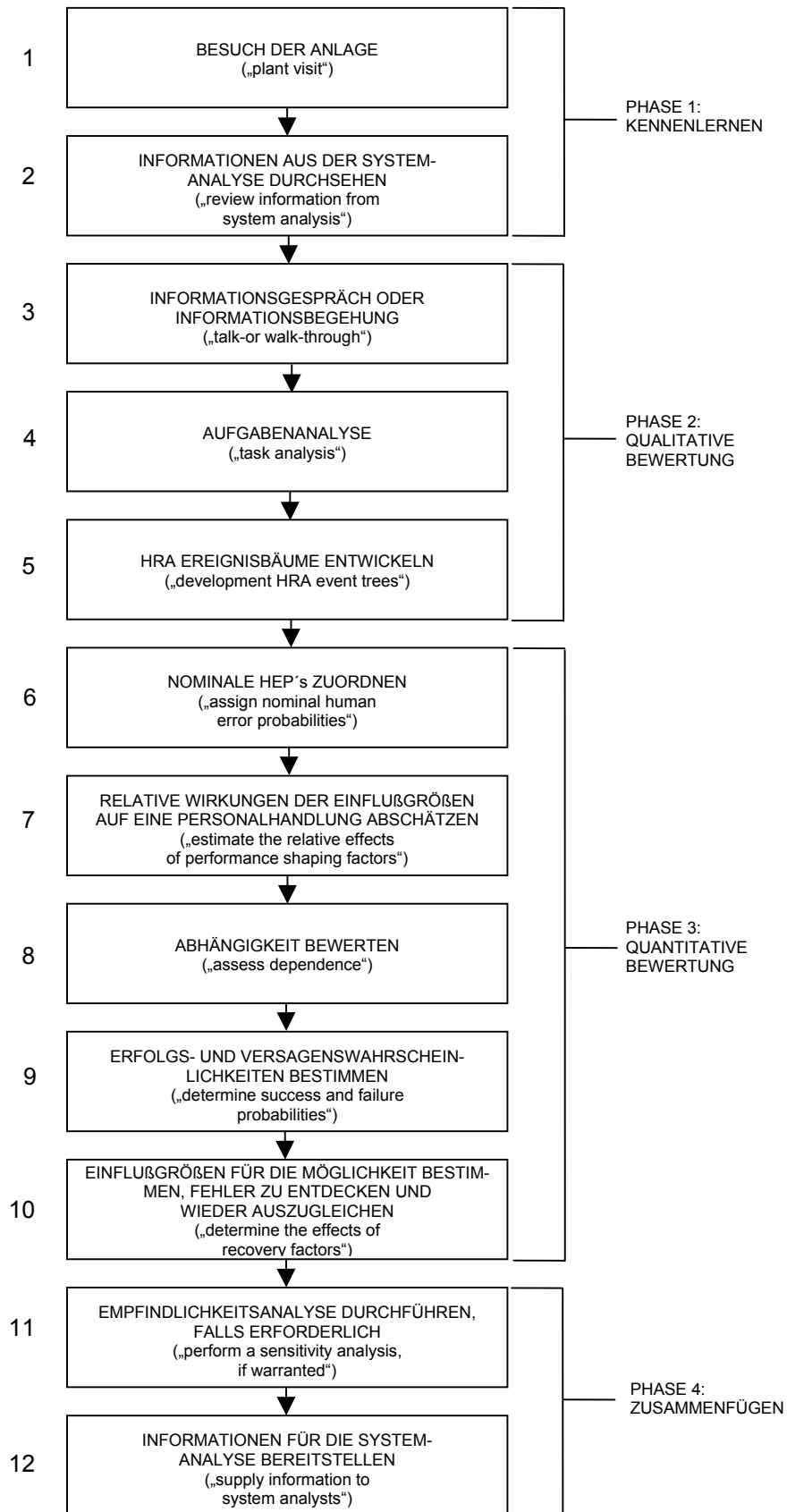


Bild E-3: Umriss eines THERP-Verfahrens

13. Angaben zu den einzelnen Aktionen, ob es sich um dynamische Aktionen (dynamic task, vergleiche /SWA 83/ und /SWA 87/) handelt. Dynamische Aktionen zeichnen sich dadurch aus, dass in nicht näher spezifizierter Weise zwischen verschiedenen Handlungsschritten alterniert werden muss (vgl. Definition in /SWA 83/). Beispiele hierfür sind die aktive Einbindung des Betriebspersonals in einen Regelvorgang oder ein Handlungsschritt, der Entscheidungen oder Teildiagnosen beinhaltet.
14. Angaben, ob und in welchem Maß - unter den unter 8. festgelegten Voraussetzungen - Personalredundanz für die einzelnen Aktionen vorhanden ist.
15. Angaben, ob es für die einzelnen Aktionen andere Recoveryfaktoren² gibt; z. B. Alarmmuster infolge von Fehlern oder Lesen von Instrumenten etc..

Zusätzliche Informationen für das THERP Nominal Verfahren

16. Angaben zu Handlungskopplungen (Abhängigkeiten zwischen einzelnen Handlungen) und Personalkopplungen (Abhängigkeit zwischen einzelnen Personen); für Letztere sind Angaben über die hierarchische Stellung der beteiligten Personen erforderlich; für Erstere sind Angaben über den zeitlichen Verlauf der Aktionen und die Orte, wo sie stattfinden, erforderlich.
17. Angaben zur Art, in der die schriftlichen Unterlagen benutzt werden (z. B. als Abhakliste, ohne Abhaken, oder gar nicht).
18. Angaben zum lokalen Wartenlayout (ergonomische Gestaltung in der Umgebung der zu benutzenden Bedienelemente und Anzeigen); optional auch Angaben darüber, ob in der Umgebung eines solchen Elements andere ähnliche liegen, mit denen eine Verwechslung (die nicht vom Reaktorschutz abgefangen würde) möglich wäre.
19. Bei der Betätigung von Handventilen außerhalb der Warte Angaben darüber, ob eine Verwechslung mit in der Nähe befindlichen ähnlichen Armaturen möglich wäre.

Die Informationen für das ASEP Screening Modell lassen sich u. U. noch anhand von Unterlagen oder durch Rückfragen in der Anlage erfassen. Die darüber hinausgehenden Verfahren erfordern in der Regel einen mit Interviews und walk-throughs verbundenen Aufenthalt auf der Anlage.

E 2.3.2 Qualitative Bewertung (Handlungsanalyse)

Die Handlungsanalyse beinhaltet das Zerlegen einer Aufgabe (Handlung) des Personals in Teilaufgaben (Teilhandlungen) und das Identifizieren einzelner Fehlhandlungen, die zur Verursachung des interessierenden Systemversagens-Ereignisses beitragen.

Aufgrund der gesammelten Informationen werden HRA-Bäume konstruiert, die im Fall des ASEP Screening Verfahrens zu Sequenzen einzelner Handlungsschritte (jeweils der Erfolgspfade der HRA-Bäume) degenerieren. Das Vorgehen hierzu sowie Daten zur Bewertung sind der einschlägigen Literatur /SWA 83/, /SWA 87/, /SWA 80/ zu entnehmen.

Für die Anwendung von THERP sind die Aufgaben dabei so weit zu detaillieren, dass mögliche Einflussgrößen und Wechselwirkungen erkannt und zugeordnet werden können. Für jede Personalhandlung der Aufgabenanalyse sollten mögliche Fehler identifiziert werden. Hierfür bietet die in 3.4.1 und 3.4.2 beschriebene Klassifizierung des menschlichen Fehlers eine Hilfe. Im Allgemeinen liegen Daten nur für einzelne Maßnahmen vor. Aufgaben, die aus mehreren Einzelmaßnahmen bestehen, werden in die Einzelmaßnahmen zerlegt, für die Kenngrößen vorliegen. Die Einzelmaßnahmen werden im wesentlichen den Vorschriften der Betriebshandbücher oder ähnlicher Dokumente entnommen. Wo dies nicht möglich ist, sind Expertenbeurteilungen heranzuziehen.

² s. Begriffsdefinition im Anhang A

Da die anschließende quantitative Bewertung im wesentlichen auf der qualitativen Analyse aufbaut, ist auf eine übersichtliche Dokumentation, die das Vorgehen des Analytikers nachvollziehbar macht, großer Wert zu legen.

E 2.3.3 Quantitative Bewertung

Die aus der qualitativen Modellierung resultierenden HRA-Bäume werden mit Hilfe einschlägiger Rechenprogramme ausgewertet. Stellt sich bei der qualitativen Modellierung heraus, dass die Ergebnisse aufgrund der Vereinfachung des ASEP-Verfahrens unrealistisch sind, wird man die Analyse entsprechend Bild E-2 vertiefen.

Für die Anwendung von THERP verdeutlicht Bild E-3, dass der fünfte Schritt (HRA-Ereignisbäume entwickeln) die Schnittstelle zwischen qualitativer und quantitativer Bewertung darstellt. Auf der Grundlage der Ergebnisse der Aufgabenanalyse wird die Zuverlässigkeit der zu untersuchenden Personalhandlung in einem Ereignisbaum modelliert. Den einzelnen Ereignissen werden dann im Schritt 6 *nominale Fehlerwahrscheinlichkeiten* (nominal human error probabilities - NHEPs) zugeordnet; NHEPs sind HEPs ohne das explizite Berücksichtigen leistungsbeeinflussender *Einflussfaktoren* (PSFs). Aufgrund der in der jeweiligen Handlungssituation zu erwartenden PSFs werden dann die NHEPs nach oben (in Richtung 1) bzw. nach unten (in Richtung 0) verändert (Bild E-3, Schritt 7).

Nominale Fehlerwahrscheinlichkeiten und Einflussfaktoren findet man in /SWA 83/ für regelbasiertes Verhalten, zum Teil für fertigkeitsbasiertes Verhalten, Fehlerwahrscheinlichkeiten einzelner Aufgaben mit überdurchschnittlichem Schwierigkeitsgrad, z. B. Bemerkungen, dass ein Messgerät falsch anzeigt (/SWA 83/: Tab. 20-1), zeitabhängige Wahrscheinlichkeiten für das Versagen der Diagnose (/SWA 83/: Tab. 20-3), Modifizierungsfaktoren für dynamische Aufgaben (/SWA 83/: Tab. 20-16).

Die PSFs lassen sich grob in vier Gruppen unterteilen /HEN 95/:

1. PSFs, die bereits bei der Auswahl der nominalen Fehlerwahrscheinlichkeit berücksichtigt werden, z. B. bei einer langen schriftlichen Prozedur beträgt die Unterlassungsfehlerwahrscheinlichkeit 0,01 pro Schritt, bei einer kurzen 0,003, (/SWA 83/: Tabelle 20-7).
2. PSFs, die in Form von Faktoren angegeben werden, mit denen die nominalen Fehlerwahrscheinlichkeiten zu multiplizieren sind, z. B.: bei mittelhohem Stress erhöht sich die Fehlerwahrscheinlichkeit einer regelbasierten Handlung um den Faktor 2 (/SWA 83/: THERP-Tabelle 20-16).
3. PSFs, die als Regeln zur Modifizierung einer HEP innerhalb ihrer Unsicherheitsbandbreiten angegeben werden, z. B.: verwende die Obergrenze der Diagnoseversagenswahrscheinlichkeit, wenn die Diagnose des analysierten Störfalls nicht regelmäßig trainiert wird (/SWA 83/: THERP-Tabelle 12-5).
4. PSFs, die zwar erwähnt werden, aber zu denen keine quantitativen Angaben gemacht werden (/SWA 83/: THERP-Kapitel 3).

In vielen Fällen fehlen Daten, und es sind nur einfache Abschätzungen möglich. Die Einflussfaktoren werden dann durch direktes subjektives Abschätzen der von ihnen beeinflussten Fehlerwahrscheinlichkeiten berücksichtigt /SWA 80/.

Im achten Schritt werden dann Abhängigkeiten, die zwischen den im Ereignisbaum modellierten Fehler- und Erfolgsereignissen zu erwarten sind, bewertet. Für den auf der Grundlage der Schritte 5 bis 8 erstellten Ereignisbaum werden dann die einzelnen Fehlerpfad-Wahrscheinlichkeiten und die Gesamt-Fehlerwahrscheinlichkeit in Schritt 9 berechnet, komplementär ergeben sich hieraus auch die entsprechenden Erfolgswahrscheinlichkeiten.

Schritt 10 beinhaltet das Identifizieren, Modellieren und Quantifizieren von Zuverlässigkeitsreserven, die zur Reduzierung von HEPs beitragen. Falls die im neunten Schritt ermittelten HEPs so klein sind, dass keine wesentliche Beiträge zu den in der PSA untersuchten TOP-Ereignisse entstehen, dann kann auf den zehnten Schritt verzichtet werden. In der Praxis (z. B. Fallstudien in /SWA 83/ oder /HIR 90/) wird häufig die Reihenfolge der Schritte 9 und 10 vertauscht, also erst die Korrektur-Möglichkeiten eingebunden und dann der Ereignisbaum probabilistisch ausgewertet.

Weitere Einzelheiten zu den Schritten 5 bis 10 in Bild E-3 können der einschlägigen Literatur entnommen werden (z. B. /SWA 83/, /NRC 83/, /BEL 83/). Ein konkretes Beispiel wird im nachfolgenden Kapitel E3 behandelt.

E 2.3.4 Umsetzung in die Systemanalyse und Beurteilung der Ergebnisse

Die Resultate der quantitativen Analyse werden in die Fehler- und Ereignisbäume der PSA eingebracht. Anhand einer erneuten Durchrechnung ist zu entscheiden, ob u. U. eine detailliertere Analyse erforderlich ist.

Sensitivitätsanalysen werden eingesetzt, um die potenzielle Bedeutung von unsicheren Personalhandlungen zu ermitteln /HOF 02/.

Die Einordnung der Personalhandlung in das Ergebnis der PSA erfolgt unter folgenden Gesichtspunkten:

- eine Sequenz, die einen hohen Beitrag zur Kernschmelzhäufigkeit liefert, wird von Personalhandlungen dominiert,
- einzelne Systemfunktionen werden von Personalhandlungen dominiert.

Wenn Personalhandlungen das Endresultat dominieren, so kann man durch eine detaillierte Betrachtung der Modellierung zu Vorschlägen für Sicherheitsverbesserungen gelangen, besonders dann, wenn es sich um Maßnahmen aus dem Betriebshandbuch handelt.

Anmerkung: Die realistische Bewertung der menschlichen Maßnahmen führt zu Veränderungen bei der Bewertung der Minimalschnitte, wodurch in Einzelfällen Maßnahmen, die zunächst durch Grobabschätzung oder Screening als nicht erfolgreich eingestuft wurden, einen größeren Einfluss gewinnen, d.h. die zugeordneten Minimalschnitte werden dominant. In diesem Fall kann es (im Sinne des Nachweises der Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts) erforderlich sein, sie nachträglich in Form einer detaillierten Analyse zu untersuchen.

E 3 ANALYSEBEISPIEL: MODELLIERUNG VON PERSONALHANDLUNGEN BEIM AUSLÖSENDEN EREIGNIS "DAMPFERZEUGER- HEIZROHRBRUCH"

E 3.1 AUFGABENSTELLUNG

Das auslösende Ereignis "Dampferzeuger-Heizrohrbruch" stellt auch in modernen Druckwasserreaktoren ein komplexes Störfallszenario dar, in dessen Ablauf mehrere wesentliche Personalhandlungen zur Störfallbeherrschung erforderlich sind.

Dabei handelt es sich sowohl um die Überwachung automatischer Abläufe (Abfahren der Anlage) als auch um Personalhandlungen wie die Absenkung des Kühlmitteldruckes, die Leckage-Ergänzung und die Isolation des defekten Dampferzeugers (DE). Für die letztgenannte Personalhandlung soll die Anwendung des THERP-Verfahrens demonstriert werden.

Von den in Abschnitt E 2.3 beschriebenen Analyseschritten beschränkt sich die Darstellung im folgenden Beispiel auf die Hauptpunkte „Randbedingungen der Analyse“, „Qualitative Bewertung“ und „Quantitative Bewertung“.

E 3.2 RANDBEDINGUNGEN DER ANALYSE

Zur Durchführung der Personalhandlungsanalyse für die Handmaßnahme „Isolation des defekten Dampferzeugers“ wird von folgenden Randbedingungen ausgegangen:

1. Das auslösende Ereignis ist charakterisiert durch:
 - doppelseitiger Bruch eines DE-Heizrohres aus dem Vollastbetrieb,
 - Ansprechen der Notkühlkriterien,
 - Verfügbarkeit der Eigenbedarfsversorgung,
 - Verfügbarkeit der Leitechnik, insbesondere der Signalisation des Störfalles über die Aktivitätsüberwachung.
2. Als „interessierendes System- Versagensereignis“ gemäß THERP (s. Abschnitt E 2.3.1) wird hier ein Gefährdungszustand durch leckbedingte Überspeisung des defekten Dampferzeugers betrachtet, dessen Eintreten bei erfolgreicher Handmaßnahme verhindert wird. Fehlhandlungen, die zu anderen Gefährdungszuständen beitragen, werden in diesem Beispiel nicht berücksichtigt.
3. In der hier betrachteten Ereignisbaumsequenz ergab sich aus der thermohydraulischen Analyse ein Zeitraum von 100 min, innerhalb dessen die Personalhandlung abgeschlossen sein muss, um den Gefährdungszustand zu verhindern.

E 3.3 QUALITATIVE BEWERTUNG

Nach Auswertung der Anlagendokumentation, der Durchführung von Anlagenbegehungen und der Befragung des Schichtpersonals seien die folgenden für die HRA relevanten Ergebnisse ermittelt worden:

- a) Die Anlage besitzt ein ereignisorientiertes BHB (Checkliste mit Abhakpositionen), in dem der betrachtete Störfallablauf explizit behandelt wird.
- b) Die Wartengestaltung und die BHB-Gestaltung genügen hinsichtlich des hier betrachteten Störfallablaufes hohen ergonomischen Anforderungen.
- c) Das Schichtpersonal hat den Störfall wiederkehrend in Schulungen und am Simulator trainiert. Die Anlage verfügt ausschließlich über langjährig erfahrenes Personal.
- d) Alle erforderlichen Personalhandlungen für diesen Störfall beschränken sich auf die Warte.
- e) Die Diagnose des Störfalls gilt mit dem Einstieg in das BHB-Kapitel „DE-Heizrohrbruch mit Notkühlkriterien“ als abgeschlossen. Als Ausführungszeit für die dann folgenden Kontrollschritte und Schalthandlungen (einschließlich von Reserven für mögliche Fehlerkorrekturen) werden pessimistisch 40 Minuten angesetzt. Damit ergibt sich eine verfügbare Diagnosezeit von $(100-40)\text{min} = 60\text{min}$.
- f) Die Warte ist zum Zeitpunkt des Ereigniseintritts mit
 - dem Schichtleiter (SL)
 - dem stellvertretenden Schichtleiter (SSL)
 - dem Reaktorfahrer Primärkreis (RF1)
 - dem Reaktorfahrer Sekundärkreis (RF2)

besetzt. Von weiterem Schichtpersonal wird kein Kredit genommen.

Auf der Grundlage der so gewonnenen anlagenspezifischen Informationen ist im weiteren Verfahrensablauf nach THERP nun die Handlungs- bzw. Aufgabenanalyse durchzuführen (Handlungszersetzung und Fehleridentifikation), deren Ergebnisse in der Tabelle E-1 dokumentiert sind.

Dabei wurden für den Erfolg der Personalhandlung „Isolation des defekten Dampferzeugers“ die folgenden wesentlichen Einzelhandlungen identifiziert:

- (1) Diagnose des Störfalls,
- (2) Identifikation des defekten Dampferzeugers,
- (3) Isolation des defekten Dampferzeugers.

Zur nachvollziehbaren Darstellung und Qualitätssicherung der Aufgabenanalyse wurden die zu Grunde gelegten Annahmen in der Spalte „Dokumentation der Analyse“ der Tabelle E-1 ausgewiesen.

Die probabilistische Bewertung der betrachteten Personalhandlung erfolgt hier mit Hilfe der HRA-Baum-Methode.

In diesem Zuverlässigkeitsmodell, das der Ereignisbaum-Methode entspricht, wird das Versagen der wesentlichen Einzelhandlungen in Form von Fehlerpfaden F_i beschrieben.

Die Nichtverfügbarkeit der gesamten Personalhandlung ergibt sich dabei als ODER-Verknüpfung der F_i , und die F_i ihrerseits setzen sich aus UND-Verknüpfungen nichtverfügbarer redundanter bzw. diversitärer Teilhandlungen F_{ij} zusammen.

Im Bild E-4 ist der HRA-Baum für die Nichtverfügbarkeit der Personalhandlung „Isolation des defekten Dampferzeugers“ dargestellt.

Die Quantifizierung des HRA-Baumes wird im folgenden Kapitel beschrieben.

E 3.4 QUANTITATIVE BEWERTUNG

Die Ergebnisse der qualitativen Bewertung (s. Abschnitt E2.3.2) bilden zusammen mit der THERP-Datenbasis die Grundlage für die Quantifizierung der Fehlhandlungswahrscheinlichkeiten der Einzelschritte und damit - nach probabilistischer Auswertung des HRA-Baumes - der Nichtverfügbarkeit der Personalhandlung „Isolation des defekten Dampferzeugers“ insgesamt.

In der Tabelle E-1 sind die Elemente der qualitativen und der quantitativen Analyse zusammengestellt und erläutert.

Auf der Grundlage dieser Einzelschritte kann nun der HRA-Baum nach Bild E-4 ausgewertet werden.

Die Eingangswerte und die Ergebnisse der Quantifizierung des HRA-Baumes unter Berücksichtigung der Unsicherheitsanalyse gemäß Anhang A in /SWA 83/ werden in der Tabelle E-2 zusammengestellt (F_{ij} und EF_{ij} aus Tabelle E-1).

Die Fehlhandlungswahrscheinlichkeit der Personalhandlung „Isolation des defekten Dampferzeugers“ liegt bei einem Medianwert von $1,1 \cdot 10^{-3}$ (mit den 5 %- bzw. 95 %-Fraktilen: 10^{-4} bzw. 10^{-2}).

Für die Einbindung der HRA-Ergebnisse in die Ereignisbaum- Auswertung ist jedoch der Übergang auf den Mittelwert (Mean) erforderlich, der sich zu $3 \cdot 10^{-3}$ ergibt.

Tabelle E-1 Definition und Quantifizierung der Handlungsschritte nach Aufgabenanalyse der Personalhandlung „Isolation des defekten Dampferzeugers“

Aufgabe/ Tätigkeit	Indikatoren/ Informationen	HEP ³ nominal	Abhängigkeit	PSF ⁴	F ⁵ _{ij}	EF ⁶	Quelle ⁷	Dokumentation der Analyse
Ereignisdiagnose: Dampferzeuger-Heizrohrbruch • Schicht	Sicherheitsgefahrenmeldung DEHEIRO, <u>Ausbleiben</u> einer Meldung über Δp im Sicherheitsbehälter	0.0001	-	-	$F_{11}=0.0001$	30	Tab.20-3,Item 5	<p>Der Störfalleintritt wird durch eine Sicherheitsgefahrenmeldung „HEIZROHRBRUCH“ signalisiert, die von der Frischdampf (FD)-Aktivitätsmessung ausgelöst wird und ein wichtiges Erkennungskriterium darstellt. Da mit dem Störfalleintritt und der Reaktorschnellabschaltung (RESA)-Auslösung aber weitere Signalisationen ansprechen, muss die Diagnose "Heizrohrbruch" gegenüber anderen möglichen Ereignissen (z.B. Primärleck mit Ansprechen der FD-Aktivitätsmessung) verifiziert werden. In dem hier angesetzten Handlungsmodell gilt die Diagnose mit dem Einstieg in das BHB-Kapitel „DE-Heizrohrbruch mit Notkühlkriterien“ als abgeschlossen.</p> <p>Die verfügbare Diagnosezeit wurde aus der für die erfolgreiche DE-Isolation insgesamt verfügbaren Zeit und dem Zeitbedarf für die Einzelhandlungen zu 60 min abgeschätzt.</p>
Identifikation des defekten Dampferzeugers	DE-Höhenstand, Stellung Speisewasser- Regelventile, FD-Aktivität, Aktivität DE-Abschlammung							<p>Die "Identifikation" beinhaltet Ablesungen von Linienschreibern (Aktivitätsmessungen) und Anzeigen zur Erkennung von Differenzen untereinander (z.B. DE-Höhenstände, Stellung Speisewasser (SpW)- Regelventile) und ist im BHB detailliert mit eindeutiger und verifizierbarer Zielstellung beschrieben. Zur Modellierung werden hier vereinfacht die Maßnahmenkomplexe „Ablesung Aktivitätsanzeige“ und „Ablesung diversitärer Kriterien“ gebildet und bewertet.</p> <p>Die Möglichkeit der Nichtbenutzung des BHB („schriftliche Prozedur“) wird auf Grund der anlagenspezifischen Gegebenheiten vernachlässigt. Vereinfachend wird hier der checklistenartige Aufbau (Abhakpositionen) des BHB und die Bewertung der richtigen Benutzung der Checklisten pessimistisch nicht berücksichtigt (deshalb in Tab.20-7 nicht item 2, sondern item 4 verwendet).</p> <p>Die Ablesungen erfolgen unter mittlerem Stress.</p> <p>Als Fehlhandlungen werden „Ablesefehler“ und „Unterlassungsfehler“ unterstellt.</p> <p>RF2 wird wegen betrieblicher Aufgaben zur Stabilisierung der Nachwärmeabfuhr nicht in die personelle Redundanz einbezogen.</p>
Einleitung der Identifikation • SL		0.01		2	$F_{21}=0.02$	5	Tab.20-16(4a) Tab.20-7(4), Tab.20-20(5)	<p>Der Schichtleiter ruft BHB- Kapitel „HEIZROHRBRUCH MIT NOTKÜHLKRITERIEN“ im BHB auf. Bewertung wie Auslassung (Nichteinleitung) einer Anweisung aus einer langen Liste von Anweisungen einer schriftlich vorliegenden Prozedur (s. vorstehende Erläuterungen), die auch benutzt wird. Der EF ist gemäß Tab.20-20(5) (mittlerer Stress, Schritt für Schritt- Anweisungen, keine Routine- Bedingungen) mit 5 zu wählen.</p>

³HEP - Human Error Probability, eingeführt als Medianwert einer lognormalverteilten Zufallsgröße

⁴PSF- leistungsbeeinflussende Faktoren wie z.B. Stress oder Umgebungseinflüsse

⁵Diese Matricelemente werden zur späteren Quantifizierung des HRA- Baumes eingeführt

⁶EF - Error Factor; HEP *EF charakterisiert das 95%- Perzentil, HEP/EF das 5%- Perzentil der lognormalverteilten HEP

⁷Quellenangaben beziehen sich auf die Datenbasis von /SWA 83/.

Aufgabe/ Tätigkeit	Indikatoren/ Informationen	HEP ³ nominal	Abhängigkeit	PSF ⁴	F ⁵ _{ij}	EF ⁶	Quelle ⁷	Dokumentation der Analyse
<ul style="list-style-type: none"> SSL 			MD		F ₂₂ =0.15	3	Tab.20-18,-21	<p>Für die Auslösung der Identifikation wird der SSL als personelle Redundanz betrachtet. Zwischen der 1. Fehlhandlung und dem Korrekturversagen besteht Abhängigkeit, s. auch THERP⁶, Tab.20-4 (Berücksichtigung gemeinsamer PSF wie falsche Anfangshypothese, Stress, MD: s. nächste Zeile).</p> <p>Zuverlässigkeitsreserven durch weitere personelle Redundanz werden auf Grund der Arbeitsbelastung - der RF1 ist zu diesem Zeitpunkt noch mit der Überprüfung der automatischen Abläufe befasst - konservativ nicht berücksichtigt.</p>
Korrektur durch nachfolgende Handlung (DE-Isol.) <ul style="list-style-type: none"> RF1 			MD		F ₂₃ =0.15	3	Tab.20-18,-21	<p>Der nachfolgende Schritt „DE-Isolation“ setzt die Identifikation voraus. Mit dem Einleiten der Isolation besteht deshalb auch eine Korrekturmöglichkeit für die unterlassene Identifikation.</p> <p>Es sind jedoch gemeinsame Ursachen für die Unterlassung von Identifikation und Isolation bzw. Isolation des falschen DE zu unterstellen, die im Rahmen der Aufgabenanalyse als „Error-Likely Situations“ (THERP⁶, Kap.4) in Form von falscher Anfangshypothese, Ablenkung durch andere Aufgaben, Zeitdruck ermittelt worden seien, die in Form des Kopplungsgrades „MD“ (moderate dependence) berücksichtigt werden.</p>
Abarbeiten Anweisungsliste „Identifikation...“/ Ermittlung des DE mit FD-Akt. <ul style="list-style-type: none"> RF1 		0.006		5	F ₃₁ =0.03	10	Tab.20-16(5a) Tab.20-10(3) Tab.20-20(8)	<p>Die Fehlhandlung besteht in der Fehlablesung von einem Blattschreiber. Strenggenommen müssten die Ablesungen aller DE-Aktivitätsmessstellen und die vergleichende Beurteilung der Anzeigen bewertet werden; durch Wahl des PSF (dynamic task, heavy task load) werden die damit verbundenen Fehlermöglichkeiten abgedeckt.</p> <p>Bei der Wahl des EF wurde eine „dynamische Aufgabe“ im Sinne der Fußnote † in Tab.20-16 angenommen, so dass nach Tab.20-20(8) ein Wert von 10 zu verwenden ist.</p>
Abarbeiten der Anweisungsliste „Identifikation...“/ Ablesung diversitärer Kriterien <ul style="list-style-type: none"> RF1 			MD		F ₃₂ =0.15	3	Tab.20-18,-21	<p>Da neben der FD-Aktivität noch mehrere diversitäre Kriterien zur Identifikation des defekten DE existieren, die im BHB auch aufgeführt sind, kann eine anfängliche Fehlablesung mittels dieser weiteren Kriterien korrigiert werden. Die Bewertung erfolgt mit dem Kopplungsmodell, wobei zwischen beiden Handlungen eine mittlere Abhängigkeit postuliert wird.</p> <p>Mit diesem Kopplungsgrad sind auch „Error-Likely Situations“ (THERP⁶, Kap.4) in Form einer falschen Anfangshypothese bzgl. des defekten DE abgedeckt.</p>
Korrektur der Identifikation <ul style="list-style-type: none"> SSL 			MD		F ₃₃ =0.15	3	Tab.20-18,-21	<p>Auf Grund der lt. BHB vorgeschriebenen Rückmeldung und der darüber hinausgehenden Kontrollen durch den SSL / SL ist mit der Korrektur der unterlassenen bzw. fehlerhaften Identifikation des defekten DE zu rechnen. Bewertung erfolgt analog F₂₂.</p>
Korrektur durch nachfolgende Handlung <ul style="list-style-type: none"> Schicht 			MD		F ₃₄ =0.15	3	Tab.20-18,-21	<p>Mit dem nachfolgenden Schritt „DE-Isolation“ besteht eine Korrekturmöglichkeit, die analog zu F₂₃ modelliert und bewertet wird.</p>

Aufgabe/ Tätigkeit	Indikatoren/ Informationen	HEP ³ nominal	Abhängigkeit	PSF ⁴	F ⁵ _{ij}	EF ⁶	Quelle ⁷	Dokumentation der Analyse
FD-seitige Absper- rung des defekten Dampferzeugers Einleitung der FD- seitigen Absper- rung <ul style="list-style-type: none"> RF2 	BHB- Anweisungskomplex	0.01		2	F ₄₁ = 0.02	5	Tab.20-16(4a) Tab.20-7(4) Tab.20-20(5)	<p>Nach dem im BHB beschriebenen Flussdiagramm zur Störfallbeherrschung ist nach voraus- gegangener Identifikation der Anweisungskomplex „Absper- rung def. DE“ aufzurufen und danach die detaillierte Anweisungsliste auszuführen.</p> <p>Diese Aufgabe ist vom RF2 auszuführen; SL und SSL kontrollieren den Aufruf der Anwei- sungsliste. Es wird mittlerer Stress angenommen.</p> <p>Der erfolgreiche Ablauf automatisch ausgelöster Aktionen zur Drucksenkung im Reaktor- kühlkreislauf F_{ij} wird hier vorausgesetzt.</p> <p>Bewertung wie Auslassung (Nichteinleitung) einer Anweisung aus einer langen Liste von An- weisungen einer schriftlich vorliegenden Prozedur (s. Erläuterung vor F₂₁), die auch benutzt wird. Der EF ist gemäß Tab.20-20(5) (mittlerer Stress, Schritt für Schritt- Anweisungen, keine Routinebedingungen) mit 5 zu wählen.</p>
<ul style="list-style-type: none"> SSL 			MD		F ₄₂ =0.15	3	Tab.20-18,-21	<p>Der SL bzw. der SSL werden als personelle Redundanz zum RF2 angesehen. Zwischen dem ausführenden RF2 und dem kontrollierenden SL bzw. SSL besteht - analog zu F₂₂ - eine mittlere Abhängigkeit. Auf Grund der hohen Arbeitsbelastung wird von einer weiteren personellen Redundanz kein Kredit genommen.</p>
Korrektur durch nachfolgende Handlung <ul style="list-style-type: none"> Schicht 			LD		F ₄₃ =0.05	3	Tab.20-18,- 21(2a)	<p>Auch im Falle des unterlassenen Aufrufens der BHB-Anweisungen bzw. der Einleitung der Absper- rung eines falschen Dampferzeugers wird angenommen, dass das Personal die störfallrelevanten Systemzustände beobachtet und analysiert. Auf Grund der verfügbaren Zeitreserve und der mehrfachen personellen Redundanz wird deshalb die Möglichkeit eines noch rechtzeitigen Korrekturschrittes im Rahmen nachfolgender Handlungen unterstellt.</p> <p>Die Nichtverfügbarkeit dieses Korrekturschrittes ergibt sich aus der Kopplung zur Nichtver- fügbarkeit der vorherigen Schritte. Der Kopplungsgrad wird mit „LD“ (low dependence) an- genommen.</p> <p>Ursachen des Korrekturversagens bestehen z.B. in zu hohem Zeitverbrauch für die Diagno- se oder erneuter Fehlhandlung bei der Korrektur.</p>
Schalthandlungen zur FD-seitigen Absper- rung des defekten Dampfer- zeugers <ul style="list-style-type: none"> RF2 		0.0005		2	F ₅₁ =0.001	10	Tab.20-16(4a) Tab.20-12(4)	<p>Als weitere Ursache für eine unterlassene Absper- rung des defekten DE wird hier über die fehlerhafte Absper- rung eines intakten DE im Sinne eines Verwechslungsfehlers (Durchfüh- rungsfehler / fertigungsbedingtes Verhalten, <u>nicht</u> Entscheidungsfehler / wissensbasiertes Verhalten, der bereits bei der „Identifikation“ berücksichtigt wurde) modelliert. Die Schalt- handlung erfolgt unter mittlerem Stress.</p> <p>Für die Schalterbetätigung wird explizit keine personelle Redundanz unterstellt; wohl aber ist - wie bei F₄₃ - eine Korrektur dieser Verwechslung im Rahmen der nachfolgenden Handlun- gen zu berücksichtigen.</p>
Korrektur durch nachfolgende Handlungen <ul style="list-style-type: none"> Schicht 			LD		F ₅₂ =0.05	3	Tab.20-21(LD)	<p>Zwischen dem Verwechslungsfehler und dem Versagen der „Korrektur durch nachfolgende Handlungen“ wird mit „LD“ ein niedriger Kopplungsgrad angenommen. Kopplungsbeziehun- gen bestehen z.B. in der Nichtentdeckung der Fehlhandlung wegen Annahme eines techni- schen Ausfalles (Schließversagens der Armatur) oder in einer erneuten Fehlhandlung im weiteren Störfallverlauf.</p>

Bild 6.5-1: HRA-Baum für die Personalhandlung
"Isolation des defekten Dampferzeugers"

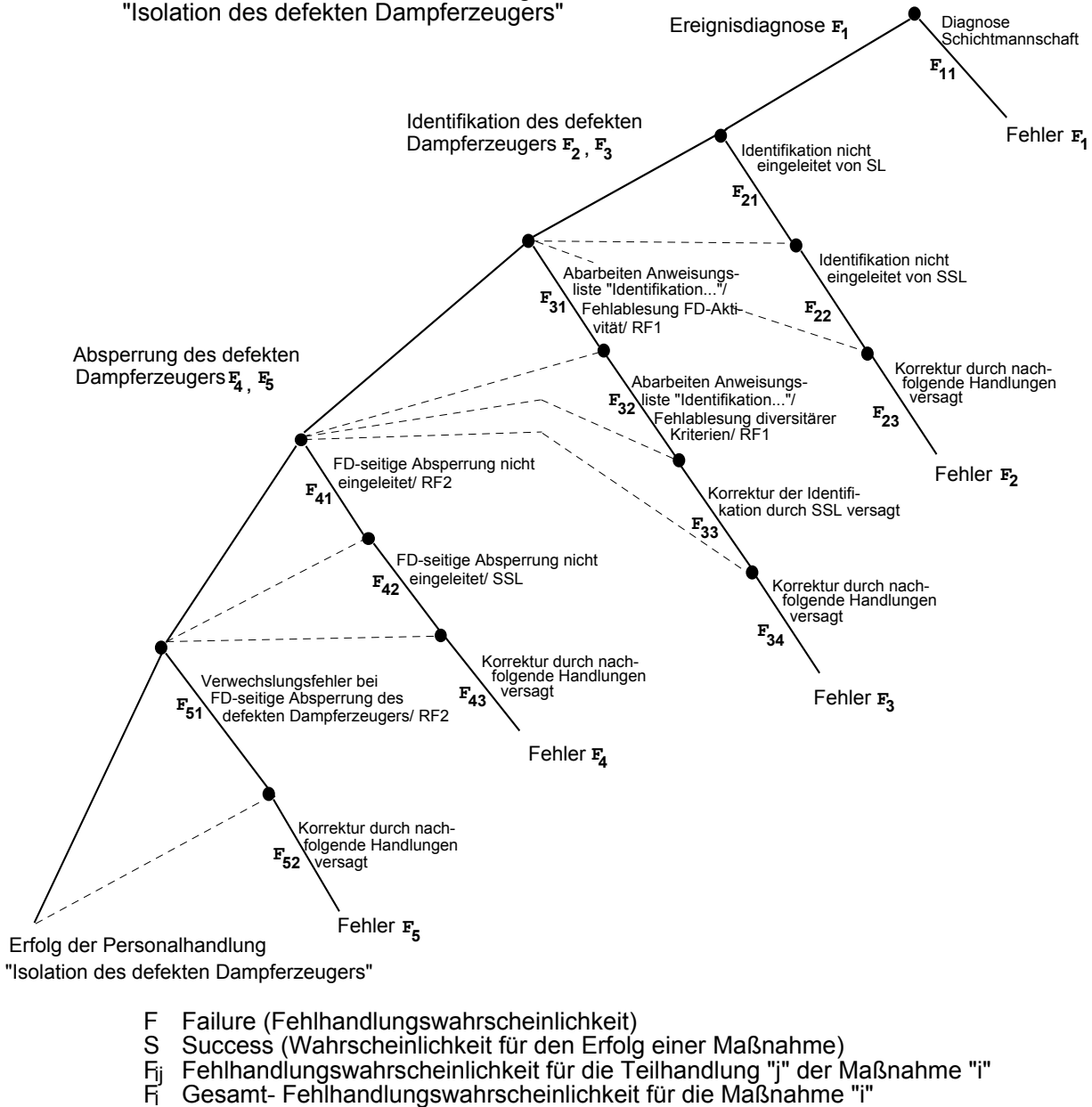


Bild E-4: HRA-Baum für die Personalhandlung „Isolation des defekten Dampferzeugers“

Tabelle E-2: Quantifizierung des HRA- Baumes nach Bild E-4 und Tabelle E-1

F_{ij}	EF_{ij}	F_i
$F_{11} = 0.0001$	$EF_{11} = 30$	$F_1 = 0.0001$
$F_{21} = 0.02$	$EF_{21} = 5$	
$F_{22} = 0.15$	$EF_{22} = 3$	
$F_{23} = 0.15$	$EF_{23} = 3$	$F_2 = 0.00045$
$F_{31} = 0.03$	$EF_{31} = 10$	
$F_{32} = 0.15$	$EF_{32} = 3$	
$F_{33} = 0.15$	$EF_{33} = 3$	
$F_{34} = 0.15$	$EF_{34} = 3$	$F_3 = 0.00010$
$F_{41} = 0.02$	$EF_{41} = 5$	
$F_{42} = 0.15$	$EF_{42} = 3$	
$F_{43} = 0.05$	$EF_{43} = 3$	$F_4 = 0.00015$
$F_{51} = 0.001$	$EF_{51} = 10$	
$F_{52} = 0.05$	$EF_{52} = 3$	$F_5 = 0.00005$
$F_T = 1.1 \cdot 10^{-3} \quad LB_T = 9.9 \cdot 10^{-5} \quad UB_T = 1.2 \cdot 10^{-2}$		

Bezeichnungen:

F- Failure (Fehlhandlungswahrscheinlichkeit)

F_{ij} - Fehlhandlungswahrscheinlichkeit für die Teilhandlung "j" der Maßnahme "i"

EF_{ij} - Error Factor (Fehlerfaktor) der F_{ij}

F_i - Gesamt- Fehlhandlungswahrscheinlichkeit für die Maßnahme "i"

F_T - Gesamt- Fehlhandlungswahrscheinlichkeit für den Maßnahmenkomplex

UB- Upper Bound (obere Grenze des Unsicherheitsbandes von F)

LB- Lower Bound (untere Grenze des Unsicherheitsbandes von F)

Die zugeordneten Fehlerfaktoren EF tragen die gleiche Indizierung wie die F_{ij} .

E 4 LITERATUR

- /BAR 98/ Barriere et al.:
Technical Basis and Implementation Guidelines for A Technique for Human Event Analysis (ATHEANA),
Report NUREG-1624,
U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington D.C., 1998.
- /BEL 83/ B. J. Bell, A. D. Swain:
A Procedure for Conducting a Human Reliability Analysis Nuclear Power Plants,
Final Report, NUREG/CR-2254, Albuquerque, NM, May 1983
- /HAN 89/ L.N. Haney et al.:
Comparison and Application of Quantitative Human Reliability Analysis Methods for Risk Methods Integration and Evaluation Programm,
Final Report, NUREG/CR-4835, Washington, DC, 1989
- /HEN 95/ W. Hennings, J. Mertens, B. Reer:
Methodik der Risikoanalyse für Kernkraftwerke,
vdf Verlag der Fachvereine, Zürich, 1995
- //HIR 90/ S. Hirschberg (Ed.):
Dependencies, Human Interactions and Uncertainties in Probabilistic Safety Assessment,
Final Report of the NKA Project RAS 470,
Nordic Liaison Committee for Atomic Energy, April 1990
- HIR 96/ S. Hirschberg et al.:
Qualifikation der menschlichen Zuverlässigkeit in der probabilistischen Sicherheitsanalyse,
SVA Vertiefungskurs, Bern, 1996
- /HOF 02/ E. Hofer, M. Kloos, K. Kotthoff, W. Preischl:
Human Error Probabilities Based on Expert Judgement,
Proceedings of the International Topical Meeting on PSA, Detroit USA, 2002
- /IAEA 00/ International Atomic Energy Agency:
Probabilistic Safety Assessments of Nuclear Power Plants for Lower Power and Shutdown Modes,
IAEA-TECDOC-1144 , Wien, 2000
- /MOI 94/ P. Moieni, A.I. Spurgin, A. Singh:
Advances in human reliability analysis, Part 1: Framework, models and data; Part 2: PC-based HRA software,
Reliability Engineering and System Safety, Vol 44, 1994, pgs. 27-66
- /NEA 00/ OECD Nuclear Energy Agency:
Errors of Commission in Probabilistic Safety Assessment,
Nuclear Safety, NEA/CSNI/R (2000) 17, June 2000

- /NRC 83/ Nuclear Regulatory Commission:
PRA Procedures Guide:
Final Report, Vol. 1,
NUREG/CR-2300, Washington, DC, 1983
- /STR 96/ O. Sträter, W. Preischl, A. Berning:
Vergleichende Auswertung von Sicherheitsanalysen im Bereich Personalhandlungen: Untersuchung spezieller Methodenfragen zu Personalhandlungen,
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-1996-499
- /STR 97/ O. Sträter:
Beurteilung der menschlichen Zuverlässigkeit auf der Basis von Betriebserfahrung,
Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Dissertation, GRS-138,
ISBN 3-92 3875-95-9, Köln, Januar 1997
- /SWA 80/ A. D. Swain:
The Human Element in Systems Safety: A Guide for Modern Management,
712 Sundown Pl. SE, NM 87108, Albuquerque, May 1980
- /SWA 83/ A. D. Swain, H. E. Guttman:
Handbook on Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications,
Final Report, NUREG/CR-1278, SAND 80-0200 RX, AN., Albuquerque, 1983
- /SWA 87/ A. D. Swain:
Accident Sequence Evaluation Program - Human Reliability Analysis
Procedure,
NUREG/CR-4772, February 1987
- /SWA 89/ A. D. Swain:
Comparative Evaluation of Methods for Human Reliability Analysis,
Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH,
GRS-71, Garching, April 1989
- /VIL 86/ A. Villemeur et al.:
A Simulator-Based Evaluation of Operator Behaviour by Electricité de France. Proceedings of the International Meeting on Advances in Human Factors in Nuclear Power Systems,
Knoxville, 21. – 24. April 1986. American Nuclear Society, La Grange Park, 1986

ANHANG F: EXEMPLARISCHE DARSTELLUNG VON SICHERHEITSRESERVEFAKTOREN UND IHRER ERMITTLUNG

INHALTSVERZEICHNIS

Seite

INHALTSVERZEICHNIS	2
ABBILDUNGSVERZEICHNIS	2
VERZEICHNIS DER TABELLEN	2
F 1 SICHERHEITSRESERVEFAKTOR DER BAUWERKSSTRUKTUR.....	3
F 2 SICHERHEITSRESERVEFAKTOR DER KOMPONENTEN UND EINRICHTUNGEN	14
F 3 LITERATUR.....	22

ABBILDUNGSVERZEICHNIS

Seite

Bild F 1:....Antwortspektrum-Abschwächungsfaktoren für ein ideal-elastisches/ ideal-plastisches Strukturverhalten als Funktion des Plastizierungs grades mit der Dämpfung als Parameter (nach /CEB 93/)	6
Bild F 2:.... Beispielhafte Gegenüberstellung eines Freifeld-Antwortspektrums für die Untergrundklasse A und die Intensität I=6 im Vergleich zum Auslegungsspektrum (Newmark)	9

VERZEICHNIS DER TABELLEN

Seite

Tabelle F 1: Abschwächungsfaktoren in Abhängigkeit von der Dämpfung und dem Plastifizierungsgrad	6
Tabelle F 2: Vergleich der Dämpfungswerte für verschiedene Komponenten	19

F 1 SICHERHEITSRESERVEFAKTOR DER BAUWERKS- STRUKTUR

Für die Bauwerksstruktur kann der Sicherheitsreservefaktor F_{SR} als das Produkt von drei zusammengesetzten Sicherheitsfaktoren dargestellt werden:

$$F_{SR} = F_F \cdot F_{IEA} \cdot F_{AGS} = \prod_i F_i \quad \text{Gl. F-1}$$

wobei F_F = Festigkeitsfaktor
 F_{IEA} = Faktor, der die inelastische Energieabsorption beschreibt
 F_{AGS} = Antwortfaktor der Gebäudestruktur

Zu F_F : Festigkeitsfaktor

Der Sicherheitsfaktor F_F setzt sich aus weiteren Einzelfaktoren zusammen:

- dem in den Auslegungsrechnungen ausgewiesenen Sicherheitsfaktor F_{SA} (vorhandener Sicherheitsabstand)
- einem Faktor F_{SG} , der die Streuung der Festigkeits-Grenzwerte (Zug-, Biege-, Scher-, Druck- oder Streckgrenzenfestigkeit) beschreibt.

Vorhandener Sicherheitsabstand

Als erstes wird der vorhandene, in der Auslegungsrechnung (z.B. für das Sicherheits- oder Bemessungserdbeben) errechnete Sicherheitsabstand F_{SA} berücksichtigt:

$$F_{SA} = \frac{\sigma_B - \sigma_{\text{äußere}}}{\sigma_{\text{tot}} - \sigma_{\text{äußere}}} = \frac{\sigma_B - \sigma_{\text{äußere}}}{\sigma_{BEB}} \quad \text{Gl. F-2}$$

wobei σ_B = z.B. Biegefestigkeit
 $\sigma_{\text{äußere}}$ = Spannung, hervorgerufen durch äußere Lasten wie Eigengewicht, Betriebsbelastung etc.
 σ_{tot} = Summe aus Erdbebenspannungen und Spannungen durch äußere Lasten
 σ_{BEB} = durch das Bemessungserdbeben verursachte Spannung

Festigkeitszunahme durch Härten des Betons

Beton härtet mit zunehmender Abbindezeit aus (Altern). Die Druckfestigkeit wird meist nach 28 Tagen Abbindezeit gemessen. Jedoch ist mit dieser Zeit die Festigkeitszunahme noch nicht abgeschlossen. Sie beträgt nach 28 d ca. 50 % und nach einem Jahr ca. 60 % der relativen Festigkeit /TRO 68/.

In /CEB 93/ ist eine analytische Funktion für die zeitliche Entwicklung der Druckfestigkeit nach einer Lagerung bei 20 °C angegeben:

$$f_{cm}(t) = \beta_{cc}(t) \cdot F_{IEA} \cdot f_{cm}(28) \quad \text{Gl. F-3}$$

$$\beta_{cc}(t) = \exp\left(s \left(1 - \left[\frac{28}{t/t_1}\right]^{0.5}\right)\right) \quad \text{Gl. F-4}$$

mit $f_{cm}(28)$ = Mittlere Zylinderdruckfestigkeit in [N/mm²] im Alter von 28 d
 t_1 = Bezugsalter = 1 d
 s = Beiwert, von der Zementart abhängig

Für ein KKW ergibt sich nach z.B. 6000 d Standzeit der Faktor $\beta_{cc}(t)$, wie auch der zu berücksichtigende Sicherheitsfaktor F_{AZ} , der die Zunahme der Betondruckfestigkeit mit der Abbindezeit beschreibt, zu

$$\beta_{cc}(t) = F_{AZ} = 1,42 \quad \text{Gl. F-5}$$

Dieser für die PSA beispielhaft genannte Wert von F_{AZ} gilt gemäß /HIL 01/ für die Zement-Festigkeitsklasse 32,5.

Ist-Daten der Messproben

Beton wird in verschiedene Festigkeitsklassen eingeteilt (z.B. B25 ... B55 gemäß der früher gültigen, durch die aktuelle Version /DIN 1045/ abgelösten Klassifikation), denen entsprechende Rechenwerte für die Betondruckfestigkeit zugewiesen sind, die bei den entsprechenden Messproben (nach 28 d Abbindezeit) als Minimalwerte einzuhalten sind.

Die Istwerte der Messproben liegen im Regelfalle höher als die Spezifikationswerte und können bezüglich des Mittelwertes ausgewertet werden; bei kleiner Standardabweichung kann der Mittelwert näherungsweise dem Medianwert gleichgesetzt werden. Der Sicherheitsfaktor F_{SB} ist das Verhältnis aus dem Mittelwert und Spezifikationswert der Stahlbetondruckfestigkeit:

$$F_{SB} = \frac{\bar{\sigma}_D}{\sigma_R} \quad \text{Gl. F-6}$$

mit $\bar{\sigma}_D$ = Mittelwert der Messergebnisse (Druckfestigkeit)
 σ_R = Rechenwert für die Betondruckfestigkeit nach /KTA 2201/ ($\sigma_R = 0,9 \cdot$ Nennfestigkeit)

Gegenüber /KTA 2201/ aktuellere Daten können /DIN 1045/ entnommen werden.

Ist-Streckgrenzenwerte der Stahlbauteile

Für die verschiedenen Baustähle sind einzuhaltende Streckgrenzenwerte als sogenannte "Rechenwerte für Werkstoffeigenschaften" vorgegeben. Die Istwerte liegen meist um 10 - 40 % höher. Bei kleiner Standardabweichung kann der Mittelwert der Streckgrenzenwerte σ_{SG} dem Medianwert gleichgesetzt werden. Der Sicherheitsfaktor F_{SG} ist das Verhältnis aus dem Mittelwert und Spezifikationswert der Baustahlstreckgrenze:

$$F_{SG} = \frac{\bar{\sigma}_{SG}}{\sigma_{SG}^{KTA}} \quad \text{Gl. F-7}$$

mit $\bar{\sigma}_{SG}$ = Mittlere Streckgrenze
 σ_{SG}^{KTA} = Nach KTA-Regel spezifizierte Streckgrenze

Zusammenfassung der Einzelergebnisse

Gebäude von Kernkraftwerken werden in Stahlbetonbauweise errichtet. Sämtliche Anlagenteile sind unmittelbar oder über zwischengeschaltete Stahlkonstruktionen in Stahlbetonbauteilen verankert. Bei vorgegebenen Betonquerschnitten wird die Bewehrung in den einzelnen Bereichen der Stahlbetonbauteile entsprechend den maßgebenden Lastkombinationen so bemessen, dass jeweils mindestens einer der beiden Anteile des Verbundwerkstoffs Stahlbeton rechnerisch die jeweils zulässigen Beanspruchungen erreicht, wenn von ausführungsbedingten Aufrundungen abgesehen wird. Hinsichtlich der hier interessierenden Fragestellungen bedeutet dies praktisch, dass als Reserven nur anrechenbar sind:

- Die o.g. Aufrundungen der Querschnitte,
- Umlagerungen der Schnittgrößenverteilung aufgrund der Lösung statisch überzähliger innerer Bindungen, vorausgesetzt, die zulässigen Beanspruchungen sämtlicher notwendiger innerer Bindungen sind nicht ohnehin ausgeschöpft.

Der zusammengesetzte Festigkeitsfaktor F_F reduziert sich meist auf das Produkt aus dem in den Auslegungsrechnungen evtl. ausgewiesenen Sicherheitsfaktor F_{SA} und dem Streckgrenzenfaktor des Bewehrungsstahls F_{SG} , da die Zugbeanspruchung des Stahlbetons vom Bewehrungsstahl aufgenommen wird:

$$F_F = F_{SA} \cdot F_{SG} \quad \text{Gl. F-8}$$

Die logarithmische Standardabweichung β_{FU} für den Festigkeitsfaktor F_F ist zum einen durch den Variationskoeffizienten der Festigkeit $V_{SG} = S_{SG} / \overline{SG} \approx \beta_{SG}$ (SG = Streckgrenze; hier 0,15 als Beispielwert, muss für den jeweils verwendeten Baustahl ermittelt werden) und zum Anderen durch die Rechenunsicherheit β_{Rech} (Schätzwert), die zu 0,10 angesetzt wird, bestimmt:

$$\beta_{FU} = \sqrt{\beta_{SG}^2 + \beta_{Rech}^2} = \sqrt{0,15^2 + 0,10^2} = 0,18 \quad \text{Gl. F-9}$$

Die Veränderlichkeit infolge der inhärenten Zufälligkeit ist vernachlässigbar, da die Beanspruchbarkeit des Bauteils vom seismischen Ereignis unabhängig ist:

$$\beta_{FR} = 0$$

Zu F_{IEA} : Inelastische Energieabsorption

Die der Gebäudeauslegung zugrunde gelegten Freifeldspektren und ebenso die zur Auslegung der Anlagenteile verwendeten Etagenantwortspektren gelten für lineare Strukturen mit geringer Dämpfung ($D/D_{krit} < 10\%$). Voraussetzung für die Beibehaltung der linearen Modelleigenschaften sind mäßige Beanspruchungen der Bauteile. Dann ist ein wesentlicher Anteil der Dämpfung auf die unvollkommene Elastizität des Materials (Hysterese) zurückzuführen.

Erst bei Beanspruchungen oberhalb der elastischen Grenzen wirkt sich inelastische bzw. plastische innere Arbeit auf die Amplituden der Schwingung aus. Sie kann - je nach Plastifizierungsgrad $\mu = \mu_{ges}/\mu_{el}$ - bei entsprechender Anfachung der Schwingung ein Vielfaches der elastischen Arbeit erreichen.

Diese inelastische Energieabsorption ermöglicht die Berücksichtigung eines weiteren Beitrags zur Sicherheitsreserve. Jedoch ist bei gleichzeitigem Ansatz sowohl linearer Dämpfung als auch der Dämpfung aufgrund inelastischer plastischer Arbeit zu beachten, dass erwartungsgemäß für plastische Arbeit umso weniger Energie verfügbar ist, je höher der bereits als elastische Hysterese berücksichtigte Energieanteil ist (vgl. Bild F 1).

Für 1- und 2-geschossige Gebäude wird $\mu = 4$ und für mehr komplexe Gebäude $\mu = 3,5$ empfohlen /PLG 83/. Nach /CEB 93/ ergeben sich für diese Plastizierungsgrade und den zu Grunde gelegten Dämpfungswerten die in Tabelle F 1 aufgeführten Abschwächungsfaktoren.

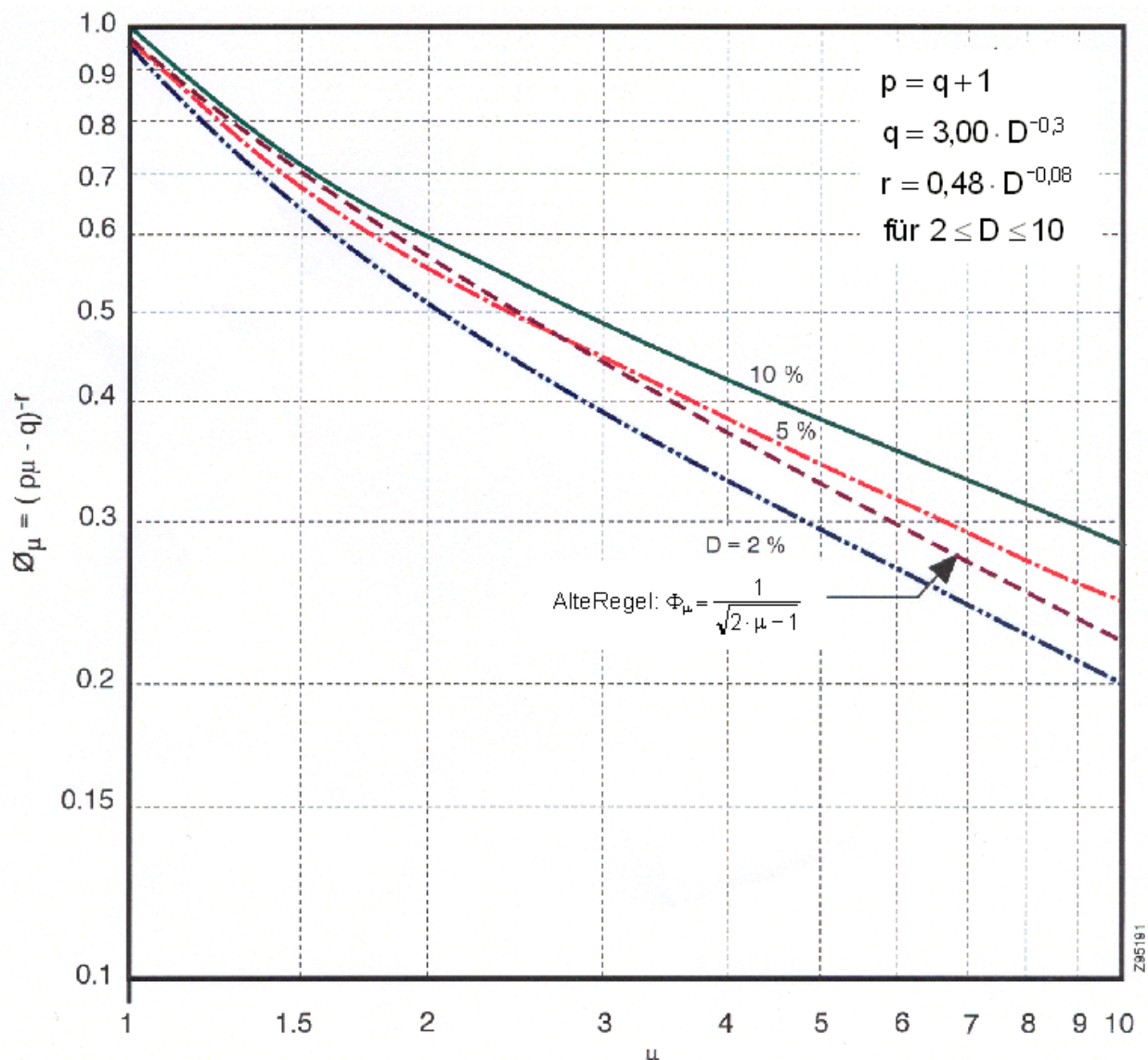


Bild F 1 Antwortspektrum-Abschwächungsfaktoren für ein ideal-elastisches/ideal-plastisches Strukturverhalten als Funktion des Plastizierungsgrades mit der Dämpfung als Parameter (nach /CEB 93/)

Tabelle F 1: Abschwächungsfaktoren in Abhängigkeit von der Dämpfung und dem Plastifizierungsgrad

Plastifizierungsgrad μ	Dämpfung		
	2%	5%	10%
3,5	0,36	0,41	0,45
4,0	0,33	0,38	0,42

Der inelastische Energieabsorptionsfaktor ist der Kehrwert des Abschwächungsfaktors:

$$F_{IEA} = \frac{1}{\Phi_{\mu}} \quad \text{Gl. F-10}$$

Für das Reaktorgebäude z.B. lässt sich der Sicherheitsfaktor zu $F_{IEA} = 2,22$ berechnen.

In /PLG 83/ sind Formeln zur Berechnung des inelastischen Energieabsorptionsfaktors und der logarithmischen Standardabweichungen angegeben:

$$F_{IEA} = \frac{1}{\Phi_{\mu}} = (p \cdot \mu - q)^r \quad \text{Gl. F-11}$$

$$(\beta_{\Phi_{\mu}})_R = \frac{r \cdot p \cdot \mu}{p \cdot \mu - q} (\beta_{\mu})_R \quad \text{Gl. F-12}$$

$$(\beta_{\Phi_{\mu}})_U = \frac{r \cdot p \cdot \mu}{p \cdot \mu - q} (\beta_{\mu})_U \quad \text{Gl. F-13}$$

Für $\mu = 4$ wurden die Variabilitäten zu

$$(\beta_{\mu})_R = 0,15$$

$$(\beta_{\mu})_U = 0,45$$

und für $\mu = 3,5$ zu

$$(\beta_{\mu})_R = 0,15$$

$$(\beta_{\mu})_U = 0,40$$

abgeschätzt. Mit obigen Formeln und Bild F 1 lassen sich für verschiedene Plastizierungsgrade (z.B. $\mu = 3,5$ oder 4) und Dämpfungswerte (z.B. $D = 10 \%$) die logarithmischen Standardabweichungen herleiten:

Für $\mu = 3,5$ und $D = 10 \%$ wird

$$F_{IEA} = 2,22$$

$$(\beta_{\Phi_{\mu}})_R = 0,07$$

$$(\beta_{\Phi_{\mu}})_U = 0,19$$

und für $\mu = 4,0$ und $D = 10 \%$ wird

$$F_{IEA} = 2,35$$

$$(\beta_{\Phi_{\mu}})_R = 0,07$$

$$(\beta_{\phi_{\mu}})_U = 0,21$$

Für die inhärente Zufälligkeit von F_{iEA} sind keine weiteren Beiträge zu berücksichtigen:

$$\beta_{iEA_R} = (\beta_{\phi_{\mu}})_R$$

Bei der Unsicherheit von F_{iEA} ist die Rechenunsicherheit, die zu 0,10 angesetzt wird, zusätzlich zu berücksichtigen:

$$\beta_{iEA_U} = \sqrt{(\beta_{\phi_{\mu}})_U^2 + 0,10^2} \quad \text{Gl. F-14}$$

$$\beta_{iEA_U} = 0,21 \quad (\text{für } \mu = 3,5)$$

$$\beta_{iEA_U} = 0,23 \quad (\text{für } \mu = 4,0)$$

Zu F_{AGS} : Antwortfaktor der Gebäudestruktur

Der Sicherheitsfaktor F_{AGS} setzt sich aus mehreren Einzelfaktoren zusammen:

- dem "Spectral Shape"-Faktor F_{SS} , der die Unterschiede zwischen dem Auslegungswantwortspektrum und dem realistischen standortbezogenen Freifeld-Antwortspektrum beschreibt,
- dem Dämpfungsfaktor F_D , der den Einfluss der realistischen zur konservativen Gebäudedämpfung bei der dynamischen Berechnung wiedergibt,
- ein Lastkombinationenfaktor F_{LK} , der die Einwirkung möglicher konservativer Zusatzlasten berücksichtigt,
- Faktoren zur Beschreibung systematischer Sicherheitsauflagen bei der Abbildung der schwingenden Gebilde F_M , bei der Gebäude-Boden-Wechselwirkung F_{GBW} und der Superposition der Schnittgrößen F_S .

Spectral Shape-Faktor

Durch Vergleich der in den Auslegungsrechnungen verwendeten Freifeld-Antwortspektren mit den realistischen standortbezogenen Spektren lässt sich ein Sicherheitsfaktor über das Verhältnis der maximalen Beschleunigungswerte in den verschiedenen Frequenzbereichen herleiten:

$$F_{SS} = \frac{A_{\text{Auslegung}}}{A_{\text{Standort (neu)}}} \quad \text{Gl. F-15}$$

Dieser Faktor kann auch < 1 sein. Z. B. ergibt sich aus Bild F 2:

$$F_{SS} = 2,08 \quad \text{für} \quad v \geq 30 \text{ Hz}$$

$$F_{SS} > 1,6 \quad \text{für} \quad 6 \text{ Hz} \leq v < 30 \text{ Hz}$$

$$F_{SS} > 2 \quad \text{für} \quad v < 6 \text{ Hz}$$

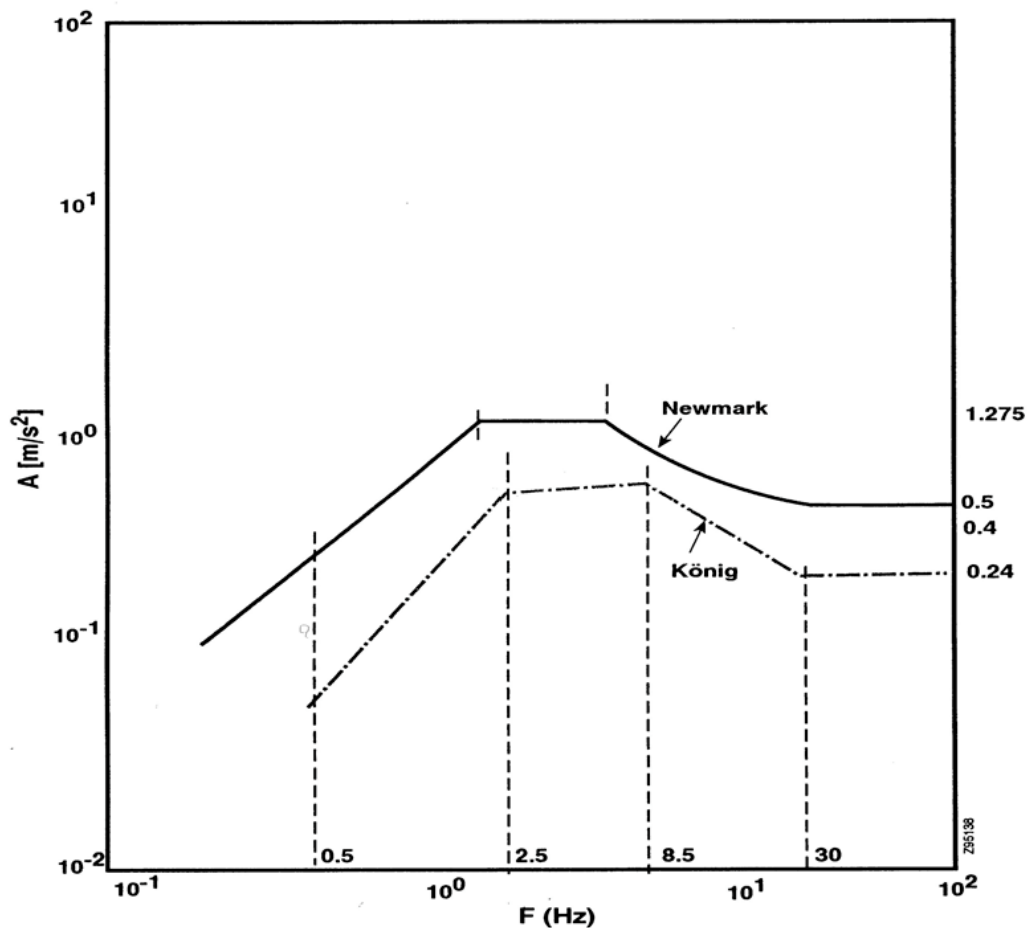


Bild F 2: Beispielhafte Gegenüberstellung eines Freifeld-Antwortspektrums für die Untergrundklasse A und die Intensität $I=6$ im Vergleich zum Auslegungsspektrum (Newmark)

Bei mäßigen Beanspruchungen der Materialien besteht ein linearer Zusammenhang zwischen der max. Freifeld-Beschleunigung und der Gebäude- und Komponentenantwort (Spannung, Moment etc.). Im englischen Sprachgebrauch wird dieser Sicherheitsfaktor als "Spectral shape"-Faktor bezeichnet. Er muss gezielt für den Frequenzbereich der angeregten Eigenschwingungen des Gebäudes oder der Komponenten ermittelt werden. Die Gebäudeeigenfrequenzen liegen zwischen 1 Hz und 20 Hz. Im o.a. Beispiel käme ein Sicherheitsfaktor $> 1,6$ zum Tragen.

Dämpfung

Die in den Auslegungsrechnungen anzusetzenden konservativen Gebäudedämpfungen sind in der KTA 2201.3 tabelliert.

Newmark gibt die realistischen Dämpfungswerte in den Spannungsbereichen

- für $\sigma < 1/4 \sigma_{0,2}$
- für $1/4 \sigma_{0,2} \leq \sigma < 1/2 \sigma_{0,2}$
- für $\sigma \leq \sigma_{0,2}$
- für $\sigma \geq \sigma_{0,2}$

an /RID 79/, /NEW 78/.

Man erkennt in der Originalarbeit, dass mit zunehmender Spannung die Dämpfung ebenfalls ansteigt. So steigt D/D_{krit} z.B. für Spannbeton von 0,5 % für $\sigma < 1/4 \sigma_{0,2}$, auf 10 - 15 % für $\sigma \geq \sigma_{0,2}$ an. Die auslegungsgemäßen Dämpfungswerte (KTA 2201.3) sind in den dynamischen Berechnungen für den abzudeckenden Spannungsbereich konservativ, da sie zu höheren Beschleunigungen bzw. Belastungen führen, als dies der Wirklichkeit entspricht. Dies gilt insbesondere für den Bereich der Schadensgrenze, d.h. direkt unterhalb bzw. oberhalb der Streckgrenze. Für Stahl- wie Spannbeton beträgt der Medianwert in der Nähe der Streckgrenze 10 % der kritischen Dämpfung. Das Verhältnis der Beschleunigungswerte der Antwortspektren für die Dämpfungen $D = 7 \%$ und $D = 10 \%$ der kritischen Dämpfung ergibt den Sicherheitsfaktor F_D :

$$F_D = \frac{A_{\text{Standort}}^{D=7\%}}{A_{\text{Standort}}^{D=10\%}} \quad \text{Gl. F-16}$$

Die Beschleunigungswerte sind für die Grundfrequenz des Gebäudes abzulesen.

F_D wird meist zusammen mit dem "Spectral Shape"-Faktor ermittelt:

$$F_D \cdot F_{SS} = \frac{A_{\text{Auslegung}}^{D=7\%}}{A_{\text{Standort}}^{D=10\%}} \quad \text{Gl. F-17}$$

Die logarithmische Standardabweichung für die Dämpfung kann wie folgt abgeschätzt werden:

$$\beta \approx \ln \left(\frac{A_{\text{Standort}}^{D=7\%}}{A_{\text{Standort}}^{D=10\%}} \right) \quad \text{Gl. F-18}$$

wobei die Beschleunigungswerte bei der Grundfrequenz des Gebäudes abzulesen sind. Sie gründet auf der Annahme, dass die Beschleunigungswerte für $D = 10 \%$ um eine Standardabweichung tiefer liegen, als diese für $D = 7 \%$.

β ist zwischen β_R und β_U aufzuteilen, wobei beide Standardabweichungen als gleich groß angesehen werden:

$$\beta_{DR} = \beta_{DU} = \frac{1}{\sqrt{2}} \beta \quad \text{Gl. F-19}$$

Die Variabilität der standortspezifischen Bemessungsantwortspektren infolge der Zufälligkeit (randomness) ergibt sich aus dem Verhältnis der Beschleunigungswerte für die Gebäudegrundschwingung:

$$\beta_{SSR} \approx \ln \left(\frac{A_{X\%}}{A_{50\%}} \right) \quad \text{Gl. F-20}$$

$A_{X\%}$ = Beschleunigung in [g] oder [m/s²] für X %-Fraktile

$A_{50\%}$ = Medianwert der Beschleunigung

Die Variabilität infolge Unsicherheit wird zu $1/3 \cdot \beta_{SSR}$ geschätzt:

$$\beta_{SSU} = \frac{1}{3} \beta_{SSR} \quad \text{Gl. F-21}$$

Lastkombinationen

Gemäß KTA 2201 sind die Gebäude und Bauteile für folgende Lastkombinationen (LK) auszulegen:

$$LK = L + E_B + R_B \quad \text{Gl. F-22}$$

L = Äußere Lasten des Gebrauchszustandes, wie z.B. Eigenlast, ständige Last, Verkehrslast, Betriebslasten, Erddruck, Wasserdruck,

E_B = Erdbebenlasten, hervorgerufen durch Bemessungserdbeben,

R_B = Lasten, hervorgerufen durch Schaden oder Versagen von Anlagenteilen aus Bemessungserdbeben.

Auslegungsrechnungen in Übereinstimmung mit der KTA-Regel führen zu einem Sicherheitsfaktor 1 für die Lastkombinationen (F_{LK}). Erst die Berücksichtigung von Zusatzlasten, wie z.B. Schneelast, Windlast oder kurzzeitig und selten auftretende Lasten in den Auslegungsrechnungen führen auf Sicherheitsfaktoren > 1 .

$$F_{LK} = \frac{LK_{KTA} + \text{Zusatzlasten}}{LK_{KTA}} \quad \text{Gl. F-23}$$

Modellannahmen

Es wird vorausgesetzt, dass bei der Auslegungsberechnung das schwingende Gebäude entsprechend dem Stand der Technik durch ein Ersatzsystem abgebildet wurde, so dass keine systematischen Fehler vorhanden sind. Eine feinere Diskretisierung des Modells führt nach der "Finite-Elemente-Methode" mit Verschiebungsansätzen zu weicheren Systemen und damit in der Regel zu höheren dynamischen Antworten. Es wird jedoch angenommen, dass die Diskretisierung nicht unzulässig grob erfolgte, so dass angenommen wird, dass der Sicherheitsfaktor $F_M = 1$ ist. Der Sicherheitsfaktor ist definiert als:

$$F_M = \frac{\text{Beschleunigungswerte bei konservativer Modellierung}}{\text{Beschleunigungswerte bei realistischer Modellierung}} \quad \text{Gl. F-24}$$

Die Modellierungsunsicherheiten bei der getreuen Abbildung des schwingenden Systems führen zu Ungenauigkeiten in der Bestimmung der Eigenfrequenzen und der Schwingungsformen; dies ist von Fall zu Fall zu bestimmen.

Bei Berücksichtigung der Verfeinerungen in der Diskretisierung dürften für neue Analysen folgende logarithmische Standardabweichungen gelten:

$$\beta_{MR} = 0$$

$$\beta_{MU} = 0,1$$

Gebäude-Boden-Wechselwirkung (GBW)

Auch hier wird angenommen, dass bei der Auslegungsberechnung die Abbildung des Untergrundes (in Abhängigkeit von der Tektonik) entsprechend dem Stand der Technik ausgeführt wurde. Ein Sicherheitsfaktor $F_{GBW} > 1$ wird nicht angenommen. Der Sicherheitsfaktor für die Gebäude-Boden-Wechselwirkung ist definiert als:

$$F_{GBW} = \frac{\text{Beschleunigungswerte bei konservativer Modellierung der GBW}}{\text{Beschleunigungswerte bei realistischer Modellierung der GBW}}$$

Gl. F-25

Ähnlich wie bei der Modellierung der Gebäude ist eine Analyse von Fall zu Fall durchzuführen. Infolge des Lerneffektes sind systematische Fehler in den heutigen Analysen auszuschließen. Unterschieden werden muss zwischen einem felsigen und einem alluvialen Baugrund und einer Anbindung des Gebäudes über Bohrpfähle. Die logarithmischen Standardabweichungen sind entsprechend abzuschätzen.

Superpositionsvorschrift für die Beiträge der angeregten Eigenschwingungen (modale Kombination)

Bei der nach /KTA 2201/ empfohlenen Antwortspektrummethode werden nach Berechnung der Eigenformen und Eigenfrequenzen die maximalen Bewegungs- und Schnittgrößen zu den einzelnen Eigenformen ermittelt. Bei der Anwendung auf Systeme mit mehreren Freiheitsgraden werden diese nach der Methode der "Quadratwurzel über die Summe der Einzelquadrate" überlagert:

$$s = \sqrt{\sum_{i=1}^n s_i^2}$$

Gl. F-26

s = max. resultierende Zustandsgröße (Bewegungs- oder Schnittgröße)

s_i = max. Bewegungs- oder Schnittgröße der i-ten Eigenform

Bei der Überprüfung dieser Methode auf Konservativität wurde eine Vielzahl von Vergleichsrechnungen mit der sogenannten Zeitverlaufsmethode durchgeführt. Diese Rechnungen zeigten, dass mit Ausnahme kleiner Dämpfungen die durchgeführten Rechnungen realistisch sind (d.h. $F_s = 1$) und der Variationskoeffizient in der Größenordnung 0,05 liegt:

$$\beta_{s_U} = 0$$

$$\beta_{s_R} = 0,05$$

Superpositionsvorschrift für die Beiträge der orthogonalen Erregungen (Richtungskombination)

Die Kombination der Zustandsgrößen aus den drei verschiedenen Antwortspektren in den horizontalen (orthogonalen) Richtungen X und Y sowie in der vertikalen Richtung Z erfolgt ebenfalls nach der Methode der "Quadratwurzel über die Summe der Einzelquadrate". Für gleiche Spektren in den horizontalen Richtungen X und Y gilt:

$$s^* = \sqrt{s_{ux}^2 + s_{vx}^2 + s_{zz}^2}$$

Gl. F-27

s^* = Schnittgröße bei Anregung in U-, V- bzw. Z-Richtung

U, V = Horizontale orthogonale Berechnungsrichtungen

Nach KTA 2201 ist eine Kombination der Antwortspektren in den drei Richtungen nicht verlangt. Im Rahmen dieser Betrachtung wird diese Methode als realistisch eingestuft.

Bei Kombination der Schnittgrößen aller drei Richtungen (s. oben) wird der Sicherheitsfaktor zu $F_s^* = 1,11$ gesetzt.

Wie oben wird - in Unkenntnis der individuellen Beiträge - ein kleiner Variationskoeffizient angenommen:

$$\beta_{S_U}^* = 0$$

$$\beta_{S_R}^* = 0,05$$

Der zusammengesetzte Faktor F_{AGS}

Der zusammengesetzte Faktor F_{AGS} ergibt sich somit zu:

$$F_{AGS} = F_{SS} \cdot F_D \cdot F_{LK} \cdot F_M \cdot F_{GBW} \cdot F_S \cdot F_s^*$$

Gl. F-28

F 2 SICHERHEITSRESERVEFAKTOR DER KOMPONENTEN UND EINRICHTUNGEN

Für die in den Gebäuden untergebrachten Komponenten und Einrichtungen kann der Sicherheitsreservefaktor F_K als das Produkt von 4 zusammengesetzten Sicherheitsfaktoren dargestellt werden:

$$F_K = F_F \cdot F_{IEA} \cdot F_{AGS} \cdot F_{AE} = \prod_i F_i \quad \text{Gl. F-29}$$

- wobei
- F_F = Festigkeitsfaktor
 - F_{IEA} = Faktor, der die inelastische Energieabsorption beschreibt
 - F_{AGS} = Antwortfaktor der Gebäudestruktur
 - F_{AE} = Antwortfaktor der Komponenten und Einrichtungen

Zu F_F : Festigkeitsfaktor

Der Sicherheitsfaktor setzt sich wie der für die Gebäudestruktur aus Einzelfaktoren zusammen:

- dem in den Auslegungsrechnungen ausgewiesenen vorhandenen Sicherheitsfaktor,
- einem Faktor, der die Streuung der Festigkeitswerte beschreibt.

Vorhandener Sicherheitsabstand

Der vorhandene Sicherheitsabstand wird, wie in Abschnitt F 1 für Bauwerksstrukturen ausgewiesen, errechnet.

Ist-Daten der mechanischen Eigenschaften

Das Versagen der Komponenten und Einrichtungen kann auf die unterschiedlichste Art erfolgen, man unterscheidet im Allgemeinen drei Versagensarten:

- (1) Versagen im elastischen Bereich durch Funktionsausfall,
- (2) Sprödes Versagen,
- (3) Duktiles Versagen.

Ein Funktionsverlust im elastischen Bereich kann auftreten durch:

- a) Elastische Verformung von Bauteilen mit Funktionsverlust durch Anstreifen, Blockieren, Beulen von Behälterwänden, Knicken von Komponentenunterstützungen, etc.,
- b) Flattern und Abschalten elektrischer Komponenten (Prellen der Kontakte),
- c) Fressen gleitender Bauelemente .

Das Versagenskriterium ist der Medianwert für die Spannung oder die Kraft, bei der der Funktionsverlust auftritt.

Als sprödes Versagen wird ein solches ohne Reserven bzgl. der inelastischen Energieabsorption angesehen. Beispiele hierfür sind das spröde Versagen von

- a) Verankerungen im Beton,
- b) Schweißbefestigungen von Komponentenabstützungen.

Die Auslegungsgrenze ist der Medianwert der Festigkeit.

Ein duktiler Versagen tritt auf bei Bruchdehnungen oberhalb der Streckgrenze. Beispiele hierfür sind das Versagen von

- a) Rohrleitungen,
- b) Kabeltragkonstruktionen.

Bei Annahme eines idealen elastisch-plastischen Verhaltens der Komponenten ist der Medianwert der Streckgrenze die Versagensgrenze.

Der Sicherheitsfaktor für die Festigkeit wird in Verbindung mit dem vorhandenen Sicherheitsfaktor definiert:

$$F_F = \frac{\bar{\sigma} - \sigma_{\text{äußere}}}{\sigma_{\text{SEB}}} \quad \text{Gl. F-30}$$

mit σ_{BEB} = für das BEB errechnete Spannung oder Belastung,
 $\sigma_{\text{äußere}}$ = durch äußere Lasten hervorgerufene Spannung oder Belastung,
 $\bar{\sigma}$ = Medianwert der Versagensgrenze.

Zur Berechnung der logarithmischen Standardabweichung wird in /PLG 83/ folgende Formel angegeben:

$$\beta_{F_U} = \left[\frac{\bar{\sigma}^2}{(\bar{\sigma} - \sigma_{\text{äußere}})^2} \beta_c^2 + \frac{\sigma_{\text{tot}}^2}{(\sigma_{\text{tot}} - \sigma_{\text{äußere}})^2} \beta_{\text{tot}}^2 + \frac{(\bar{\sigma} - \sigma_{\text{tot}})^2 \cdot \sigma_{\text{äußere}}^2}{(\sigma_{\text{tot}} - \sigma_{\text{äußere}})^2 \cdot (\bar{\sigma} - \sigma_{\text{äußere}})^2} \beta_{\text{äußere}}^2 \right]^{1/2} \quad \text{Gl. F-31}$$

mit β_c = Logarithmische Standardabweichung für die Festigkeit als Auslegungsgrenzwert,
 β_{tot} = Logarithmische Standardabweichung für die totale Spannung (= durch äußere Lasten plus Erdbeben hervorgerufen),
 $\beta_{\text{äußere}}$ = Logarithmische Standardabweichung für die durch äußere Lasten hervorgerufene Belastung.

Zu F_{IEA} : Faktor, der die inelastische Energieabsorption beschreibt

Falls - wie in den meisten Fällen üblich - für die Erdbebenauslegungsrechnungen linear-elastische Etagen-Antwortspektren Verwendung finden, ergibt sich durch die Berücksichtigung der inelastischen Energieabsorption ein weiterer Sicherheitsfaktor.

Für Komponenten und Einrichtungen, die durch Sprödbbruch versagen, ist der sogenannte Duktilitätsfaktor 1. Für im duktilen Bereich versagende Komponenten gilt nach /AHO 83/ bei einer Eigenfrequenz von 2 bis 8 Hz:

$$F_{\text{IEA}} = \varepsilon (2\mu - 1)^{1/2} \text{ mit } \mu = \text{Plastizierungsgrad} \quad \text{Gl. F-32}$$

und bei einer Eigenfrequenz von 8 bis 30 Hz:

$$F_{\text{IEA}} = \varepsilon \cdot \mu^{0,13} \quad \text{Gl. F-33}$$

Zwischen 8 und 30 Hz sind die Duktilitätsfaktoren und die logarithmische Standardabweichung zu interpolieren.

In Ref. /NEW 77/ werden für die verschiedenen Strukturen folgende Werte für den Plastizierungsgrad μ angegeben:

$\mu =$	1,0 bis 1,5	für leichte Einrichtungen
$\mu =$	1,2 bis 2,0	für schwere Einrichtungen
$\mu =$	1,5 bis 3,0	für Rohrleitungen
$\mu =$	1,5 bis 2,5	für Betonbauteile unter Scher- oder Druckbeanspruchung
$\mu =$	2,0 bis 5,0	für Stahl vorwiegend unter Biegebeanspruchung
$\mu =$	2,5 bis 10	für Stahl vorwiegend unter Zug- oder Biegebeanspruchung
$\mu =$	1,5 bis 3,0	für Stahl vorwiegend unter Druckbeanspruchung

Der obere Zahlenwert wird als Medianwert und der untere als (Median-2 σ)-Wert angesehen, aus denen die logarithmische Standardabweichung β_μ als Variationskoeffizient errechnet wird.

$$\beta_\mu \cong \frac{\bar{\mu} - (\bar{\mu} - 2\sigma)}{2 \cdot \bar{\mu}} \quad \text{Gl. F-34}$$

Diese Standardabweichung wird zu gleichen Anteilen auf β_R und β_U aufgeteilt:

$$\beta_{iEA_R} = \beta_{iEA_U} = \frac{\beta_\mu}{\sqrt{2}} \quad \text{Gl. F-35}$$

Zu F_{AE} : Antwortfaktor der Komponenten und Einrichtungen

In Abhängigkeit von der gewählten Methode zur Analyse der Erdbebenantwort in den Auslegungsanalysen existieren unterschiedliche Sicherheitsfaktoren. Es werden im Allgemeinen drei verschiedene Verfahren gewählt:

- Die dynamische Analyse,
- die statische Analyse und
- die Absicherung durch Tests.

Wird in einer dynamischen Analyse die Antwort der Komponenten und Einrichtungen analysiert, so sind folgende Faktoren zu berücksichtigen:

- Faktor zur Beschreibung der Konservativität der Qualifikationsmethode (F_Q),
- "Spectral Shape"-Faktor (F_{SS}),
- Faktor zur Beschreibung der konservativen Modellannahmen (F_M),
- Dämpfungsfaktor (F_D),
- Faktor für die Konservativität bei der Kombination der modalen Antworten (F_S).

Bei einer statischen Analyse sind zwei Fälle zu unterscheiden: Für starre Einrichtungen entfallen die Faktoren für die Spektrengestalt, die Dämpfung und die Kombination der modalen Antworten. Ist die Komponente hingegen schwingungsfähig, sind die Konstanten der dynamischen Analyse zu berücksichtigen.

Sind Tests zur Absicherung der seismischen Belastungen durchgeführt worden, sind folgende Faktoren zu berücksichtigen:

- Faktor zur Beschreibung der Konservativität der Qualifikationsmethode,

- "Spectral Shape"-Faktor,
- Faktor zur Beschreibung der Abweichungen zwischen den Test- und den Reaktorbedingungen,
- Dämpfungsfaktor,
- Faktor zur Wichtung der im Labor verwendeten Zeitgeschichten im Verhältnis zum Antwortspektrum,
- Faktor zur Bemessung der Konservativität der in den verschiedenen Erdbebenrichtungen durchgeführten Tests.

Qualifikationsmethode

Der Sicherheitsfaktor der Qualifikationsmethode ist ein Maß für das Verhältnis Konservativität / Realismus der gewählten Analysenmethode (dynamische oder statische Berechnung oder Tests). Bei der statischen Analyse wird die mit einem dynamischen Lastfaktor vervielfachte max. Spektralbeschleunigung als statische Ersatzbeschleunigung auf das System angewandt.

Diese statische Ersatzbeschleunigung wird, vielfach mit weiteren Sicherheitsfaktoren beaufschlagt, als eine konservative Obergrenze angesehen. Das Verhältnis der Maximal-Beschleunigung (multipliziert mit dem dynamischen Lastfaktor) zur Beschleunigung gemäß Etagen-Antwortspektren ergibt den Sicherheitsfaktor F_{QM} .

Bei der dynamischen Analyse wird die Methode, unabhängig davon, ob die Antwortspektrums- oder die Zeitverlaufsmethode verwendet wird, um die Erdbebenantwort der Gebäude und Komponenten zu analysieren, als realistisch angesehen. Der Sicherheitsfaktor wird zu 1 gesetzt.

Bei den Schwingungstests umhüllt in der Regel das verwendete Antwortspektrum das Auslegungsspektrum. Der Sicherheitsfaktor wird aus dem Verhältnis der Beschleunigungen in den verschiedenen Frequenzbereichen errechnet.

Die Variabilität des Sicherheitsfaktors wird bei dem für die Dämpfung, die Modellierung und der modalen Kombination berücksichtigt.

"Spectral Shape"-Faktor

Die Etagen-Antwortspektren werden im Allgemeinen über drei orthogonale künstlich erzeugte Beschleunigungszeitverläufe errechnet. Wenn die horizontalen Ausgangsantwortspektren identisch sind, dürfen auch die dazu passenden Zeitgeschichten identisch sein. Die künstlichen Zeitgeschichten werden im Allgemeinen so entwickelt, dass ihre zugehörigen Antwortspektren die entsprechenden Ausgangsantwortspektren so eng wie möglich umhüllen, so dass hier meist keine Sicherheitsmarge abzuleiten ist.

Werden allerdings die aus den Zeitverläufen gewonnenen Etagen-Antwortspektren geglättet und verbreitert, so lassen sich für die verschiedenen Frequenzbereiche (entsprechend den Eigenschwingungsbereichen der Komponenten) verschiedene Sicherheitsfaktoren F_{SS} aus dem Verhältnis der Spektralbeschleunigungen errechnen:

$$F_{SS} = \frac{S_a \text{ (verbreitert und geglättet)}}{S_a \text{ (unbearbeitet)}} \quad \text{Gl. F-36}$$

mit S_a = Spektralbeschleunigung.

Die logarithmische Standardabweichung für den Faktor F_{SS} hängt von der Breite des gewählten Frequenzbereiches ab. Werden z.B. äquidistante Bereiche von 5 Hz gewählt, so wird abgeschätzt, dass sich die Medianwerte und die Minimumwerte des Sicherheitsfaktors um zwei logarithmische Standardabweichungen unterscheiden:

$$\beta_{SS} = \frac{1}{2} \ln \left(\frac{F_{SS}(\text{Median})}{F_{SS}(\text{Min})} \right) = \beta_{SSU} \quad \text{Gl. F-37}$$

Aus einer Vergleichsstudie mit 44 Zeitgeschichten wurde ein Variationskoeffizient von 0,2 abgeleitet /PLG 83/. Dieser Wert wird als Zufälligkeitwert klassifiziert, da er nur auf die Verschiedenartigkeit der Erdbeben zurückzuführen ist:

$$\beta_{SSR} = 0,2$$

$$\beta_{SSU} = 0$$

Modellannahmen

In jeder dynamischen Analyse existieren Unsicherheiten in den Systemantworten, die dadurch bedingt sind, dass das schwingungsfähige Gebilde durch ein Ersatzmodell aus schwingenden Massen, biegesteifen Balkenelementen und Federn mit Grenzbedingungen und Annahmen zum Materialverhalten beschrieben wird.

Es wird angenommen, dass eine weitere Verfeinerung des Modelles nicht zu genaueren Ergebnissen führt, und dass die Modellierung, Input-Aufbereitung und Durchführung optimal ausgeführt sind. Eine Sicherheitsmarge lässt sich aus der Art der Modellierung nicht ableiten.

Der Variationskoeffizient hängt von der Komplexität der zu modellierenden schwingenden Gebilde ab und gilt nur für die Unsicherheit des Sicherheitsfaktors:

$$\beta_{Mu} = 0,2 \quad \text{für komplexe Gebilde,}$$

$$\beta_{Mu} = 0,15 \quad \text{für Gebilde mittlerer Komplexität,}$$

$$\beta_{Mu} = 0,10 \quad \text{für einfache Gebilde,}$$

$$\beta_{MR} = 0.$$

Dämpfung

In Tabelle F 2 sind die nach der KTA-Regel /KTA 2201/ vorgegebenen Dämpfungswerte den für die verschiedenen Komponenten im Bereich der Streckgrenze empfohlenen Dämpfungswerten gegenübergestellt /RID 79/ , /NEW 78/. Für Rohrleitungen wird ein Medianwert von 5 % und für geschweißte Stahlstrukturen einer von 7 % empfohlen. Der Sicherheitsfaktor lässt sich aus den entsprechenden Etagen-Antwortspektren berechnen:

$$F_D = \frac{A_{D=KTA}}{A_{D=\text{Median}}} \quad \text{Gl. F-38}$$

mit $A_{D=KTA}$ = Spektralbeschleunigung für die Auslegungsdämpfung bei der Komponenteneigenschwingung,

$A_{D=\text{Median}}$ = Spektralbeschleunigung für den Medianwert der Dämpfung bei der Komponenteneigenschwingung.

Tabelle F 2: Vergleich der Dämpfungswerte für verschiedene Komponenten

Komponenten	Dämpfungswert D in % der kritischen Dämpfung		
	empfohlen nach /RID 79/, / NEW 78/		
	nach KTA 2201	Direkt unterhalb Streckgrenze ¹⁾	oberhalb Streckgren- ze ²⁾
Rohrleitungen ø > 12 in ø ≤ 12 in	4 4	3 2	5 5
Geschweißte Stahl- strukturen (z.B. Be- hälter, Ventile)	4	5 bis 7	7 bis 10
Geschraubte Stahl- strukturen	7	10 bis 15	10 bis 20
Geschraubte Stahl- strukturen mit GV- Verbindungen	4	-	-

¹⁾ Obere Werte entsprechen den Medianwerten

²⁾ Untere Werte entsprechen den Medianwerten

Die logarithmischen Standardabweichungen für die einzelnen Komponenten ergeben sich aufgrund ingenieurmäßiger Einschätzung zu:

$$\beta_{Du} = \ln \left(\frac{a_{D=3,5\%}}{a_{D=5\%}} \right) \quad \text{für Rohrleitungen,} \quad \text{Gl. F-39}$$

$$\beta_{Du} = \ln \left(\frac{a_{D=5,5\%}}{a_{D=7\%}} \right) \quad \text{für geschweißte Stahlstrukturen,} \quad \text{Gl. F-40}$$

$$\beta_{Du} = \ln \left(\frac{a_{D=7\%}}{a_{D=15\%}} \right) \quad \text{für geschraubte Stahlstrukturen,} \quad \text{Gl. F-41}$$

$$\beta_{DR} = 0.$$

Superpositionsvorschrift für die Beiträge der angeregten Eigenschwingungen (modale Kombination)

Die Ausführungen in Abschnitt F 1 bezüglich der Superpositionsvorschriften gelten auch für die Komponenten: Bei Anwendung der Antwortspektrummethode auf Systeme mit mehreren Freiheitsgraden sind die maximalen Größen (z.B. Schnittgrößen, Beschleunigungen, Beanspruchungen) aus den einzelnen Eigenformen grundsätzlich nach der Methode der Quadratwurzel aus der Summe der Einzelquadrate zu überlagern. Diese Methode wird als realistisch angesehen. Eine Sicherheitsmarge lässt sich dabei nicht ableiten.

Superpositionsvorschrift für die Beiträge der orthogonalen Erregungen (Richtungskombination)

Ebenso ist die Kombination der Schnittgrößen in den drei Koordinatenrichtungen über diese o.g. Methode durchzuführen. Auch dabei lässt sich keine Sicherheitsmarge ableiten.

Nach KTA-Regel /KTA2201/ ist die Kombination der Anregung aller drei Richtungen zugelassen und die Kombination je einer horizontalen mit einer vertikalen Antwort zu zwei Lastfällen empfohlen, wobei der ungünstigere der beiden Lastfälle der Auslegung zugrunde zu legen ist. Letztere Vorschrift ist nicht konservativ, da sich Sicherheitsfaktoren zwischen 1,0 und 0,7 errechnen lassen. Die Kombination der Anregung aller drei Richtungen führt auf einen Sicherheitsfaktor $F_S^* = 1$ (dies gilt für den allgemeinen Fall).

Es gibt Komponenten (z.B. Relais), die nur bei der Anregung in einer Richtung versagen; die beiden restlichen Richtungen spielen für das Versagen keine Rolle. Die Verwendung nur dieser für das Versagen maßgeblichen Anregung führt auf einen Sicherheitsfaktor 1.

Testbedingungen

Bei den Komponentenschwingungstests zur Analyse der Erdbebenantwort gibt es eine Vielzahl von Parametern, die eine Rolle spielen bzw. ein Maß für die vorhandene bzw. fehlende Konservativität der Tests darstellen. Zum einen sind die Befestigungsbedingungen (z.B. einer Pumpe am Aufstellungsort) identisch im Test abzubilden. Zum anderen ist zu überprüfen, ob die für die Tests aus dem Antwortspektrum abgeleiteten Beschleunigungszeitverläufe das Ausgangsspektrum konservativ einhüllen (d.h. ein Sicherheitsfaktor ableitbar ist) oder nicht. Die Durchführung von Tests mit Anregungen in z.B. nur einer (horizontaler) oder in zwei (horizontale und vertikale) Richtungen ist mit einem Fehlen an Konservativität verbunden, da Kopplungen zwischen der Richtung und dem Phaseneinfluss unberücksichtigt bleiben. Der Grad der Nichtkonservativität ist abzuschätzen.

Zu F_{AGS} : Antwortfaktor der Gebäudestruktur

Der Antwortfaktor der Gebäudestruktur beschreibt die Konservativität der Erdbebenantwort am Aufstellungsort der Komponenten und Einrichtungen (d.h. des aus den Zeitverlaufsrechnungen zusammengesetzten Antwortspektrums der Gebäudehöhenkote). Der Antwortfaktor, bestehend aus Einzelfaktoren, die bereits hergeleitet wurden, ist hier zu berücksichtigen:

$$F_{AGS} = F_{SS} \cdot F_D \cdot F_{LK} \cdot F_M \cdot F_{GBW} \quad \text{Gl. F-42}$$

Der "Spectral Shape"-Faktor beschreibt die Konservativität des in der Rechnung verwendeten Auslegungsspektrums gegenüber dem standortbezogenen Medianspektrum.

Bei der Dämpfung sind zwei Fälle zu unterscheiden:

- erfolgt das Versagen der Komponenten bereits im Beschleunigungsbereich, der dem elastischen Gebäudeschwingen entspricht, so ist für die Gebäudedämpfung der Zahlenwert für den Spannungsbereich unterhalb der Streckgrenze zu verwenden (bei $0,5 \cdot \sigma_{0,2}$): $D = 5 \%$ (Medianwert),
- erfolgt das Versagen bei höheren Spannungen, so sind die Dämpfungswerte bei der Streckgrenze zu verwenden.

Für die Superposition der angeregten Eigenschwingungen wird keine Sicherheitsmarge in Rechnung gestellt, da diese bei den Komponenten berücksichtigt wird.

F 3 LITERATUR

- /AHO 83/ L. Ahorner:
Realistische Abschätzung der Erdbebenlastannahmen für den Standort SNR 300
bei Kalkar am Niederrhein nach dem derzeitigen seismologischen Kenntnisstand,

Bericht für risikoorientierte Analyse zum SNR 300, Bensberg, 20.03.1983
- /CEB 93/ CEB - Comité Euro-International du Béton,
CEB-FIP Model Code 1990,
Bulletin d'Information No. 213/214, Lausanne, May 1993
- /DIN 1045/ Normenausschuss Bauwesen im DIN - Deutsches Institut für Normung e.V.
Tragwerke aus Beton, Stahlbeton und Spannbeton,
Teil 2: Beton: Festlegung, Eigenschaften, Herstellung und Konformität
- DIN 1045-2, Juli 2001,
Berichtigung 1 zu Din 1045-2, Juni 2002,
Beuth Verlag, Berlin
- /HIL 01/ H.K. Hilsdorf:
Beton,
in: Betonkalender 2001, Band 1, S. 61
- /KTA 2201/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA)
Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen
Teil 1 "Grundsätze": KTA 2201.1, Juni 1990,
Teil 2 "Baugrund": KTA 2201.2, Juni 1990,
Teil 3 "Auslegung der baulichen Anlagen": KTA 2201.3, Entwurf Juni 1990,
Teil 4 "Anforderungen an Verfahren zum Nachweis der Erdbebensicherheit für
maschinen- und elektrotechnische Anlagenteile":
KTA 2201.4, Juni 1990,
Teil 5 " Seismische Instrumentierung": KTA 2201.5, Juni 1996,
Teil 6 " Maßnahmen nach Erdbeben": KTA 2201.6, Juni 1992
- /NEW 77/ N. M. Newmark:
Inelastic Design of Nuclear Reactor Structures and it's Implications on Design of
Critical Equipment, SMIRT, Paper K4/1,
1977 SMIRT Conf., San Francisco, California
- /NEW 78/ N. M. Newmark, W. J. Hall:
Development of Criteria for Seismic Review of Selected Nuclear Power Plants,
NUREG/CR-0098, May 1978
- /PLG 83/ Pickard-Lowe and Garrick, Inc.:
Seabrook Station Probabilistic Safety Assessment,
Main Report, M. McCann, Vol. 1 - 6 and Summary Report PB--89-186931,
Irvine, California, USA, December 1983

- /RID79/ R. Riddell and N. M. Newmark:
Statistical Analysis of the Response of Nonlinear Systems Subjected to Earth-
quakes,
Dep. of Civil Engineering, Report UILU 79-2016, Urbana, Illinois, Aug. 1979
- /TRO 68/ G. E. Troxell, H. E. Davis, J. W. Kelly:
Composition and Properties of Concrete,
McGraw-Hill, 1968

Bisher erschienene BfS-Schriften

BfS-SCHR-1/90

Warnecke, E.; Odoj, R.; Simon, R. (Editors)

Requirements for Waste Acceptance and Quality Control.

Proceedings of the 2nd International Seminar on Radioactive Waste Products.

28 May - 1 June 1990, Research Centre Jülich, Federal Republic of Germany.

Salzgitter 1990

BfS-SCHR-2/91

Sicherheitsreihe Nr. 6.

IAEO-Empfehlungen für die sichere Beförderung radioaktiver Stoffe. Ausgabe 1985.

(Diese Übersetzung enthält auch die von der IAEO im Nachtrag 1988 zu den Empfehlungen vorgenommenen Ergänzungen).

Salzgitter 1991

BfS-SCHR-3/91

Schüttmann, W.; Aurand, K.

Die Geschichte der Außenstelle Oberschlema des Kaiser-Wilhelm-Instituts für Biophysik Frankfurt am Main.

Salzgitter 1991

BfS-SCHR-4/91

Bornemann, O. (mit einem Beitrag von R. Fischbeck)

Zur Geologie des Salzstocks Gorleben nach den Bohrergebnissen.

Salzgitter 1991

BfS-SCHR-5/92

Herrmann, A.G.

Endlager für radioaktive Abfälle Morsleben (ERAM).

Lösungszuflüsse in den Grubenfeldern Marie und Bartensleben: Stoffbestand, Herkunft, Entstehung. Eine Dokumentation.

Zweiter Bericht. Abschlußbericht für den Zeitabschnitt 1. Januar bis 31. Dezember 1991. Clausthal-Zellerfeld, den 29. Februar 1992.

Salzgitter 1992

BfS-SCHR-6/92

Bestandsaufnahme IMIS-IT.

Seminar zum Projektstand IMIS am 3. Mai 1991.

Salzgitter 1992

BfS-SCHR-7/92

Empfehlungen der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) 1987 - 1991 (Band 7).

Zusammengestellt von der RSK-Geschäftsstelle.

Salzgitter 1992

BfS-SCHR-8/92

Radiologische Erfassung, Untersuchung und Bewertung bergbaulicher Altlasten.

Abschlußbericht zum ersten Teilprojekt.

Salzgitter 1992

BfS-SCHR-9/93

Grosche, B.; Burkart, W. (Editors)

Radiation epidemiology after the Chernobyl accident.

Proceedings of a workshop held at the Institute for Radiation Hygiene, Federal Office of Radiation Protection, Neuherberg, October 23-25, 1991

BfS-SCHR-10/93

von Borstel, L.E.

Lösungen in marinen Evaporiten.

Salzgitter 1993

Bisher erschienene BfS-Schriften

BfS-SCHR-11/93

Herrmann, A.G.

Endlager für radioaktive Abfälle Morsleben (ERAM).

Lösungsvorkommen in den Grubenfeldern Marie und Bartensleben: Stoffbestand, Herkunft, Entstehung. Eine Dokumentation.

Abschlußbericht für den Zeitabschnitt 1. Januar bis 31. Dezember 1992. Clausthal-Zellerfeld, den 29. Februar 1992.

Salzgitter 1993

BfS-SCHR-12/93

IMIS-Statusgespräch.

Seminar zum Projektstand IMIS am 1. Februar 1993.

Salzgitter 1993

BfS-SCHR-13/94

Przyborowski, S.; Röhnsch, W.

ICRP-Publikation 65

über den Schutz gegenüber Radon-222 in Wohnung und an Arbeitsplätzen und die Situation in der Bundesrepublik Deutschland.

Salzgitter, 1994

BfS-SCHR-14/95

Kammerer, L.; Peter, J.; Burkhardt, J.; Trugenberger-Schnabel, A.; Bergler, I.

Umweltradioaktivität in der Bundesrepublik Deutschland 1992 und 1993. Daten und Bewertung.

Bericht der Leitstellen des Bundes und des Bundesamtes für Strahlenschutz.

Salzgitter, Dezember 1995

BfS-SCHR-15/96

Solare terrestrische UV-Strahlung in Deutschland.

Meßergebnisse und strahlenhygienische Bewertung der Daten aus dem UV-Meßnetz des BfS/UBA für den Zeitraum Januar bis Dezember 1994.

Salzgitter, März 1996

BfS-SCHR-16/98

Kammerer, L.

Umweltradioaktivität in der Bundesrepublik Deutschland 1994 bis 1995. Daten und Bewertung.

Bericht der Leitstellen des Bundes und des Bundesamtes für Strahlenschutz.

Salzgitter, März 1998

BfS-SCHR-17/98

Radiologische Erfassung, Untersuchung und Bewertung bergbaulicher Altlasten.

Abschlußbericht zum zweiten Teilprojekt.

Salzgitter, März 1998

BfS-SCHR-18/98

Sonnek, C.

Die Euratom-Grundnormen für den Strahlenschutz 1996 und 1997.

Ausblick auf zukünftiges Strahlenschutzrecht in Deutschland.

Salzgitter, Juli 1998

BfS-SCHR-19/99

Strahlenschutz und Sicherheit in der Medizin.

ICRP-Veröffentlichung 73.

Ein Bericht einer Arbeitsgruppe des Komitees 3 der Internationalen Strahlenschutzkommission.

Von der Kommission angenommen im März 1996.

Salzgitter, Mai 1999

Bisher erschienene BfS-Schriften

BfS-SCHR-20/99

WORKSHOP

Strahlenüberwachung von Arbeitsplätzen mit erhöhten Konzentrationen von Radon und Radonzerfallsprodukten und Qualitätssicherung der Überwachungsmessungen.

22. bis 24. Juni 1998, Berlin.

Salzgitter, November 1999

BfS-SCHR-21/00

Kammerer, L.

Umweltradioaktivität in der Bundesrepublik Deutschland 1996 und 1997. Daten und Bewertung.

Bericht der Leitstellen des Bundes und des Bundesamtes für Strahlenschutz.

Salzgitter, Oktober 2000

BfS-SCHR-22/01

Ettenhuber, E.; Gehrcke, K.

Radiologische Erfassung, Untersuchung und Bewertung bergbaulicher Altlasten.

Abschlussbericht.

Salzgitter, März 2001

BfS-SCHR-23/01 (ist nicht als Druck erschienen, nur im Internet)

Steinmetz, M.

UV-Index in practical use

Proceedings of an International Workshop

Institute of radiation hygiene, Munich, Germany, December 4-7, 2000

Salzgitter, 2001

BfS-SCHR-24/02

Peter J.; Schneider G.; Bayer A.; Trugenberger-Schnabel A.

High Levels of Natural Radiation and Radon Areas:

Radiation Dose and Health Effects

Proceedings of the 5th International Conference on High Levels of Natural Radiation and Radon Areas held in Munich, Germany on September 4 to 7 2000

Neuherberg, März 2002

BfS-SCHR-25/02

Brix, J.; Matthes, R.; Schulz, O.; Weiss, W.

Forschungsprojekte zur Wirkung elektromagnetischer Felder des Mobilfunks.

Bundesamt für Strahlenschutz

21. und 22. Juni 2001

Salzgitter, Juni 2002

BfS-SCHR-26/02

Bruchertseifer, F.; Pohl, H.

Fachgespräch

Begrenzung der Strahlenexposition als Folge von Störfällen bei kerntechnischen Anlagen und Einrichtungen.

1. und 2. März 2001

Salzgitter, Juni 2002

BfS-SCHR-27/03

Trugenberger-Schnabel, A.; Peter J.;

Kanzlivius, R.; Bernhard, C.; Bergler, I.

Umweltradioaktivität in der Bundesrepublik Deutschland 1998 bis 2001

Daten und Bewertung

Bericht der Leitstellen des Bundes und des Bundesamtes für Strahlenschutz

Salzgitter, Januar 2003

Bisher erschienene BfS-Schriften

BfS-SCHR-28/03

Walter, H.

2.Fachgespräch SODAR

19. u. 20. März 2003

Im Auftrag des Bundesministeriums für Umwelt,

Naturschutz und Reaktorsicherheit

Zusammenfassung der Vorträge

Salzgitter, Juni 2003

BfS-SCHR-29/03

Bergler, I.; Bernhard, C.; Gödde, R.; Schmitt-Hannig, A.

Strahlenschutzforschung

- Programmreport 2001 -

Bericht über das vom Bundesamt für Strahlenschutz fachlich und verwaltungsgemäß begleitete

Ressortforschungsprogramm Strahlenschutz des Bundesumweltministeriums

Salzgitter, Juni 2003

BfS-SCHR-30/04

Lennartz, H.-A.; Mussel, Ch.; Thieme, M.

Beteiligung der Öffentlichkeit bei der Standortauswahl für die Endlagerung radioaktiver Abfälle

Abschlussbericht

Salzgitter, April 2004

BfS-SCHR-31/04

Weiß, D.; Bönigke, G.; Spoden, E.; Warnecke, E.

Übersicht zu stillgelegten kerntechnischen Anlagen in Deutschland und in Europa – Januar 2004

Salzgitter, September 2004

BfS-SCHR-32/04

Bergler, I.; Bernhard, C.; Gödde, R.; A. Löbke-Reinl; Schmitt-Hannig, A.

Strahlenschutzforschung

- Programmreport 2003 -

Bericht über das vom Bundesamt für Strahlenschutz fachlich und administrativ begleitete

Ressortforschungsprogramm Strahlenschutz des Bundesministeriums für Umwelt,

Naturschutz und Reaktorsicherheit

Salzgitter, Januar 2005

BfS-SCHR-33/05

Hartmann, M.; Beyer, D.; Dalheimer, A.; Hänisch, K.

Ergebnisse der In-vitro-Ringversuche: S-35 in Urin sowie Am-241 und Pu-Isotope in Urin

Workshop zu den In-vitro-Ringversuchen 2001 und 2002 der Leitstelle Inkorporationsüberwachung des BfS

am 1. Juli 2003 im Bayerischen Landesamt für Umweltschutz, Kulmbach

Salzgitter, Januar 2005

BfS-SCHR-34/05

Trugenberger-Schnabel, A.; Peter, J.; Kanzliwius, R.; Bernhard, C.; Bergler, I.

Umweltradioaktivität in der Bundesrepublik Deutschland

Bericht der Leitstellen des Bundes und des Bundesamtes für Strahlenschutz

Daten und Bewertung für 2002 und 2003

Salzgitter, Juni 2005

BfS-SCHR-35/05

Bergler, I.; Bernhard C.; Gödde R.; Löbke-Reinl A.; Schmitt-Hannig A.

Strahlenschutzforschung - Programmreport 2004

Bericht über das vom Bundesamt für Strahlenschutz fachlich und administrativ begleitete

Ressortforschungsprogramm Strahlenschutz des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und

Reaktorsicherheit

Salzgitter, August 2005

Bisher erschienene BfS-Schriften

BfS-SCHR-36/05

Steinmetz, M.

200 Jahre solare UV-Strahlung

Geschichte und Perspektiven

Wissenschaftliches Kolloquium

Salzgitter, Oktober 2005

BfS-SCHR-37/05

Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke

Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke

Stand: August 2005

Salzgitter, Oktober 2005

BfS-SCHR-38/05

Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke

Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke

Stand: August 2005

Salzgitter, Oktober 2005

| Verantwortung für Mensch und Umwelt |

Kontakt:

Bundesamt für Strahlenschutz

Postfach 100149

38201 Salzgitter

Telefon: + 49 (0) 1888 - 3 33 - 0

Telefax: + 49 (0) 1888 - 3 33 - 18 85

Internet: www.bfs.de

E-Mail: ePost@bfs.de

Gedruckt auf Recyclingpapier aus 100 % Altpapier.



Bundesamt für Strahlenschutz