

# **Charakterisierung der Risiken der Kernenergienutzung**

**Dr.-Ing. Leopold Weil**

**Salzgitter**

**Mai 2002**



# **Charakterisierung der Risiken der Kernenergienutzung**

**Von der Fakultät für Maschinenwesen**

**der Rheinisch-Westfälischen Technischen Hochschule Aachen**

**zur Erlangung der venia legendi für das Lehrgebiet**

## **Stilllegung von kerntechnischen Anlagen**

**genehmigte Habilitationsschrift**

**von**

**Dr.-Ing. Leopold Weil**

**aus Hof/Saale**

**Berichter: Univ.-Prof. Dr.-Ing. K. Kugeler**

**Univ.-Prof. Dr.-Ing. H. Unger, Ruhr-Universität Bochum**

**Univ.-Prof. Dr. rer. nat. Dr. h.c. H. Nickel**

**Aachen, den 22. Juli 2003**



Denen

die mir nahe stehen

gewidmet

## **Vorbemerkung und Danksagung**

Die vorliegende Arbeit entstand während meiner Tätigkeit als Leiter des Fachbereichs „Kerntechnische Sicherheit“ des Bundesamts für Strahlenschutz in Salzgitter, ihre Konzeption und Ausarbeitung nahm – berufsbedingt – einen längeren Zeitraum in Anspruch. Da die hier diskutierte Thematik einem ebenso stetigen wie dynamischen Fortschritt unterliegt, mussten immer wieder neue Entwicklungen und Erkenntnisse berücksichtigt werden und mehrfach Anpassungen an geänderte rechtliche bzw. technische Grundlagen und Randbedingungen erfolgen.

Die Feststellungen, Aussagen und Ergebnisse dieser Arbeit geben dabei ausschließlich meine persönliche fachliche Auffassung als Autor wieder, sie sollen und können in keinem Falle als behördliche oder offizielle Äußerungen interpretiert werden.

Den Anstoß zur Befassung mit dem Thema dieser Arbeit gab Herr Prof. Dr. rer. nat. J. Knorr, Inhaber des Lehrstuhls für Kernenergietechnik der Technischen Universität Dresden. Ihm gebührt dafür ebenso mein besonderer Dank wie Herrn Prof. Dr. Ing. K. Kugeler, Direktor am Institut für Sicherheitsforschung und Reaktortechnik des Forschungszentrums Jülich und Inhaber des Lehrstuhls für Reaktorsicherheit und -technik der Rheinisch-Westfälischen Technischen Hochschule Aachen für die geleistete Betreuung und für eine Vielzahl hilfreicher Anstöße und Hinweise.

Herr Prof. Dr. Dr. E. h. H. Nickel und Herr Prof. Dr. rer. nat. H. Bonka von der RWTH Aachen haben ebenso wie Herr Prof. Dr. H. Unger von der Ruhr-Universität Bochum durch Rat und Tat zur erfolgreichen Fertigstellung dieser Arbeit beigetragen. Ihnen gilt ebenso mein Dank wie Herrn Dr. F. Niehaus, Leiter der Safety Assessment Section der IAEA in Wien, sowie einer Reihe weiterer in- und ausländischer Fachleute und Institutionen – sie sind in den jeweiligen Kapiteln im einzelnen zitiert – die mich durch wertvolle Informationen, Auskünfte und Unterlagen unterstützt haben.

**Inhalt:**

	Seite
<b>1. Einleitung</b>	4
<b>2. Sicherheitsanalysen</b>	8
2.1 Grundsätze der kerntechnischen Sicherheit	8
2.2 Deterministische Sicherheitsanalysen	9
2.3 Probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA)	12
2.3.1 Die Entwicklung der PSA	12
2.3.2 Das methodische Gerüst der PSA	14
2.3.3 Analyseumfang	15
2.3.4 Ergebnisse der PSA und ihre Bewertung	16
2.3.5 Erkenntnisse aus der PSA und abgeleitete Sicherheitsverbesserungen	21
<b>3. Risikoorientierte Betrachtungen</b>	27
3.1 Der Risikobegriff	27
3.2 Spezielle Risikoansätze	27
3.2.1 Gesundheitsschäden in der Bevölkerung (Public Health Effects)	29
3.2.2 Freisetzungskriterien	29
3.2.3 Kernschadenshäufigkeit	30
3.2.4 Kriterien auf der Stufe von Systemen und Sicherheitsfunktionen	30
3.3 Schadenskosten	30
3.3.1 Unfallkostenrechnung der ersten Generation	30
3.3.2 Neuere Analysen externer Kosten	34
3.4 Zielgrößen der vorliegenden Arbeit	35
3.4.1 Häufigkeiten von Ereignissen bestimmter INES-Stufen	36
3.4.2 Festlegung geeigneter Zielgrößen	39
3.4.3 Minimale Anforderungen an das globale Sicherheitsniveau	41
3.4.4 Methodik der Bestimmung der Kenngrößen „g“ und „h“	41
3.5 Kerntechnische Stör- und Unfälle im Zeitraum bis 1990	43
<b>4. Die Risiken des Kernbrennstoffkreislaufs</b>	48
4.1 Die Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufs	48
4.2 Informationen zu Risiken des Brennstoffkreislaufs	49
4.2.1 Uranerzgewinnung und -aufbereitung	49
4.2.2 Konversion	50
4.2.3 Anreicherung	50
4.2.4 Brennelementherstellung	51
4.2.5 Kernkraftwerke	52
4.2.5.1 Sicherheitsanalyse für Siedewasserreaktoren	52
4.2.5.2 Konvoi-PSA	56
4.2.5.3 PSA der Stufe 1 im Rahmen der PSÜ für das Kernkraftwerk Isar-1	58
4.2.5.4 Ergebnisse der Individual Plant Examination (IPE) in den USA	59
4.2.5.5 Internationaler Vergleich von PSA-Studien	61
4.2.5.6 PSA für WWER-Anlagen	66
4.2.5.7 PSA der Stufe 3 für die Anlage Sizewell B	66
4.2.6 Wiederaufarbeitung	70
4.2.7 Zwischenlager	70

4.2.8	Endlager	71
4.2.8.1	Übersicht	71
4.2.8.2	Das Endlager Konrad	72
4.2.8.3	Störfallanalysen für das Endlager Konrad	73
4.2.8.4	Das Endlagerprojekt Gorleben	74
4.2.9	Stillgelegte Anlagen	75
4.2.9.1	Allgemeines	75
4.2.9.2	Störfälle bei Stilllegung und Abbau	77
4.2.9.3	Quantitative Risikoabschätzung	79
4.2.10	Transporte	80
4.2.10.1	Transportstudie Konrad	81
4.2.10.2	Rückführung von Wiederaufarbeitungsabfällen	83
4.2.11	Integrale Risikobetrachtungen	87
<b>5.</b>	<b>Prognostische Quantifizierung der Risikokenngrößen „g“ und „h“ für die Kernenergienutzung</b>	<b>94</b>
5.1	Zielsetzung	94
5.2	Ausgangsinformationen und –daten im Hinblick auf die Quantifizierung des zeitlichen Verlaufs von „g“ und „h“	96
5.2.1	INES-Skala-Statistik der Ereignisse im IRS im Zeitraum 1991 – 2000	96
5.2.1.1	Übersicht	96
5.2.1.2	Die beiden Ereignisse der Stufe 4	97
5.2.1.3	Schätzung von „g“ und „h“	98
5.2.2	Relevante Einsichten aus PSA für die Bestimmung von „g“ und „h“	100
5.2.3	Extrapolation der Betriebserfahrungen aus den 80er Jahren	104
5.3	Überlegungen zum zukünftigen zeitlichen Verlauf von „g“ und „h“	104
5.3.1	Zielsetzung	104
5.3.2	Das Berechnungsmodell	104
5.3.3	Das Basisszenario	105
5.3.4	Ergebnisse zum Basisszenario	106
5.4	Sensitivitätsanalyse, Unsicherheitsschätzung und Alternativszenarien	106
5.4.1	Sensitivitätsanalyse	106
5.4.2	Unsicherheitsschätzung	108
5.4.3	Alternativszenarien	110
5.5	Beispiele für fortgeschrittene Reaktorbaulinien und ihre verbesserten Sicherheitseigenschaften	111
5.5.1	Einleitung	111
5.5.2	HTR	112
5.5.3	EPR	115
5.5.4	SWR 1000	117
5.5.5	AP 1000	118
5.5.6	Mögliche Beiträge fortschrittlicher Reaktoren zu den Risikokenngrößen „g“ und „h“	119
<b>6.</b>	<b>Nationale Strategien zur Einbeziehung der Ergebnisse probabilistischer Analyseergebnisse in Sicherheitsanforderungen am Beispiel der Niederlande, Großbritanniens und der USA</b>	<b>123</b>
6.1	Die Niederlande	123
6.2	Großbritannien	125
6.3	USA	126
<b>7.</b>	<b>Zusammenfassung und Folgerungen</b>	<b>132</b>

7.1	Stand der Methodik und Anwendungen der Risikobetrachtungen für Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufs	132
7.2	Risikokenngrößen	132
7.3	Die Risiken des Kernbrennstoffkreislaufs	133
7.4	Folgerungen	135

## Anhänge

<b><u>Anhang A</u></b>	Aufbau, Wirkungsweise und wesentliche Sicherheitsmerkmale von Kernkraftwerken	A-1 – A-22
<b><u>Anhang B</u></b>	Technische Aspekte bei der Ver- und Entsorgung sowie bei der Stilllegung kerntechnischer Anlagen	B-1 – B-72
<b><u>Anhang C</u></b>	Auflistung bestehender und geplanter Anlagen des Brennstoffkreislaufs in der Bundesrepublik Deutschland	C-1 – C-28
<b><u>Anhang D</u></b>	Verlauf, Bewertung und bisherige Konsequenzen des Kritikalitätsunfalls in der Konversionsanlage der Firma JCO in Tokai Mura (Japan) vom 29. September 1999	D-1 – D-9
<b><u>Anhang E</u></b>	Mögliche Fokussierung des weltweiten Austausches von Betriebserfahrungen auf der Grundlage der vorgeschlagenen Methode	E-1 – E-12

## 1. Einleitung

In den fünfziger Jahren wurden in Großbritannien und den USA die ersten Kernkraftwerke für die kommerzielle Stromerzeugung errichtet und in Betrieb genommen. In der Bundesrepublik Deutschland wurde diese Entwicklung aufgrund der besonderen Situation nach dem Zweiten Weltkrieg erst ein rundes Jahrzehnt später vollzogen. Danach haben sich - sowohl national als auch international - Verbreitung und Ausmaß der Kernenergienutzung stetig erweitert und bis zum heutigen Tage auf hohem Niveau stabilisiert. Im Jahre 2000 waren, wie aus dem jährlichen Statusbericht der Internationalen Atomenergieagentur IAEA hervorgeht, weltweit in 32 Ländern 438 Kernkraftwerke in Betrieb, 31 Blöcke waren im Bau (Tabelle 1-1). In Deutschland sind derzeit 19 Anlagen im Betrieb, die im Jahre 1999 mit 169,7 TWh den höchsten Beitrag aller Energieträger an der Elektrizitätsversorgung erbracht haben. Dieser Anteil lag insgesamt bei 29,4%, derjenige an der öffentlichen Versorgung sogar bei 35%. Im ersten Halbjahr 2000 haben die deutschen Kernkraftwerke ihre Erzeugung gegenüber dem Vorjahreszeitraum nochmals um 4 % gesteigert. Dies zeigt, daß die Kernenergie seit vielen Jahren einen erheblichen und schwerlich verzichtbaren Beitrag zur Versorgungssicherheit, zur Wirtschaftlichkeit und zur Entlastung der Umwelt leistet.

Diesen unbestreitbaren Vorteilen stehen jedoch auch Gefahrenpotentiale und Risiken gegenüber. Die Unfälle in den Kernkraftwerken Three Mile Island 2 (Harrisburg, USA) im Jahre 1979 und Tschernobyl 4 (seinerzeit Sowjetunion, heute Ukraine) im Jahre 1986 stellten schwere Rückschläge für die Akzeptanz und die weitere Entwicklung der Kernenergie dar. Konnte im ersten Falle der Schaden im wesentlichen noch auf die Anlage begrenzt werden, so hat insbesondere die Kontamination der näheren und weiteren Umgebung der Anlage sowie die nicht unerhebliche Zahl von verletzten und getöteten Personen durch den Unfall in Tschernobyl der Frage nach der Sicherheit kerntechnischer Anlagen in aller Welt eine neue Dimension verschafft.

Die sich anschließende Diskussion blieb nicht auf den Bereich der eigentlichen Sicherheitstechnik beschränkt, sondern wurde zunehmend grundsätzlich und allgemein, auch wurde und wird diese Diskussion nicht immer wissenschaftlich korrekt oder zumindest sachlich geführt. In einer Reihe von Staaten wurden Konsequenzen gezogen, deren Palette von der Durchführung von Sicherheitsüberprüfungen über technische Verbesserungsmaßnahmen - letztere eher in den Ländern, die wirtschaftlich dazu in der Lage waren, als in denen, in denen sie dringend geboten erschienen - bis hin zu Beschlüssen des Ausstiegs aus der Kernenergienutzung reichte, der beispielsweise in Italien und in Österreich tatsächlich vollzogen wurde. In anderen Ländern verblieb eine Opposition zur Kernenergienutzung, die sowohl technische Weiterentwicklungen als auch Investitionen in Neuanlagen außerordentlich erschwert hat und dies weiterhin tut. Dies alles hat in einer Reihe von Ländern zur Stagnation bei der friedlichen Verwendung der Kernenergie geführt, ein vielfach dringend erwünschter oder gar benötigter Bau neuer Anlagen unterblieb.

Die Gründe hierfür liegen jedoch keineswegs allein in der Diskussion über die Sicherheit, sondern sind derzeit in nicht vorhergesehener Weise aufgrund der weltweiten Verfügbarkeit und der niedrigen Preise fossiler Energieträger - hier ist an vorderster Stelle das Erdgas zu nennen - in einer neuen und schwierigen Konkurrenzsituation zu sehen. Diese ist um so ernster, als bei diesen Energieträgern das

Land	Reaktoren in Betrieb			Reaktoren im Bau		Kernenergie-Stromerzeugung in 2000	
	Anzahl	Leistung (MW)	Gesamtbetriebsjahre	Anzahl	Gesamtleistung (MW)	Gesamtarbeit (TWh)	Anteil an der Gesamtenerzeugung (%)
Frankreich	59	63073	1175,3	-	-	395,00	76,40
Litauen	2	2370	31,3	-	-	8,40	73,68
Belgien	7	5712	172,0	-	-	45,40	56,75
Slowakische Republik	6	2408	?	2	776	16,49	53,43
Ukraine	13	11207	235,5	4	3800	72,40	47,28
Bulgarien	6	3538	113,0	-	-	18,18	45,00
Ungarn	4	1755	63,2	-	-	14,72	42,19
Südkorea	16	12990	169,4	4	3820	103,50	40,74
Schweden	11	9432	276,9	-	-	54,80	39,00
Schweiz	5	3192	159,1	-	-	24,95	38,18
Slowenien	1	676	18,6	-	-	4,54	37,38
Japan	53	43491	964,1	3	3190	304,87	33,82
Armenien	1	376	33,8	-	-	1,84	33,00
Finnland	4	2656	85,8	-	-	21,06	32,15
Deutschland	19	21122	585,1	-	-	159,60	30,57
Spanien	9	7512	190,4	-	-	59,30	27,63
Taiwan	6	4884	116,3	2	2560	37,00	23,64
Großbritannien	35	12968	1220,8	-	-	78,30	21,94
USA	104	97411	2609,4	-	-	753,90	19,83
Tschechische Republik	5	2569	58,4	1	912	13,59	18,50
Russland	29	19843	714,6	3	2825	119,65	14,95
Kanada	14	9998	455,4	-	-	68,68	11,80
Rumänien	1	650	4,7	1	650	5,05	10,86
Argentinien	2	935	44,8	1	692	5,73	7,26
Südafrika	2	1800	32,8	-	-	12,99	6,58
Niederlande	1	449	56,1	-	-	3,70	4,00
Mexiko	2	1360	17,4	-	-	7,92	3,86
Indien	14	2503	185,4	-	-	14,21	3,14
Pakistan	2	425	29,8	-	-	1,08	1,65
Brasilien	2	1855	16,6	-	-	5,55	1,45
China	3	2167	22,2	8	6420	16,00	1,19
Iran	-	-	-	2	2111	-	-
<b>Gesamt:</b>	<b>438</b>	<b>351327</b>	<b>10019,1</b>	<b>31</b>	<b>27756</b>	<b>2448,40</b>	<b>34,66<sup>1)</sup></b>

<sup>1)</sup> Mengengewichtetes Mittel des Anteils an der Gesamterzeugung in allen Ländern

Tab. 1-1: Weltweite Kernenergienutzung im Jahre 2000 (IAEA Status Report 2000)

vorstehend beschriebene „politische Investitionsrisiko“ entfällt oder zumindest um Größenanordnungen geringer ist. Damit ist die Kernenergie infolge der Wachstums- und Bedarfsprognosen aus zurückliegenden Jahrzehnten, die seinerzeit maßgeblich zur Entwicklung der Kernenergie beigetragen haben, nun, da diese Prognosen nach unten korrigiert werden mußten, in vielen Industriestaaten in eine wirtschaftlich schwierige Lage geraten.

Durch die weltweit zunehmende Öffnung von Märkten wird die Wettbewerbssituation auch auf dem Energiesektor weiter verschärft. Es wird nach Einsparungsmöglichkeiten gesucht und dabei werden die Ausgaben für die Sicherheit nicht ausgespart. Notwendigkeit, Umfang und Häufigkeit von vorbeugender Instand-

haltung, von Inspektionsprogrammen und regelmäßigen Prüfungen werden kritisch überprüft. Nicht nur Betreiber von Kernkraftwerken oder von Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufs, sondern auch die für atomrechtliche Genehmigung und Aufsicht zuständigen Behörden befinden sich durch die politisch gewollte „Verschlankung“ der Einrichtungen des Staates in einem Prozeß der personellen und finanziellen Ressourcenreduzierung. Gleichwohl bleibt es vorrangige Aufgabe, das erreichte Sicherheitsniveau kerntechnischer Anlagen zu erhalten und, wo geboten, zu steigern.

Eine erhebliche Unterstützung wird der Kernenergie weltweit jedoch nach Überzeugung des Verfassers aus der Einsicht in das Erfordernis einer „nachhaltigen“ Energiepolitik zuwachsen. Darunter wird, stark vereinfacht, ein Wirtschaften verstanden, welches sowohl aus ökonomischer als auch aus ökologischer Sicht über einen langen Zeitraum unbedenklich durchgeführt werden kann. Hierzu sei angemerkt, daß die im Hinblick auf den Klimaschutz gebotenen Reduzierungen des Kohlendioxid ausstoßes ohne den erheblichen Beitrag der Kernenergie zur umweltfreundlichen Stromversorgung mit Sicherheit nicht erreicht werden könnten. Mehrere Stellungnahmen sowohl der EU-Kommission als auch der derzeitigen US-Administration haben sowohl die politisch-wirtschaftliche Dringlichkeit dieses Problemkreises beleuchtet als auch die Unverzichtbarkeit der Kernenergienutzung auf absehbare Zeit bekräftigt.

Weiterhin gebietet das - spätestens seit den Energiekrisen von 1973 und 1978 zu Bedeutung gelangte - Thema einer ausreichenden Sicherheit der Energieversorgung eine Diversifizierung der Energieträger. Dieser „Energimix“ soll zum einen Abhängigkeiten von Lieferländern verringern, zum anderen ist dem Risiko zu begegnen, daß durch notwendige Entscheidungen infolge unvorhersehbarer Erkenntnisse kurz- oder längerfristig auf einen Energieträger verzichtet oder sein Einsatz aus Verfügbarkeits- oder Kostengründen stark reduziert werden muß.

In diesem Spannungsfeld aus wirtschaftlichem Wettbewerb, unverzichtbaren Sicherheitsanforderungen und nationalen Versorgungsinteressen kommt einer verlässlichen Sicherheitsbeurteilung nicht nur für die Kernenergie besondere Bedeutung zu. Es wird in immer stärkerem Maße darauf ankommen, Risiken nicht nur „konservativ“ abzuschätzen, sondern sie so genau wie möglich zu quantifizieren. Weiterhin sollen keine signifikanten Risiken übersehen werden, die Analyse soll systematisch und umfassend sein.

Vor dem Hintergrund dieser Forderungen wird die aktuelle Bedeutung der probabilistischen Risiko- oder Sicherheitsanalyse (PSA) erkennbar. Das „Heranwachsen“ dieser Disziplin von einem - eher praxisfernen - Theoriezweig zu einem von den Praktikern der Anlagenauslegung und der Sicherheitsbeurteilung anerkannten Analyseinstrument hat sich in den zurückliegenden beiden Jahrzehnten stetig und unaufhaltsam vollzogen. Ausgangspunkt dieser Entwicklung waren die USA, in Deutschland stellte die in Anlehnung an die amerikanische Pilotstudie WASH-1400 durchgeführte „Deutsche Risikostudie“ sowohl einen Durchbruch als auch die methodische Grundlage für künftige Weiterentwicklungen dar. Das für die kerntechnische Sicherheit und den Strahlenschutz verantwortliche Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit hat im Jahre 1997 „Leitfäden für die Periodische Sicherheitsüberprüfung der im Betrieb befindlichen Kernkraftwerke“ veröffentlicht und die für Aufsicht und Genehmigung kerntechnischer Anlagen zuständigen Landesministerien um deren Anwendung gebeten. In diesen Leitfäden wird u.a. für

jedes Kernkraftwerk eine PSA der Stufe 1, d. h. die Ermittlung der Eintrittswahrscheinlichkeit einer nicht beherrschten Schädigung des Reaktorkerns, gefordert. Mit dem Vorliegen der nach diesen Leitfäden durchgeführten PSA als anlagenspezifische Analysen wiederum ergeben sich weitere Möglichkeiten zur Optimierung der Sicherheit, z.B. im Bereich der Wartungs- und Instandhaltungsstrategien („Plant Life Management“).

Während in Deutschland der Gebrauch der PSA komplementär zur „deterministischen“ Sicherheitsanalyse gesehen wird, ist man in anderen Ländern bereits jetzt bereit, ihr eine noch wichtigere Bedeutung beizumessen. Als Beispiele seien die Niederlande und Großbritannien genannt, des weiteren hat die amerikanische Atomaufsichtsbehörde USNRC beschlossen, künftig bei all ihren Entscheidungen der Risikoanalyse eine entscheidende Rolle einzuräumen. Hierbei sind die Konzepte der Niederlande und Großbritanniens nicht auf kerntechnische Anlagen beschränkt, vielmehr sind in diesen Ländern für alle Anlagen mit technischem Gefahrenpotential Risikoanalysen durchzuführen. Durch die einheitliche „Währung Risiko“ wird ein Vergleich von Anlagen unterschiedlicher Art möglich, was sich in den genannten Ländern für die Akzeptanz der kerntechnischen Anlagen eher vorteilhaft auswirkt. International überwiegt die Ansicht, daß man mit Hilfe der probabilistischen Analyse besser in die Lage versetzt wird, signifikante und marginale Risikobeiträge zu unterscheiden und so die knappen Ressourcen auf die Lösung wichtiger Fragen konzentrieren zu können.

Ausgehend von den methodischen Elementen der PSA wird in der vorliegenden Arbeit zunächst aufgezeigt, wie diese die deterministische Sicherheitsanalyse ergänzt. Sie liefert insbesondere Erkenntnisse über Art und Häufigkeit von Ereignisabläufen, welche in der deterministischen Analyse nicht betrachtet werden und die für die Ergebnisbewertung von entscheidender Bedeutung sind. Hinweise auf Schwachstellen des Sicherheitskonzepts und auf Unausgewogenheiten der Auslegung können ihrerseits Ausgangspunkt für Überlegungen zu Sicherheitsverbesserungen sein. Im nachfolgenden wird dargelegt, daß es allerdings eine Vielzahl von Risikokenngrößen gibt, die in der internationalen Praxis zur Entwicklung unterschiedlicher Kriterien und Bewertungsverfahren geführt haben. Für die mit der vorliegenden Untersuchung angestrebte globale Risikobetrachtung zum gesamten Kernbrennstoffkreislauf wird in dieser Hinsicht ein neuer Weg beschritten, der auf Risikokenngrößen beruht, die in einem engen Bezug zur Häufigkeit von Stör- bzw. Unfallmeldungen im Rahmen des internationalen Meldesystems INES stehen. Diese Größen werden ausgehend von einer breiten Diskussion der Anlage des Kernbrennstoffkreislaufs und der aus deterministischen Analysen, aus Risikostudien und aus der Betriebserfahrung für diese Anlagen qualitativ, aber mit Anspruch auf die korrekte Erfassung der wesentlichen Aspekte abgeschätzt. Es zeigt sich, daß in einem Zeithorizont bis zum Jahre 2020 - es wird angenommen, daß diese Phase für die zukünftige Entwicklung dieser Größen entscheidend sein wird - unbedingt die zeitliche Entwicklung dieser Kenngrößen infolge durchgeführter bzw. zukünftig anzunehmender Sicherheitsverbesserungen berücksichtigt werden muß.

Abschließend wird dargelegt, daß das verbleibende – wenn auch geringe – Restrisiko der derzeitig dominierenden Leichtwasserreakorttechnologie bei einem Übergang auf fortgeschrittene Reaktortypen in einem solchen Maße weiter verringert werden kann, daß es für einen Unbeteiligten – d.h. ein Mitglied der Bevölkerung außerhalb des Anlagenzauns – als nach menschlichem Ermessen vernachlässigbar einzuschätzen ist. Diese Technologie steht bereits heute in Form fertigentwickelter

Baulinien – evolutionärer Siede- und Druckwasserreaktoren bzw. des gasgekühlten Hochtemperaturreaktors – zur Verfügung und ist Gegenstand konkreter Projekte in verschiedenen Teilen dieser Welt.

## **2. Sicherheitsanalysen**

### **2.1 Grundsätze der kerntechnischen Sicherheit**

Kerntechnische Sicherheit beruht weltweit - unabhängig von der angewandten Sicherheitsphilosophie oder vom konkreten Anlagenkonzept - auf einem gestaffelten Schutzkonzept, das im internationalen Sprachgebrauch mit „defence-in-depth“ bezeichnet wird.

Dieses Konzept ruht auf zwei „Säulen“:

- der Anordnung mehrfach gestaffelter physikalisch-technischer Barrieren zwischen den radioaktiven Anlagenteilen und Betriebsmedien - insbesondere den beim nuklearen Kernspaltungsprozeß entstehenden hochradioaktiven Spaltprodukten - und der Biosphäre sowie
- einer auf mehreren Sicherheitsebenen beruhenden Strategie zur „Verteidigung“ dieser Barrieren in allen denkbaren Anlagen- und Betriebszuständen.

Ein entscheidender Beitrag zur „defence-in-depth“ besteht darin, das technische Anlagenkonzept so auszugestalten, daß es seine vorgegebenen Sicherheitsfunktionen sowohl im „bestimmungsgemäßen“ Betrieb - hierzu gehören der normale Anlagenbetrieb und kleinere Betriebsstörungen - als auch bei den zu unterstellenden Stör- und Unfällen erfüllt. Hierbei folgt das Sicherheitskonzept „deterministischen“ Annahmen und Methoden, ohne daß Eintritts-, Versagens- oder sonstige Wahrscheinlichkeiten betrachtet werden. Die deterministische Sicherheitsauslegung erfüllt folgende Kriterien:

- Es wird eine hohe Qualität der Ausführung und Zuverlässigkeit der sicherheitstechnisch bedeutsamen Komponenten und Systeme erzielt, die insbesondere durch erprobte Anlagenbauteile und Verfahren, die Anwendung und Erfüllung einschlägiger und angemessener Standards, die Einplanung ausreichender Sicherheitsreserven und die lückenlose Berücksichtigung aller relevanten Standort- und Umgebungsbedingungen gewährleistet wird (Sicherheitsebene 1).
- Es sind umfassende Regel-, Überwachungs- und Begrenzungssysteme vorhanden, die ein sicherheitstechnisch unerwünschtes Abweichen von vorgegebenen und zulässigen Betriebsbedingungen verhindern bzw. eingetretene Abweichungen zuverlässig signalisieren und die schnellstmögliche Rückkehr zu den vorgegebenen Betriebszuständen gewährleisten (Sicherheitsebene 2).
- Es sind ausreichende und wirksame Sicherheitssysteme vorgesehen, die Störfälle zuverlässig verhindern bzw. im Fall ihres Eintritts die radiologischen Folgen auf ein akzeptierbares Maß begrenzen (Sicherheitsebene 3).

Die vorgenannten Sicherheitsgrundsätze beruhen bei einem wirksamen Schutzkonzept auf „konservativen“ Annahmen mit hinreichenden physikalisch-technischen Reserven. Dies gilt bei der Wahl des Anlagenstandorts, bei der Anlagenauslegung einschließlich aller Werkstoff-, Bearbeitungs- und Fertigungsanforderungen, bei den festzulegenden Qualitätsmaßstäben sowie den Regelungen für Inbetriebnahme, Betrieb, Wartung, Instandsetzung und Wiederkehrende Prüfungen sowie, in genereller Weise, für die Maßstäbe der Begutachtung, Bewertung und Entscheidung im atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren. Die bei allen modernen Reaktorkonzepten bewährten Grundsätze der räumlichen Trennung, der Redundanz und der Diversität von Systemen und Komponenten mit sicherheitstechnischer Bedeutung tragen dabei in entscheidender Weise zu einem wirksamen Schutz gegen Störungen sowie Stör- und Unfälle bei.

Die Umsetzung der eingangs aufgezeigten Maßnahmen in dem deutschen Gesamtkonzept der nuklearen Sicherheitsvorsorge ist in der Veröffentlichung von K. Gast et al. [GAS 89] beschrieben. Die für den Bereich der kerntechnischen Sicherheit kennzeichnende fortlaufende Bemühung um Sicherheitsverbesserungen ist für den Zeitraum des zurückliegenden Jahrzehnts in den Konferenzbeiträgen [WEI 93], [WEI 95A], [WEI 96] und [BER 97] umrissen, als speziellere Darlegungen zur Einführung digitaler Leittechnik und moderner Informationsmanagementsysteme seien die Quellen [SCH 95] und [WEI 95] genannt.

Kurzgefaßte Beschreibungen von Aufbau und wesentlichen Aspekten der sicherheitstechnischen Auslegung der in Deutschland heute ausschließlich betriebenen Baulinie des Druck- und des Siedewasserreaktors sowie des gasgekühlten Thorium-Hochtemperaturreaktors mit Kugelhaufen-Core, der das Potential zu einer weitestgehenden Minimierung des nuklearen Unfallrisikos beinhaltet, sind in Anhang A enthalten.

## **2.2 Deterministische Sicherheitsanalysen**

Bei der deterministischen Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken wird in der Bundesrepublik Deutschland von „Auslegungsstörfällen“ ausgegangen, die in einer Leitlinie des seinerzeit zuständigen Bundesministers des Innern [SFL 83] im Detail aufgelistet und beschrieben sind. Zwar gilt diese formell nur für Druckwasserreaktoren, eine sinngemäße Anwendung auf andere Reaktortypen ist jedoch grundsätzlich möglich. Die am 1. August 2001 in Kraft getretene „Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung – StrlSchV [VER 01])“ vom 20. Juli 2001 legt in ihrem § 49 fest, daß – wie auch bisher - infolge der störfallbedingten Freisetzung radioaktiver Stoffe die „Störfallplanungswerte“ einer Dosis von 50 mSv für den Ganzkörper und von 150 mSv für die Schilddrüse in der Umgebung der Anlage nicht überschritten werden dürfen. Die dabei zu verwendenden Annahmen und Berechnungsmethoden sind in einer gemeinsamen Empfehlung der das seinerzeit zuständige Bundesministerium beratenden Sachverständigengremien Reaktor-Sicherheitskommission und Strahlenschutzkommission aus dem Jahre 1983 [RSK 84] enthalten.

Zusammenfassend ist festzustellen, daß für die atomrechtliche Genehmigung einer kerntechnischen Anlage in Deutschland der Nachweis zu erbringen ist, daß alle der

Auslegung der Anlage zugrundezulegenden Störfälle unter voller Berücksichtigung der geltenden Anforderungen des einschlägigen gesetzlichen und „untergesetzlichen“ Regelwerks, insbesondere hinsichtlich der Wirksamkeit der aktivitätseinschließenden Barrieren, zuverlässig beherrscht werden.

Die Maßnahmen der ersten drei Sicherheitsebenen zielen darauf ab, einen Schaden an den „primären“ Barrieren der Brennstoffmatrix und der Brennstoff-Hüllrohre mit hinreichender Wahrscheinlichkeit zu verhindern. Die vierte Sicherheitsebene zielt vorrangig auf Maßnahmen zur Verringerung der Eintrittswahrscheinlichkeit und der Folgen „auslegungsüberschreitender“ Ereignisabläufe ab. Hiermit sind solche Vorgänge klassifiziert, gegen die die Anlage entsprechend dem „Verhältnismäßigkeitsgrundsatz“ wegen deren geringer Eintrittswahrscheinlichkeit nicht ausgelegt wird.

Im technischen wie rechtlichen Sprachgebrauch werden die vorstehend beschriebenen Ereignisse als „schwere“, „hypothetische“ oder „auslegungsüberschreitende“ Unfälle bezeichnet.

Die Maßnahmen der vorstehend erwähnten vierten Sicherheitsebene zielen in zwei Richtungen:

- Die Eintrittswahrscheinlichkeit von Abläufen und Ereignissen, welche Barrierenfunktionen beeinträchtigen können, muß im Rahmen des Machbaren minimiert werden und
- Unfallfolgen müssen durch Verstärkung vorhandener und gegebenenfalls durch Schaffung zusätzlicher Barrieren wirksam begrenzt werden.

Die Beurteilung der Sicherheit kerntechnischer Anlagen erfolgt im Bereich der ersten drei Sicherheitsebenen rein deterministisch, d. h. auf der Basis der im geltenden kerntechnischen Regelwerk enthaltenen Auslegungsanforderungen. Wie bereits dargelegt, bleiben Häufigkeits- oder Wahrscheinlichkeitserwägungen hierbei außer Betracht. Dem Risikogedanken wird demgegenüber bereits bei der Bestimmung der Auslegungsstörfälle, bei der Festlegung der anzuwendenden Berechnungsverfahren und -faktoren sowie bei der Bemessung der tolerierbaren Strahlenexposition des Anlagenpersonals und der Bevölkerung Rechnung getragen. Auch die vorstehend genannten Prinzipien der räumlichen Trennung, der Redundanz und der Diversität sicherheitstechnisch bedeutsamer Systeme enthalten implizit Wahrscheinlichkeits- und Risikoerwägungen, ohne daß diese im einzelnen genannt oder quantifiziert werden.

Der - deterministische - „Sicherheitsstatus“ von Kernkraftwerken in der Bundesrepublik Deutschland soll auch im Rahmen laufender und künftiger „Periodischer Sicherheitsüberprüfungen“ (PSÜ) – sie sollen künftig die Bezeichnung „Sicherheitsüberprüfung“ (SÜ) führen - regelmäßig für alle Anlagen mit Leichtwasserreaktoren erhoben und bewertet werden. Die Zweckmäßigkeit einer in etwa zehnjährigem Abstand durchzuführenden PSÜ war von der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) bereits im November 1988 [RSK 88] festgestellt worden. Die RSK hat die Anforderungen an eine PSÜ im Mai 1995 [RSK 95] in einer weiteren Empfehlung konkretisiert.

Zur Sicherstellung einer einheitlichen Vorgehensweise bei der Durchführung und Auswertung der PSÜ in Deutschland sind in Zusammenarbeit zwischen Bund und

Ländern „Leitfäden“ erarbeitet worden, die sich mit den „Grundlagen zur PSÜ“, der „Sicherheitsstatusanalyse“, der „Probabilistischen Sicherheitsanalyse“ sowie der „Deterministischen Sicherheitsanalyse“ befassen. Unter dem Begriff „Anlagensicherung“ werden die baulich-technische Auslegung der Anlage sowie die zugehörigen rechtlichen und administrativen Maßnahmen zur Verhinderung gewollter Störmaßnahmen oder sonstiger Einwirkungen Dritter verstanden.

Die „Sicherheitsstatusanalyse“ besteht in einer umfassenden Überprüfung der Sicherheitseinrichtungen der Anlage auf der Basis „schutzzielorientierter“ Anforderungen des kerntechnischen Regelwerks und der danach zu unterstellenden Störfälle, aus der Darlegung, Prüfung und Bewertung von Einrichtungen und Maßnahmen des „anlageninternen Notfallschutzkonzepts“ und schließlich aus der Analyse und Bewertung der Betriebsführung und der Auswertung der Betriebserfahrung.

Kernstück der deterministischen Analyse ist der Nachweis der Beherrschung zu betrachtender Störfälle durch die sicherheitstechnischen Einrichtungen der Reaktoranlage.

Die bereits im Oktober 1977 vom „Länderausschuß für Atomkernenergie“ verabschiedeten und vom seinerzeit zuständigen Bundesminister des Innern herausgegebenen „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke“ [BMI 77] schreiben als - jederzeit einzuhaltende - „Schutzziele“

- die Kontrolle der Reaktivität,
- die Kühlung der Brennelemente,
- den Einschluß der radioaktiven Stoffe sowie
- die Begrenzung der Strahlenexposition

vor.

Eine „schutzzielorientierte“ Gliederung des gesamten in der Bundesrepublik Deutschland existierenden kerntechnischen Regelwerks ist in den Jahren 1996/1997 in Zusammenarbeit von Kernkraftwerksbetreibern, Anlagenherstellern, Sachverständigenorganisationen sowie Behörden des Bundes und der Länder durchgeführt und veröffentlicht worden [ASK 97].

## 2.3 Probabilistische Sicherheitsanalysen

### 2.3.1 Die Entwicklung der PSA

Lange bevor die Methodik für die Durchführung vollständiger PSA für kerntechnische Anlagen verfügbar war, gab es bereits Elemente ganz oder überwiegend probabilistischer Natur in bestehenden kerntechnischen Regelwerken. Dies trifft auf viele kernenergienutzende Länder zu und soll hier kurz für die Verhältnisse in der Bundesrepublik Deutschland dargelegt werden.

In den vorstehend zitierten Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke [BMI 77] werden ausreichend zuverlässige technische Systeme für die Störfallbeherrschung gefordert. In diesem Zusammenhang wird in einer Anmerkung zur Methodik ausgeführt:

„Zur Überprüfung der Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts sind - in Ergänzung der Gesamtbeurteilung der Sicherheit des Kernkraftwerkes auf Grund deterministischer Methoden - die Zuverlässigkeiten sicherheitstechnisch wichtiger Systeme und Anlageteile mit Hilfe probabilistischer Methoden zu bestimmen, soweit dies nach dem Stand von Wissenschaft und Technik mit der erforderlichen Genauigkeit möglich ist.“

Neben dieser sehr grundsätzlichen Bestimmung existieren zahlreiche Forderungen, die explizit oder implizit probabilistischer Natur sind. Diese wurden 1983 in einem Bericht der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) [HÖR 83] zusammengestellt. Dabei ergaben sich mehr als 60 Fundstellen, die in 10 unterschiedliche Kategorien eingeteilt wurden. Als Beispiele für experimentelle und analytische Methoden der Ermittlung der Zuverlässigkeit wichtiger Bestandteile des Reaktorschutzsystems wird auf die Veröffentlichungen [WEI 72], [WEI 73] und [WEI 74] des Autors hingewiesen.

In diesem Zusammenhang seien die Regeln 3301 (Nachwärmeabfuhrsysteme) und 3501 (Reaktorschutzsystem und Überwachungseinrichtungen des Sicherheitssystems) des Kerntechnischen Ausschusses (KTA) aufgeführt, die detaillierte Forderungen an die Zuverlässigkeit technischer Systeme enthalten. Die Zuverlässigkeit wird ausgedrückt durch die Wahrscheinlichkeit für einen Ausfall bzw. für die Nichtverfügbarkeit einer Systemfunktion und stellt eine wichtige probabilistische Kennzahl dar.

In der „Zusammenstellung der im atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren für Kernkraftwerke zur Prüfung erforderlichen Informationen“ (ZPI) [BMI 83] sind Systeme und Komponenten aufgelistet, für die systematische Zuverlässigkeitsanalysen durchzuführen sind.

Die erste Studie zur Ermittlung der Wahrscheinlichkeit eines schweren Reaktorunfalls wurde von der seinerzeitigen U.S. Atomic Energy Commission (USAEC) im Jahre 1957 unter dem Berichtstitel WASH-740 veröffentlicht [AEC 57]. Die dabei gewonnenen quantitativen Einschätzungen erscheinen aus heutiger Sicht erstaunlich aktuell [REM 93]:

- „die Wahrscheinlichkeit einer Zerstörung oder eines größeren Schadens des Reaktorkerns ohne Freisetzung aus dem Reaktordruckbehälter liegt im Bereich von  $10^{-2}$  bis  $10^{-4}$  pro Reaktor und Jahr.“
- „die Wahrscheinlichkeit einer Zerstörung oder eines größeren Schadens des Reaktorkerns mit Freisetzung aus dem Reaktordruckbehälter in das Containment liegt im Bereich von  $10^{-3}$  bis  $10^{-4}$  pro Reaktor und Jahr.“
- „die Wahrscheinlichkeit einer Zerstörung oder eines größeren Schadens des Reaktorkerns mit Freisetzung in die Umgebung liegt im Bereich von  $10^{-5}$  bis  $10^{-9}$  pro Reaktor und Jahr.“

Trotz der auch aus heutiger Sicht überraschend guten Schätzwerte für die Unfallhäufigkeiten in WASH 740 brachte erst die als „Rasmussen-Report“ bekannt gewordene „Reactor Safety Study“ [RAS 75] der U.S. Nuclear Regulatory Commission (USNRC), die im Jahre 1975 als WASH-1400 publiziert wurde, den methodischen Durchbruch für die probabilistische Sicherheitsanalyse und hat international der PSA zu einer breiten Anwendung verholfen. In dieser Studie wurden die Unfallrisiken mit Hilfe einer fundierten Festlegung auslösender Ereignisse, der zugehörigen Ereignisablaufanalyse mit auf Zuverlässigkeitsdaten beruhenden Verzweigungswahrscheinlichkeiten und Wirksamkeitsbedingungen zur Unterscheidung beherrschter und nicht beherrschter Unfallabläufe ermittelt. Als Ergebnisgrößen wurden in erster Linie die Wahrscheinlichkeiten für die Anzahl von Unfalldoten (komplementäre Verteilung, „Farmerdiagramm“) und die Schadenskosten hervorgehoben. Mit dem letzten Aspekt ist auf die Anknüpfung an die aktuelle Diskussion über „externe Kosten“ gegeben, auf die in Kapitel 3 eingegangen wird.

Die in der zweiten Hälfte der siebziger Jahre im Auftrage des seinerzeitigen Bundesministers für Forschung und Technologie durchgeführte „Deutsche Risikostudie“ (DRS) [DRS 80] lehnte sich in Phase A eng an WASH 1400 an, in der etwa ein Jahrzehnt später abgeschlossenen Phase B [DRS 90] wurde eine methodisch eigenständigere Linie entwickelt. Die frühen Hoffnungen hinsichtlich einer quantitativen Fassung des Sicherheitsniveaus erfüllten sich nicht ganz. Zum einen blieben erhebliche Unsicherheitsmargen aufgrund unzureichender Daten und Modelle, zum anderen erwies sich das Vorsorgeniveau als nicht so hoch wie deterministisch erwartet. Auch eine Akzeptanzsteigerung der Kerntechnik in der Bevölkerung wurde durch die Risikostudien nicht bewirkt. Es zeigte sich dennoch, daß die PSA pragmatisch zur Identifizierung und zur Bewertung von Maßnahmen zur Verbesserung der Sicherheit eingesetzt werden kann.

Die 80er Jahre sind für die PSA durch die Verbesserung von Methoden, den Ausbau der Datenbasis und durch die Erweiterung von Anwendungsmöglichkeiten, etwa zur Optimierung von Wartungs- und Prüfstrategien, gekennzeichnet. PSA der Stufe 1 werden zunehmend zur Überprüfung der Sicherheitsvorsorge und ihrer Optimierung eingesetzt.

In den 90er Jahren hat sich die PSA in einer komplementären Rolle zur traditionellen deterministischen Vorgehensweise bei der Sicherheitsbewertung etabliert.

Inzwischen gibt es in der internationalen Diskussion Stimmen, die der PSA eine Bedeutung beimessen, die über die komplementäre Funktion hinausgeht. Hierzu sind auch bereits Entscheidungen getroffen worden, als Beispiel sei das „Final Policy

Statement“ der USNRC vom August 1995 genannt, auf das in Kapitel 6 näher eingegangen wird.

Die hier knapp skizzierte Entwicklung ging mit einer Konsolidierung der Methoden und einer Verbesserung des Datenstandes einher, die über die wissenschaftlich-technische Risikoeinschätzung hinaus die Voraussetzung für eine wachsende Berücksichtigung der PSA und ihrer Ergebnisse bei behördlichen Entscheidungen im Rahmen von Aufsichts- oder Genehmigungsverfahren bildeten. In diesem Zusammenhang wird auf die Kapitel 2.3.3 und 2.3.4 verwiesen.

### **2.3.2 Das methodische Gerüst der PSA**

Die wesentliche Aufgabe der probabilistischen Sicherheitsanalyse ist es im Gegensatz zur deterministischen Analyse, Eintrittswahrscheinlichkeiten von Ereignisabläufen zu ermitteln, die von der Auslegung nicht abgedeckt sind und deren Beherrschung durch die vorgesehenen Einrichtungen demzufolge nicht unterstellt werden kann. Dieses Ziel wird mittels eines theoretischen Analyserahmens erreicht, der die folgenden wesentlichen Elemente umfaßt:

- Identifizierung auslösender Ereignisse,
- Bestimmung der Ereignisabläufe und zugehörige Analysen (z.B. thermohydraulische Simulation),
- Quantifizierung der Eintrittswahrscheinlichkeit des Ereignisablaufs mit Hilfe der Zuverlässigkeitsanalyse.

Ausgehend vom auslösenden Ereignis wird die Vielfalt der möglichen Ereignisabläufe in einem „Ereignisbaum“ dargestellt, der sich aus aufeinanderfolgenden Verzweigungen ergibt, die jeweils der Verfügbarkeit oder der Nichtverfügbarkeit einer Sicherheitsfunktion entsprechen. Die Wahrscheinlichkeit für einen Ereignisablauf ergibt sich durch Multiplikation der bedingten Wahrscheinlichkeiten für die Verfügbarkeit bzw. Nichtverfügbarkeit einer Sicherheitsfunktion mit der Wahrscheinlichkeit - in der Praxis eher mit der Häufigkeit - des auslösenden Ereignisses. Die Verfügbarkeit einer Systemfunktion erhält man quantitativ entweder aus der Betriebserfahrung oder aus der Fehlerbaumanalyse, mit deren Hilfe die Verfügbarkeit des Systems auf die Systemstruktur und die Zuverlässigkeitsdaten der Komponenten zurückgeführt wird.

Auf der Basis von PSA-Untersuchungen wurden z.B. Maßnahmen des „anlageninternen Notfallschutzes“ entwickelt, die auf eine Verhinderung eines Kernschadens oder auf eine Schadenseindämmung abzielen. Solche Maßnahmen werden weltweit unter der Bezeichnung „Accident Management (AM)“ geführt, eine Tendenz, diese Maßnahmen international als „Severe Accident Management“ zu klassifizieren, zeichnet sich ab. Durch die Implementierung von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes kann die Wahrscheinlichkeit für einen Kernschaden reduziert werden. Daraus ergibt sich für die PSA das Erfordernis, zwischen „Gefährdungs-“ und „Schadenszuständen“ zu unterscheiden. Ein Gefährdungszustand ist ein Anlagenzustand, bei dem die Einhaltung der Schutzziele, wie Einschluß der radioaktiven Stoffe, Kühlung der Brennelemente, etc. nicht mehr durch die dafür vorgesehenen betrieblichen Systeme gewährleistet wird. Ohne weitere Maßnahmen

kann somit ein Schadenszustand eintreten. Ein Gefährdungszustand kann gegebenenfalls mittels anlageninterner Notfallmaßnahmen in einen sicheren Zustand überführt und so der Eintritt eines Schadenszustands verhindert werden.

### 2.3.3 Analyseumfang

Es ist international üblich, bei der PSA drei Stufen („Levels“) des Analyseumfangs zu unterscheiden:

Stufe 1: Die Analyse umfaßt das Wirksamwerden von Betriebs- und Sicherheitssystemen als Reaktion auf verschiedene auslösende Ereignisse. Sie endet mit dem Eintreten eines Kernschadens bzw. mit der Stabilisierung eines Zustands, in dem ein Kernschaden nicht mehr zu erwarten ist. In einer Analyse der Stufe „1+“ werden zusätzlich aktive Containmentfunktionen (wie z.B. der Durchdringungsabschluß) berücksichtigt.

Stufe 2: Ausgehend von den Ergebnissen der Stufe 1 werden die physikalischen Prozesse des Unfallablaufs nach Eintreten des Kernschadens analysiert. Ermittelt werden Wahrscheinlichkeiten für Zeitpunkt und Art des Containmentversagens sowie für die Freisetzung von radioaktiven Stoffen innerhalb der Anlage und der Quellterm für eine Freisetzung in die Umgebung.

Stufe 3: Ausgehend von den Eintrittswahrscheinlichkeiten für die Freisetzungen in der Stufe-2-PSA werden die Wahrscheinlichkeiten von Schäden in der Umgebung der Anlage ermittelt.

Da die PSA über den Rahmen der deterministischen Analyse hinausgeht, liefert sie auch weitergehende Erkenntnisse, die man sich in vielfachen Anwendungen zunutze macht. Als erwähnenswerte Anwendungen der PSA sind in einem einschlägigen Aufsatz in der Zeitschrift „Kerntechnik“ [BER 95] aufgeführt:

- Quantifizierung von Sicherheitsmargen,
- Sicherheitstechnische Bewertung von Änderungen an Systemen oder Anlagen, z.B. in der Phase der Auslegung oder nach längerem Betrieb,
- Bewertung von sicherheitsrelevanten Betriebsvorschriften,
- Optimierung von Nachrüstmaßnahmen,
- Optimierung der Instandhaltung und wiederkehrender Prüfungen.

Als Ergebnis liefert die PSA für eine Anlage Wahrscheinlichkeiten für auslegungsüberschreitende Ereignisabläufe. Aus diesen läßt sich durch Summation die Wahrscheinlichkeit für Kernschäden für bestimmte Gruppen auslösender Ereignisse (z.B. Transienten) oder für die Gesamtheit der betrachteten auslösenden Ereignisse ermitteln. Letzterer wird auch als Summenwert der Häufigkeit von Gefährdungszuständen bezeichnet, bei Berücksichtigung von AM-Maßnahmen als Summenwert der Schadenszustände. Aus Analysen der Stufe 2 oder 3 lassen sich die Wahrscheinlichkeiten für bestimmte Freisetzungen bzw. für Schäden in der Umgebung der Anlage berechnen.

Damit wird die Möglichkeit eröffnet, zusätzlich zu den bewährten, deterministisch abgeleiteten Bestimmungen - bzw. in Teilbereichen als Ersatz für diese - quantitative Forderungen hinsichtlich der durch eine PSA zu ermittelnden Häufigkeit von Gefährdungszuständen zu stellen. Dieser Prozeß ist durch den methodischen Fortschritt der PSA und die in erheblichem Umfang gestiegenen Anwendungen weltweit in Gang gekommen, wobei sich allerdings zum jetzigen Zeitpunkt im internationalen Vergleich sowohl hinsichtlich der regulativen Umsetzung als auch des Umfangs der geforderten Analysen ein eher uneinheitliches Bild bietet. Stand und Tendenzen dieser Entwicklung sollen mit dem vorliegenden Bericht erfaßt werden.

### 2.3.4 Ergebnisse der PSA und ihre Bewertung

In der PSA werden für die Sicherheit relevante Ereignisabläufe und das Ineinandergreifen der Sicherheitssysteme für eine Gesamtanlage modelliert. Wichtige Ergebnisgrößen beziehen sich demgemäß nicht allein auf die Zuverlässigkeit einzelner technischer Systeme oder Komponenten, die, wie in Kapitel 2.2 ausgeführt, bereits Gegenstand von Sicherheitsanforderungen, des technischen Regelwerks oder anderer technischer oder rechtlicher Bestimmungen sind, sondern auf das Verhalten der Gesamtanlage.

Die wichtigsten dieser integralen Ergebnisgrößen sind:

- Gesamthäufigkeit von Gefährdungszuständen, d. h. derjenigen Zustände, die sich ohne Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes in Kernschadenzustände weiterentwickeln,
- Gesamthäufigkeit von Kernschäden,
- Häufigkeit von unfallbedingten Aktivitätsfreisetzungen,
- Häufigkeit der sogenannten „großen Freisetzung“, wobei letztere in unterschiedlicher Weise als das Überschreiten einer vorgegebenen effektiven Aktivitätsfreisetzung definiert wird, die außerhalb der Anlage kurzfristig Maßnahmen des Notfallschutzes erforderlich macht (typische Definition: 0,1 % des Kerninventars an Spaltprodukten),
- Häufigkeit von unfallbedingten Schäden bzw. Expositionen.

Die IAEA hat in ihrem Dokument INSAG-3 [INS 88] grundlegende Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke veröffentlicht, die zum Teil den Charakter quantitativer probabilistischer Kriterien haben. U.a. wird empfohlen:

- die Wahrscheinlichkeit schwerer Kernschäden soll für bestehende Anlagen  $10^{-4}$  pro Jahr nicht überschreiten, für zu errichtende Anlagen soll diese Grenze bei  $10^{-5}$  pro Jahr liegen und
- die Wahrscheinlichkeit großer Freisetzungen mit signifikanten Schäden in der Umgebung soll gegenüber den vorgenannten Werten unter Berücksichtigung von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes mindestens um einen Faktor 10 geringer sein.

Die o.g. Ergebnisgrößen der PSA stehen zur Sicherheitsbeurteilung kerntechnischer Anlagen zur Verfügung. Sie lassen sich in Verbindung mit den Kenngrößen der deterministischen Analyse nutzen, wobei sehr unterschiedliche Strategien Anwendung finden. Die folgenden „Grundmuster“ lassen sich unterscheiden:

1. Die Ergebnisse der PSA können ohne jede Änderung der bestehenden Bestimmungen und des technischen Regelwerks als zusätzliche Information genutzt werden, die bei den zu treffenden Entscheidungen auf Errichter/Betreiber-, Sachverständigen- und Behördenebene jeweils angemessen berücksichtigt wird.
2. Es werden zusätzlich zu bestehenden Bestimmungen und technischen Regeln Forderungen eingeführt, die sich auf die quantitativen Ergebnisse der PSA beziehen (Beispiel: Die Häufigkeit von Kernschäden darf einen vorgegebenen Wert nicht überschreiten).
3. Teile der bestehenden Bestimmungen und technischen Regeln werden durch Forderungen ersetzt, die sich auf PSA-Methoden und -Ergebnisse beziehen.

Bei der Umsetzung dieser Grundmuster sind zahlreiche Varianten möglich, insbesondere hinsichtlich des Grades der Verbindlichkeit von PSA-Bestimmungen, der Anforderungen an die Nachweise und ihres Anwendungsbereichs. Im zeitlichen Ablauf sind auch Übergänge zwischen den beschriebenen Grundmustern denkbar.

In Deutschland wird die PSA, wie auch z.B. in Japan und Frankreich, nach Grundmuster 1 komplementär zur deterministischen Sicherheitsbeurteilung genutzt. In anderen Ländern räumt man der PSA auch formal mehr als diese komplementäre Bedeutung ein. Hier sind insbesondere die Vorgehensweisen in Großbritannien und in den Niederlanden auf der einen Seite (Grundmuster 2) und in den USA gemäß Grundmuster 3 auf der anderen Seite zu nennen, die in Kapitel 6 dargestellt sind.

Die behördliche Position zur Anwendung der PSA in der Bundesrepublik und zur Integration ihrer Ergebnisse in die Sicherheitsbeurteilung ist in den in Kapitel 2.1 zitierten „Leitfäden zur periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ)“ dargelegt.

Die RSK hat, wie ebenfalls in Kapitel 2.1 beschrieben, im Jahre 1988 empfohlen, für alle in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke im Abstand von etwa zehn Jahren periodische Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) durchzuführen [RSK 88]. Zweck der PSÜ ist dabei die Feststellung, ob ausreichende Schadensvorsorge nach dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik getroffen wurde oder ob gegebenenfalls Sicherheitsverbesserungen durchzuführen sind. Die wesentlichen Bestandteile der PSÜ sind eine deterministische „Sicherheitsstatusanalyse“, eine PSA der Stufe „1+“ und eine „Sicherungsanalyse“, in der die getroffene Vorsorge gegen vorsätzliche Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter überprüft wird.

Die im Oktober 1999 gegründete „Internationale Länderkommission Kerntechnik“ (ILK) der Bundesländer Baden-Württemberg, Bayern und Hessen hat sich ausgiebig mit der internationalen Anwendung probabilistischer Sicherheitsanalysen befaßt und auf ihrer 11. Sitzung am 25. Mai 2001 in Stockholm eine detaillierte Empfehlung zur Nutzung von probabilistischen Sicherheitsanalysen in atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren verabschiedet. Daraus sollen folgende Kernsätze hervorgehoben werden [ILK 01]:

„Die ILK ist davon überzeugt, dass die PSA mittlerweile einen Reifegrad erreicht hat, der gestattet, sie für Maßnahmen und Entscheidungen im atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren ergänzend zu nutzen. Sie kann wertvolle Erkenntnisse zur Effizienz geplanter Änderungsmaßnahmen liefern; sie hilft, möglicherweise verbliebene Schwachstellen zu identifizieren, und schafft Voraussetzungen für die vergleichende Bewertung der integral erreichten Sicherheit.

Die ILK weist darauf hin, dass aus einer PSA weit mehr als ausschließlich Zahlenwerte resultieren. Aus einer PSA ergeben sich wertvolle Erkenntnisse zum Ablauf potentieller Unfallsequenzen (sog. Ereignisabläufe), zur Bedeutung von Systemfunktionen und Schlüsselkomponenten, menschlichen Handelns sowie zum Einfluss getroffener Annahmen auf das Ergebnis. Die Gesamtheit dieser Ergebnisse stellt – zusammen mit den Zahlenwerten – den Gebrauchswert einer PSA dar. Die ermittelten Zahlenwerte, wie z.B. die Kernschadenshäufigkeit (Core Damage Frequency, CDF), sind im übrigen mit Unsicherheiten behaftet, die aber über geeignete Wahrscheinlichkeitsverteilungen dargestellt werden können.

Die ILK ist der Ansicht, dass PSAs ein ergänzendes Instrumentarium darstellen, mit dem die Effizienz behördlicher Entscheidungen weiter gesteigert werden kann.“

Unter dem Vorsitz des Bundesumweltministeriums hat eine Arbeitsgruppe des Länderausschusses für Atomkernenergie behördliche Leitfäden für die PSÜ entwickelt. Im einzelnen sind dies [BMU 97]:

- Grundlagen zur PSÜ,
- Leitfaden PSA sowie
- Leitfaden Sicherheitsstatusanalyse.

Technische Einzelheiten wurden von Expertengruppen unter Vorsitz des Bundesamts für Strahlenschutz (BfS) erarbeitet und in drei Dokumenten dargestellt, auf die in den behördlichen Leitfäden Bezug genommen wird. Diese technischen Unterlagen betreffen die Methoden der PSA [FAK 97A], die für die PSA erforderlichen Daten [FAK 97B] sowie die schutzzielorientierte Gliederung des kerntechnischen Regelwerks [ASK 97].

In den „Grundlagen zur PSÜ“ heißt es zur Beurteilung der Ergebnisse der Sicherheitsüberprüfung durch die atomrechtliche Aufsichtsbehörde:

„Ergebnisse aus den Teilbereichen der PSÜ (der Sicherheitsstatusanalyse und der PSA), die gegenüber den schutzzielorientierten Anforderungen bzw. den Anforderungen an die Zuverlässigkeit von Sicherheitseinrichtungen Unterschiede aufzeigen, sollen in einem Schritt der Gesamtbewertung in nicht

sicherheitsrelevante und in sicherheitsrelevante Abweichungen, die Abhilfemaßnahmen erfordern, unterteilt werden.

Für die Beurteilung der sicherheitstechnischen Bedeutung dieser Ergebnisse sollen folgende Kriterien verwendet werden:

- Zeigt die Auswertung der Betriebserfahrung eine ausreichende Zuverlässigkeit des jeweiligen Systems?
- Werden die zu betrachtenden abdeckenden Störfälle mit den vorhandenen Sicherheitseinrichtungen, entsprechend den schutzzielorientierten Anforderungen, mit der geforderten Wirksamkeit und Zuverlässigkeit beherrscht?
- Sind für auslegungsüberschreitende Anlagenzustände technische Einrichtungen und Maßnahmen vorhanden?
- Wurden Schwachstellen und/oder eine Unausgewogenheit im Sicherheitskonzept festgestellt?

Liegen sicherheitsrelevante Abweichungen vor, die Abhilfemaßnahmen erforderlich machen, können auch die Ergebnisse der PSA für die Dringlichkeit der Maßnahmen herangezogen werden. Diese Maßnahmen sind so zu treffen, daß nach ihrer Durchführung keine sicherheitsrelevanten Abweichungen mehr vorliegen.

Die durch die zuständige Aufsichtsbehörde im Rahmen der Gesamtbewertung der Ergebnisse zu treffenden behördlichen Maßnahmen und Veranlassungen erfolgen unter Berücksichtigung des Verhältnismäßigkeitsgrundsatzes.“

Im PSA-Leitfaden ist – spezifischer - zur Bewertung der PSA-Ergebnisse ausgeführt:

„Die Ergebnisse der PSA sollen ergänzend zur deterministischen Überprüfung des Sicherheitsstatus der Anlage zur Bewertung der Ausgewogenheit des Sicherheitskonzeptes dienen und zur Festlegung der Notwendigkeit und Dringlichkeit erforderlicher Sicherheitsverbesserungen herangezogen werden.

Die Ausgewogenheit des Sicherheitskonzeptes sollte unter verschiedenen Gesichtspunkten (z.B. Häufigkeit auslösender Ereignisse, Häufigkeit der Ereignisablaufpfade) beurteilt und eventuelle Schwachstellen sollten festgestellt werden.

Die Bewertung ist anhand sowohl der qualitativen als auch der quantitativen Analyseergebnisse durchzuführen. Den unterschiedlichen Kategorien der Gefährdungszustände aufgrund von zeitverlauf und möglichen Auswirkungen ist bei der Bewertung Rechnung zu tragen.

Bei der Bewertung sind außerdem die Unsicherheiten der quantitativen Ergebnisse aufgrund der Streubreiten der

Zuverlässigkeitskenngrößen miteinzubeziehen. Darüber hinaus sind Importanz- und gegebenenfalls Sensitivitätsrechnungen durchzuführen, um relevante Einflüsse von Unsicherheiten bei der Ermittlung von Zuverlässigkeitskenngrößen von Komponenten bzw. bei der Ermittlung von Wahrscheinlichkeiten für gemeinsam verursachte Ausfälle und fehlerhafte Personalhandlungen auf das Ergebnis aufzuzeigen.“

Es wird deutlich, daß den quantitativen Ergebnissen allein nicht die Hauptbedeutung beigemessen wird. Insbesondere werden keine quantitativen probabilistischen Kriterien, wie in den in Kapitel 6 angegebenen Beispielen, eingeführt. Eine gewisse Konkretisierung ergibt sich durch die folgende Passage aus dem PSA-Methodenband, die die Gesamtergebnisse und Einschätzungen aus einer Vielzahl nationaler und internationaler Analysen widerspiegelt:

- „- Summenhäufigkeiten von auslegungsüberschreitenden Ereignisabläufen mit der Folge von Kernschäden (Schadenzustände) liegen überwiegend im Bereich von  $10^{-4}$ - $10^{-5}$ /Anlage und Jahr.
- Summenhäufigkeiten von Ereignisabläufen mit einem Potential frühzeitig hoher Aktivitätsfreisetzung durch Umgehung des Sicherheitsbehälters sollen gegenüber den vorgenannten Ergebnissen um wenigstens eine Größenordnung geringer sein.

Vergleichswerte für das ermittelte Sicherheitsniveau einer Anlage liefern weiterhin die veröffentlichten Ergebnisse der Risikostudie Phase B für den DWR und die SWR-Sicherheitsstudie mit Summenhäufigkeiten für Gefährdungszustände von  $3 \cdot 10^{-5}$  bzw.  $5 \cdot 10^{-5}$  pro Jahr und Anlage.

Diese Häufigkeitswerte können als Richtwerte für die Bewertung der probabilistischen Ergebnisse herangezogen werden. Für den Vergleich der Häufigkeiten sind die in der Analyse ermittelten Punktwerte, bezogen auf die Gefährdungszustände, heranzuziehen. Darüber hinaus sind Erwartungswerte (unter Zugrundelegung von Unsicherheitsanalysen) in die Bewertung mit einzubeziehen.

Die Bewertung der Häufigkeiten von Anlagenzuständen mit frühzeitig hoher Aktivitätsfreisetzung kann unter Berücksichtigung von Notfallmaßnahmen vorgenommen werden.“

1998 wurde zusätzlich der Leitfaden Sicherheitsanalyse [BMU 98) verabschiedet und im Bundesanzeiger veröffentlicht. Hierin werden die Anforderungen für den Schutz der Anlage gegen Störmaßnahmen und sonstige Einwirkungen Dritter (Sabotage, Terrorismus etc.) konkretisiert.

### **2.3.5 Erkenntnisse aus der PSA und abgeleitete Sicherheitsverbesserungen**

Es wurde bereits dargelegt, daß die PSA in erster Linie eine quantitative Beurteilung der Ausgewogenheit der Auslegung und des Sicherheitskonzeptes sowie die Ermittlung diesbezüglicher Schwachstellen ermöglicht, weiterhin wird das Sicherheitsniveau quantifizierbar.

Inzwischen hat es weltweit, aber auch in Deutschland, zahlreiche Entscheidungen zur Durchführung von Sicherheitsverbesserungen gegeben, für die aus PSA gewonnene Erkenntnisse mitbestimmend oder sogar ausschlaggebend waren. Bei der Diskussion derartiger Fallbeispiele ist jedoch immer im Auge zu behalten, daß das Zustandekommen derartiger Entscheidungen im Nachhinein nicht immer vollständig nachvollzogen werden kann. So heißt es dann auch oft im Zusammenhang mit von der PSA beeinflussten Maßnahmen, eigentlich seien die Schwachstellen bereits lange zuvor bekannt gewesen. Dennoch ist nach dem heutigen Stand die große Bedeutung der PSA für derartige Entscheidungsprozesse nicht länger in Abrede zu stellen.

Die Maßnahmen zur Beseitigung von mit Hilfe der PSA offengelegten Schwachstellen lassen sich grob in die folgenden Kategorien einteilen:

- Verbesserungen von betrieblichen Vorschriften (Betriebshandbuch und Prüfhandbuch - in erster Linie Handlungsanweisungen und technische Spezifikationen, z.B. zulässige Reparaturzeiten, Prüf- und Testintervalle),
- Umrüstung von Systemen oder Komponenten,
- Nachrüstung von Systemen mit sicherheitstechnischer Bedeutung und
- anlagenübergreifende Ertüchtigungsmaßnahmen.

In die erste Kategorie fallen beispielsweise Maßnahmen zur Automatisierung bestimmter Abläufe zur Beherrschung eines Dampferzeugerheizrohrbruchs, deren manuelle Durchführbarkeit mit ausreichender Zuverlässigkeit in der Deutschen Risikostudie in Zweifel gezogen wurde.

In die zweite Kategorie fällt beispielsweise die Implementierung einer Rückschaltung zum Netz nach Ausfall von Notstromdieselaggregaten (Biblis B, DRS).

Im Rahmen der SWR-Sicherheitsstudie [GRS 92] für die Referenzanlage Gundremmingen zeigte sich, daß eine Verbesserung der Nachwärmeabfuhr durch ein zusätzliches System (ZUNA) die erwartete Häufigkeit der Gefährdungszustände von ca.  $5,5 \cdot 10^{-5}/a$  um eine Größenordnung reduziert. Dieses System wurde - ein Beispiel für die dritte Kategorie - nachgerüstet.

Eine der wichtigsten Konsequenzen aus der DRS B war die Entwicklung von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes zur Minderung des verbleibenden Risikos schwerer Stör- und Unfälle. Man unterscheidet „präventive“ Maßnahmen, die als vierte Barriere im Rahmen des in der Tiefe gestaffelten Sicherheitskonzeptes angesehen werden können, von „schadenseindämmenden“ Maßnahmen, die bei eingetretenem Kernschaden die Auswirkungen in der Anlage, aber insbesondere auch in der Umgebung begrenzen sollen. Folgende Beispiele für AM-Maßnahmen, wie sie in deutschen Kernkraftwerken realisiert wurden, seien genannt:

- Filterung der Wartenzuluft und Überdruckhaltung in der Warte zur Verhinderung eventueller Raumluftkontamination,
- Erweiterung der Einspeisemöglichkeiten von Kühlmittel in den Reaktor-Druckbehälter von SWR im Notstromfall (Feuerlöschsystem, Trinkwasser, Anschluß einer mobilen Pumpe, Entwicklung der zugehörigen Prozeduren),
- Gefilterte Druckentlastung des Containments zur Druckbegrenzung und damit wirksamen Vermeidung eines katastrophalen Versagens des Sicherheitseinschlusses,
- Inertisierung der SWR-Containments der Baulinie 69 bzw. der Kondensationskammer der Baulinie 72 zur Verhinderung der Bildung zündfähiger Wasserstoff-Sauerstoff-Gemische.

Durch die Gesamtheit dieser präventiven Maßnahmen wird bewirkt, daß die Kernschadenshäufigkeit gegenüber der Häufigkeit der Gefährdungszustände um etwa eine Größenordnung reduziert wird.

Abschließend sei ein Gesichtspunkt angesprochen, der durch die hier angeführten Beispiele verdeutlicht wird: Kerntechnische Sicherheit ist nicht als statische "Momentaufnahme" zu verstehen. Es handelt sich vielmehr um einen dynamischen Prozeß, der eine fortlaufende Verbesserung des Sicherheitsniveaus der Anlagen beinhaltet. Die sachgerechte Steuerung dieses Prozesses unter Beachtung wirtschaftlicher Gegebenheiten über die Jahrzehnte der Lebensdauer einer Anlage hinweg ist als wesentlicher Bestandteil der Sicherheitskultur eines Landes und der für Betrieb und Beaufsichtigung der Anlagen verantwortlichen Institutionen anzusehen, der letztlich über die langfristige, von einer klaren Mehrheit der Gesellschaft getragene Nutzung der Kernenergie mitentschieden wird. Schwere Störfälle oder gar Unfälle haben über ihre unmittelbare Schadenswirkung im Sinne von Schadenskosten oder Strahlenexposition gesellschaftlich-politische Konsequenzen, indem sie die Position der Kernenergie im Wettbewerb der Energieträger schwächen.

Die probabilistische Analyse hat über ihre Möglichkeit hinaus, bestehende Anlagen oder Verfahren quantitativ zu bewerten, das Potential, die zuvor dargelegte Dynamik der Weiterentwicklung der kerntechnischen Sicherheit quantitativ zu beschreiben und damit einerseits zu ihrer Wahrnehmbarkeit beizutragen, aber auch eine verbesserte, aufwandsoptimierte Steuerung dieser Prozesse möglich zu machen, hierauf soll in Kapitel 5 genauer eingegangen werden.

## Literatur zu Kapitel 2

- [AEC 57] Theoretical Possibilities and Consequences of Major Accidents in Large Nuclear Power Plants. United States Atomic Energy Commission WASH-740, 1957
- [ASK 97] Arbeitsgruppe Schutzzielkonzept:  
Schutzzielorientierte Gliederung des kerntechnischen Regelwerks -  
Übersicht über die übergeordneten Anforderungen.  
Dezember 1996, BfS-KT-17/97, Salzgitter, 1997
- [BER 95] Berg, H.P.:  
On the Potential of Probabilistic Safety Assessment.  
Kerntechnik 60 (1995) 71
- [BER 97] Berg, H.P.; Weil, L:  
Safety Features of Future LWR in Germany - Regulatory View.  
CONF-970607  
Proceedings of the International Topical Meeting on Advanced Reactors  
Safety: Volume 2.  
American Nuclear Society (ANS), Orlando, FL (United States),  
1-5 June 1997
- [BMI 77] Bekanntmachung des Bundesministers des Innern:  
Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke vom 21.10.77,  
Bundesanzeiger Nr. 206 vom 03.11.77
- [BMI 83] Der Bundesminister des Innern:  
Zusammenstellung der in atomrechtlichen Genehmigungs- und Auf-  
sichtsverfahren für Kernkraftwerke erforderlichen Informationen vom 20.  
Oktober 1982.  
Bundesanzeiger Nr. 6 a vom 11.01.1983
- [BMU 97] Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit:  
Bekanntmachung der Leitfäden zur Durchführung von Periodischen  
Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) für Kernkraftwerke in der  
Bundesrepublik Deutschland vom 18. August 1997.  
Bundesanzeiger Nr. 232a vom 11. Dezember 1997
- [BMU 98] Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit:  
Leitfaden deterministische Sicherheitsanalyse.  
Bekanntmachung vom 25. Juni 1998,  
Bundesanzeiger Nr. 153 vom 19. August 1998
- [FAK 97A] Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke:  
Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke.  
Dezember 1996, BfS-KT-16/97

- [FAK 97B] Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke:  
Daten zur Quantifizierung von Ereignisablaufdiagrammen und Fehlerbäumen.  
April 1997, BfS-KT-18/97, Salzgitter, 1997
- [GAS 89] Gast, K.; Herttrich, P.M.; Weil, L.:  
Regulation and Organization of Nuclear Safety in the Federal Republic of Germany.  
IAEA-SM--307/36  
Regulatory Practices and Safety Standards for Nuclear Power Plants.  
Proceedings of an International Symposium Jointly Organized by the Federal Republic of Germany, IAEA and NEA of OECD and Held in Munich, 7-10 November 1988.  
ISBN: 92-0-020389-2
- [GRS 92] Kersting, E.; von Linden, J.; Müller-Ecker, D.; Werner, W.:  
Sicherheitsanalyse für Siedewasserreaktoren  
Zusammenfassende Darstellung.  
GRS - 95, November 1992, ISBN 3-923875-45-2
- [HÖR 83] Hörtner, H.; von Linden, J.:  
Die probabilistische Sicherheitsanalyse im deutschen Genehmigungsverfahren und die probabilistischen Sicherheitsziele in den USA.  
GRS-A-761, April 1983
- [ILK 01] Internationale Länderkommission Kerntechnik:  
ILK-Empfehlungen zur Nutzung von Probabilistischen Sicherheitsanalysen im atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren.  
ILK 04 D/E, Mai 2001
- [INS 88] International Nuclear Safety Advisory Group:  
Basic Safety Principles of Nuclear Power Plants.  
International Atomic Energy Agency, Safety Series No. 75 - INSAG 3  
Vienna, 1988
- [RAS 75] Rasmussen, N.C.:  
Reactor Safety Study - An Assessment of Accident Risks in US Commercial Nuclear Power Plants.  
WASH-1400. (NUREG-75). U. S. Nuclear Regulatory Commission  
Washington, D. C., October 1975
- [REM 93] Remick, F.:  
How to Spend Wisely.  
International Proceedings of the Topical Meeting PSA '93,  
Clearwater Beach, Florida, USA, 26.-29. Januar 1993  
Vol. 1, p 3

- [RSK 84] Reaktor-Sicherheitskommission  
RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren,  
3. Ausgabe vom 14. Oktober 1981, Bundesanzeiger Nr. 69 vom  
14.04.1982, mit Berücksichtigung der Änderungen gemäß Bundesanzei-  
ger Nr. 106 vom 10. Juni 1983 und Bundesanzeiger Nr. 104 vom 5. Juni  
1984
- [RSK 88] Empfehlung der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) von der  
238. RSK-Sitzung am 23. November 1988. Abschlußbericht über die  
Ergebnisse der Sicherheitsüberprüfung der Kernkraftwerke in der  
Bundesrepublik Deutschland durch die RSK.  
Bekanntmachung vom 13. Januar 1989, Bundesanzeiger Nr. 47a vom  
8. März 1989
- [RSK 95] Reaktor-Sicherheitskommission:  
Periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) für deutsche Kernkraftwerke:  
Durchführung der PSÜ.  
Bundesanzeiger Nr. 158 vom 28. August 1995.
- [SCH 95] Schnuerer, D.; Wach, G.; Seidel, F.; Weil, L.:  
Upgrades of Digital I & C in German Nuclear Power Plants. Regulatory  
Aspects and Qualification Requirements  
IAEA-IWG-NPPCI--95/10  
Modernization of Instrumentation and Control Systems in Nuclear Power  
Plants. Proceedings of a Specialists' Meeting held in Garching, Germany,  
4-7 July 1995.  
International Atomic Energy Agency, Vienna (Austria); Institut für  
Sicherheitstechnologie (ISTec) GmbH, Garching (Germany)  
1995. p. 61-74
- [SFL 83] Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druck-  
wasserreaktoren gegen Störfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 StrlSchV,  
-Störfall-Leitlinien-.  
Bekanntmachung des Bundesministers des Innern vom 18.10.1983,  
Bundesanzeiger Nr. 245a vom 31. Dezember 1983
- [VER 01] Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen  
(Strahlenschutzverordnung-StrlSchV) vom 20. Juli 2001,  
Bundesgesetzblatt Jahrgang 2001, Teil I, Nr. 38 vom 26. Juli 2001,  
S. 1714 ff
- [WEI 72] Weil, L.:  
Über die Zuverlässigkeit elektronischer Reaktorschutzkomponenten  
modernster Schaltungstechnik.  
(Technische Univ. München, Garching. Lab. für Reaktorregelung und  
Anlagensicherung)  
Kerntechnik. (1972) v. 14(11) p. 540-545.

- [WEI 73] Weil, L.:  
Zuverlässigkeitsuntersuchungen am Trennverstärker eines  
Reaktorschutzsystems.  
Technische Univ. München (Garching) Lab. für Reaktorregelung und  
Anlagensicherung  
MRR-120, März 1973.
- [WEI 74] Goßner, S.; Weil, L.:  
Reactor Shut-down System Availability Related to Anticipated  
Operational Disturbances.  
(Technische Univ. München)  
SRD-R--41  
Specialist Meeting on the Development and Application of Reliability  
Techniques to Nuclear Plant. (Jointly organised with the Safety and  
Reliability Directorate of the United Kingdom Atomic Energy Authority)  
Liverpool, 8th-10th April 1974, Proceedings.  
Nuclear Energy Agency, Paris (France)  
Jan 1975. Paper no. SNI 3/21
- [WEI 93] Weil, L.:  
Strategie zur Ausnutzung der Sicherheitsreserven von Kernkraftwerken.  
Fortschritte in der Energietechnik. Für eine wirtschaftliche,  
umweltschonende und schadensbegrenzende Energieversorgung.  
Editor: Kugeler, K.; Neis, H.; Ballensiefen, G.  
1993. p. 533-541: Monographien des Forschungszentrums Juelich. Band  
8.  
ISBN: 3-89336-120-0
- [WEI 96] Berg, H.P.; Weil, L.:  
Safety Assessment of Nuclear Power Plants in Germany - Present Status  
and Future Developments.  
International Symposium on Nuclear Energy and the Environment, 1996.  
p. 29-31 Beijing (China), 14-18 Oct 1996
- [WEI 95] Weil, L. et al.:  
Database Systems Established and Planned in the Nuclear Safety  
Department of the BfS.  
WINRE '94: 5. Workshop on Information Management in Nuclear Safety,  
Radiation Protection, and Environmental Protection. Proceedings.  
GRS-115, 1995. p. 227-236
- [WEI 95A] Weil, L.; Brennecke, P.; Illi, H.:  
Nuclear Safety in Germany. Licensing and Waste Management Aspects.  
IAEA-CN--59/76  
Proceedings of an International Conference on the Nuclear Power Option  
held in Vienna, 5-8 September 1994.  
International Atomic Energy Agency, Vienna (Austria)  
IAEA. 1995. p. 691-697  
ISBN: 92-0-100395-1 ISSN: 0074-1884

### 3. Risikoorientierte Betrachtungen

#### 3.1 Der Risikobegriff

In der Versicherungswirtschaft ist der Begriff „Risiko“ eindeutig definiert, nämlich als Produkt von Eintrittshäufigkeit für ein Ereignis und verursachtem Schaden. Die Summe der Versicherungsbeiträge muß im Mittel mindestens so groß sein wie die Summe der zu zahlenden Entschädigungen (plus der Gewinnspanne!). Das Risiko wird durch die Versicherung somit nicht beeinflusst, sondern nur anders verteilt: Die Summe aller Schäden bleibt (abgesehen vom Gewinn der Versicherungsgesellschaft) gleich, aber für den einzelnen wird ein - mit geringer Wahrscheinlichkeit eintretender - großer Schaden gegen einen - mit der Wahrscheinlichkeit „1“ eintretenden - kleinen Schaden (nämlich die Zahlung der Versicherungsprämie) eingetauscht [HEN 95].

Hier werden Risiken also durch die zwei Komponenten „Häufigkeit“ und „Schaden“ bestimmt. Damit Risiken vergleichbar sind, müssen sowohl Häufigkeiten als auch Schäden in gleichen Einheiten angegeben werden.

Die Einheit der Häufigkeiten ist zwangsläufig „Anzahl der Ereignisse pro Zeiteinheit“ und läßt sich problemlos umrechnen.

Die Einheit der Schäden ist für die Versicherungswirtschaft zweifellos der Geldwert der zu zahlenden Versicherungssummen. Aber schon bei manchen Versicherungsfällen gibt es kontroverse Diskussionen darüber, mit welchen Summen andere Schadensarten als Vermögens- oder Sachschäden entschädigt werden sollen, z.B. Körperverletzungen oder Gesundheitsschäden. In noch weitaus größerem Maße kontrovers sind die Meinungen in der Bevölkerung darüber, wie Schäden an der Umwelt, Schäden an Einrichtungen der öffentlichen Infrastruktur oder Schäden am sozialen Umfeld zu messen sind. Eine einheitliche, allgemein akzeptierte Einheit für Schäden gibt es daher (noch) nicht.

In der Diskussion über die kerntechnische Sicherheit werden eine Reihe von Risikokenngrößen herangezogen, die weniger versicherungsorientiert sind (Abschnitt 3.2).

In der Diskussion um die Kernenergie hat in den zurückliegenden Jahren der Begriff der „externen Kosten“ eine wichtige Rolle als Risikokenngröße gespielt, worauf im Abschnitt 3.3 eingegangen wird.

#### 3.2 Spezielle Risikoansätze

Es wurde bereits eine Reihe von Größen erwähnt, die als quantitative Kenngrößen des Schadens und somit als Eingangsgrößen für entsprechende Risikoberechnungen in Frage kommen:

- die Zahl der Individuen, die infolge des Unfallgeschehens eine bestimmte Strahlendosis erhalten,
- die Zahl der Todesfälle,

- die Zahl der Erkrankungen,
- die innerhalb der Anlage freigesetzte Aktivitätsmenge sowie
- die in die Umgebung freigesetzte Aktivitätsmenge.

Im folgenden werden - in Anlehnung an die Ergebnisse eines im Juni 1991 in Wien abgehaltenen IAEA-Symposiums zur PSA-Anwendung bei der Ermittlung der betrieblichen Sicherheit von Leistungsreaktoren [NIE 91] - einige der wichtigsten dieser Kenngrößen diskutiert.

### 3.2.1 Gesundheitsschäden in der Bevölkerung (Public Health Effects)

Diesbezügliche Kenngrößen sind standortbezogen, es ist zu unterscheiden zwischen Individual- und Kollektivrisiken („individual risk“, „societal risk“). Eine strikt risiko-bezogene Betrachtungsweise liefert keinen Grund, zwischen Beiträgen aus dem Normalbetrieb und aus möglichem Unfallgeschehen zu differenzieren. Neben dem Risiko eines Todesfalls, bei dem noch „Soforttote“ und Tote infolge stochastischer Schäden unterschieden werden müssen, besteht das Risiko nicht tödlicher Schäden. Als weitere Komplikation kommt an einem gegebenen Standort die mögliche Vorbelastung durch andere Anlagen hinzu.

Bei der Festlegung von Kriterien für das Individualrisiko geht man davon aus, daß der durch die zu errichtende Anlage zusätzlich zu bereits bestehenden Risiken hinzukommende Risikobeitrag klein sein sollte. Nach der vorstehend zitierten Arbeit [NIE 91] ist der jeweils höchste Risikowert in der Standortumgebung zu heranzuziehen. Als geeignetes Kriterium wird ein Individualrisiko von  $10^{-6}/a$  empfohlen (man vergleiche hierzu auch Kapitel 6). Die anzuwendenden Berechnungsverfahren sollten nicht konservativ, sondern realistisch sein.

Es besteht nach Niehaus und Ledermann [NIE 91] Übereinstimmung, daß zusätzlich zu einer Begrenzung des Individualrisikos auch das kollektive Risiko („societal risk“) limitiert werden sollte. Es gibt eine Reihe von Größen, die hierzu herangezogen werden, wie z.B. die Zahl der Soforttoten oder der Spätschäden, landwirtschaftliche Schäden oder Nutzungseinbußen sowie die bereits diskutierten Schadenskosten. Die Autoren weisen allerdings auf den fehlenden internationalen Konsens in dieser Frage hin.

### 3.2.2 Freisetzungskriterien

Nicht zuletzt wegen der zuvor diskutierten Schwierigkeiten bei der Berechnung der vorgenannten Risikokenngrößen begnügt man sich in einigen Ländern mit Kriterien, die die Menge der freigesetzten Aktivität betreffen, wie bereits in Abschnitt 2.3.4 ausgeführt und in Kapitel 6 mit Beispielen belegt. In der Regel geht man davon aus, daß die Häufigkeit einer Freisetzung, die einschneidende Wirkungen hat („große Freisetzung“)  $10^{-6}/a$  nicht überschreiten sollte.

Für eine analytische Ermittlung dieser Häufigkeit benötigt man eine PSA der Stufe 2. Da derartige Analysen nur für eine begrenzte Zahl von Anlagen vorliegen und zudem

die Ergebnisse noch mit erheblichen Unsicherheiten behaftet sind, wird hier nicht mit diesen Größen gearbeitet.

### **3.2.3 Kernschadenshäufigkeit**

Die Häufigkeit eines Kernschadens ist bei PSA für Kernkraftwerke die zentrale Ergebnisgröße. Im wesentlichen auf ihrer Grundlage wird beurteilt, ob das Sicherheitskonzept ausgewogen ist oder Schwachstellen ausweist. Zugleich gestattet dieser Analysetyp eine Einschätzung des Einflusses möglicher Sicherheitsverbesserungsmaßnahmen. Die Kernschadenshäufigkeit hat allerdings den Mangel, daß sie für andere Anlagentypen im Kernbrennstoffkreislauf keinen Sinn macht. Es wird daher im folgenden zwar intensiv mit dieser wichtigen Kenngröße gearbeitet, sie hat aber dennoch die Funktion einer Hilfsgröße. In vielen modernen Anwendungen wird sie gemeinsam mit der Wahrscheinlichkeit für große Freisetzungen genutzt.

### **3.2.4 Kriterien auf der Stufe von Systemen oder Sicherheitsfunktionen**

Es gibt in Literatur und Praxis eine ganze Reihe solcher Kriterien, die für die Auslegung von Systemen und die Realisierung von Sicherheitsfunktionen wichtig sind. Für die Zwecke der vorliegenden Arbeit, die in erster Linie an integralen Aussagen über einzelne Anlagen und letztlich über den gesamten Kernbrennstoffkreislauf interessiert ist, werden derartige Größen hier nicht weiter erörtert.

## **3.3 Schadenskosten**

### **3.3.1 Unfallkostenrechnung der „ersten Generation“**

Durch schwere Unfälle in Kernkraftwerken könnten Schäden verursacht werden, deren (potentielle) Kosten im - kalkulierten - Strompreis nicht enthalten sind. Die Höhe dieser Kosten hängt vor allem von den folgenden Einflußgrößen und den in den Analysen bezüglich der jeweiligen Wahrscheinlichkeit direkt oder indirekt getroffenen Annahmen ab:

- Zahl von „Soforttoten“ bei einem Unfall,
- unfallbedingte Kollektivdosis als Basis für die Abschätzung von Spätschäden,,
- „Kosten“ eines Todesfalls,
- Krankheitskosten,
- Umfang von Sachschäden (einschließlich Landkontamination).

In der Literatur finden sich verschiedene „Super-GAU-Kostenrechnungen“. Hierbei steht die Abkürzung GAU („Größter Anzunehmender Unfall“) für einen Ansatz, der in

den Anfangsjahren der Kernenergienutzung - insbesondere in den USA („Maximum Credible Accident“, MCA) - verwendet und später - auch in der Bundesrepublik Deutschland - durch das Konzept der Auslegungs- und der auslegungsüberschreitenden Störfälle (bzw. Unfälle) ersetzt wurde. Die wesentlichen Parameter aus der Untersuchung von Ewers/Rennings [EWE 91] zeigt Tabelle 3-1. Tabelle 3-2 (aus [CON 93] enthält eine Zusammenstellung der wichtigsten Annahmen und Ergebnisse von sieben „Super-GAU-Kostenrechnungen“, die in den Jahren 1989 bis 1992 veröffentlicht wurden.

Die mutmaßlichen Kosten eines solchen Ereignisses werden zwischen 650 Mrd. US-\$ und 10.7 Bill. DM abgeschätzt. Bezogen auf die zugrundeliegende Stromerzeugung ergeben sich externe Kosten je erzeugte kWh zwischen 0,008 und 21 Pfennigen.

Im Rahmen dieser Arbeit ist es nicht möglich, die Gründe für diesen sehr großen Streubereich (Faktor >2500) zu untersuchen. Es sei allerdings angemerkt, daß diese Spanne von „völlig vernachlässigbar“ bis „signifikanter Beitrag“, bezogen auf die Stromerzeugungskosten, reicht.

Selbst wenn es gelingen würde, Kosten und Eintrittswahrscheinlichkeit eines „Super-GAU“ verlässlicher zu quantifizieren, blieben wichtige Fragen offen:

- Bei Anlagen mit vertretbarem Sicherheitsniveau wird sich in historischen Zeiträumen kein statistischer Mittelwert für die Häufigkeit eines schweren Unfalls einstellen. Bei Kernschmelzhäufigkeiten im Bereich von  $10^{-5}$ /Jahr oder kleiner, wie sie sich aus probabilistischen Sicherheitsanalysen ergeben, wird sich selbst bei weltweit 440 Kernkraftwerken ein statistischer Mittelwert erst in mehreren hundert Jahren einstellen. Zudem ist davon auszugehen, daß mit zunehmender technischer Erfahrung und wissenschaftlicher Erkenntnis die (zu erwartende) Häufigkeit eines nicht beherrschten Kernschmelzens weiter vermindert werden kann (siehe Kapitel 5). Eine Mittelung der Schadenskosten eines „Super-GAU“ über einen größeren Zeitraum ist daher nicht sinnvoll.

Der Problematik eines - sehr unwahrscheinlichen, aber nicht völlig auszuschließenden - schweren Reaktorunfalls wird eine Berechnung externer Kosten, die im Bereich von Pfennigen pro kWh liegen, nicht in jeder Hinsicht gerecht. Die gesellschaftlich relevante Frage ist, welcher Nutzen der Kernenergie (bzw. welche mit der Nutzung der Kernenergie vermiedenen Risiken) es rechtfertigt, das - wenn auch sehr geringe - Risiko einer Reaktorkatastrophe einzugehen.

Aus einer Reihe von Gründen ist die in Tabelle 3-2 skizzierte Abschätzung zumindest aus heutiger Sicht nicht haltbar. Die wichtigsten sind die fehlende Berücksichtigung von Maßnahmen des externen Notfallschutzes, die wiederum aufgrund der längeren Karenzzeiten und der besseren Notfallorganisation als wirksamer gegenüber dem Referenzfall Tschernobyl anzusehen sind, und der inzwischen implementierten Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes, die gegenüber der in der Tabelle 3-2 angegebenen „Super-GAU-Häufigkeit“ substantielle Reduzierungen ergeben. Für typische Ergebnisse moderner PSA-Studien wird auf Kapitel 4 verwiesen.

Autor Jahr Land	Identifizierung	Quantifizierung	Monetarisierung und Internalisierung
1) Hohmeyer, Olav 1989 Deutschland	Gesundheitsschäden (Krebsfälle) in einer dicht besiedelten Region wie Biblis oder Krümmel und dadurch verursachte Produktionsverluste durch einen Kernschmelzunfall wie Tschernobyl. Als Basis dienen die globalen Gesundheitsschäden, die durch Tschernobyl verursacht wurden.	Freigesetzte Radioaktivität: 240 Mio. Personen-rem wie in Tschernobyl. Berücksichtigung der gegenüber Tschernobyl höheren Bevölkerungsdichte mit Faktor 10. Krebsfälle je Mio. Personen-rem: 1000. Krebstote: 1,2 Mio. Super-Gau-Häufigkeit: 1 Mal in 2000 bis 20 000 Betriebsjahren.	Kosten je Krebsfall: 750 000 DM (Durchschnitt aus 1 Mio. für tödliche und 0,5 Mio. für nicht-tödliche Fälle). Externe Kosten insgesamt: 1,8 Bill. DM. Externe Kosten je kWh: 1,2 bis 12 Pf.
2) Hohmeyer, Olav 1990 Deutschland	Wie Hohmeyer 1989.	Wie Hohmeyer 1989, aber freigesetzte Radioaktivität: 1200 Mio. Personen-rem. Krebsfälle je Mio. Personen-rem: 1000. Krebstote: 6 Mio. Super-Gau-Häufigkeit: ?	Kosten je Krebsfall: 750 000 DM. Externe Kosten insgesamt: 9 Bill. DM. Externe Kosten je kWh: 10,5 bis 21 Pf.
3) Voss, Alfred, et al. 1990 Deutschland	Geht von einem niedrigeren Freisetzungspotential einer deutschen Anlage im Vergleich zu Tschernobyl und damit von geringeren Krebsraten aus. Evakuierungskosten, Produktionsausfälle, Vermögensverluste durch Sperrung.	Radioaktive Freisetzung auf Basis der Untersuchung von Burke, Aldrich, Rasmussen (USA 1984): 10 Mio. Personen-rem. Krebsfälle je Mio. Personen-rem: 260 Super-Gau-Häufigkeit: 1 Mal in 100 000 Jahren (DRS-Phase A).	Externe Kosten je kWh: 0,008 bis 0,07 Pf.
4) Ottinger, Richard et al. 1990 USA	Basis sind Gesundheitsschäden und Besitzverluste aufgrund von Reaktorunfällen in den USA und Schätzungen zu Folgen von Tschernobyl (Krebschäden). Auch andere Krankheiten werden berücksichtigt: geistige und genetische Schäden bei Neugeborenen. Landwirtschaftliche Produktionsausfälle. Als Basis dient die Annahme, daß die ehemalige UdSSR aufgrund von Tschernobyl ca. 10% der jährlichen Getreideernte verliert.	Freigesetzte Radioaktivität: 240 Mio. Personen-rem. Krebsfälle je Mio. Personen-rem: 770 (lt. US Academy of Science). Krebstote: 140 000 Gau-Häufigkeit: 1 Mal in 3 333 Betriebsjahren (bei 109 Reaktoren) lt. NRC.	Kosten je Todesfall: 4 Mio. \$ (Mittelwert). Kosten je Krankheitsfall: 0,4 Mio. \$. Personenschäden: 579 Mrd. \$. Sachschäden: 73 Mrd. \$. Externe Kosten insgesamt ca. 650 Mrd. \$. Externe Kosten je kWh: 2,3 cents.
5) Ewers, Rennings 1991 Deutschland Küppers, Ökoinstitut 1990 GRS, 1989	Basis der Schadensbewertung sind Berechnungen vom Ökoinstitut Darmstadt zur radioaktiven Belastung nach einem Kernschmelzunfall im Kernkraftwerksblock Biblis B. Basis dafür ist DRS-Phase B (Biblis-Referenz).  Berücksichtigt werden: Unbewohnbarkeit eines Sperrgebiets für fünf Jahre, Verlust von Einkommen. Zusammenbruch des Marktes für frische Feldfrüchte (wie bei Tschernobyl). Gesundheitsfolgen über umziedelnde Gebiete hinaus (vgl. Tschernobyl).	Freigesetzte Radioaktivität: 480 Mio. Personen-rem. Berücksichtigung der Bevölkerungsdichte mit Faktor 10. Krebsfälle je Mio. Personen-rem: 1000. Krebstote: 2,4 Mio. Super-Gau-Häufigkeit: 1 Mal in 33 000 Jahren (DRS-Phase B).	Kosten je Krebsfall: 750 000 DM. Gesundheitsschäden: 3,6 Bill. DM. Sachschäden: 0,4 bis 1,1 Bill. DM. Externe Kosten insgesamt 4,0 bis 4,7 Bill. DM.
6) Küppers et al. Ökoinstitut Deutschland 1990	Basiert ebenfalls auf DRS-Phase B und untersucht die Folge eines Reaktorunfalls im Kernkraftwerk Krümmel. Berücksichtigt werden: Ein Gebiet im 50-km-Umkreis des Kernkraftwerks. Overkill-Effekte. Mögliche Evakuierung. Wetter (Regen ja/nein).	Freigesetzte Radioaktivität eines Quellterms vom Typ SBV (großflächiges Versagen des Sicherheitsbehälters) der DRS Phase B. Krebsfälle je Mio. Personen-rem: 500 Krebstote: 112 000 bei Regen, 14 000 bei trockenem Wetter.	Keine Angaben.
7) Ewers, Rennings in Prognos-Schriften- reihe „Externe Kosten“ Band 2, 1992; Beitrag zur Prognos- Studie für BMWi.	Übertragung des Falles Biblis B – siehe 1 und 5 – auf Deutschland. Berücksichtigung von Gesundheitsschäden (Krebsfälle) in einer durchschnittlich dicht besiedelten Region Deutschlands. Sachschäden.	Freigesetzte Radioaktivität: 480 Mio. Personen-rem. Berücksichtigung höherer Bevölkerungsdichte mit Faktor 7. Krebsfälle je Mio. Personen-rem: 600 (ICRP-Wert). Krebstote: 1,7 Mio. Strahlungsgeschädigte: 0,77 Mio. Gau-Häufigkeit: 1 Mal in 1666 Jahren (bei 20 Reaktoren)	Kosten je Todesfall: 6 Mio. DM (Ottinger). Kosten je Krankheitsfall: 0,5 Mio. DM. Personenschäden: 10,5 Bill. DM. Sachschäden: 0,2 Bill. DM. Externe Kosten insgesamt: 10,7 Bill. DM. Externe Kosten je kWh: 4,3 Pf.

Quellen: Prognos-Studie 1992; Ewers, Rennings 1991; Voss et al. 1990; Hohmeyer 1989.

Tab. 3-1: Übersicht über „Super-GAU-Kostenrechnungen“ (aus [CON 93])

Tabelle 3: Super-Gau-Kostenrechnung für Deutschland 1989 nach Ewers und Rennings (1991)

Parameter	
Aktivitätsfreisetzung:	Tschernobyl (3,5% des Inventars) · Freisetzungsrates in Deutschland (Biblis-Referenz) = 240 Mio. Pers.-rem · 2 = 480 Mio. Pers.-rem
Bevölkerungsdichtefaktor:	Dichte um deutsche Kernkraftwerke etwa 7 · Tschernobyl-dichte (250 EW/km <sup>2</sup> zu 35 EW/km <sup>2</sup> ).
Krebsrisiko:	Risikoeffizient der Internationalen Strahlenschutzkommission (ICRP): 500 tödliche Krebsfälle je 1 Mio. Pers.-rem 230 nicht-tödliche Krebsfälle je 1 Mio. Pers.-rem
Kostensätze:	6 Mio. DM je tödlichem Krebsfall (Ottinger, USA 1990). 0,5 Mio. DM. je nicht-tödlichem Krebsfall (Hohmeyer 1989).
Super-Gau-Wahrscheinlichkeit:	1 : 33 300 Jahre je Reaktor lt. GRS 1989. Bei 20 Reaktoren in 1989 ergibt sich eine Kernschmelze alle 1666 Jahre. Wahrscheinlichkeit $6 \cdot 10^{-4}$ .
Kernkraftwerks-Jahresstromerzeugung 1989: 149 TWh aus 20 KKW	
<b>Berechnung (vgl. Tab.1)</b>	
1) Externe Gesamtkosten	
a) Personenschäden rd. 10,5 Bill. DM. Davon	
Todesfälle: 240 Mio. Pers.-rem · 2 · 7 · 500 je Mio. Pers.-rem · 6 Mio. DM =	10,08 Bill. DM
Krankheitsfälle: 240 Mio. Pers.-rem · 2 · 7 · 230 je Mio. Pers.-rem · 0,5 Mio. DM =	0,386 Bill. DM
b) Sachschäden	
55% des Wertes für Sperrgebiet Biblis gemäß Studie 1991 (Tab. 2, Pos. 5):	<u>0,2 Bill. DM</u>
Total	rd. 10,7 Bill. DM
2) Externe Kosten je kWh (Internalisierung):	
$\left( \frac{20}{33\,300} \cdot 10,7 \text{ Bill. DM} \right) : 149 \text{ TWh} =$	4,3 Pf/kWh

Tab. 3-2: „Super-GAU-Kostenrechnung“ für Deutschland 1989 nach Ewers und Rennings [EWE 91] (auch für die Fundstellen der genannten Studien)

### 3.3.2 Neuere Analysen externer Kosten

Gegenüber den zuvor angesprochenen früheren Unfallkostenanalysen hat es in den letzten Jahren einen spürbaren Fortschritt bei der Analyse der sogenannten externen Kosten gegeben, der nicht zuletzt durch eine breit angelegte Projektserie der Europäischen Kommission – die ExternE-Projekte – gefördert wurde. Friedrich und Krewitt [FRI 97], [FRI 98] berichten über den Stand dieser Ermittlung der Umwelt- und Gesundheitsschäden durch die Stromerzeugung und deren Berücksichtigung bei der Ermittlung der externen Kosten von Stromerzeugungssystemen.

Die Bereitstellung und Nutzung von Energie ist mit unerwünschten „Nebenwirkungen“, insbesondere mit Belastungen der Umwelt und mit Risiken für die menschliche Gesundheit, verbunden. Ein großer Teil dieser Wirkungen entsteht nicht beim „Verursacher“, etwa dem Kraftwerksbetreiber, sondern bei unbeteiligten Dritten, sie werden daher als „extern“ bezeichnet. Werden diese externen Effekte bei Entscheidungen nicht berücksichtigt, so kann es zu einer „Fehlallokation“ von Ressourcen kommen. Entscheidungen, die für den Anlagenbetreiber optimal, weil am kostengünstigsten sind, sind möglicherweise für die Gesellschaft nicht optimal. Um solche Fehlallokationen zu vermeiden, ist es erforderlich, die externen Effekte zu „internalisieren“, d.h. auf geeignetem Wege in das Entscheidungskalkül mit aufzunehmen. Bevor sie jedoch internalisiert werden können, müssen sie möglichst genau und vollständig ermittelt werden.

Auf der Grundlage einer ausführlichen Literaturlauswertung und aufgrund von Diskussionen mit Fachleuten auf diesem Gebiet wurden die folgende

Schadenskategorien für die Bewertung von Stromerzeugungssystemen als besonders wichtig eingeschätzt:

- Gesundheitsschäden in der allgemeinen Bevölkerung durch Luftschadstoffe und ionisierende Strahlung,
- Berufliche Gesundheitsschäden,
- Treibhauseffekt,
- Schäden an Nutzpflanzen,
- Schäden an Wäldern und naturnahen Ökosystemen,
- Materialschäden,
- Öleinträge ins Meer und
- Beeinträchtigungen durch Lärm.

Insgesamt ergibt sich folgende Bandbreite der Ergebnisse:

Braunkohlekraftwerk	2,2 - 12,8	Pf/kWh
Steinkohlekraftwerk	2,1 - 10,5	Pf/kWh
Gasturbine/Erdgas	1,5 - 7,6	Pf/kWh
Gas- und Dampfturbine/Erdgas	0,7 - 3,7	Pf/kWh
Kernkraftwerk	0,07 - 1,3	Pf/kWh
Photovoltaik-Dachanlage	0,11 - 0,9	Pf/kWh
Windkraftanlage	0,05 - 0,2	Pf/kWh

Friedrich und Krewitt sehen als Fazit ihrer Untersuchungen neue Impulse für die Energie- und Umweltpolitik. Diese resultieren aus der Identifizierung von Problembereichen, wie z.B. die Feinstaubbelastung, aus Informationen zur Festlegung von Umweltabgaben und – steuern und zur Stützung von Kosten-Nutzen-Analysen für umweltpolitische Maßnahmen. Zahlreiche bestehende Wissenslücken, die zu den erheblichen Unsicherheiten beitragen, werden erkannt und können in der Folge weiter eingegrenzt werden.

Es sei angemerkt, dass die ermittelten Ergebnisse für die betrachteten Referenzanlagen gelten. Konkrete Schritte im Hinblick auf die Ermittlung globaler Ergebnisse sind nicht zu erkennen.

### 3.4 Zielgrößen der vorliegenden Arbeit

Die vorliegende Arbeit hat zum Ziel, für die weltweite Gesamtheit der kerntechnischen Anlagen – also insbesondere für die Kernkraftwerke und die Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufs – die Wahrscheinlichkeit für das Eintreten von Unfällen zum derzeitigen Zeitpunkt zu ermitteln und für einen Zeitraum von etwa drei Jahrzehnten – bis dahin werden überwiegend neue Anlagen, insbesondere

fortschrittliche, unfallfreie Reaktoren den gegenwärtigen Bestand ersetzt haben - den voraussichtlichen zeitlichen Verlauf dieser Wahrscheinlichkeit mit dem unvermeidlichen zugehörigen „Unsicherheitskorridor“ zu ermitteln.

Dies verlangt zunächst eine Klärung des Unfallbegriffs, der im folgenden Unterkapitel über die Festlegungen zu Ereigniskategorien der INES-Skala des „International Reporting System (IRS)“ erfolgt.

### 3.4.1 Häufigkeiten von Ereignissen bestimmter INES-Stufen

Es soll auf die als „INES-Skala“ („International Nuclear Event Scale“) international vereinbarte Einteilung von Ereignissen in kerntechnischen Anlagen zurückgegriffen werden. Die folgende Beschreibung hierfür lehnt sich stark an eine Informationsschrift des Bundesumweltministeriums aus dem Jahr 1993 [BMU 93] an.

Die internationale Bewertungsskala für bedeutsame Ereignisse in kerntechnischen Anlagen ist von einer internationalen Expertengruppe erarbeitet worden, die gemeinsam von der Internationalen Atomenergieorganisation in Wien (IAEA) und der Kernenergieagentur der OECD in Paris (NEA) einberufen worden ist. Die Bewertungsskala bezieht Erfahrungen ein, welche bei der Anwendung ähnlicher Maßstäbe in Frankreich und Japan sowie beim Entwurf solcher Ereignisskalen in einigen anderen Ländern gemacht wurden.

Die Bewertungsskala wurde - wie von der IAEA vorgesehen - zunächst ausschließlich für Kernkraftwerke etwa ein Jahr lang probeweise angewendet.

Aufgrund der uneingeschränkt positiven Erfahrungen bei der Anwendung der Skala haben sich die Betreiber der Kernkraftwerke in Deutschland nach Abschluß der Probephase Anfang 1992 gegenüber dem Bundesumweltministerium verpflichtet, die - überarbeitete - Bewertungsskala auch zukünftig anzuwenden.

Die internationale Bewertungsskala war ursprünglich nur für Kernkraftwerke vorgesehen. Inzwischen wird sie auch für andere kerntechnische Einrichtungen, wie Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufes und Forschungsreaktoren, angewendet sowie darüber hinaus für Ereignisse beim Umgang mit technischen Strahlenquellen sowie bei Transporten radioaktiver Stoffe.

Die Bewertungsskala INES hat sieben Stufen (Abb. 3-1). Die oberen Stufen (4 bis 7) umfassen Unfälle, die unteren Stufen (1 bis 3) Störungen und Störfälle. Ereignisse ohne sicherheitstechnische oder radiologische Bedeutung im Sinn der internationalen Skala werden als „Unterhalb der Skala“ bzw. „Stufe 0“ bezeichnet.

Die Bedeutung der einzelnen Stufen wird jeweils durch eine Zahl und eine Kurzbezeichnung gekennzeichnet. Die Kurzbezeichnungen sind als allgemeine Umschreibung gedacht. Sie stellen keine genaue oder abschließende Charakterisierung dar.

Die Ereignisse werden nach drei übergeordneten Aspekten bewertet: „Radiologische Auswirkungen außerhalb der Anlage“, „Radiologische Auswirkungen in der Anlage“ und „Beeinträchtigung der Sicherheitsvorkehrungen“. Jedem dieser drei Aspekte entspricht eine Spalte der Tabelle 3-3.

Der erste Aspekt umfaßt die Ereignisse, welche zur Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung der Anlage führen. Solche Ereignisse können die Öffentlichkeit unmittelbar betreffen. Die höchste Stufe des Aspektes „Radiologische Auswirkungen außerhalb der Anlage“ ist die Stufe 7. Sie entspricht einem katastrophalen Unfall, bei dem in einem weiten Gebiet Schäden für die menschliche Gesundheit und die Umwelt zu erwarten sind. Die niedrigste Stufe dieses Bereiches ist Stufe 3. Sie entspricht einer sehr geringen Radioaktivitätsabgabe, welche bei den am stärksten betroffenen Personen außerhalb der Anlage zu einer Strahlenbelastung von etwa einem Zehntel der natürlichen Strahlenbelastung führt.

Der zweite Aspekt betrifft die radiologischen Auswirkungen, welche ein Ereignis innerhalb der Anlage hat. Die höchste Stufe dieses Bereiches ist Stufe 5, die niedrigste Stufe 2. Stufe 5 enthält Fälle, bei denen es zu schweren Schäden am Reaktorkern und an den radiologischen Barrieren gekommen ist. Stufe 2 umfaßt größere Kontaminationen innerhalb der Anlage und unzulässig hohe Strahlenbelastungen des Personals.

Um Ereignisse mit nennenswerten radiologischen Auswirkungen innerhalb und außerhalb der Anlage zu verhindern, sind, wie in Kapitel 2.1 dargelegt, Kernkraftwerke mit einem - mehrfach gestaffelten - System von Sicherheitseinrichtungen ausgestattet. Der dritte Aspekt umfaßt die Ereignisse, bei denen diese Sicherheitsvorkehrungen beeinträchtigt worden sind. Er reicht von Stufe 3 bis Stufe 1.

Die Internationale Bewertungsskala dient ausschließlich zur Einstufung von Ereignissen mit sicherheitstechnischer oder radiologischer Bedeutung. Arbeitsunfälle oder andere Vorkommnisse, welche nicht in Zusammenhang mit dem nuklearen Betrieb der Anlage stehen, werden in der Skala nicht berücksichtigt.

Bei der Einstufung eines Ereignisses sind die drei Bewertungsaspekte „Radiologische Auswirkungen außerhalb einer Anlage“, „Radiologische Auswirkungen in der Anlage“ und „Beeinträchtigung der Sicherheitsvorkehrungen“ unabhängig voneinander zu betrachten.

Vorkommnisse, für die mehr als ein Kriterium zutrifft, sind nach der höchsten erreichten Stufe einzuordnen.

Die Einstufung eines Ereignisses in die Skala erfolgt anhand eines internationalen Leitfadens unter Berücksichtigung der Umstände des Einzelfalles.

Wenn entsprechende Gründe vorliegen, kann die nationale Einstufung abweichend vom internationalen Leitfaden erfolgen. In der Bundesrepublik kann ein - nach der gültigen „Atomrechtlichen Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung (AtSMV) - meldepflichtiges Ereignis aufgrund vertiefter Untersuchungen zu einem späteren Zeitpunkt umgestuft werden.

Das bis jetzt national angewandte System ist zu einem formalisierten internationalen Meldesystem weiterentwickelt worden. Danach erfolgt bei Ereignissen der Stufe 2 und höher eine Meldung an die IAEA innerhalb von 24 Stunden.

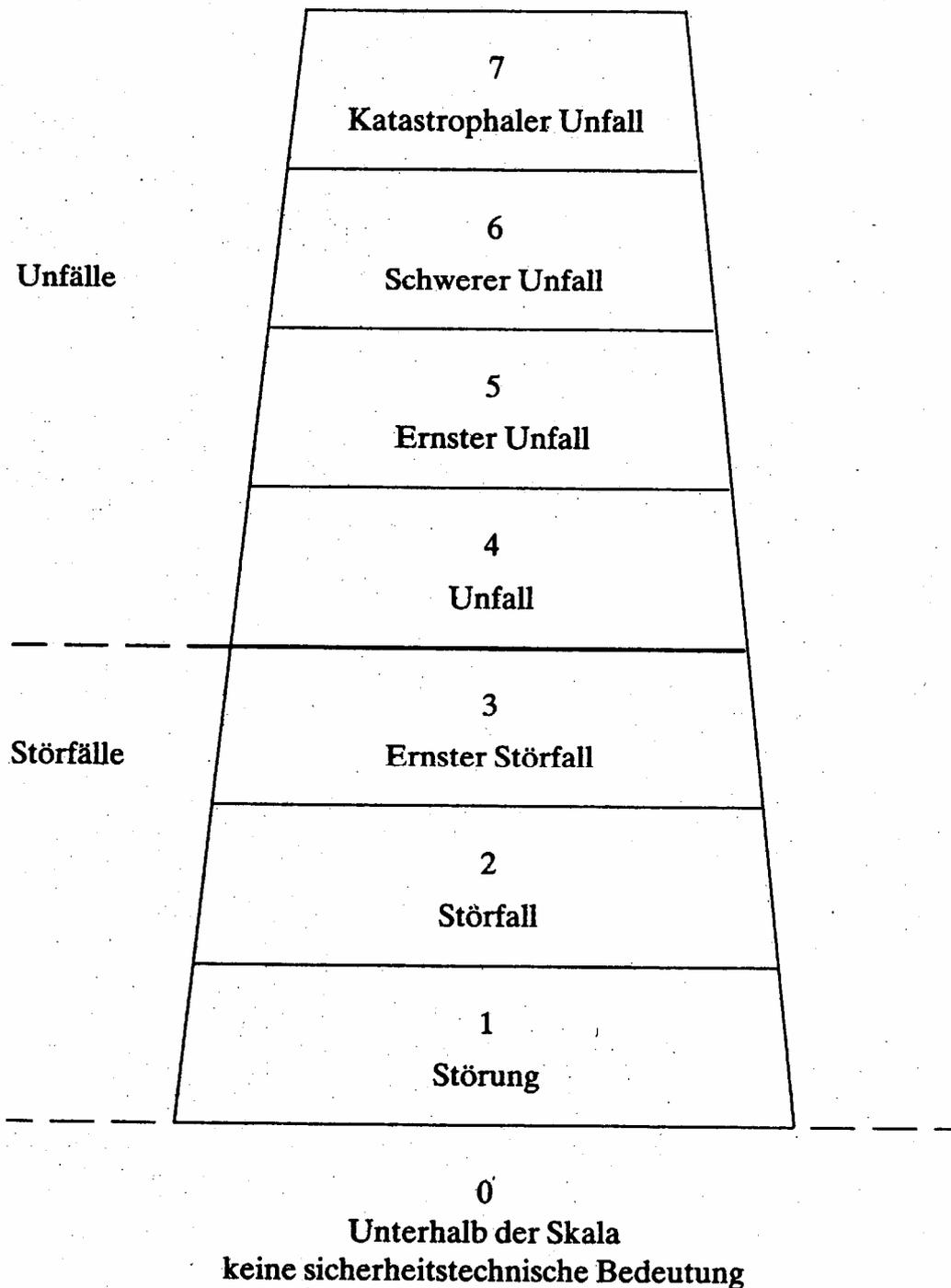


Abb. 3-1: Internationale Bewertungsskala für bedeutende Ereignisse in kerntechnischen Anlagen (INES): Schematische Übersicht

Für die Einstufung von Ereignissen wurden konkrete Kriterien aufgestellt [KOT 94], die in ihren wesentlichen Inhalten in Tabelle 3-4 angegeben sind. Die aufgeführten Fallbeispiele erinnern daran, daß es weltweit bereits Unfälle und schwere Störfälle

gegeben hat, daß andererseits in den letzten Jahren praktisch nur Ereignisse der Stufen 0, 1 und 2 gemeldet wurden.

### 3.4.2 Festlegung geeigneter Zielgrößen

Nach der vorstehenden Erläuterung und der eingangs formulierten Zielsetzung dieser Arbeit, eine aktuelle Bestandsaufnahme der wesentlichen Erkenntnisse aus vorliegenden Risikoanalysen für die Gesamtheit der Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufs durchzuführen, werden im weiteren die Summe der Häufigkeiten der INES-Stufen 4 und 5 sowie die Summe der Häufigkeiten von Ereignissen der INES-Stufen 6 und 7 als geeignete Kenngrößen verwendet. Diese sollen im folgenden als „h“ und „g“ gekennzeichnet werden.

Die „g“ entsprechenden Ereignisse sind schwere Schadensfälle, wobei der konkrete Schaden im Einzelfall sehr unterschiedlich sein kann. In jedem Falle aber werden diese Ereignisse lokal und weltweit stark negative Auswirkungen auf die Akzeptanz der nuklearen Stromerzeugung haben, die die Bedeutung der Kernenergie als Bestandteil eines nachhaltigen Energieversorgungskonzeptes insgesamt erheblich beeinträchtigen können. Am Beispiel der Konsequenzen des Unfalls von Tschernobyl für den Strahlenschutz und die kerntechnische Sicherheit in der Bundesrepublik Deutschland ist dies in einer Veröffentlichung des Autors [WEI 97] aufgezeigt.

Die Ereignisse, die mit der Häufigkeit „h“ eintreten, sind demgegenüber weniger schwerwiegend. Sie würden die Rolle der Kernenergie insgesamt zwar auch beeinträchtigen, aber nicht in dem Maße wie die „g-Ereignisse“. Ihre Bedeutung liegt jedoch auch darin, daß sie als Vorläuferereignisse („Precursor“) für die „g-Ereignisse“ aufzufassen sind, die sich beim Auftreten zusätzlicher Ausfälle oder Fehlhandlungen zu einem „g-Ereignis“ hätten fortentwickeln können. Von daher muß auch der Eindämmung der „h-Ereignisse“ Beachtung geschenkt werden.

Ein wichtiger Aspekt ist noch herauszustellen: Die hier gewählten Zielgrößen sind nicht im „Katalog“ der üblicherweise ermittelten Ergebnisgrößen von PSA wie Schadenskosten, Dosisverteilungen oder Personenschäden enthalten. Es resultiert somit eine komplementäre Betrachtung, die infolge der berichtsorientierten Natur der INES-Skala – auch und gerade gegenüber der Öffentlichkeit - eher auf die allgemeine Resonanz auf ein Ereignis als auf dessen meßbare Auswirkungen abstellt. Dabei kann die öffentliche Resonanz selbst wiederum schwerwiegende Auswirkungen auf die Kerntechnik haben, wie zum Beispiel die in den physikalischen Auswirkungen eher begrenzten Kontaminationsfälle bei „Castortransporten“ nachhaltig gezeigt haben.

STUFE/KURZ- BEZEICHNUNG	ASPEKTE		
	Erster Aspekt: Radiologische Auswirkungen außerhalb der Anlage	Zweiter Aspekt: Radiologische Auswirkungen innerhalb der Anlage	Dritter Aspekt: Beeinträchtigung der Sicherheitsvorkehrungen
7 Katastrophaler Unfall	Schwerste Freisetzung: Auswirkungen auf Gesundheit und Umwelt in einem weiten Umfeld		
6 Schwerer Unfall	Erhebliche Freisetzung: Voller Einsatz der Katastrophenschutzmaßnahmen		
5 Ernster Unfall	Begrenzte Freisetzung: Einsatz einzelner Katastrophenschutzmaßnahmen	Schwere Schäden am Reaktorkern/an den radiologischen Barrieren	
4 Unfall	Geringe Freisetzung: Strahlenexposition der Bevölkerung etwa in der Höhe der natürlichen Strahlenexposition	Begrenzte Schäden am Reaktorkern/an den radiologischen Barrieren  Strahlenexposition beim Personal mit Todesfolge	
3 Ernster Störfall	Sehr geringe Freisetzung: Strahlenexposition der Bevölkerung in Höhe eines Bruchteils der natürlichen Strahlenexposition	Schwere Kontaminationen  Akute Gesundheitsschäden beim Personal	Beinahe Unfall  Weitgehender Ausfall der gestaffelten Sicherheitsvorkehrungen
2 Störfall		Erhebliche Kontamination  Unzulässig hohe Strahlenexposition beim Personal	Störfall  Begrenzter Ausfall der gestaffelten Sicherheitsvorkehrungen
1 Störung			Abweichung von den zulässigen Bereichen für den sicheren Betrieb der Anlage
0 Unterhalb Skala			Keine oder sehr geringe sicherheitstechnische Bedeutung

Tab. 3-3: Systematik der Bewertungsskala INES (Die im Schema verwendeten Kriterien sind als allgemeine Umschreibungen zu verstehen)

### 3.4.3 Minimale Anforderungen an das globale Sicherheitsniveau

Als Minimalforderung für eine Nutzung der Kernenergie über einen Zeitraum von drei Jahrzehnten, an dessen Ende die jetzigen Anlagen ihre Auslegungsbetriebszeit erreicht haben und möglicherweise - ohne durch besondere Ereignisse bedingte Akzeptanzverluste oder -einbrüche - durch neue, weiter verbesserte Anlagen ersetzt werden, ist von daher anzusetzen, daß in der Gesamtheit für alle Anlagen weltweit „g“ maximal  $0,003 \text{ a}^{-1}$  betragen dürfte, „h“ demgegenüber höchstens  $0,1 \text{ a}^{-1}$ . Dies entspricht der Vorstellung, daß die Wahrscheinlichkeit für ein „g-Ereignis“ in dem betrachteten Zeitraum klein gegen 1 sein muß, d.h. der wahrscheinlichere Fall ist ein Betrieb der Anlagen ohne ein solches Ereignis. Ernste Stör- oder Unfälle hingegen dürfen maximal einige wenige weltweit auftreten, ohne daß ein integraler Akzeptanzeinbruch zu befürchten ist (Abbildung 3-4).

Selbstverständlich müssen über diese absoluten Minimalforderungen hinaus konkretere Ziele angestrebt werden. Die hier vorgeschlagenen Werte gründen sich auf einer qualitativen Einschätzung möglicher Akzeptanzauswirkungen auf der Grundlage von Erfahrungen mit eingetretenen Ereignissen wie z.B. Three Mile Island (1979) und Tschernobyl (1986), sie wurden nicht wissenschaftlich abgeleitet.

In den 70er und 80er Jahren waren diese Minimalforderungen in keiner Weise erfüllt, was zu den heutigen Akzeptanzproblemen der Kernenergie beigetragen haben dürfte. Die vorliegende Arbeit verfolgt vorrangig das Ziel, die Wirkung der zahlreichen ergriffenen Maßnahmen auf die Kenngrößen „g“ und „h“ einzuschätzen und aus diesen Einschätzungen konkrete Folgerungen zu ziehen. Die angegebenen numerischen Werte haben ausnahmslos den Charakter des „engineering judgement“, das in erster Linie der Orientierung dienen soll.

### 3.4.4 Methodik der Bestimmung der Kenngrößen „g“ und „h“

Es stellt sich die Frage nach der Methodik zur Bestimmung von „g“ und „h“ .

Es wäre grundsätzlich denkbar, die Wahrscheinlichkeit für das Eintreten von Ereignissen ausschließlich aus Risikostudien zu ermitteln. Wie in Kapitel 5 ausführlich dargelegt ist, sind die vorliegenden Erkenntnisse aus diesem Bereich zwar durchaus umfangreich, dennoch reichen sie nicht aus. Es gibt zum einen das praktische Problem, daß es nicht für alle Anlagen entsprechende Untersuchungen gibt, hinzu kommt, daß selbst die vorhandenen bei weitem nicht alle verfügbar sind. Die heute vorliegenden PSA sind zwar gegenüber den „Pionierarbeiten“ – wie in Kapitel 2 bereits ausgeführt - deutlich verbessert, dennoch bestehen auch heute noch – zumindest global gesehen - methodische Uneinheitlichkeiten und Eingrenzungen im Analyseumfang. Ferner sind bestimmte Voraussetzungen in der Praxis nicht immer erfüllt. So waren zum Beispiel bei vielen Unfällen Verstöße gegen Betriebsvorschriften im Spiel, die in PSA nicht abgebildet werden.

Die genannten Gründe machen in ihrer Gesamtheit eine empirische Vorgehensweise erforderlich, die vornehmlich auf beobachteten Häufigkeiten von Ereignissen beruht („frequentistisches“ Vorgehen). Da die Zahl der Unfälle in der Kerntechnik global gesehen nicht sehr hoch war - und dies insbesondere im zurückliegenden Jahrzehnt – ergeben sich aus statistischen Gründen dabei für die Zielgrößen breite Unsicherheitsbänder. Die zwar nicht vollständigen, aber durchaus erheblichen

Erkenntnisse aus durchgeführten PSA können herangezogen werden, um die Zielgrößen weiter einzuengen.

Stufe	Kurzbezeichnung	Kriterien	Beispiele
UNFÄLLE 7	KATASTROPHALER UNFALL	<ul style="list-style-type: none"> <li>•Freisetzung großer Teile der in einer kerntechnischen Einrichtung enthaltenen radioaktiven Stoffe in die Umgebung, in einem Ausmaß, das radiologisch mehr als einigen zehntausend TBq Jod 131 entspricht. Akute Gesundheitsschäden möglich. Gesundheitliche Spätschäden über große Gebiete, ggf. in mehr als einem Staat. Langfristige Umweltschäden.</li> </ul>	Tschernobyl KKW, Ukraine, 1986
6	SCHWERER UNFALL	<ul style="list-style-type: none"> <li>•Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung in einem Ausmaß, das radiologisch einigen tausend bis einigen zehntausend TBq Jod 131 entspricht. Katastrophenschutzmaßnahmen in vollem Umfang erforderlich, um Gesundheitsschäden in Grenzen zu halten.</li> </ul>	Kyshtym Wiederaufbereitungsanlage, Rußland, 1957
5	ERNSTER UNFALL	<ul style="list-style-type: none"> <li>•Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung in einem Ausmaß, das radiologisch einigen hundert bis einigen tausend TBq Jod 131 entspricht. Einsatz einzelner Katastrophenschutzmaßnahmen erforderlich, um die Wahrscheinlichkeit von Gesundheitsschäden zu verringern.</li> <li>•Schwere radiologische Schäden an der Anlage, z. B. schwere Schäden am Reaktorkern (mechanische Zerstörung oder Kernschmelzen) oder vergleichbare Schäden in anderen kerntechnischen Einrichtungen.</li> </ul>	Windecale KKW, UK, 1957  Three Mile Island KKW, USA, 1979
4	UNFALL	<ul style="list-style-type: none"> <li>•Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung, welche bei den am stärksten betroffenen Personen außerhalb der Anlage zu einer Strahlenexposition von einigen Millisievert führt. Im allgemeinen keine Notwendigkeit von Katastrophenschutzmaßnahmen außerhalb der Anlage. Möglicherweise lokale Verzehrbeschränkungen.</li> <li>•Begrenzte radiologische Schäden an der Anlage, z. B. begrenzte Schäden am Reaktorkern (mechanische Zerstörung oder Kernschmelzen) oder vergleichbare Schäden in anderen kerntechnischen Einrichtungen.</li> <li>•Strahlenexposition des Personals mit hoher Wahrscheinlichkeit für frühzeitige Todesfolge.</li> </ul>	Windecale Wiederaufbereitungsanlage, UK, 1973 Saint Laurent KKW, Frankreich, 1980
STÖRFÄLLE 3	ERNSTER STÖRFALL	<ul style="list-style-type: none"> <li>•Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung, welche bei den am stärksten betroffenen Personen außerhalb der Anlage zu einer Strahlenexposition von einigen zehntel Millisievert führt. Schutzmaßnahmen außerhalb der Anlage wahrscheinlich nicht erforderlich.</li> <li>•Technische Ausfälle oder Bedienungsfehler mit der Folge einer Strahlenexposition beim Personal mit akuten Gesundheitsschäden oder mit der Folge von schweren Kontaminationen (z. B. Freisetzung von einigen tausend TBq radioaktiver Stoffe aus der primären in die sekundäre Umschließung, wenn die radioaktiven Stoffe in einen geeigneten Lagerbereich überführt werden können).</li> <li>•Störfälle, bei denen ein zusätzlicher Ausfall von Sicherheitsvorkehrungen zum Eintritt eines Unfalls führen könnte. Anlagenzustände, bei denen die Sicherheitsvorkehrungen im Falle des Eintritts bestimmter Störfälle eine Ausweitung in einen Unfall nicht verhindern könnten.</li> </ul>	Vandellós KKW, Spanien, 1989
2	STÖRFALL	<ul style="list-style-type: none"> <li>•Begrenzter Verlust von Sicherheitsvorkehrungen. Dies sind insbesondere technische Zwischenfälle, bei denen die Sicherheitsvorkehrungen ausreichend sind, einen zusätzlichen Ausfall (zu erwartendes auslösendes Ereignis oder weiterer Komponentenausfall) zu beherrschen.</li> <li>•Ereignisbedingte unzulässig hohe Strahlenexposition des Betriebspersonals.</li> <li>•Erhebliche Kontamination in Bereichen der Anlage, in denen eine entsprechende Kontamination auslegungsgemäß nicht zu erwarten ist.</li> </ul>	
1	STÖRUNG	<ul style="list-style-type: none"> <li>•Technische oder betriebliche Störungen, die zwar die Sicherheit insgesamt nicht beeinträchtigen, aber auf Mängel bei den Sicherheitsvorkehrungen hinweisen. Die Ursachen hierfür können in technischen Ausfällen, Bedienungsfehlern oder in unzureichenden Betriebsvorschriften liegen. Diese Störungen sind von solchen Störungen zu unterscheiden, bei denen keine Abweichungen vom zulässigen Anlagenbetrieb auftreten und die in Übereinstimmung mit den Betriebsvorschriften behoben werden. Diese liegen in der Regel "unterhalb der Skala".</li> </ul>	
0	UNTERHALB DER SKALA	<ul style="list-style-type: none"> <li>•Keine oder sehr geringe sicherheitstechnische Bedeutung</li> </ul>	

Tab. 3-4: Kriterien für die Einstufung von Ereignissen auf der INES-Skala mit Fallbeispielen eingetretener Stör- und Unfälle

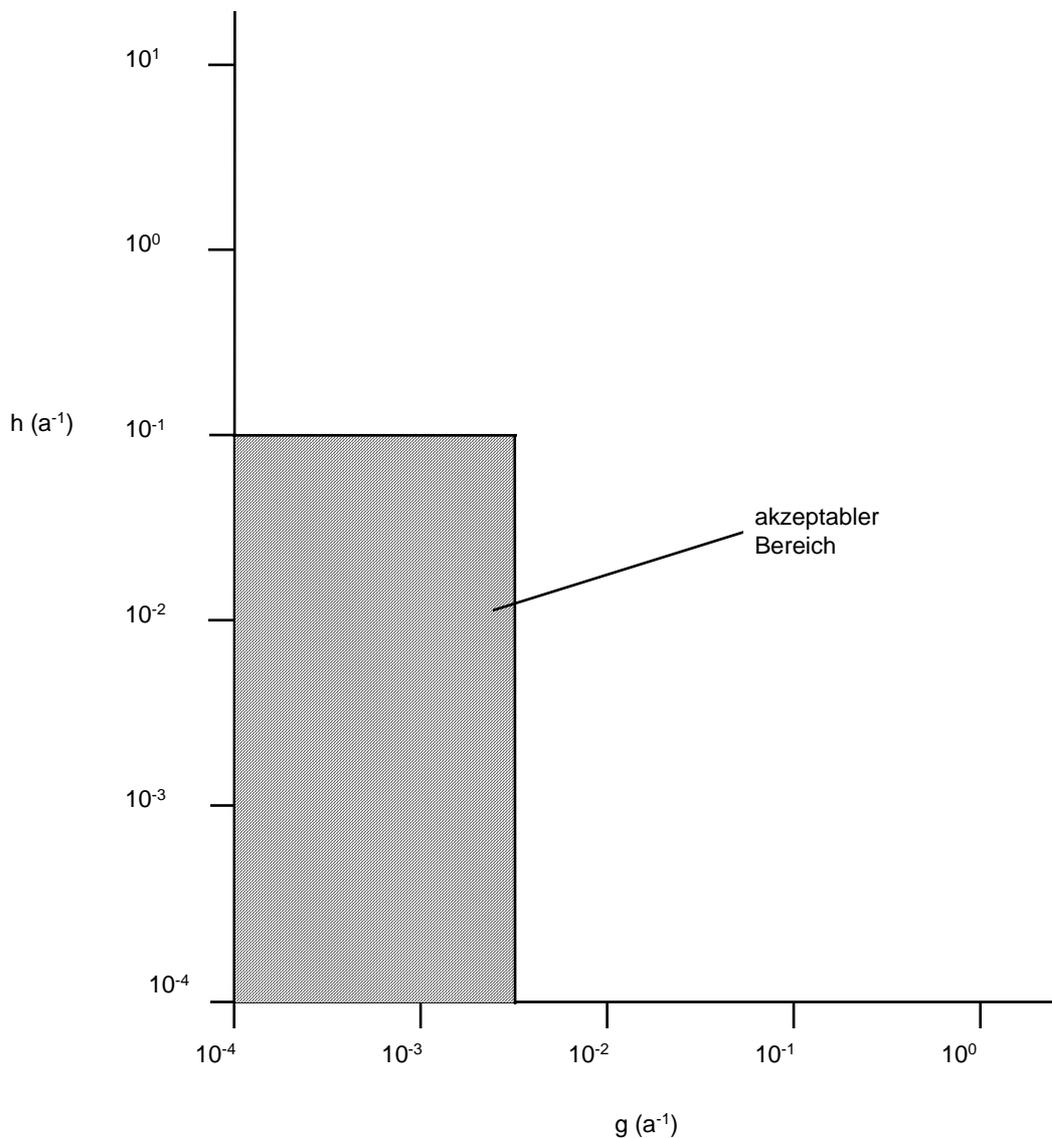


Abb. 3-2: Die Minimalforderungen an die Häufigkeiten „g“ und „h“

### 3.5 Kerntechnische Stör- und Unfälle im Zeitraum bis 1990

Die in Tabelle 3-5 beispielhaft angeführten kerntechnischen Unfälle belegen, daß Ereignisse vom Typ „h“ und „g“ real auftreten, wobei insbesondere der Zeitraum bis 1990 deutlich mehr solcher Ereignisse aufweist. Hinsichtlich der Zielsetzung, die Häufigkeit dieser Ereignisse global zu bestimmen, ist vorab festzustellen, daß eine systematische Erfassung kerntechnischer Stör- und Unfälle im Rahmen des IRS erst seit etwa 1990 erfolgt. Die im folgenden überwiegend aus den Quellen [MOS 90] und [BUR 97] übernommenen Informationen können keinen Anspruch auf Vollständigkeit

erheben, auch die Ereignisverläufe als Grundlage für eine „retrospektive“ Zuordnung zur INES-Skala sind mit Vorbehalt zu versehen.

Man erkennt, daß es insgesamt zwei Ereignisse vom Typ „g“ – schwerer bzw. katastrophaler Unfall mit Freisetzung – und 16 Ereignisse vom Typ „h“ gegeben hat. In der zweiten Hälfte des betrachteten Zeitraums geht die Zahl der Ereignisse leicht zurück.

Die Häufigkeit der Ereignisse vom Typ „g“ liegt also etwa bei 0,04 (1/a), die zur Kategorie „h“ gehörenden Ereignisse sind mit etwa 0,32 (1/a) deutlich häufiger.

Diese Zahlen sind allerdings Mittelwerte über einen längeren Zeitraum. Es ist zu vermuten, daß insbesondere im letzten Jahrzehnt mit einem Ereignis vom Typ „h“ ein deutlich besseres globales Sicherheitsniveau erreicht worden ist, ohne das dies wegen der geringen statistischen Ereignisbasis zwingend gefolgert werden kann.

Dieser Fragestellung und daraus abgeleiteten Fragestellungen widmet sich die vorliegende Arbeit. Hat sich das globale Sicherheitsniveau wirklich gebessert, wie ist es quantitativ – unter Heranziehung statistischer Methoden und von Erkenntnissen aus Risikostudien und PSA – zu charakterisieren? Wie ist der Übergang zu einem zukünftigen Bestand „unfallfreier“ oder im Vergleich zum aktuellem Bestand deutlich sichererer Anlagen zu gestalten?

Zeitraum	Ereignis	Hergang	INES Stufe
1950-1959	Windscale (KKW), UK, 1957	Graphitbrand, Freisetzung	5
	Mayak, Region Tscheljabinsk (früher Kyshtym) Pu-Fabrik UdSSR 1957	Explosion eines Abfallbehälters mit Spaltproduktlösung	6
	Vinca, kritisches Experiment, Jugoslawien, 1958	Kritikalitätsunfall	4
	Los Alamos, 1958	Kritikalitätsunfall	4
	NRX Reactor	Leistungsexkursion, BE-Schmelzen	5
1960-1969	EBR 1, USA, 1955	BE-Schmelzen	4
	SL1-Reactor, Idaho Falls, USA, 1961	Kritikalitätsunfall	4
	Woods River Junction, USA, 1964	Kritikalitätsunfall	4
	Lucens (KKW), Schweiz, 1969	Druckröhrenversagen, partielle Kernschmelze	4
	Chapel Cross, UK, 1967	BE-Schmelzen	4
1970-1979	Enrico Fermi, USA, 1966	BE-Schmelzen	4
	TMI (KKW), USA, 1967	Kühlmittelverlust mit Kernschmelzen	5
1980-1989	Windscale (WAA), UK, 1973		4
	St. Laurent (KKW), Frankreich, 1980		4
	Constituyentes, Argentinien, 1983	Kritikalitätsunfall	4
1990-1999	Tschernobyl (KKW), UdSSR, 1986	Leistungsexkursion mit Explosion, große Freisetzung,	7
	Tokai Mura (BE-Fabrik), Japan, 1998	Kritikalitätsunfall mit Personenschäden	4

Tab. 3-5: Übersicht über kerntechnische Unfälle im Zeitraum 1950 bis 1999

**Literatur zu Kapitel 3**

- [BMU 93] Internationale Bewertungsskala für bedeutsame Ereignisse in kerntechnischen Anlagen (INES).  
Eine Information des Bundesumweltministeriums, Juli 1993
- [BUR 97] Burkart, W.; Schnelzer, M.  
Das nukleare Vermächtnis der Sowjetunion  
Spektrum der Wissenschaft: Dossier Radioaktivität 1/97, 88-93
- [CON 93] Conrad, F.:  
Internalisierung externer Kosten der Energieversorgung - Beispiel Kernenergie.  
atomwirtschaft, Oktober 1993, 698-704
- [EWE 91] Ewers, H.-J.; Rennings, K.:  
Die monetären Schäden eines Super-GAU in Biblis.  
Diskussionspapier Nr. 2 des Instituts für Verkehrswissenschaft der Universität Münster, 1991
- [HEN 95] Hennings, W.; Mertens, J.; Reer, B.:  
Methodik der Risikoanalyse für Kernkraftwerke.  
Polyprojekt Risiko und Sicherheit, Dokument Nr. 10, Hochschulverlag AG an der ETH Zürich, 1995  
ISBN 3 7281 2179 7
- [FRI 97] Friedrich, R.; Krewitt, W.:  
Umwelt- und Gesundheitsschäden durch die Stromerzeugung  
Externe Kosten von Stromerzeugungssystemen.  
Springer Verlag, 1997  
ISBN 3-540-63303-X
- [FRI 98] Friedrich, R.; Krewitt, W.:  
Externe Kosten der Stromerzeugung.  
Energiewirtschaftliche Tagesfragen,  
48. Jg. (1998) Heft 12, Seiten 789 - 794
- [KOT 94] Kotthoff, D.:  
Internationale Bewertungsskala für bedeutsame Ereignisse in kerntechnischen Einrichtungen (Benutzerhandbuch).  
GRS-111, Juni 1994
- [MOS 90] Mosey, D.:  
Reactor Accidents.  
Nuclear Engineering International Special Publications,  
ISBN 0-408-06198-7, 1990

- [NIE 91] Niehaus, F.; Ledermann, L.:  
Role of Probabilistic Safety Criteria in Nuclear Power Plant Safety.  
International Atomic Energy Agency.  
Proceedings of an International Symposium on the Use of PSA for  
Operational Safety held in Vienna, 3-7 June 1991
- [WEI 97] Weil, L. et al.:  
Chernobyl Accident Consequences in Germany: Nuclear Safety and  
Radiation Protection. International Conference: „One Decade After  
Chernobyl: Summing up the Consequences of the Accident“,  
International Atomic Energy Agency, Vienna (Austria), 8-12 April 1996  
IAEA-TECDOC-964(Vol. 2), Sep 1997. p. 555-557  
ISBN: 1011-4289





## 4. Die Risiken des Kernbrennstoffkreislaufs

### 4.1 Die Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufs

In Abbildung 4-1 ist eine Übersicht über die wesentlichen Stationen und Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufs gegeben.

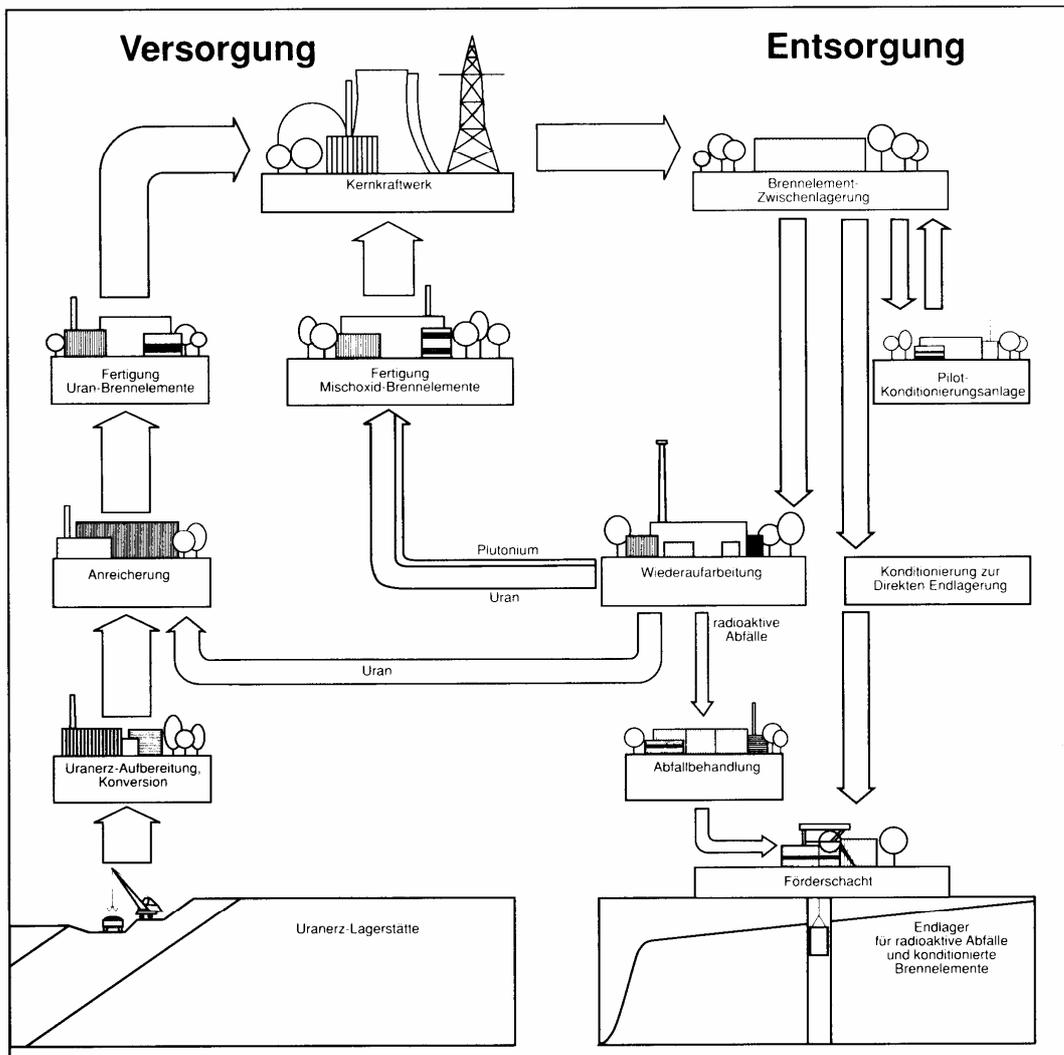


Abb. 4-1: Der Kernbrennstoffkreislauf (nach [DAF 95])

Diese umfassen - neben Kernkraftwerken - Einrichtungen zur

- Uranerzförderung und -aufbereitung,
- Konversion und Anreicherung von Uran,
- Herstellung von Brennelementen,
- Zwischenlagerung radioaktiver Reststoffe und Abfälle,

- Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen,
- Herstellung von MOX-Brennelementen,
- Abfallkonditionierung sowie zur
- Endlagerung radioaktiver Abfälle.

Anhang B enthält Informationen zu technischen Aspekten der Anlagen der Ver- und Entsorgung.

Im Hinblick auf die in dieser Arbeit anzustellenden Risikobetrachtungen sei angemerkt, daß neben den Anlagen in der Betriebsphase auch die stillgelegten kerntechnischen Anlagen einzubeziehen und die Aspekte der Transporte radioaktiver Stoffe zwischen den Anlagen in die Risikobilanz aufzunehmen sind.

Eine aktuelle Auflistung bestehender und geplanter Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufs in der Bundesrepublik Deutschland, die dem Autor vom Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit zur Verfügung gestellt wurde, ist als Anhang C beigefügt.

## **4.2 Informationen zu Risiken des Brennstoffkreislaufs**

### **4.2.1 Uranerzgewinnung und -aufbereitung**

Der Erzbergbau beinhaltet zwar typisch bergbauliche, jedoch keine im eigentlichen Sinne nuklearen Risiken. Es handelt sich - radiologisch gesehen - um den Umgang mit natürlich radioaktiven Stoffen, die aufgrund ihrer spezifischen Aktivitäten und der Art und Weise der - rein mechanischen - Handhabung keine nennenswerten Beiträge zu den in Abschnitt 3.4 festgelegten Zielgrößen erbringen können. Von daher wird für die Zwecke dieser Arbeit der Risikoanteil aus der Uranerzgewinnung vernachlässigt.

Dabei darf nicht übersehen werden, daß die umweltgerechte Stabilisierung von Abbaustätten und ausgebeuteten Erzen („Tailings“) des Uranerzbergbaus einen erheblichen Aufwand erfordern kann, insbesondere dann, wenn der Abbau selbst nicht bereits strikten Anforderungen unterliegt. Die umfangreichen und kostenaufwendigen Maßnahmen zur Sanierung von Anlagen der ehemaligen SDAG Wismut in den Neuen Bundesländern untermauern diese Einsicht.

Die zuvor gegebene risikomäßige Einschätzung erstreckt sich auch auf den Bereich der Uranerzaufbereitung, die mit der Herstellung des Produktes „Yellow Cake“ endet. Die involvierten Verfahrensschritte sind die Zerkleinerung durch Brechen und Mahlen, die saure oder alkalische Laugung, die Reinigung und Konzentration der uranhaltigen Lösung sowie abschließend die Ausfällung und Trocknung des Urans.

### 4.2.2 Konversion

Die Konversion wie auch die übrigen Schritte des Kernbrennstoffkreislaufs werden in einem einschlägigen Bericht der OECD-Kernenergieagentur NEA [NEA 93] im Hinblick auf Sicherheit, Betriebserfahrungen und Risiken eingehend diskutiert.

Yellow Cake wird für die Zwecke der Anreicherung in Uranhexafluorid ( $UF_6$ ) umgewandelt. Dieses hat im flüssigen Zustand wegen der hohen Verdampfungsrate das größte Potential für massive Freisetzungen. Neben den radiologischen Risiken ist dabei auf die erhebliche chemische Toxizität hinzuweisen. Bei einer Freisetzung reagiert Uranhexafluorid mit Luftfeuchtigkeit und es entsteht u.a. Fluorwasserstoff (HF). Ein Störfall aus dem Jahre 1986 in der „Sequoyah Fuel Conversion Facility“ in Oklahoma, in dessen Verlauf ein Uranhexafluoridzylinder versagte, führte zum Tod eines Beschäftigten [LEG 78].

Das insgesamt größte Freisetzungsrisiko wird bei einer Lagerung von  $UF_6$ -Behältern im Freien gesehen, wenn äußere Einwirkungen, wie z.B. ein Flugzeugabsturz, mehrere Behälter zerstören. Allerdings ist die Wahrscheinlichkeit hierfür in der Regel als sehr gering anzusehen.

In der vorstehend zitierten Untersuchung der OECD-Kernenergieagentur wird dargelegt, daß die Betriebserfahrungen im Laufe der Jahre analysiert und in betriebliche Verbesserungen umgesetzt wurden.

Insgesamt ergibt sich die gleiche Einschätzung wie für die Uranerzförderung und -aufbereitung: Es sind nur vernachlässigbare Beiträge zum Gesamtrisiko der Kernenergienutzung, ausgedrückt durch die Kenngrößen „g“ und „h“, zu erwarten.

### 4.2.3 Anreicherung

Die Anreicherung von Uran für den Einsatz in Leichtwasserreaktoren erfolgt in Diffusionsanlagen oder mittels Gaszentrifugen.

In Diffusionsanlagen wird mit Uranhexafluorid ( $UF_6$ ) gearbeitet. Auf dessen korrosive und toxische Eigenschaften wurde bereits im voranstehenden Kapitel eingegangen. Zusätzlich besteht ein spezifisches Kritikalitätsrisiko in Bereichen hoher Anreicherung. Leistungsstarke Pumpen und Vakuumbedingungen führen in Verbindung mit ständigen Schwingungsbelastungen dazu, daß Leckagen oder gar Brüche in Pumpen oder Ventilen als typische Probleme auftreten. Die so mögliche Freisetzung von  $UF_6$  wird als Hauptrisiko eingestuft [NEA 93]. Derartige Probleme wurden allerdings mit wachsender – und generell positiver – Betriebserfahrung immer besser beherrscht.

Seit den 70er Jahren wird als - zunehmend konkurrenzfähige - Alternative auch die Zentrifugenanreicherung eingesetzt, beispielsweise in Deutschland am Standort Gronau. Neben den für den Umgang mit  $UF_6$ -typischen Risiken, die bereits erwähnt worden sind, müssen die aus den hohen Drehzahlen der Zentrifugen resultierenden Probleme betrachtet werden. Im Falle des „Zerknalls“ einer Zentrifugeneinheit kann es durch „Trümmerflug“ zu Zerstörungen weiterer Barrieren kommen, allerdings ist solch ein Ereignis bei geeigneter Auslegung als sehr unwahrscheinlich anzusehen.

Im Bereich der Anreicherung sind, wie bereits erwähnt, grundsätzlich Kritikalitätsunfälle möglich, denen durch Begrenzung von Stoffmengen, geometrische Absicherung und Kontrolle möglicher Moderatorsubstanzen entgegengewirkt werden muß.

Die weltweiten Betriebserfahrungen sind durchweg positiv, es hat lediglich einige wenige Ausfälle mit nur sehr geringen Konsequenzen und ohne sicherheitstechnische Bedeutung gegeben.

Es erscheint von daher gerechtfertigt, im Rahmen dieser Arbeit auch Risikobeiträge von Anreicherungsanlagen - insbesondere gegenüber denen der Kernkraftwerke - zu vernachlässigen.

#### **4.2.4 Brennelementherstellung**

Grundsätzlich ist festzustellen, daß die Fertigung von Brennelementen für die unterschiedlichen Reaktortypen seit Jahrzehnten im industriellen Maßstab erfolgt. In den OECD-Mitgliedsstaaten werden pro Jahr etwa 5000 Tonnen Schwermetall (tSM) allein für LWR-Anlagen in Brennelementen verarbeitet [NEA 93].

Die Betriebserfahrungen sind dabei überwiegend gut. Es hat bisher keinen Kritikalitätsunfall gegeben, hingegen gab es einige wenige Unfälle mit signifikanten Aktivitätsfreisetzungen in die Umgebung.

Bei der Diskussion der spezifischen Risiken ist zwischen der Fertigung von Uranbrennelementen und von MOX-Brennelementen zu unterscheiden.

Im ersteren Fall ist wegen der geringen Radiotoxizität von schwach angereichertem Uran im Falle einer Freisetzung nur mit sehr begrenzten Konsequenzen zu rechnen. Dies gilt jedoch nicht, wenn rezykliertes Uran aus der Wiederaufarbeitung bestrahlter Kernbrennstoffe Verwendung findet.

Bei der Auslegung von Anlagen sind Ereignisse wie Brand, Explosion, Kritikalität und Freisetzung von  $UF_6$  sowie äußere Einwirkungen zu betrachten. Die Überflutung durch Wasser spielt hierbei wegen möglicher Kritikalität eine besondere Rolle. Bei anderen äußeren Einwirkungen, wie z.B. Erdbeben oder Flugzeugabsturz, bildet wiederum die mögliche Freisetzung von  $UF_6$  die wesentliche Gefährdung der Umgebung und des Personals.

Bei der Fertigung von MOX-Brennelementen tritt die mögliche Freisetzung von Plutonium als weiterer Risikofaktor hinzu. Dem wird mit einem sinnvollen technischen Barrierenkonzept und einer geeigneten Druckstaffelung begegnet. Bei der Auslegung gilt es, Brände und Explosionen, welche die Barrieren beeinträchtigen könnten, zu verhindern oder in ihren Auswirkungen zu begrenzen. Selbstverständlich bedarf es auch hier einer sorgfältigen Analyse der äußeren Einwirkungen wie Brände und Explosionen in der Umgebung der Anlage, seismischer Ereignisse und der Auswirkungen eines Flugzeugabsturzes. An manchen Standorten sind extreme Wettersituationen zu berücksichtigen. Einzelheiten hierzu sind beispielsweise in den Berichten [THO 81] und [EPR 79] ausgeführt.

Spezifische PSA sind zu Anlagen der Brennelementfertigung nicht verfügbar. Aufgrund der oben gemachten Ausführungen sind jedoch - insbesondere im Bereich der MOX-BE-Fertigung - signifikante Freisetzungen nicht grundsätzlich auszuschließen. Die Anlagen der Brennelementfertigung sind also ebenso wie die Wiederaufarbeitungsanlagen zu berücksichtigen (siehe Kapitel 5).

#### **4.2.5 Kernkraftwerke**

In Kapitel 2 wurde bereits dargelegt, daß die PSA heute ein unverzichtbarer Bestandteil der Sicherheitsbeurteilung für Kernkraftwerke ist. Es gibt inzwischen für deren große Mehrzahl eine anlagenspezifische PSA zumindest der Stufe 1. Im Gegensatz zu den übrigen Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufs sind daher die Risiken nicht nur qualitativ bekannt, sondern im Detail untersucht und quantifiziert. Es ist somit möglich, die Diskussion des vorliegenden Abschnitts auf Ergebnisse von PSA und Risikostudien zu begrenzen.

##### **4.2.5.1 Sicherheitsanalyse für Siedewasserreaktoren**

Referenzanlage für die von der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit im Jahre 1992 abgeschlossene SWR-Sicherheitsanalyse [GRS 92] ist das Kernkraftwerk Gundremmingen (KRB), eine Anlage mit zwei Blöcken von 1300 MWe (KRB B) bzw. 1308 MWe (KRB C), mit jeweils einem Siedewasserreaktor der Baulinie 72.

In Tabelle 4-1 sind die betrachteten auslösenden Ereignisse und ihre Häufigkeit zusammengestellt. Letztere unterscheiden sich für die Gruppen auslösender Ereignisse sehr stark, für Betriebstransienten liegen sie überwiegend im Bereich von 0,1 bis 1 pro Jahr, während sie für Ereignisse mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (ATWS) um ca. 6 Größenordnungen niedriger liegen. Um zu einer ausgewogenen Auslegung zu kommen, muß man die häufigeren Ereignisse mit entsprechend hoher Zuverlässigkeit beherrschen.

In Abbildung 4-2 sind für einige der Transienten die Beiträge des jeweiligen Ereignisses zur Summe der erwarteten Häufigkeiten der Gefährdungszustände angegeben. Man erkennt, daß die auslösenden Ereignisse durch die Systemtechnik sehr zuverlässig beherrscht werden, im Hinblick auf Ereignisse mit Ausfall der Hauptwärmesenke jedoch deutet sich eine Unausgewogenheit an.

Die Analysen ergeben insgesamt, daß für die mit den Betriebs- und Sicherheitssystemen nicht beherrschten Ereignisabläufe, d. h. die Gefährdungszustände, eine Eintrittshäufigkeit von ca.  $5 \cdot 10^{-5}/a$  zu erwarten ist. Die Wahrscheinlichkeit hierfür liegt somit bei 1 zu 20 000 pro Anlage und Jahr. Bei der überwiegenden Zahl dieser Fälle steht ausreichend Zeit (mehr als drei Stunden) für die Durchführung von anlageninternen Notfallmaßnahmen zur Verfügung, wodurch deren Erfolgsaussichten günstig eingeschätzt werden. Solche Maßnahmen wurden jedoch in der erwähnten Sicherheitsstudie [GRS 92] nicht abschließend bewertet. Nicht berücksichtigt ist bei der angegebenen Eintrittshäufigkeit auch ein weiteres - inzwischen nachgerüstetes - Sicherheitssystem, das sogenannte „Zusätzliche Nachwärmeabfuhr- und

Einspeisesystem (ZUNA)“. Bei Berücksichtigung dieses ergänzenden Sicherheitssystems verringert sich die Eintrittshäufigkeit für nicht beherrschte Ereignisabläufe um etwa das 10fache auf rund 1 zu 200 000 pro Anlage und Jahr.

Die GRS-Sicherheitsanalyse zeigt sehr deutlich, in welchem Maße die PSA einen „Motor“ für wirksame Sicherheitsverbesserungen darstellt. Bestehende Schwachstellen und Unausgewogenheiten werden erkannt, zugleich werden Verbesserungsmöglichkeiten aufgezeigt, die sich wiederum mit den Methoden der PSA bewerten lassen.

Bei konsequenter Nutzung der Erkenntnisse aus der PSA ergibt sich nach der erstmaligen Durchführung einer PSA in den meisten Fällen ein deutlich verbessertes Sicherheitsniveau und eine weitergehende Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts der Anlage.

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

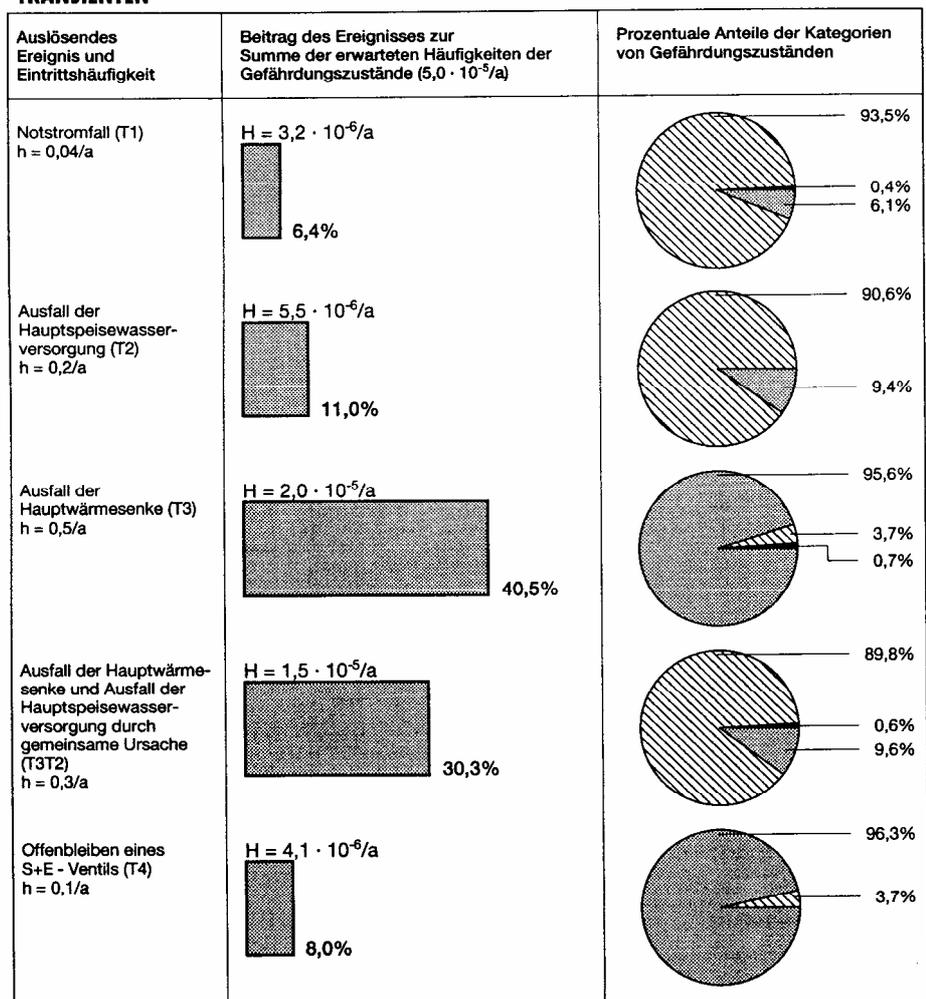
Tab. 4-1: Auslösende Ereignisse und Häufigkeiten aus der SWR-Sicherheitsanalyse nach [GRS 92]



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

Tab. 4-1 (ff.): Auslösende Ereignisse und Häufigkeiten aus der SWR-Sicherheitsanalyse (Fortsetzung) nach [GRS 92]

## TRANSIENTEN



92074-10

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

$b_2$ :  Versagen FD-Leitung bei Überspeisung und Ausfall DDA <sup>1)</sup>

$b_2^*$ :  Entleerung der KOKA durch Dampfaustrag über Leck außerhalb SB bei ausgefallenem DDA <sup>1)</sup>

$b_3$ :  Kernfreilegung infolge Ausfall RDB-Bespeisung

$b_4$ :  Hoher Druck im RDB infolge Versagen der Druckbegrenzung

<sup>1)</sup> Die Gefährdungszustände der Kategorie  $b_2$  und  $b_2^*$  wurden bei Transienten und KMV innerhalb SB nicht bewertet

NWA : Nachwärmeabfuhr  
 FD : Frischdampf  
 DDA : Durchdringungsabschluß  
 KOKA : Kondensationskammer  
 RDB : Reaktordruckbehälter  
 KMV : Kühlmittelverluststörfall  
 SB : Sicherheitsbehälter

Abb. 4-2: Transienten; Beiträge zur Summe der erwarteten Häufigkeiten der Gefährdungszustände (ohne „ZUNA“, ohne modifizierte Abfahrkühlleitung) nach [GRS 92]

#### 4.2.5.2 Konvoi-PSA

Unter „Konvoi“-Anlagen werden die - nahezu zeit- und baugleich - in den Jahren 1982 - 1988 errichteten Kernkraftwerke Emsland, Isar-2 und Neckarwestheim 2 verstanden, die mit Siemens-Druckwasserreaktoren von ca. 1400 MWe ausgerüstet sind.

Das Ergebnis einer auf einer VDI-Fachtagung im Jahre 1996 präsentierten Sicherheitsbewertung für den DWR 1400 MWe mit Konvoi-Technik zeigt nachstehende Abbildung [FAB 96].

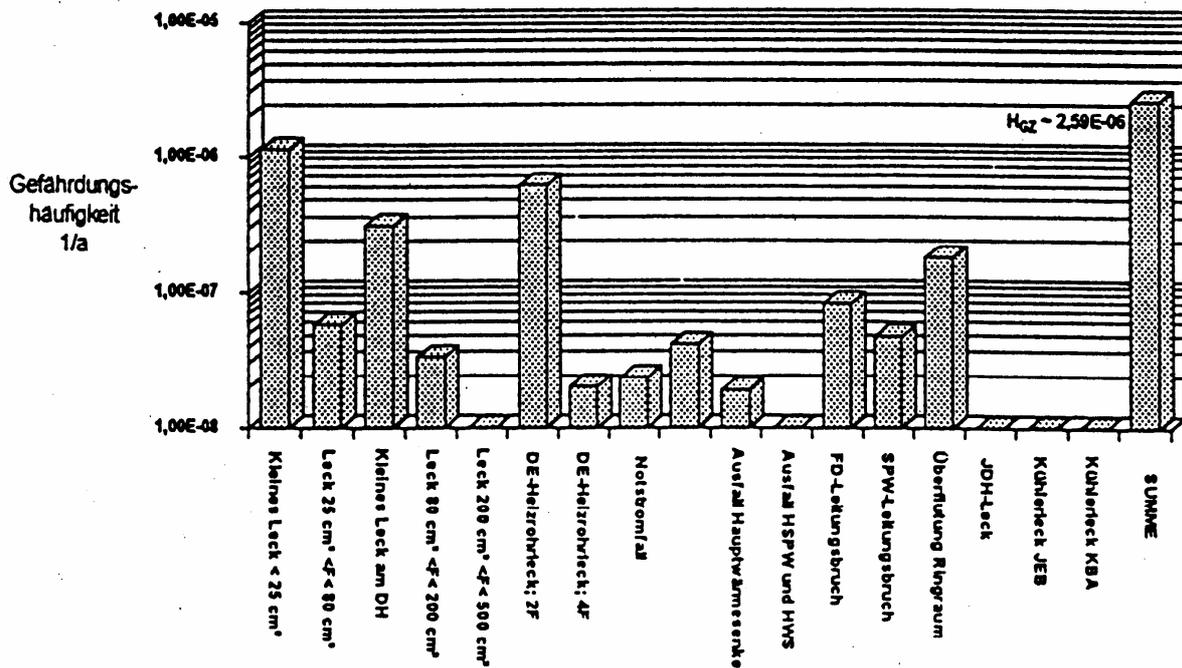


Abb. 4-3: Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) - Ereignisbezogene Gefährdungshäufigkeiten - 1400 MWe-DWR mit Konvoi-Technik

Die - in der Regel dominierenden - Leckstörfälle haben mit zunehmender Leckgröße abnehmende Bedeutung, da sowohl die Eintrittshäufigkeiten zurückgehen als auch die Maßnahmen zu ihrer Beherrschung einfacher werden. Die betrieblichen Transienten mit Ausfall von Hauptspisewasser und Hauptwärmesenke sind gegenüber den kleinen Lecks deutlich weniger bedeutend; zu ihrer Beherrschung sind - z.T. diversitäre - betriebliche und sicherheitstechnische Einrichtungen der Sekundärseite mit hoher Redundanz vorhanden. Bei Brüchen auf der Sekundärseite im Spisewasser- oder Frischdampfsystem ist die „System-Nichtverfügbarkeit“ größer, da die Systemintegrität nicht gegeben und der Redundanzgrad eingeschränkt ist. Einer Überflutung im Reaktor-Ringraum kommt deswegen besondere Bedeutung zu, weil mit einem Versagen der Absperrung längerfristig Komponenten sicherheitstechnisch wichtiger Systeme beeinträchtigt werden können. Insgesamt liegen

alle Einzelereignisse bei einer Gefährdungshäufigkeit unterhalb von  $10^{-6}/a$ , das Sicherheitsniveau dieses Anlagentyps ist anerkannt hoch.

Das dreistufig gestaffelte Sicherheitskonzept der Konvoi-Anlagen ist über die Systeme hinaus, die der Sicherheitsbeurteilung im Rahmen der Betriebsgenehmigung zugrunde lagen, ergänzt worden, indem die genannten „präventiven“ und „mitigativen“ Notfallschutzmaßnahmen als vierte Sicherheitsebene im Sinne des Kapitels 2.1 ergänzt wurden. Die bei diesem Anlagentyp realisierten Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes sind geeignet, die Schadenshäufigkeit gegenüber der Gefährdungshäufigkeit nochmals um etwa eine Größenordnung zu senken und darüber hinaus auch mit Hilfe der schadensbegrenzenden Notfallmaßnahmen die Auswirkungen eines derart unwahrscheinlichen Schadensfalles auf die Anlage und auf die Umgebung abzumildern (siehe Abbildung 4-4).

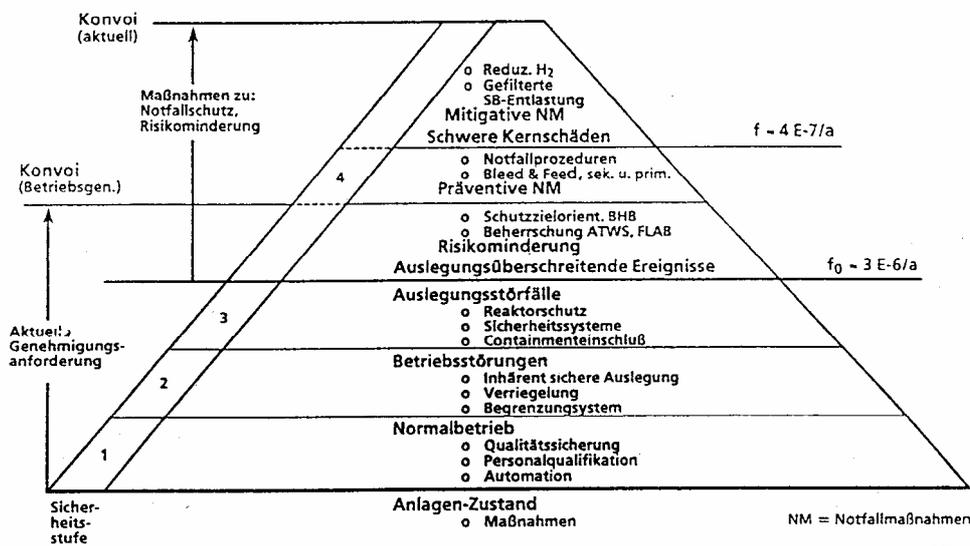


Abb. 4-4: DWR 1400 MWe, Konvoi-Typ  
Mehrstufiges, gestaffeltes Sicherheitskonzept (nach [FAB 92])

Die Erweiterung der Konvoi-Technik durch die AM-Maßnahmen zeigt sehr anschaulich, daß selbst an den zuletzt in Betrieb gegangenen Anlagen, bei denen die Sicherheitstechnik schon weitgehend „optimiert“ ausgeführt ist, Erkenntnisse aus probabilistischen Sicherheitsanalysen eine nochmalige Verbesserung ermöglichen und somit die Rolle der PSA als „Treiber“ für sinnvolle sicherheitstechnische Weiterentwicklungen bestätigen.

In einem Konferenzbeitrag zur Jahrestagung Kerntechnik 1998 führen Fabian und Wenzel aus, wie für die sieben 1300 - 1400 MWe DWR-Anlagen vom Typ Konvoi bzw. Vorkonvoi - ausgehend von einem einheitlichen Grundmodell - anlagenspezifische PSA erstellt wurden [FAB 98]. Als wichtiges Ergebnis wird ein

vergleichbar hohes Sicherheitsniveau aller Anlagen mit einer integralen Gefährdungshäufigkeit von ca.  $2 \cdot 10^{-6}/a$  angegeben.

#### **4.2.5.3 PSA der Stufe 1 im Rahmen der PSÜ für das Kernkraftwerk ISAR 1**

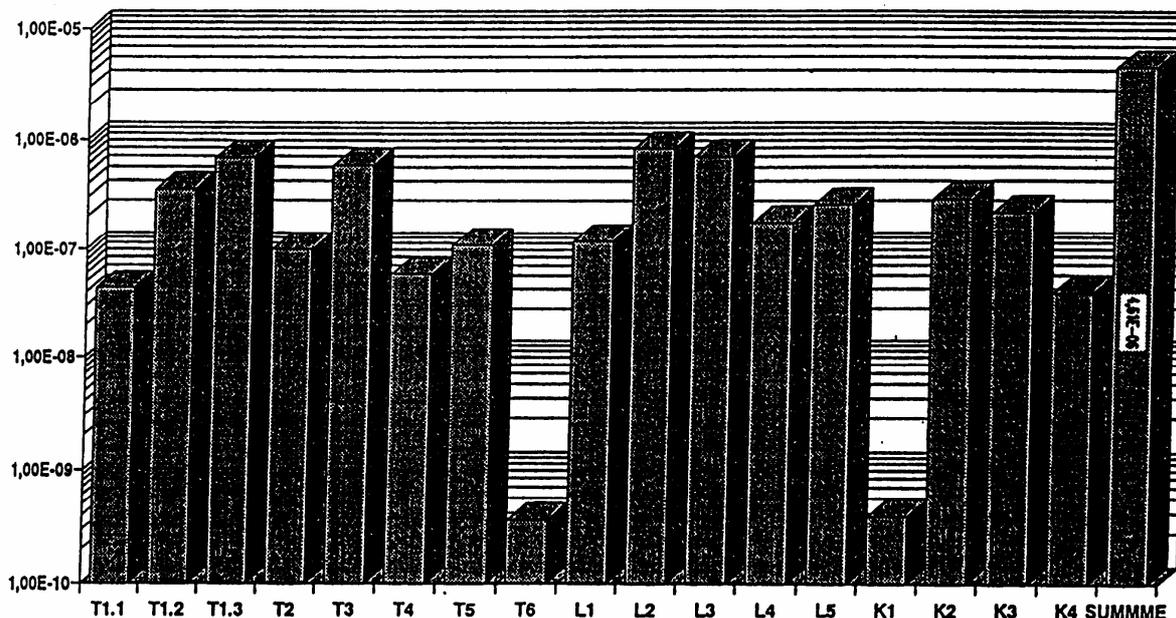
Auf Entwicklung und Methodik der PSÜ wurde bereits in Abschnitt 2.3 eingegangen. In einer Veröffentlichung der Bayernwerk AG [BRO 95] werden die Ergebnisse der PSÜ für die Anlage KKI-1 dargestellt.

Die anlagenspezifische Probabilistische Sicherheitsanalyse wurde zwischen November 1990 und Dezember 1992 erstellt; bezüglich Methodik und Umfang orientierte sie sich an dem BMU-PSA-Leitfaden vom Oktober 1990, einem Vorläufer der in Abschnitt 2.3 beschriebenen Unterlagen. Ziele der PSA waren die Ermittlung und Quantifizierung von Ereignisabläufen, die zum Kernschmelzen führen, die Beurteilung der Ausgewogenheit der Anlagenauslegung und die Schaffung einer Basis für eine „Living PSA“. Es handelt sich um eine PSA der Stufe „1+“, d.h. um eine Sicherheitsanalyse der systemtechnischen Einrichtungen einschließlich der aktiven Funktionen des Sicherheitsbehälters. Sie setzt sich im wesentlichen aus folgenden Einzeluntersuchungen zusammen:

- Ermittlung der für die Sicherheitsanalyse relevanten auslösenden Ereignisse sowie Bestimmung der erwarteten Eintrittshäufigkeiten,
- Ermittlung der Nichtverfügbarkeit der in den Ereignisabläufen berücksichtigten Systemfunktionen,
- Ermittlung der Häufigkeit der Schadenszustände der von den Betriebs- und Sicherheitssystemen nicht beherrschten Ereignisabläufe sowie
- Aufzeigen von potentiellen anlageninternen Notfallmaßnahmen zur Verhinderung von Schadenszuständen.

Die PSA für das KKI-1 bildet die anlagentechnischen Gegebenheiten zum Zeitpunkt der PSA-Erstellung, unter Einbeziehung von Verbesserungsmaßnahmen der Anlagentechnik, die zum damaligen Zeitpunkt geplant waren und zwischenzeitlich realisiert wurden, ab. Auf der Basis der berücksichtigten auslösenden Ereignisse wurde für KKI-1 eine Gesamthäufigkeit von Gefährdungszuständen von  $4,6 \cdot 10^{-6}/a$  - also ohne Berücksichtigung von Notfallmaßnahmen - ermittelt. Der Beitrag der einzelnen auslösenden Ereignisse zur Gesamthäufigkeit ist in Abbildung 4-5 dargestellt.

Das ermittelte Sicherheitsniveau ist - auch im Vergleich zu den modernen Konvoi-Anlagen - bemerkenswert hoch. Die Einzelbeiträge der auslösenden Ereignisse lassen – nicht nur aus Sicht der Anlagenbetreiberin - keine besonderen Schwachstellen oder Unausgewogenheiten des betrachteten Anlagen- und Sicherheitskonzepts erkennen [BRO 95].



T1.1 Fehlschließen eines FD-Iso-Ventils, T1.2 Ausfall der Hauptwärmesenke und Ausfall Speisewasser, T1.3 Ausfall der Hauptwärmesenke bei vorhandener Speisewasserversorgung, T2 Ausfall der Eigenbedarfsversorgung, T3 Ausfall der Speisewasserförderung, T4 Fehlöffnen der Turbinen- und Umleitventile, T5 Fehlöffnendes oder offenbleibendes S/E-Ventil, T6 ATWS, L1 Bruch einer Frischdampfleitung außerhalb Sicherheitsbehälter (SHB), L2 Leck Kondensationskammer außerhalb SHB, L3 Leck in einer Nebenkühlwasserleitung, L4 Bruch einer Speisewasserleitung außerhalb SHB, L5 Bruch einer TC-Leitung außerhalb SHB, K1 Kühlmittelverluststörfall im SHB; Großes Leck,  $F \geq 300 \text{ cm}^2$ , K2 Kühlmittelverluststörfall im SHB; Mittleres Leck,  $60 \text{ cm}^2 \leq F < 300 \text{ cm}^2$ , K3 Kühlmittelverluststörfall im SHB; Kleines Leck,  $F < 60 \text{ cm}^2$ , K4 Kühlmittelverluststörfall im SHB; Leck am RDB-Boden,  $F < 44 \text{ cm}^2$ .

Abb. 4-5: PSÜ für das Kernkraftwerk Isar-1, Beiträge auslösender Ereignisse zur Kernschmelzhäufigkeit

#### 4.2.5.4 Ergebnisse der Individual Plant Examination (IPE) in den USA

Die „Individual Plant Examinations“ (IPE) an amerikanischen Kernkraftwerken wurden von den Betreibern zur Erfüllung der von der Aufsichtsbehörde USNRC im „Generic Letter 88-20“ gestellten Anforderungen hinsichtlich der Identifizierung von Schwachstellen im Hinblick auf Unfälle und von möglichen Gegenmaßnahmen durchgeführt. Dazu wurden u.a. PSA unterschiedlicher Stufen durchgeführt.

Drouin et al. [DRO 96] fassen wesentliche behördliche Erkenntnisse aus der Auswertung der IPE zu ermittelten Schwachstellen und Gegenmaßnahmen zusammen. Zunächst gibt es offensichtlich sehr unterschiedliche Kriterien für Schwachstellen, überwiegend wird ein hoher Beitrag zur Kernschadenshäufigkeit als Hinweis auf das Vorhandensein einer Schwachstelle interpretiert. Die Notstromversorgung der Anlagen wurde in vielen Fällen als verbesserungsbedürftig angesehen. Bei den DWR scheint die Dichtungskühlung für die Hauptkühlwasserpumpen risikorelevant zu sein,

bei den SWR gibt es eine Reihe von Vorschlägen zur Verbesserung der Verfügbarkeit der Nachwärmeabfuhr. Erstaunlich ist, daß die Verbesserungsvorschläge im Mittel nur eine 50%ige Reduktion der Kernschadenshäufigkeit bringen sollen.

Dingman [DIN 96] berichtete auf der Tagung PSA '96 in Park City (Utah) über eine Auswertung der Kernschadenshäufigkeiten, eine Übersicht bietet Abbildung 4-6. Wie aus bereits vorliegenden Untersuchungen [WER 95] zu erwarten war, schneiden die SWR besser ab als die DWR. Auffällig ist die starke Streuung der Kernschadenshäufigkeiten, die zu einem erheblichen Teil nicht auf Unterschiede in den Anlagen, sondern auf Spielräume in der PSA-Modellierung zurückzuführen sind. Letztere bestehen u.a. im Bereich der Modellierung von Personalhandlungen.

Auf der gleichen Fachtagung stellten Forester et al. erhebliche Inkonsistenzen in den Analysen von Personalhandlungen heraus [FOR 96]. Dies betrifft sowohl die konkreten Modellansätze als auch die als „kritisch“ ermittelten Handlungen. So werden Personalhandlungen bei Druckentlastung und beim Abfahrkühlen häufiger als „important“ eingestuft. Es gibt zwar keine „ergebnisbestimmenden“ Einzelhandlungen, die Personalhandlungen sind jedoch insgesamt als wichtiger Beitrag anzusehen.

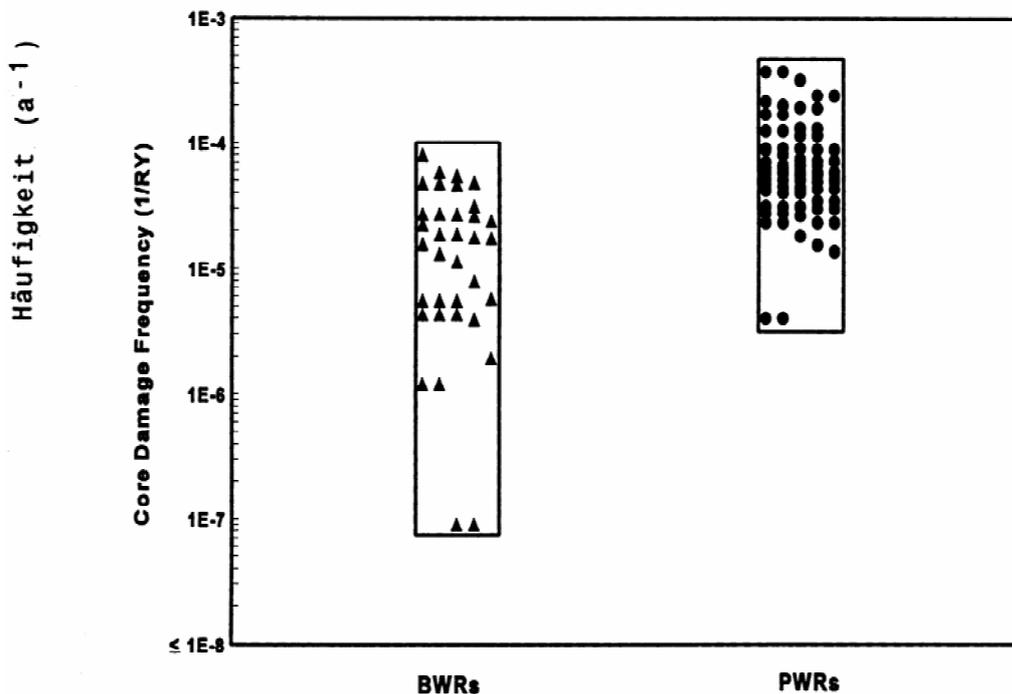


Abb. 4-6: Kernschadenshäufigkeiten für SWR und DWR nach [DIN 96]

Tabelle 4-2 enthält in Kurzform wesentliche Erkenntnisse aus den IPE für verschiedene Gruppen auslösender Ereignisse. Man erkennt, daß Transienten und Kühlmittelverluststörfälle - wie auch bei deutschen Anlagen - wichtige Beiträge zur Häufigkeit von Kernschäden leisten. Dies gilt auch für den Notstromfall - hier jedoch infolge einer „weniger redundanten“ Versorgung im Gegensatz zu den deutschen Anlagen. Das im Wege der IPE ermittelte Sicherheitsniveau - ausgedrückt in der Kernschadenshäufigkeit - erreicht das der deutschen Anlagen nicht, wofür sicherlich die konsequentere Umsetzung der Prinzipien von Redundanz und Diversität und die weitergehend automatisierte Beherrschung der Störfallfolgen in deutschen Anlagen bestimmend sind.

Auslöser	Wesentliche Erkenntnisse
Transienten	Wichtige Beiträge bei fast allen Anlagen infolge gemeinsamer Hilfssysteme, deren Nichtverfügbarkeiten den Ausfall von Redundanzen im Sicherheitssystem bewirken kann. Die Variabilität der Kernschadenshäufigkeit ist sowohl durch anlagenspezifische Auslegung als auch durch Modellannahmen zu erklären. Wichtig sind unterschiedliche Einspeisemöglichkeiten im Falle des SWR; für den DWR werden „Feed & Bleed“ und die Dichtung der Hauptkühlmittelpumpen als Schwachstelle genannt.
Notstromfall	Signifikante Beiträge zur Kernschadenshäufigkeit für die meisten Anlagen. Die Variabilität resultiert aus Unterschieden in der Zahl der Notstromaggregate, alternativer Energiequellen außerhalb der Anlage, Batterielebensdauern, Einspeisemöglichkeit von Feuerlöschwasser bei SWR und ebenfalls die Dichtungen der Hauptkühlmittelpumpen bei DWR.
Kühlmittelverluststörfälle	Signifikante Beiträge für die Mehrzahl der DWR. Die Kernschadenshäufigkeit für SWR ist wegen der größeren Zahl der Einspeisemöglichkeiten und der leichteren Druckentlastbarkeit in der Tendenz niedriger als für DWR.
Interne Überflutung	Für die meisten Anlagen nicht von Belang; einige Anlagen hingegen haben eine Schwachstelle, da im Falle der Überflutung mehrere Systeme ausfallen.
ATWS	Keine hohen Beiträge, da Reaktor-Schnellabschaltung sehr zuverlässig und auslösende Ereignisse selten sind.
Bypass-Sequenzen	Keine hohen Beiträge, da sowohl bei SWR als auch bei DWR auslösende Ereignisse selten sind.

Tab. 4-2: Wesentliche Erkenntnisse aus der IPE ([DIN 96]) zur Kernschadenshäufigkeit

#### 4.2.5.5 Internationaler Vergleich von PSA-Studien

In der Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“ des Bundesumweltministeriums berichtete W. Werner im Jahr 1995 über einen internationalen Vergleich von PSA-Studien der Stufen 1 und 2 [WER 95]. Angaben zu den Referenzanlagen dieser Studien und zum jeweiligen Analyseumfang sind der Tabelle 4-3 zu entnehmen.

Die ermittelten Kernschadenshäufigkeiten, zum Teil mit zugehörigem Mittelwert und Schwankungsbereich, sind für die Gesamtheit der internen auslösenden Ereignisse in Abbildung 4-7 dargestellt.

Wichtige Erkenntnisse aus dem Vergleich lassen sich in Anlehnung an die erwähnte Veröffentlichung wie folgt zusammenfassen:

Maßnahmen des Accident Management (AM) zur Verhinderung von Kernschäden sind bei DWR für Gefährdungszustände mit unzureichender Verfügbarkeit von Systemen zum Wärmetransport von der Primär- zur Sekundärseite höchst effektiv. Für die meisten Anlagen sind die Kernschadenshäufigkeiten durch Beträge von Kühlmittelverluststörfällen dominant bestimmt.

Bei SWR ist AM zur Verhinderung von Kernschäden für Gefährdungszustände infolge Verlust der Wärmeabfuhr aus der Kondensationskammer sehr wirkungsvoll, weil hierbei lange Zeiten und eine Reihe von Alternativen zur Ausführung von AM-Maßnahmen zur Verfügung stehen.

Die Kernschadenshäufigkeiten für Siedewasserreaktoren sind im allgemeinen geringer als diejenigen für Druckwasserreaktoren.

Für die neueren Anlagen sind sowohl bei DWR als auch bei SWR der Anteil von Systemausfällen mit gemeinsamer Ursache (Common-Cause-Ausfälle) an der Kernschadenshäufigkeit höher und der Anteil von menschlichem Versagen niedriger als für die älteren Anlagen. Dieses Ergebnis ist sicherlich durch den geringeren Automatisierungsgrad der älteren Anlagen und die damit verbundene Notwendigkeit häufigerer Operateurhandlungen bestimmt. In allen untersuchten PSA stammen die größten Auswirkungen auf die Ergebnisse und deren Unsicherheit von

- Common-Cause-Ausfällen,
- menschlichen Fehlhandlungen sowie
- von der Eintrittshäufigkeit kleiner und mittlerer Kühlmittelverluststörfälle bei Druckwasserreaktoren.

Die Ergebnisse bekannt gewordener Stufe 2-Studien für Druckwasserreaktoren lassen sich wie folgt zusammenfassen:

- Die großen „trockenen“ Sicherheitsbehälter aus vorgespanntem Beton sind sehr robust und können dem größten Teil der Belastungen, die bei schweren Unfällen auftreten, widerstehen. Frühes Sicherheitsbehälterversagen ist somit sehr unwahrscheinlich. Ein wichtiger Parameter für frühes Sicherheitsbehälterversagen ist die Menge des Zirkons im Reaktorkern, die sehr stark von der gewählten Brennelement-Technologie abhängt. Bei den untersuchten Anlagen befindet sich eine beträchtlich größere Menge Zirkon im Kern des Maine Yankee-Reaktors als in den anderen DWR. Dieses führt zu einer wesentlich erhöhten bedingten Wahrscheinlichkeit für frühes Sicherheitsbehälterversagen durch Wasserstoffverbrennung bzw. -deflagration.
- Unter den Belastungen, die bei schweren Unfällen auftreten, erweisen sich die Eiskondensator-Sicherheitsbehälter mit Stahlschalenkonstruktion als weniger widerstandsfähig als die großen trockenen Sicherheitsbehälter.

Anlage	Land	Typ	Mwe	Level	Anlagenzustände	Auslösende Ereignisse
Surry	USA	DWR	780	3	Vollast	interne, einige externe
Zion	USA		1 100	3	"	interne
Sequoyah	USA		1 150	3	"	interne
REP 900	F		900	1	Vollast und Niedriglast	interne
REP 1300	F		1 300	1		interne
Biblis-B	D		1 300	2-	Vollast	interne und externe
Japan PWR	J		1 100	1	"	interne
Ringhals 3/4	S		915	1	"	interne
Maine Yankee	USA		810	3	"	interne
Robinson	USA		770	3	"	interne
Peach Bottom	USA	SWR	1 150	3	"	interne, einige externe
Grand Gulf	USA		1 250	3	"	interne
Japan BWR	J		1 100	1	"	interne
Gundremmingen	D		1 300	1	"	interne
Forsmark 1/2	S		900	1	"	interne
Browns Ferry	USA		1 150	3	"	interne
Perry	USA		1 200	3	"	interne

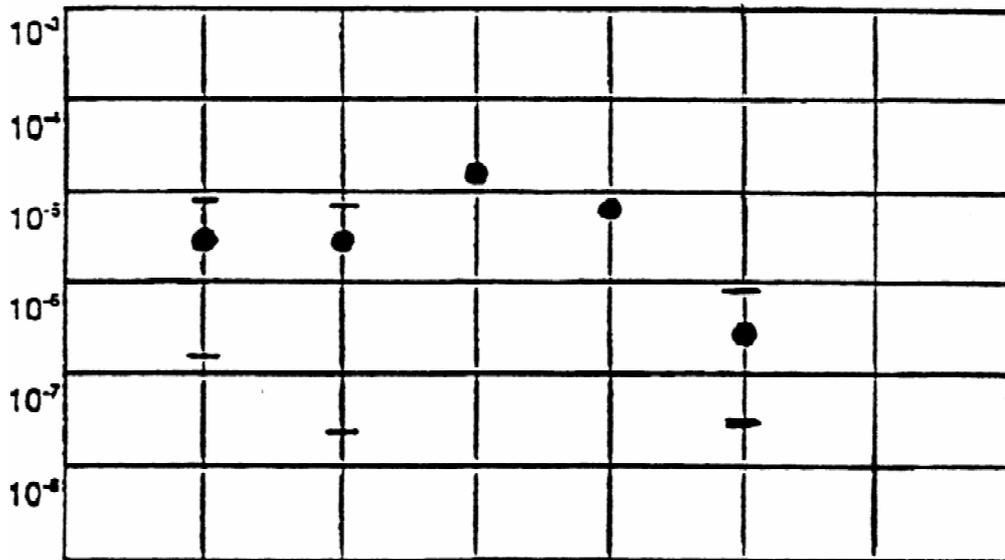
Tab. 4-3: Charakteristiken der ausgewerteten PSA nach [WER 95]

- Bedeutende Beiträge zu frühen, massiven Freisetzungen kommen auch von den als „Sicherheitsbehälter-Bypass-Sequenzen“ bekannten Störfallabläufen, bei denen die Barriere Primärkreis/Sekundärkreis durchbrochen wird. Dies betrifft hauptsächlich den Dampferzeuger-Heizrohrbruch.

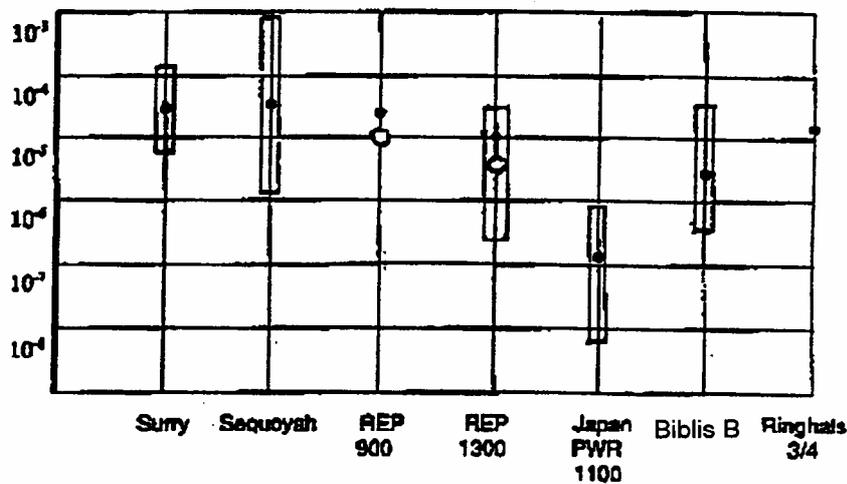
In den deutschen Kernkraftwerken wurde auf der Grundlage einer Empfehlung der RSK aus dem Jahre 1988 – nicht zuletzt vor dem Hintergrund des Reaktorunfalls in Tschernobyl – die Einführung von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes als einer vierten Ebene des in die Tiefe gestaffelten Schutzkonzeptes durchgeführt (siehe auch Abschnitt 2.3.5). In Verbindung mit der Integrität des Containments für DWR-Anlagen sind insbesondere Maßnahmen zur Vermeidung von Wasserstoffexplosionen, die aus der Zirkon-Wasser-Reaktion bei Unfällen entstehen können, und des überdruckbedingten Containmentversagens infolge einer möglichen Spaltproduktfreisetzung im Sicherheitsbehälter zu nennen. Ein System katalytischer Rekombinatoren zur weitgehenden Verhinderung zündfähiger Wasserstoff-Sauerstoffgemische hat sich gegenüber dem lange von der Industrie favorisierten „dualen Konzept“ aus Zündern und Rekombinatoren durchgesetzt, da letztlich die bestehenden Bedenken gegen die Zünder als potentiell nicht ausschließlich sicherheitsgerichtete Maßnahme nicht ausgeräumt werden konnten. Eine gefilterte Druckentlastung steht als Maßnahme gegen drohendes Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters zur Verfügung.

Die Ergebnisse der Stufe 2-Studie für Siedewasserreaktoren lauten kurzgefaßt wie folgt:

- In den MK I-Sicherheitsbehältern (wegen seiner Form bekannt als 'Glühbirne plus Torus' – Design; entwickelt von General Electric und erstmals gebaut für Oyster Creek 1969) gibt es die Möglichkeit für frühes Versagen des Sicherheitsbehälters durch Schmelzen der Auskleidung des trockenen Sicherheitsbehälter-Sumpfes (Drywell) unter dem Einfluß von geschmolzenem Kernmaterial. Die Unsicherheiten, die mit dieser Aussage zusammenhängen, sind jedoch so groß, daß es im Augenblick nicht möglich ist, die Auswirkung auf die Ergebnisse der Analyse und auf das Anlagenverhalten belastbar zu bewerten.
- Die Belastbarkeit des MK III-Sicherheitsbehälters ist wesentlich geringer als die der MK I-Sicherheitsbehälter. Teilweise wird dieser Nachteil durch das große Volumen des Sicherheitsbehälters ausgeglichen, der den gesamten Sicherheitsbehälter-Boden (Drywell und Wetwell) umschließt. In jedem Falle sind die bedingten Wahrscheinlichkeiten für frühes Sicherheitsbehälterversagen und für die Umgehung der Kondensationskammer erheblich.
- In deutschen SWR-Anlagen ist der Sicherheitsbehälter – oder zumindest die Kondensationskammer - während des Betriebs durch eine Stickstoffatmosphäre „inertisiert“, die eine mögliche Wasserstoffexplosion verhindert, so daß eine zusätzliche Rekombination von Wasserstoff nicht erforderlich ist.



Peach Bottom    Grand Gulf    Forsmark 1/2    Gundremmingen    Japan 1100 MWe



- Mittelwert
- Mittelwert für Leistungsbetrieb

REP 900 einschließlich Stillstand und Nichtvollastzuständen

Abb. 4-7: Kernschadenshäufigkeiten für SWR-Anlagen (oberes Bild) und DWR-Anlagen (unteres Bild) nach [WER 95]

#### 4.2.5.6 PSA für WWER-Anlagen

Für Anlagen mit dem Standard-Reaktor der - ehemals sowjetischen - Bauart WWER zeigen Vaurio und Jänkälä [VAU 96], welche bedeutenden Sicherheitsverbesserungen seit 1989 in der finnischen Anlage Loviisa erreicht wurden (Abbildung 4-8). Die PSA spielt in der finnischen Sicherheitsphilosophie eine bedeutsame Rolle, sie war mitbestimmend für die Auswahl der durchgeführten Maßnahmen. Hält man sich vor Augen, daß es sich um eine Anlage russischer Bauart handelt, die bereits im Konzept mit westlicher Technik (u.a. Westinghouse-Eiskondensator-Containment) „nachgerüstet“ wurde, stellt die Kernschadenshäufigkeit aus dem Jahre 1989 einen – durchaus beunruhigenden - Querverweis auf die Problematik vergleichbarer Anlagen in den Staaten Mittel- und Osteuropas dar.

In diesem Zusammenhang wird die Bedeutung der Unterstützung westlicher Staaten für die Verbesserung der kerntechnischen Sicherheit in den Ländern des ehemaligen Ostblocks deutlich. Ein Überblick über die Maßnahmen des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit ist in der Veröffentlichung von Gelfort et al. [GEL 96] dargelegt.

Abbildung 4-8 belegt wiederum die Rolle der PSA als "Treiber" für laufende Sicherheitsverbesserungen. Diese Funktion der PSA ist gegenüber der Erstellung einer "Risiko-Momentaufnahme" umfassender und bedeutsamer, sie entfaltet ihre eigentliche Wirkung als "Living PSA".

#### 4.2.5.7 PSA der Stufe 3 für die Anlage Sizewell B

In einem Beitrag für die „Conference on Thermal Reactor Safety Assessment“ der British Nuclear Energy Society im Jahre 1995 legen Ross und Dawson dar, welche umfangreiche PSA im Rahmen des Genehmigungsverfahrens für die erste britische DWR-Anlage Sizewell B durchgeführt wurde [ROS 94]. Der regulatorische Hintergrund, der eine Risikoquantifizierung fordert, ist in Kapitel 6 dargestellt. Die PSA umfaßt demzufolge die Stufen 1, 2 und 3. Es wurden nicht nur Freisetzen aus dem Kern, sondern auch aus in der Anlage vorhandenen Brennelementen außerhalb des Kerns und sogar aus dem Bereich der Abfallbehandlung berücksichtigt. Die betrachteten auslösenden Ereignisse umfaßten zusätzlich zu den internen auch externe Ereignisse (Erdbeben, Brand, Sturm, Turbinenzerknall, Flugzeugabsturz u.a.) und sogenannte "auslegungsüberschreitende" Auslöser (z.B. Versagen des Reaktor-Druckbehälters). Die Analysen umfaßten alle betrieblichen Zustände außerhalb des Leistungsbetriebs.

Der in der Arbeit von Ross und Dawson formulierte Anspruch, daß diese PSA hinsichtlich ihres Analyseumfangs von keiner anderen übertroffen werde, scheint zutreffend zu sein; folgende Aspekte seien jedoch angemerkt:

- Da im Hinblick auf Risikonachweise konservativ modelliert werden mußte, geben die Ergebnisse kein realistisches Bild der Schwachstellen und der Ausgewogenheit. Eben dies soll jedoch die PSA eigentlich leisten.

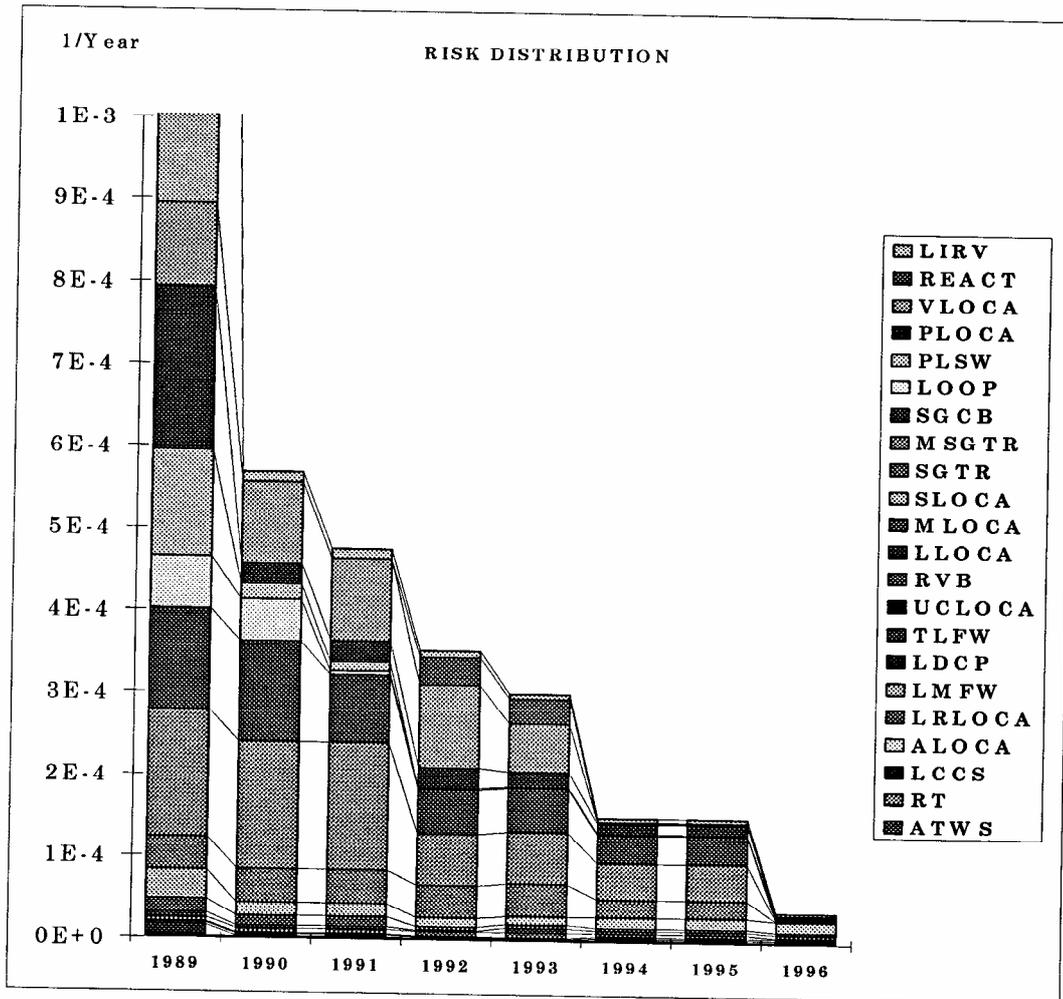


Table 1. Internal initiating events, their frequencies and contributions to core damage frequency.

Initiating event		Frequency (1/year)	Contribution (%)	
			1994	1996
MSGTR	Multiple Steam Generator Tube Rupture	$2,0 \cdot 10^{-4}$	23	0,8
SGCB	Steam Generator Collector Break	$2,0 \cdot 10^{-4}$	23	1
SGTR	Steam Generator Tube Rupture	$1,2 \cdot 10^{-3}$	14	0,4
PLOCA	Medium Pressurizer Leakage	*	12	3,4
SLOCA	Small Leakage	$4,1 \cdot 10^{-3}$	7	35
LIRV	Loss of Instrumentation Room Ventilation	*	4	10
LLOCA	Large Leakage	$1,6 \cdot 10^{-4}$	4	3
RVB	Reactor Vessel Break	*	4	9
MLOCA	Medium Leakage	$1,6 \cdot 10^{-4}$	3	8
PLSW	Partial Loss of Service Water	$2,0 \cdot 10^{-2}$	1	6
VLOCA	Outside Containment Leakage	*	1	5
UCLOCA	Upper Containment Leakage	$1,5 \cdot 10^{-6}$	1	4
TLFW	Total Loss of Feed Water	$1,9 \cdot 10^{-3}$	0,6	5
ALOCA	Large Accumulator-line Leakage	$3,1 \cdot 10^{-5}$	0,5	2
LDCP	Loss of DC Power	$7,0 \cdot 10^{-7}$	0,5	2
REACT	Reactivity accident	*	0,5	3
LCCS	Loss of Conventional Cooling System	$3,2 \cdot 10^{-5}$	0,08	0,4
LRLOCA	Large RCP-motor Room Leakage	$<1,0 \cdot 10^{-7}$	0,07	0,3
LMFW	Loss of Main Feed Water	$9,4 \cdot 10^{-2}$	0,04	2
RT	Reactor Trip	$1,2 \cdot 10^{-1}$	0,03	0,1
LOOP	Loss of Offsite Power (> 3 h)	$1,4 \cdot 10^{-3}$	0,01	0,1
ATWS	Anticipated Transient Without Scram	$8,3 \cdot 10^{-8}$	0,00	0,00

\*several initiating events

Abb. 4-8: Zeitliche Entwicklung des „Risikoprofils“ von WWER-Reaktoren in Finnland nach [VAU 96]

- Angesichts des oben beschriebenen Analyseumfangs ist Skepsis angebracht, ob in allen Bereichen die erforderliche Genauigkeit erreicht werden konnte.

Wesentliche Ergebnisse der genannten Untersuchung sind in Tabelle 4-4 sowie in Abbildung 4-9 dargestellt. Bemerkenswert ist der substantielle Beitrag zur Kernschadenshäufigkeit durch die Zustände außerhalb des Leistungsbetriebs. Das ausgewiesene Sicherheitsniveau erscheint hoch, insbesondere wenn man den konservativen Charakter der Analyse berücksichtigt.

Hervorzuheben ist der Beitrag der "small releases" zum Individualrisiko. Dies bedeutet jedoch, daß der Beitrag der Unfälle mit signifikanten Freisetzungen in keiner Weise prägend für die Größe "Individualrisiko" ist. Umgekehrt heißt dies, daß für diese Ereignisse "mit einschneidenden Konsequenzen" andere Kenngrößen heranzuziehen sind. Es sei noch angemerkt, daß Ross und Dawson vermuten, daß das Individualrisiko infolge der genehmigten Ableitungen im Normalbetrieb höher ist als das in der PSA ermittelte. Der Verlauf, oder genauer, der üblicherweise „postulierte“ Verlauf der Dosis-Wirkungs-Beziehung im Bereich kleiner Strahlendosen ist für derartige "Ergebnisse" entscheidend. Insgesamt erscheint daher das Individualrisiko als Maß der von einer Anlage ausgehenden Gefahr für die vorliegenden Fragestellungen wenig geeignet.

DOSE BAND	TARGET FREQUENCY	FAULT ANALYSIS RESULT
0.1 - 1.0 mSv	1.0 E-2	1.6 E-2
1.0 - 10 mSv	1.0 E-3	4.9 E-3
10 - 100 mSv	1.0 E-4	1.6 E-4

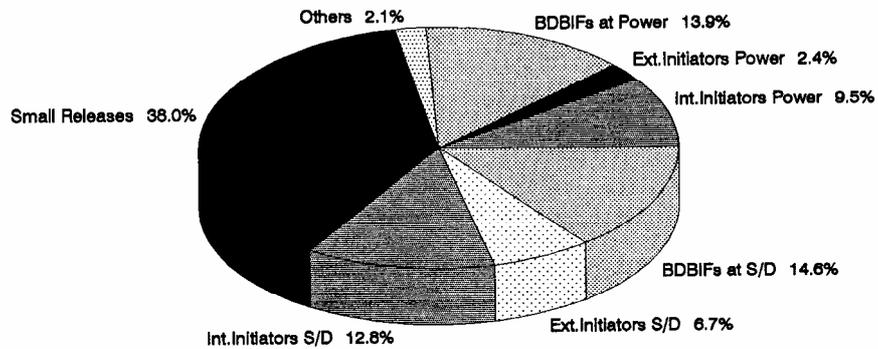
Results are frequencies per annum

	TARGET FREQUENCY	FAULT ANALYSIS RESULT
RELEASE >100 mSv	1.0 E-6	7.8 E-6
INDIVIDUAL RISK	1.0 E-6	1.2 E-7

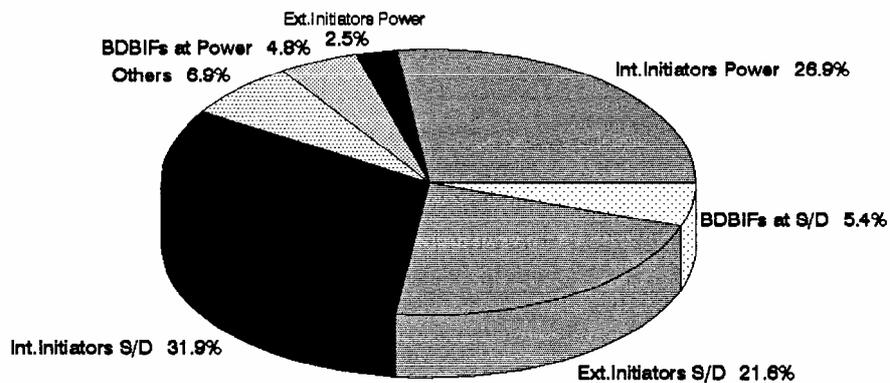
Results are frequencies per annum

Tab.4-4: Ergebnisse der Sizewell B-PSA (nach [ROS 94])

CONTRIBUTIONS TO INDIVIDUAL RISK FROM  
SIZEWELL 'B' FAULT ANALYSIS



CONTRIBUTIONS TO CORE MELT FREQUENCY FROM  
SIZEWELL 'B' FAULT ANALYSIS



BDBIF: Beyond Design Base Initial Faults, d.h. interne auslösende Ereignisse, die nicht auslegungsgemäß beherrscht werden

Abb. 4-9: Ergebnisse der PSA für Sizewell-B (nach [ROS 94])

#### 4.2.6 Wiederaufarbeitung

Im Gegensatz zu den Anlagen zur Konversion und zur Anreicherung von Uran liegen in einer Wiederaufarbeitungsanlage sowohl erhebliche freisetzbare Inventare als auch „freisetzungsfördernde“ Mechanismen vor, so daß sich hinsichtlich des Risikos und im Hinblick auf die Abschnitt 3.4 eingeführten Zielgrößen nicht zu vernachlässigende Beiträge ergeben. Auch die Betriebserfahrungen umfassen Ereignisse höherer INES-Stufe. Für Einzelheiten hierzu wird beispielsweise auf den OECD-Bericht: „The Safety of the Nuclear Fuel Cycle“ [NEA 93] und auf die seinerzeit im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren vorgelegte Kurzbeschreibung für die geplante – inzwischen jedoch aufgegebene - Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf [DWK 83] verwiesen.

In [KOT 94] (siehe Kapitel 3) sind als konkrete Beispiele die Unfälle in Windscale (1973, Stufe 4) sowie in der russischen Anlage Kyshtym (1957, Stufe 6) angegeben. Es ist von daher klar, daß die Beiträge der Wiederaufarbeitungsanlagen zur globalen Unfallhäufigkeit nicht vernachlässigt werden können. In Kapitel 5 ist dargelegt, wie die Berücksichtigung im Rahmen der vorliegenden Arbeit erfolgt.

#### 4.2.7 Zwischenlager

Zwischenlager für radioaktive Rest- und Abfallstoffe haben – unabhängig von ihrer konkreten Bauart - ein Risikoprofil, das sich aus Elementen zusammensetzt, die man einerseits beim Endlager und andererseits beim Transport antrifft. Beim Endlager werden die angelieferten Gebinde gehandhabt und - vor der Einlagerung - für einen begrenzten Zeitraum gelagert, beim Transport werden die Gebinde ebenfalls gehandhabt und - allerdings als Transportstücke - bewegt, wobei die Möglichkeit von äußeren Einwirkungen eher gegeben ist als im Fall einer reinen Lagerung. Insofern kann postuliert werden, daß entsprechend den Ausführungen in den Kapiteln 4.2.10 und 4.2.11 der Beitrag der Zwischenlagerung radioaktiver Rest- und Abfallstoffe zu einer globalen Risikobilanz unerheblich ist.

Dies wird insgesamt durch die vorliegenden Betriebserfahrungen mit Zwischenlagern im In- und Ausland bestätigt.

Im Falle des im Februar 1998 in Betrieb gegangenen Zwischenlagers Nord (ZLN) am Standort Greifswald kann man aus den durchgeführten Sicherheitsanalysen entnehmen, welches Störfallspektrum betrachtet wird und mit welchen radiologischen Folgen bei Eintreten dieser Störfälle zu rechnen ist [RIT 96]. Es handelt sich beim ZLN nicht um ein reines Lager, sondern auch um eine umfangreiche Einrichtung zur Zerlegung abgebauter Anlagenteile und zur Konditionierung von radioaktiven Abfällen.

Die betrachteten Störfälle umfassen interne Ereignisse wie Handhabungsfehler, Brände und Medienausfall sowie externe Ereignisse, wie z.B. Erdbeben. Es ist allgemeine Praxis, im Genehmigungsverfahren eine Betrachtung zu den Auswirkungen eines Flugzeugabsturzes vorzulegen, obgleich dies vom einschlägigen kerntechnischen Regelwerk nicht gefordert wird. Selbst in einem solchen - sowohl

von der Eintrittswahrscheinlichkeit als auch von der Art der Einwirkung her extremen - Ereignis ergeben sich keine einschneidenden radiologischen Folgen in der Umgebung der Anlage. Die Ursachen hierfür sind in den Aktivitätsbegrenzungen in den gelagerten Gebinden sowie in den Schutzeigenschaften der Gebinde selbst zu sehen.

## **4.2.8 Endlager**

### **4.2.8.1 Übersicht**

Der letzte Schritt der nuklearen Entsorgung ist die Endlagerung der radioaktiven Abfälle, die beim Betrieb und beim Abbau kerntechnischer Anlagen anfallen. Diese setzen sich aus schwach-, mittel- und hochaktiven Abfällen zusammen, im Falle der „Direkten Endlagerung“ sind es die konditionierten bestrahlten Brennelemente. Ziel ist die langfristige Verwahrung dieser Abfälle zum Schutze von Mensch und Umwelt vor der Schädigung durch ionisierende Strahlung. Dabei gilt auch hier der für kerntechnische Anlagen gültige Grundsatz: Die Strahlenbelastung, die von einem Endlager herrührt, darf nicht zu Individualdosen führen, die die Werte des § 47 der neuen Strahlenschutzverordnung überschreiten ("300 µSv-Konzept").

Endlagerkonzepte und Endlagermöglichkeiten sind für die die Kernenergie nutzenden Länder unterschiedlich und richten sich insbesondere nach den jeweilig vorhandenen geeigneten geologischen Formationen. Eine umfassende Beschreibung internationaler Ansätze bei der Endlagerung radioaktiver Abfälle wird von Röthemeyer und Warnecke in der Zeitschrift „Kerntechnik“ [ROT 94] gegeben.

In der Bundesrepublik Deutschland wurden schon frühzeitig Salzlagerstätten als mögliche Endlager für radioaktive Abfälle untersucht. In den Jahren von 1967 bis 1978 wurden in dem stillgelegten Salzbergwerk ASSE II bei Wolfenbüttel schwach- und mittelaktive Abfälle eingelagert und damit die Möglichkeit der Endlagerung dieser Abfallkategorien erfolgreich demonstriert.

Als Endlagerstätte von schwach- und nicht wärmeentwickelnden mittelaktiven Abfällen kommen auch andere trockene geologische Formationen in Betracht. So wurde und wird die Schachanlage Konrad in Salzgitter auf ihre Eignung für die Endlagerung solcher Abfälle untersucht. Die Grube Konrad ist ein stillgelegtes Eisenerzbergwerk, das durch mächtige, wasserundurchlässige Tonschichten im Deckgebirge von den grundwasserführenden Schichten abgeschlossen ist und somit eine massive geologische Barriere für eine sichere Endlagerung bietet.

Es ist geplant, nach Beendigung der Einlagerungstätigkeit abschließend die Schächte zu verfüllen und mit „Schachtstopfen“ zu versehen. Nach diesem Verschließen wäre der Transport mit dem Grundwasser der einzig mögliche Freisetzungspfad von Radionukliden aus dem Endlager in die Biosphäre. Die Verhinderung bzw. Verzögerung eines solchen Radionuklidtransports wird durch die Kombination von mehreren natürlichen und technischen Barrieren erreicht. Diese sind das Abfallprodukt und seine Verpackung, die Versatzstoffe in den Strecken und Schächten, die Verschlüsse der Bohrlöcher, Strecken und Schächte und schließlich die geologische Endlagerformation mit dem darüberliegenden Deckgebirge.

Diese Barrieren gewährleisten, daß auch nach Beendigung des Einlagerungsbetriebes das vorgegebene Schutzziel eingehalten wird, weitere Einzelheiten hierzu sind dem nachfolgenden Kapitel zu entnehmen.

#### **4.2.8.2 Das Endlager Konrad**

Aufgrund des fortgeschrittenen Planungsstandes wird die Diskussion im folgenden für das Endlagerprojekt Konrad geführt, da das mittlerweile geschlossene Endlager ERAM in Sachsen-Anhalt deutlich geringere Abfall- und damit auch Aktivitätsmengen enthält.

Die nachfolgende Beschreibung ist zum Großteil der im Oktober 1992 erschienenen Broschüre „Schachanlage Konrad“ des Bundesamts für Strahlenschutz [BFS 92] entnommen, eine detaillierte Beschreibung des deutschen Entsorgungskonzepts wurde von Brennecke et al. in der Zeitschrift „Kerntechnik“ [BRE 94] publiziert.

Das ehemalige Eisenerzbergwerk Konrad liegt im südöstlichen Niedersachsen zwischen Braunschweig und Salzgitter-Lebenstedt. Die Eisenerzlagerstätte ist Teil der geologischen Struktur "Gifhorner Trog", deren erzführender Bereich bis nördlich von Gifhorn reicht und sich dabei über eine Länge von etwa 60 km erstreckt.

Die Schachanlage Konrad ist ein durch zwei Tagesschächte betriebenes Bergwerk. Bei dem Betrieb als Endlager dient der „einziehende Wetterschacht“ Konrad 1 der Beförderung des Personals von und nach unter Tage („Seilfahrt“), dem Abtransport des Abraums („Haufwerksförderung“) sowie dem Transport von Material und Ausrüstung. Im „ausziehenden Wetterschacht“ Konrad 2 wird die Förderung der Abfallgebände nach unter Tage und die Seilfahrt für das im Einlagerungsfüllort beschäftigte Betriebspersonal durchgeführt. Als Endlagerformation steht die Schichtenfolge des „Korallenooliths“ zwischen etwa 800 m und 1300 m Teufe zur Verfügung.

Der für die Endlagerung von Abfallgebänden vorgesehene Hohlraum soll südlich des Schachtes Konrad 1 aufgefahren werden. Dieser noch zu erstellende Teil des Grubengebäudes wird in Einlagerungsfelder mit einzelnen Einlagerungskammern untergliedert. In den Kammern, die bei einem mittleren Querschnitt von 40 m<sup>2</sup> mehrere hundert Meter lang sein können, sollen die Abfallgebände im Rückbau gestapelt werden.

In die Auslegung des geplanten Endlagers Konrad sind Anforderungen aus nachfolgend beschriebenen Störfallanalysen eingeflossen. Als Beispiele aus dem Bereich der obertägigen Anlage seien die Auslegung der Umladehalle und der Pufferhalle gegen Erdbeben und die Hubhöhenbegrenzung der Transportmittel - wie z. B. beim Kran in der Umladehalle oder beim Seitenstapelfahrzeug in der Pufferhalle - genannt. Im Bereich der untertägigen Anlage sind die zulässigen Brandlasten für den Transportwagen und das Stapelfahrzeug begrenzt worden.

#### 4.2.8.3 Störfallanalysen für das Endlager Konrad

Auf die Aspekte der Langzeitsicherheit wird hier nicht eingegangen, da mögliche Konsequenzen aus einer Migration radioaktiver Stoffe aus dem Endlager zur Biosphäre in dem hier betrachteten Zeitraum keine Risikobeiträge leisten. Zusätzlich zu den bereits genannten Quellen [ROT 94], [BFS 92] und [BRE 94] sei für eine Orientierung über methodische Ansätze zur Beurteilung der Langzeitsicherheit auf die Dissertation des Verfassers [WEI 84] verwiesen.

Die durchgeführten Störfallanalysen beinhalten die Ermittlung und Bewertung von Störfällen, die durch anlageninterne Ereignisse sowie durch Einwirkungen von außen bedingt sein können. Dies erfolgt in einer systematischen Analyse der vorgesehenen Betriebsabläufe des Endlagers und der standortbedingten und standortunabhängigen Einwirkungsmöglichkeiten auf die Anlage zur Identifizierung und Erfassung von Störfällen.

Das Ergebnis der Analysen und Bewertungen ist eine Aufstellung der relevanten Auslegungsstörfälle, die in Anlehnung an die früher zitierten „Störfalleitlinien für Druckwasserreaktoren“ in zwei Klassen unterteilt worden sind.

Bei der ersten Klasse von Auslegungsstörfällen wird durch radiologische Rechnungen nachgewiesen, daß die Störfallplanungswerte gemäß § 49 der Strahlenschutzverordnung eingehalten werden. Bei der zweiten Klasse wird der jeweilige Störfall durch Vorsorgemaßnahmen vermieden, d. h. vor allem durch technische Auslegungsmaßnahmen an den entsprechenden Komponenten und Systemen des Endlagers. Aufgrund der oben geschilderten Vorgehensweise sind die folgenden Ereignisse als Störfälle der Klasse 1 identifiziert worden.

1. Absturz von Abfallgebinden beim Umschlag in der Umladehalle oder Pufferhalle aus 3 m Höhe auf den Hallenboden;
2. Absturz von Abfallgebinden bei der Einlagerung in der Einlagerungskammer aus 5 m Höhe auf dem Kammerboden;
3. Brand eines beladenen Transportmittels unter Tage ( $T = 800^{\circ}\text{C}$  während 1h).

Die Auslegungsstörfälle sind die Basis für den dritten Schritt der Störfallanalysen, der die Ermittlung der Störfallauswirkungen umfaßt. Dabei werden die potentiellen radiologischen Auswirkungen in der Umgebung des Endlagers gemäß den in den „Störfallberechnungsgrundlagen“ festgelegten Randbedingungen und Berechnungsverfahren unter Berücksichtigung von Modifikationen bestimmt, die sich aus der bisherigen „Allgemeinen Verwaltungsvorschrift (AVV)“ zu § 45 StrlSchV – sie wird derzeit an die novellierte Verordnung angepasst - ergeben.

Die Störfallanalysen führen zu Anforderungen an die Radionuklidzusammensetzung sowie -aktivität, das Abfallprodukt und die Verpackung von Abfallgebinden. Die Einhaltung der Anforderungen stellt sicher, daß bei störfallbedingter Aktivitätsfreisetzung aus Abfallgebinden die Störfallplanungswerte des § 49 der „neuen“ StrlSchV nicht überschritten werden.

Zusätzlich zu dieser deterministischen Störfallanalyse wurden auch probabilistische Betrachtungen angestellt, deren Ergebnis in Tabelle 4-5 dargestellt ist. Es ist zu beachten, daß bei diesen Ereignissen überwiegend nur Einzelgebände bzw. nur ein geringer Teil der insgesamt einzulagernden Gebände betroffen sind, so daß selbst bei den unwahrscheinlicheren Störfällen nur ein geringer Bruchteil der gesamten eingelagerten Aktivität von ca.  $10^{18}$  Bq freigesetzt wird. Dies rechtfertigt es, das außerordentlich geringe Endlagerisiko in der weiteren Diskussion zu vernachlässigen.

#### 4.2.8.4 Das Endlagerprojekt Gorleben

Seit 1979 wird der an der Elbe im niedersächsischen Landkreis Lüchow-Dannenberg gelegene Salzstock Gorleben auf seine Eignung als Endlager für alle Arten von radioaktiven Abfällen und bestrahlten Brennelementen – also insbesondere auch für signifikant wärmeerzeugende Abfälle – untersucht [CLO 01]. Das Untersuchungsprogramm umfasst die übertägige und die untertägige geologische und bergmännische Erkundung sowie eine Bewertung aller Fragenkomplexen, die für eine spätere Eignungs- und Sicherheitsaussage notwendig sind.

	<b>Störfallgruppe</b>	<b>Kumulative Häufigkeit pro Jahr</b>
<b>Über Tage</b>	Absturz von Abfallgebänden	$3,2 \cdot 10^{-3}$
	Zusammenstoß von Fahrzeugen mit Brand	$3,2 \cdot 10^{-6}$
	Fahrzeugbrand	$2,5 \cdot 10^{-6}$
	Brand in der Anlage	$7,9 \cdot 10^{-6}$
	<b>Störfallgruppe</b>	<b>Kumulative Häufigkeit pro Jahr</b>
<b>Unter Tage</b>	Absturz von Abfallgebänden	$3,4 \cdot 10^{-3}$
	Fahrzeugbrand	$1,4 \cdot 10^{-4}$
	Zusammenstoß von Fahrzeugen mit (und ohne) Brand	$9,0 \cdot 10^{-8}$ ( $6,1 \cdot 10^{-6}$ )
	Steinschlag	$4,9 \cdot 10^{-6}$
	Brand in der Anlage	$2,0 \cdot 10^{-6}$
	Menschliche Einwirkung beim Transport	$1,2 \cdot 10^{-4}$

Tab. 4-5: Kumulative Häufigkeiten von Störfallgruppen für das geplante Endlager Konrad (nach [BER 93])

Im Zeitraum 1979 bis 1983 erfolgte die übertägige Erkundung des Standorts. Sie bestand aus seismischen Messungen und Bohrungen von der Oberfläche aus durch das ca. 350 m starke Deckgebirge bis kurz unter den „Salzspiegel“ und einem umfassenden geologischen und geohydrologischen Untersuchungsprogramm. Im Ergebnis wurde die „Eignungshöflichkeit“ bestätigt ; es schloß sich die Erkundung unter Tage an.

Im Zeitraum 1986 bis 1994 wurden zwei Schächte abgeteuft (840m bzw. 930m), beide Schächte wurden in 840 m Teufe verbunden. Auf dieser „Erkundungssohle“ wurde auch unter Tage die für ein Erkundungsbergwerk nötige Infrastruktur hergestellt, deren übertägige Einrichtungen bereits parallel zum Abteufen der Schächte errichtet worden waren. 1998 wurde mit dem Auffahren eines ersten Erkundungsbereiches begonnen. Dieser war bis Mitte 2000 zum größten Teil fertig und umfasste zu diesem Zeitpunkt einen Hohlraum von 190 000 m<sup>3</sup>. Dabei waren 6,5 km Strecken aufgefahren und Bohrungen mit einer Länge von insgesamt 10 000 m erstellt worden. Die Erkundung zeigte, dass im Inneren des Salzstocks große homogene Steinsalzbereiche existieren.

Der entscheidende Vorteil des Steinsalzes gegenüber anderen „Wirtsformationen“ für die Endlagerung radioaktiver Abfälle ist seine Plastizität, die durch hohen Gebirgsdruck und die Temperaturerhöhung infolge der Einlagerung radioaktiver Abfälle günstig beeinflusst wird. Innerhalb vergleichsweise kurzer Zeitspannen werden so die eingelagerten Abfälle vollständig vom Steinsalz eingeschlossen. Damit kann deren hermetischer Abschluß von der Biosphäre über hinreichend lange Zeiträume erreicht werden. Wesentliche Aspekte zu den Barrieren und Nachweisen im Rahmen von Langzeit-Sicherheitsanalysen finden sich in Anhang B.

Im Rahmen der bereits zitierten Vereinbarung zwischen Bundesregierung und Energieversorgungsunternehmen vom 14.06.2000 wurde eine Unterbrechung der Erkundung des Salzstocks Gorleben von mindestens drei, längstens jedoch zehn Jahren beschlossen. In das Projekt „Endlager Gorleben“ sind bisher ca. 2,4 Milliarden DM investiert worden.

## **4.2.9 Stillgelegte Anlagen**

### **4.2.9.1 Allgemeines**

Mit Stilllegung, Abbau und Sicherem Einschluß kerntechnischer Anlagen liegen inzwischen weltweit, ganz besonders aber auch in Deutschland, umfangreiche Erfahrungen vor. Insgesamt haben ca. 130 Nuklearanlagen endgültig den Betrieb eingestellt, davon allein in Deutschland 15 Anlagen. Die dabei gewonnenen Erfahrungen wurden zum einen in den Planungen der Betreiber für die spätere Stilllegung gebündelt, zum anderen bildeten sie die Grundlagen für eine Optimierung der Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren. Zahlreiche deutsche Veröffentlichungen haben auch in der internationalen Diskussion Beachtung gefunden, beispielhaft genannt seien [BRA 97], [MOT 95], [BRE 93], [WEI 92], [WEI 92A], [BRE 92], [WEI 84] und [WEI 87]. Die im folgenden gegebene Charakterisierung der Risiken stillgelegter Anlagen fußt im wesentlichen auf dem in behördlicher Bund-Länder-

Zusammenarbeit erstellten „Leitfaden Stilllegung“ [KLO 97] sowie auf den Untersuchungen und Erfahrungen, die ihm zugrunde liegen.

Bei der Stilllegung eines Kernkraftwerks nach Ablauf der Nutzlebensdauer wird als Regelfall angenommen, daß noch im Rahmen der bestehenden Betriebsgenehmigung [GÖR 92]

- die Brennelemente ausgeladen und aus der Anlage entfernt wurden,
- Betriebsabfälle und Medien, soweit dies der Betriebsroutine entspricht, entsorgt wurden sowie
- Systeme weitgehend abgeschaltet und somit Druck- und Temperaturgradienten weitgehend reduziert sind.

Es sei darauf hingewiesen, daß dies nicht in allen Fällen - insbesondere nicht für alle Reaktortypen - zutrifft und die genannten Rückbau- und Entsorgungsvorgänge u.U. erst im Rahmen der Stilllegung selbst erfolgen können. Die sich hier anschließenden Erörterungen gelten in solchen Fällen erst, nachdem die entsprechenden Maßnahmen durchgeführt worden sind.

Gegenüber der Betriebsphase tritt mit der Entfernung der Kernbrennstoffe eine substantielle Reduktion der in der Anlage vorhandenen Aktivitätsmenge ein. Neben den angesprochenen Entsorgungsvorgängen trägt dazu auch der radioaktive Zerfall kurzlebiger Radionuklide bei.

Im Falle eines Leichtwasserreaktors beträgt diese Reduktion ca. 3 bis 4 Größenordnungen: von ursprünglich mehr als  $10^{20}$  Bq befinden sich zu Beginn der Stilllegung noch ca.  $10^{17}$  Bq als - fest gebundene - Aktivierungsprodukte in den kernnahen Komponenten sowie ca.  $10^{13}$  Bq als Ablagerungen in Systemen und auf Gebäudeoberflächen. Die genannten Werte sind dabei als typisch zu betrachten.

Wegen der weitgehenden Außerbetriebnahme der Systeme und der starken Reduktion von Druck- und Temperaturgradienten fallen eine ganze Reihe von Mechanismen weg, die als Auslöser für einen Störfall dienen können (z.B. Überdruckversagen von Behältern und Rohrleitungen, unzureichende Nachwärmeabfuhr, Turbinenzerknall). Das technische Barrierensystem zur Rückhaltung von Radionukliden besteht jedoch fort, es umfasst im wesentlichen:

- Gebäudewände,
- Filter,
- Wandungen der Komponenten,
- der Sicherheitsbehälter (Containment),
- die Komponente selbst (sofern aktiviert),
- bei Abfallgebinden die Nuklidmatrix und die Verpackung.

Für die an Gebäudeoberflächen abgelagerten Radionuklide bestehen Barrieren lediglich in den Luftfiltern und den Gebäudestrukturen, gegebenenfalls kommt das Containment hinzu. Durch Aktivierung in den kernnahen Bauteilen entstandene Radionuklide werden zusätzlich von der Komponente selbst und dem gesamten Primärkreis an der möglichen Freisetzung gehindert.

Aus den vorstehenden Feststellungen darf aber nicht geschlossen werden, daß eine stillgelegte kerntechnische Anlage generell kein bzw. lediglich ein vernachlässigbares Risiko darstellt.

Eine Freisetzung ist beispielsweise dann denkbar, wenn durch innere oder äußere Einwirkungen die genannten Barrieren beeinträchtigt werden. Bezüglich der inneren Einwirkungen wird man so auf eine Unterscheidung der Einschlußphase und der Beseitigungsphase geführt. Während des Einschlusses sind innere Einwirkungen, welche zu einer Zerstörung der Barrieren führen können, als sehr unwahrscheinlich anzusehen. Bei Demontage und Abbaumaßnahmen ist eine Entfernung bzw. Zerstörung der Barrieren unvermeidlich, wobei diese dann, falls erforderlich, temporär durch andere (z.B. Schutzzelte) ersetzt werden müssen.

Aus dem Vorstehenden ergibt sich folgende Gesamtbewertung:

- Das Gefährdungspotential einer stillgelegten kerntechnischen Anlage ist in der Regel um mehrere Größenordnungen geringer als das während des Betriebs. Entscheidende Voraussetzung hierfür ist jedoch der Abtransport der Brennelemente.
- Es kann daraus jedoch nicht geschlossen werden, daß ein stillgelegtes Kernkraftwerk keinerlei Risiko für die Umgebung darstellt.
- Das verbleibende Risiko ist typisch für den Umgang mit radioaktiven Stoffen. Zu Freisetzungen kann es insbesondere kommen, wenn das Barrierensystem zur Rückhaltung von Radionukliden beeinträchtigt wird. Damit kommt den Phasen aktiver Stilllegungstätigkeit, in erster Linie im Falle von Abbaumaßnahmen, besondere Bedeutung zu, da hier in das Barrierensystem eingegriffen wird.

Im folgenden wird das Spektrum möglicher Störfälle in stillgelegten kerntechnischen Anlagen konkretisiert.

#### **4.2.9.2 Störfälle bei Stilllegung und Abbau**

Die in einer stillgelegten Anlage denkbaren Störfälle lassen sich hinsichtlich ihrer Auswirkungen auf die Umgebung in vier Kategorien einteilen:

- Störfälle mit Freisetzung in die Atmosphäre,
- Störfälle mit Freisetzung flüssiger bzw. flüssigkeitsgetragener radioaktiver Stoffe,
- Freigabe fester radioaktiver Stoffe (d.h. aus- oder abgebauter Anlagenteile) oberhalb von Genehmigungswerten,

- Störfälle ohne Auswirkung auf die Umgebung.

Darüber hinaus sind Kombinationen der verschiedenen Auswirkungen möglich, diese sollen jedoch hier nicht diskutiert werden.

Die ersten drei Kategorien lassen sich als Erweiterung aus der vierten Kategorie ableiten, indem das Versagen weiterer Barrieren unterstellt wird.

Störfälle mit Austritt aktiver Flüssigkeiten sind beispielsweise denkbar im Falle von Überflutung der Anlage durch Hochwasser und anschließender Aktivitätsauschwemmung oder bei Auslaufen von Löschwässern im Brandfall. Für eine mehr ins einzelne gehende Diskussion wird auf die grundlegenden Forschungsvorhaben [GÖR 87] und [SMI 78] verwiesen.

Der Fall drei kann eintreten, wenn durch defekte Meßgeräte oder falsche Meßverfahren radioaktive Stoffe zur freien Verwertung oder zur Beseitigung gelangen, die eigentlich als radioaktiver Abfall zu entsorgen wären. Es kann aber davon ausgegangen werden, daß sowohl durch eine verantwortliche Gestaltung des Freimeßverfahrens in organisatorischer und technischer Hinsicht durch den Betreiber sowie durch behördliche Kontrollen dieses Risiko hinreichend klein gehalten wird. Hierzu sei auf die Ausführungen in dem einschlägigen Ressortforschungsbericht [GÖR 91] verwiesen.

Die erste Kategorie stilllegungsspezifischer Störfälle ist hinsichtlich Eintrittswahrscheinlichkeit und Auswirkungen die bedeutsamste; die Diskussion wird im folgenden darauf beschränkt.

Die Ereignisabläufe möglicher Störfälle lassen sich charakterisieren nach:

- auslösendem Ereignis,
- freisetzungsbestimmendem Ereignis in der Anlage,
- in der Anlage freigesetzter Aktivität,
- Rückhaltewirkung des Barrierensystems.

Als auslösende Ereignisse kommen anlageninterne Vorgänge sowie die äußeren Einwirkungen Sturm, Blitzschlag, Erdbeben, Explosionsdruckwellen und Flugzeugabsturz in Frage. Zu den freisetzungsbestimmenden Ereignissen in der Anlage gehören:

- Mechanische, thermische oder chemische Einwirkung (ohne Brand) auf aktives Material (Beispiel: Irrtümliche Anwendung einer thermischen Trenntechnik auf kontaminierte Rohrleitungen),
- Leckagen in aktivitätsführenden Systemen („Leckage“ ist hier im weitesten Sinne zu verstehen, hierzu gehören beispielsweise auch Filterversagen und Ausfall einer lokalen Absaugung),
- Brand von radioaktivem Material

### 4.2.9.3 Quantitative Risikoabschätzung

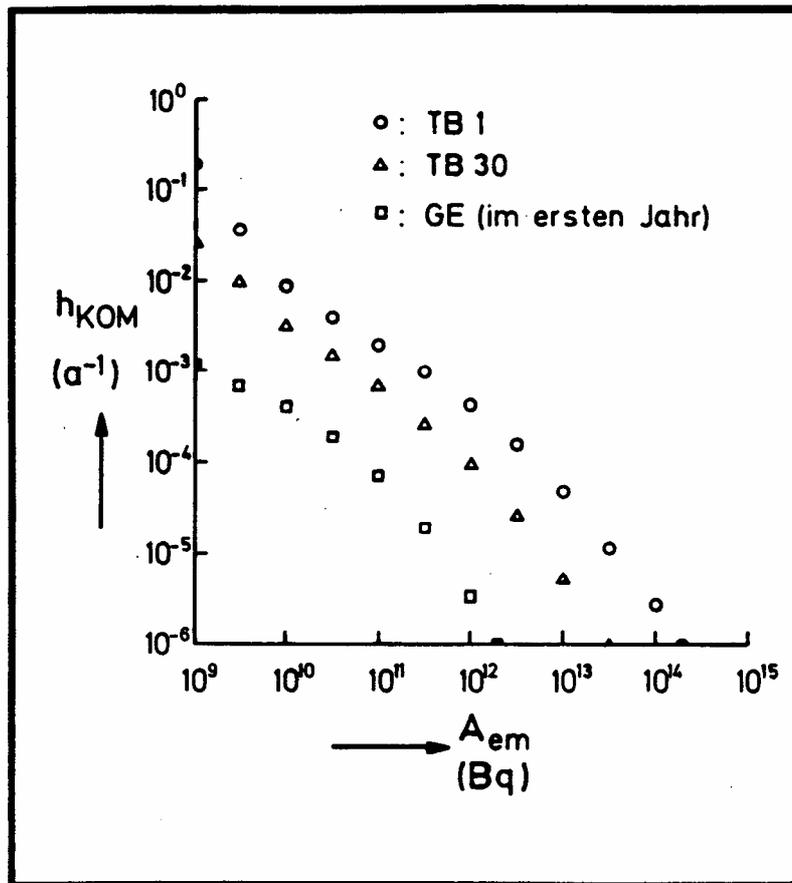
Für stilllegungsbedingte Störfälle mit Freisetzungen in die Atmosphäre wurde im Rahmen einer im Auftrag des Bundesumweltministeriums durchgeführten Studie [GÖR 87] ein quantitatives Risikomodell für den deutschen Standard-Druckwasserreaktor entwickelt. Es beruht auf einer Abschätzung der Wahrscheinlichkeiten für folgende Sequenz von Zufallsvariablen:

- auslösendes Ereignis,
- freisetzungsbestimmendes Folgeereignis in der Anlage,
- betroffener Bereich,
- in der Anlage freigesetzter Anteil des zugehörigen Inventars,
- Rückhaltung von Aktivität durch die Anlage und eingeleitete Maßnahmen.

Die Rechnungen werden durchgeführt für die sofortige totale Beseitigung, den gesicherten Einschluß und die verzögerte Beseitigung nach 30 Jahren. Die größte Wahrscheinlichkeit für Aktivitätsfreisetzungen ergibt sich für den Fall der sofortigen totalen Beseitigung.

Aktivitätsfreisetzungen oberhalb der zu erwartenden Genehmigungswerte sind mit relativen Häufigkeiten von  $10^{-2}/a$  -  $10^{-3}/a$  zu erwarten (Abbildung 4-11).

Bei der Bewertung der Ergebnisse dürfen die seinerzeit bestehenden beträchtlichen Unsicherheiten in der Datenbasis nicht übersehen werden. Allerdings zeigen Sensitivitätsanalysen einen relativ begrenzten Einfluß dieser Lücken in der Datenbasis auf das Endergebnis.



TB 1: Totale Beseitigung nach einem Jahr  
 TB 30: Totale Beseitigung nach 30 Jahren  
 GE: Gesicherter Einschluß

Abb. 4-11: Die komplementäre Häufigkeitsverteilung  $h_{KOM}$  für die nach Zwischenfällen mit Aktivitätsfreisetzung in die Atmosphäre emittierte Aktivität  $A_{em}$  für drei Stilllegungsphasen

#### 4.2.10 Transporte

Nach der Diskussion der Risiken der verschiedenen Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufs soll abschließend auf das mit den Transporten radioaktiver Stoffe zwischen diesen Anlagen verbundene Risiko eingegangen werden.

Zur Ermittlung dieses Risikos ist das Transportaufkommen zu bestimmen und zu charakterisieren. Dazu werden Angaben u.a. zu den verwendeten Transportbehältern, zu den Eigenschaften der Abfallprodukte, zu den Aktivitätsinventaren und zu den auftretenden Ortsdosisleistungen benötigt. Da diese Größen für jeden Abfallstrom, z.B. von der Anreicherungsanlage zur Brennelementfabrik oder vom Kernkraftwerk zum Brennelement-Zwischenlager, unterschiedlich sind und selbst für einen konkreten Abfallstrom unterschiedliche Teilströme umfassen können, entsteht

ein sehr komplexes Bild, welches hier in seiner Gesamtheit nicht erfaßt werden kann. Stattdessen werden die Abfallströme zum geplanten Endlager Konrad sowie die aus der Wiederaufarbeitung in Frankreich zurückgeführten radioaktiven Abfälle als repräsentativ angesehen und nachfolgend erörtert.

Diese beiden Abfallströme wurden ausgewählt, weil

- sie einen erheblichen Anteil der insgesamt in Deutschland transportierten Aktivität darstellen,
- sie in Studien neueren Datums eingehend untersucht wurden [SCH 95, LAN 91] und
- sie eine erhebliche Zahl unterschiedlicher Gebinde umfassen.

Man kann somit davon ausgehen, daß in den o.g. Untersuchungen ein für den Transport radioaktiver Stoffe im Rahmen des Kernbrennstoffkreislaufs typisches Risiko ermittelt wurde.

#### **4.2.10.1 Transportstudie Konrad**

Nach dem derzeitigen Planungsstand sollen in der Schachtanlage KONRAD radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung nach Maßgabe der „Vorläufigen Endlagerungsbedingungen“ [BFS 90] eingelagert werden. Solche Abfälle fallen in den Bereichen des Kernbrennstoffkreislaufes, der Forschung, der Medizin und der Technik an. Sie liegen ursprünglich in verschiedenen Arten von Rohabfällen vor, wie z.B.:

- Flüssigkeiten, Konzentrate, Schlämme,
- Ionenaustauscherharze,
- kompaktierbare und/oder brennbare Feststoffe,
- formbeständige Feststoffe, z.B. Bau- und Anlagenteile kerntechnischer Einrichtungen,
- Filter, Filterkerzen sowie
- sonstige Abfallarten.

Erst nach geeigneter Konditionierung und Verpackung werden die radioaktiven Abfälle zum Endlager befördert. Zur Erfüllung der in den Endlagerungsbedingungen spezifizierten Grundanforderungen werden die Rohabfälle, soweit sie nicht bereits in fester Form vorliegen, verfestigt, wobei als Verfestigungsmittel vornehmlich Zement und Beton, aber auch Bitumen und Kunststoffe Verwendung finden. Abfallprodukte, die in faulender, gärender oder flüssiger Form vorliegen oder nennenswerte Anteile in dieser Form beinhalten, werden grundsätzlich nicht eingelagert.

Zur Sicherstellung der Einhaltung der in den Endlagerungsbedingungen festgelegten Anforderungen unterliegen die radioaktiven Abfälle vor der Anlieferung zum Endlager einer Überprüfung im Rahmen der Produktkontrolle. Hinsichtlich Angaben zu Abfallproduktgruppen, zu standardisierten Behältertypen und Annahmebedingungen wird auf die von der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH (GRS) erstellte „Transportstudie Konrad“ [LAN 91] verwiesen.

Die wesentlichen Ergebnisse der Transportrisikoanalyse für das geplante Endlager Konrad lassen sich wie folgt zusammenfassen (siehe auch Abbildung 4-12):

- Es ist hinreichend unwahrscheinlich, daß es während einer Betriebszeit des Endlagers von etwa 40 Jahren überhaupt zu einem Transportunfall in der Endlagerregion kommt, der mit einer Freisetzung radioaktiver Stoffe verbunden ist.
- Wegen des geringeren Unfallrisikos beim Güterzugtransport im Vergleich zum LKW-Transport wirkt sich der vorgesehene hohe Bahnanteil am Transportaufkommen risikomindernd aus.
- Kommt es zu einer Freisetzung radioaktiver Stoffe, so nehmen radiologische Auswirkungen - wie potentielle Strahlenexpositionen oder Kontaminationen - mit zunehmenden Abstand vom Unfallort stark ab: verglichen mit einem Aufpunkt im Abstand von ca. 250 m um einen Faktor 10 bei ca. 1200 m und um einen weiteren Faktor 10 bei ca. 6000 m Abstand.
- Häufig sind mit Unfällen so geringe Freisetzungen verbunden, daß potentielle Strahlenexpositionen auch ohne Annahme von Gegenmaßnahmen unterhalb der natürlichen Strahlenexposition liegen: Beim Bahnunfall bleiben in 9 von 10 Unfällen potentielle Strahlenexpositionen in 250 m Entfernung vom Unfallort ohne Gegenmaßnahmen unterhalb der natürlichen Jahresdosis.
- Eine effektive Dosis von 50 mSv würde bei einem - hypothetischen - kontinuierlichen Betrieb des Endlagers in 250 m vom Unfallort im Mittel einmal in 500 000 Jahren beim Szenarium 100 % Bahnbeförderung und einmal in 400 000 Jahren beim Szenarium 80 % Bahn-/ 20 % Straßenbeförderung auftreten. Dabei wurden keine Maßnahmen zur Reduktion von Strahlenexpositionen nach Unfalleintritt unterstellt. Die genannte Dosis entspricht dem Störfallplanungswert des § 49 der neuen Strahlenschutzverordnung.

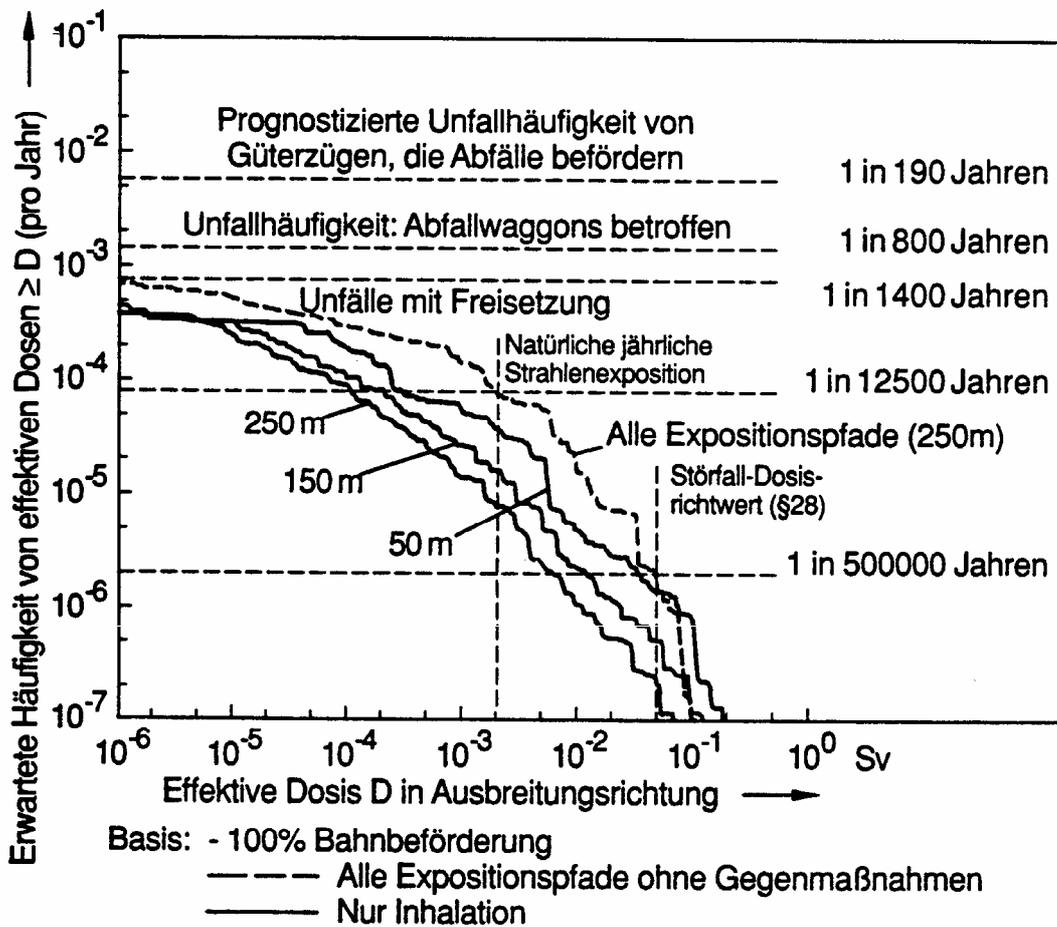


Abb. 4-12: Häufigkeitsverteilung der effektiven Lebenszeitdosis aufgrund von Abfalltransportunfällen in der Endlagerregion (25 km Umkreis) (nach [LAN 91])

#### 4.2.10.2 Rückführung von Wiederaufarbeitungsabfällen

Zielsetzung der in einem Fachbeitrag zum 19. Fachgespräch der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH (GRS) in Berlin [SCH 95] dargestellten Untersuchungen ist es, die mit der Rückführung der Wiederaufarbeitungsabfälle aus Frankreich verbundenen potentiellen radiologischen Auswirkungen für die Bevölkerung und das Transportpersonal:

- für normalen (unfallfreien) Transport, sowie
- für Transport- und Handhabungsunfälle

zu ermitteln.

Wichtiger Ausgangspunkt für die Risikoabschätzung sind die folgenden Daten zum Abfall- und Transportaufkommen.

Aufgrund der vertraglichen Rahmenvereinbarungen zwischen der französischen Firma COGEMA als Betreiberin der Wiederaufarbeitungsanlage in La Hague und der deutschen Energiewirtschaft werden insgesamt fünf Abfallarten, deren Eigenschaften in sogenannten „Spezifikationen“ festgelegt sind, an die Vertragspartner zurückgeliefert:

- verglaste Abfälle (Spalt- und Aktivierungsprodukte),
- Hülsen/Brennelement-Strukturteile,
- bituminierte Abfälle (Fällschlämme, Konzentrate),
- „technologische ( $\alpha$ -arme)“ Abfälle, z.B. Kleidung, Putzmittel, sowie
- „technologische ( $\alpha$ -haltige)“ Abfälle, z.B. Komponenten, Laborausrüstungen.

Nach dem derzeitigen Planungsstand sollen von diesen Wiederaufarbeitungsabfällen zunächst zwei Abfallarten rückgeliefert und in der Bundesrepublik Deutschland zwischengelagert werden:

- verglaste hochradioaktive Abfälle (HAW),
- bituminierte mittelaktive Abfälle (MAW).

Im Rahmen des ersten Zehnjahresvertrages, der eine Wiederaufarbeitung von abgebrannten Brennelementen im Umfang von 4650 Tonnen Schwermetall vorsieht, ist eine Abfallmenge entsprechend den in Tabelle 4-6 aufgeführten Zahlenwerten aus Frankreich rückzuliefern.

Die berechneten kumulierten komplementären Wahrscheinlichkeitsverteilungen der bei Abfalltransportunfällen zu erwartenden individuellen Strahlenexposition der Bevölkerung sind aus Abbildung 4-13 zu entnehmen.

	Verglaste Abfälle	Bituminierte Abfälle
Menge (kumuliert)	2800 Kokillen	max. 3600 Fässer
Geplanter Rückführungszeitraum	1995 - 2003	1997 - 2003
Vorgesehener Transport- und Lagerbehälter	Castor HAN 20/28 GG bzw. TS 28 V	Container VII (Guß)
Zwischenlagerung	Transportbehälterlager Gorleben	Abfallager Gorleben
Wagenladungen (Bahn)		
- kumuliert	120	360 <sup>a)</sup>
- pro Jahr	ca. 15	ca. 50 <sup>a)</sup>

a) Bei einer Beladung von 2 Containern je Waggon

Tab. 4-6: Projektiertes Abfalltransportaufkommen aus Frankreich bis zum Jahre 2003 im Rahmen des ersten Zehnjahresvertrages (nach [SCH 95])

Dabei ist folgendes zu beachten:

- Die Dosis-Wahrscheinlichkeits-Verteilungen beziehen sich auf das gesamte Rückführungsvolumen der verglasten (120 Waggonen) und bituminierten (360 Waggonen) radioaktiven Wiederaufarbeitungsabfälle.
- Nach den vorliegenden Unfallstatistiken der Deutschen Bahn AG und der französischen Staatsbahn für den Schienengüterverkehr ist die Wahrscheinlichkeit (P) für eine unfallbedingte Beschädigung (Schaden größer als DM 3000) mindestens eines Abfallwaggonen etwa 0.016 ( $P = 1/64$ ). Mit anderen Worten: Bei der Beförderung der 64-fachen Abfallmenge (also statt 480 Wagenladungen etwa 31 000 Wagenladungen) ist mit einem Unfallereignis zu rechnen, bei dem mindestens ein Abfallwaggon (oberhalb der Bagatellgrenze von DM 3000) beschädigt wird.
- Ein Unfall mit einer Beschädigung eines Abfallwaggonen ist jedoch - und dies gilt besonders für die hier betrachteten Abfalltransportbehälter - keinesfalls gleichbedeutend mit einer radioaktiven Freisetzung in die Umgebung. Eine solche Frei-

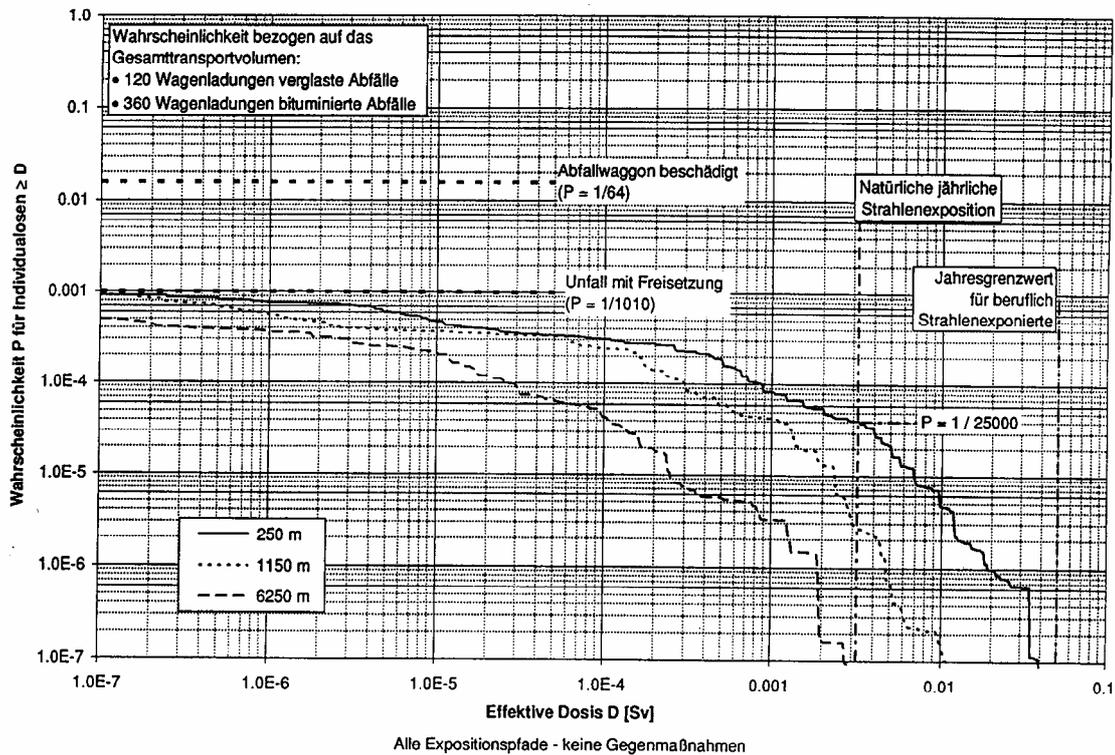


Abb. 4-13: Wahrscheinlichkeitsverteilung der effektiven Dosis (50 a) durch Bahntransportunfälle (nach [SCH 95])

setzung kann nur dann eintreten, wenn alle Barrieren des Systems zum Aktivitätseinschluß unfallbedingt beschädigt oder zerstört werden. Nach einer konservativen Abschätzung wird das durch den Transportbehälter und das Abfallprodukt gebildete Barriersystem nur bei jedem 16. derartigen Unfallereignis ( $1/64 : 1/1010$ ) so beschädigt, daß mit einer Aktivitätsfreisetzung - geringste Mengen eingeschlossen - gerechnet werden muß. Die Wahrscheinlichkeit für eine unfallbedingte Freisetzung in die Umgebung ergibt sich damit für die gesamte rückzuführende verglaste und bituminierte Abfallmenge zu etwa 0,001 ( $P = 1/1010$ ).

- Unfallereignisse mit Freisetzung in radiologisch relevanten Mengen sind aufgrund der Auslegung des Barriersystems, das durch den Abfalltransportbehälter und das verfestigte Abfallprodukt gebildet wird, nach den durchgeführten Untersuchungen äußerst unwahrscheinlich. Die durchgeführten Rechnungen ergaben eine Eintrittswahrscheinlichkeit von  $P = 1/25000$  für den Fall, daß die nach einem Bahntransportunfall in 250 m Abstand vom Unfallort auftretende Strahlendosis (50-Jahre- Folgedosis der Bevölkerung) den Wert der natürlichen Strahlenexposition eines Jahres übersteigt. Bahntransportunfälle mit radioaktiven Freisetzungen und einer daraus resultierenden Strahlenexposition, die den Wert von 50 mSv in einem Abstand von 250 m vom Unfallort übersteigt, sind nach den vorliegenden Untersuchungen selbst bei schwersten Transportunfällen

einschließlich nachfolgendem Brand und ungünstigsten meteorologischen Ausbreitungsbedingungen nicht zu erwarten.

Zusammenfassend läßt sich feststellen, daß die Risiken der Rückführung von radioaktiven Abfällen aus der Wiederaufarbeitung bestrahlten Kernbrennstoffs im Ausland ebenso wie die durch die Transporte in das geplante Endlager Konrad bedingten Risikoanteile sowohl absolut als auch im Vergleich mit den in dieser Arbeit sonst betrachteten Risiken als außerordentlich gering anzusehen sind.

#### 4.2.11 Integrale Risikobetrachtungen

Die Studie [ERD 79] stellt die Risikobeiträge der Anlagen des nuklearen Brennstoffkreislaufs als realistische Abschätzungen einander gegenüber. Sie kommt zu dem Ergebnis, dass der Brennstoffkreislauf etwa 1% zum Risiko der nuklearen Stromerzeugung beiträgt, das Gesamtrisiko der Kernenergie somit nahezu vollständig durch den Reaktorbetrieb verursacht wird (siehe Abbildung 4-14). Dies darf nicht mit der Zielsetzung der vorliegenden Arbeit verwechselt werden, bei der auch Risikobeiträge geringeren Schadensausmaßes – z.B. Ereignisse der INES-Kategorien 4 und 5 – in die Betrachtung einbezogen werden.

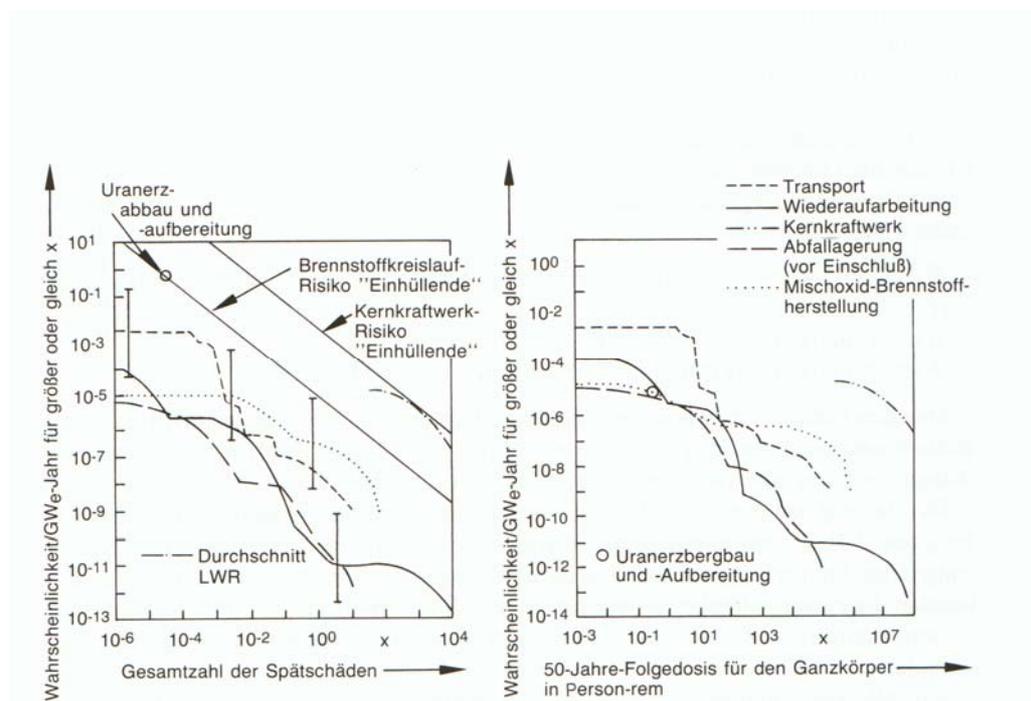


Abb. 4-14: Integrale Risikobetrachtungen zum Kernbrennstoffkreislauf [ERD 79]

## Literatur zu Kapitel 4

- [BER 91] Berg, H.P. ; Brennecke, P.; Harnack, K.:  
Die Schachtanlage Konrad als geplantes Endlager für radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung.  
Kernenergie 34 (1991) 4, S.159
- [BER 93] Berg, H.P.; Gründler,D.; Illi,H.:  
Safety Assessment of a Waste Repository Using Probabilistic Methods as an Additional Tool.  
Proceedings of the International Conference SAFEWASTE'93, Avignon, 13.-18.Juni 1993, S.479
- [BER 93] Berg, H.P.; Gründler,D.; Pfeiffer, F.:  
Application of PSA to Final Repositories.  
International Symposium on the Use of Probabilistic Safety Assessment for Operational Safety (PSA '91), Vienna, 3-7 June 1991, Proceedings ISSN 0074-1884, 1982
- [BFS 90] Bundesamt für Strahlenschutz:  
Anforderungen an endzulagernde radioaktive Abfälle.  
(Vorläufige Endlagerungsbedingungen, Stand April 1990)  
- Schachtanlage Konrad -  
ET-3/90, Salzgitter 1990
- [BFS 92] Bundesamt für Strahlenschutz:  
Schachtanlage Konrad: vom Erzbergwerk zum Endlager für radioaktive Abfälle.  
Salzgitter, Oktober 1992
- [BRA 97] Braun, H.; Goertz, R.; Weil, L:  
Atmospheric Discharges from Nuclear Facilities During Decommissioning: German Experiences.  
NUREG-CP--0153; CONF-960715--  
Proceedings of the 24. DOE/NRC Nuclear Air Cleaning and Treatment Conference.Portland, Or (United States), 15-18 Jul 1996, Aug 1997.  
p. 460-470
- [BRE 90] Brennecke, P. und Schuhmacher, J.:  
Anfall radioaktiver Abfälle in der Bundesrepublik Deutschland  
- Abfallerhebung für das Jahr 1989 -.  
Bundesamt für Strahlenschutz  
ET-1/90, Salzgitter 1990

- [BRE 92] Brennecke, P.; Berg, H.P.; Weil, L.:  
The German Approach to Decommissioning of Nuclear Installations.  
Decommissioning and Demolition 1992.  
Proceedings of the Third International Conference on Decommissioning  
Offshore, Onshore Demolition and Nuclear Works, held 25-26th March  
1992, University of Manchester, Institute of Science and Technology.  
London: Thomas Telford Ltd. 1992. p. 42-49  
ISBN: 0-727-1648-4
- [BRE 93] Brennecke, P.; Berg, H.P.; Weil, L.:  
Decommissioning and Dismantling Strategies in the Federal Republic of  
Germany.  
CONF-920957  
Transactions of the American Nuclear Society  
(United States) (1993) Vol. 67(Suppl.1) p. 220-221.
- [BRE 94] Brennecke, P.; Illi, H. und Röthemeyer, H.:  
Final Disposal in Germany.  
Kerntechnik, 59 (1994) Nr. 1-2, S. 23
- [BRO 95] Brosche, D.; Fischbacher, W.:  
Periodische Sicherheitsüberprüfung für KKI-1.  
atw 40, Jg. (1995), Heft 5, Seite 324
- [CLO 01] Closs, K.-D.:  
Internationaler Stand zur Entsorgung radioaktiver Abfälle.  
In: Radioaktivität und Kernenergie , Herausgeber: Forschungszentrum  
Karlsruhe  
ISBN 3-923704-26-7, Mai 2001
- [DAF 95] Deutsches Atomforum e.V. (Herausgeber):  
Kerntechnik-Anlagen in Deutschland.  
INFORUM Verlag, Bonn 1995  
ISBN 3-926956-11-9
- [DIN 96] Dingman, S. E. et al.:  
Core Damage Frequencies Based on IPE Results.  
PSA '96, Proceedings of the International Topical Meeting on  
Probabilistic Safety Assessment, Park City, Utah, 29. September - 3.  
Oktober 1996, Vol. III, p 1426
- [DRO 96] Drouin, M.T. et al.:  
Individual Plant Examinations - Perspectives on Reactor Safety.  
PSA '96, Proceedings of the International Topical Meeting on  
Probabilistic Safety Assessment, Park City, Utah, 29. September - 3.  
Oktober 1996, Vol. III, p 1411

- [DWK 83] Deutsche Gesellschaft für die Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen mbH:  
Kurzbeschreibung für die Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf.  
Hannover, August 1983
- [ERD 79] Erdmann, R.C. et al.:  
Status Report on the EPRI Fuel Cycle Accident Risk Assessment.  
EPRI NP-1128 (1979)
- [FAB 96] Fabian, H.; Mandl, R.:  
Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): „Treiber“ für die  
Weiterentwicklung der Sicherheitstechnik am Beispiel deutscher LWR.  
Harald Meyer VDI Ingenieurgesellschaft, Fachtagung Sicherheit und  
Zuverlässigkeit, Frankfurt, 25./26.9.1996
- [FAB 98] Fabian, H.; Wenzel, J.J.:  
Probabilistische Sicherheitsanalyse - PSA - Vorkonvoi-/Konvoi-DWR.  
Jahrestagung Kerntechnik 98, 26.-28. Mai 1998, München  
Fachsitzung Probabilistische Sicherheitsanalysen
- [FOR 96] Forester, J. et al.:  
Human Action Perspectives Based on Individual Plant Examination  
Results.  
PSA '96, Proceedings of the International Topical Meeting on  
Probabilistic Safety Assessment, Park City, Utah, 29. September - 3.  
Oktober 1996, Vol. III, p 1418
- [GEL 96] Gelfort, E.; Weil, L.; Wolf, J.:  
BMU-Programm für Mittel- und Osteuropa.  
atw. Internationale Zeitschrift für Kernenergie (Nov 1996)  
41(11) p. 713-718.  
ISSN: 1431-5254
- [GÖR 87] Görtz, R.; Altmeyer, H.D.; Knaup, A.G.:  
Untersuchung zur Stilllegung kerntechnischer Anlagen (Phase 2).  
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-1987-171,  
ISSN 0724-3316
- [GÖR 91] Görtz, R.; Graf, R.; Kisting, S.; Knaup, A.G.:  
Genehmigungsrelevante Aspekte der Nachbetriebsphase  
kerntechnischer Anlagen.  
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-1987-171
- [GÖR 92] Görtz, R.; Goldammer, W.; Graf, R.; Weil, L.:  
Stilllegung kerntechnischer Anlagen  
Erfahrungen - Technik - Regelwerk.  
Technische Akademie Wuppertal, Verlag TÜV Rheinland 1992  
ISBN 3-8249-0008-4

- [GRS 92] Kersting, E.; von Linden, J.; Müller-Ecker, D.; Werner, W.:  
Sicherheitsanalyse für Siedewasserreaktoren  
Zusammenfassende Darstellung.  
GRS - 95, November 1992, ISBN 3-923875-45-2
- [KLO 97] Klönk, H.; Weil, L.:  
Der Leitfaden Stilllegung. Eine Erleichterung für die Praxis?.  
atw. Internationale Zeitschrift für Kernenergie (Juli 1997) S. 447-450.  
ISSN: 1431-5254
- [LAN 91] Lange, F.; Gründler, D.; Schwarz, G.:  
Transportstudie Konrad: Sicherheitsanalyse des Transports radioaktiver  
Abfälle zum Endlager Konrad.  
GRS-84 (Juli 1991)  
ISBN 3 923875 - 34 - 7
- [LEG 78] Legeay, A.J.:  
(1978), Handling of UF<sub>6</sub> in the United States, Gaseous Diffusion Plants.  
OECD/NEA CSNI Specialist Meeting on the Safety Problems Associated  
with the Handling and Storage of UF 6, June 1978
- [MOT 95] Motzkus, K.H.; Weil, L.:  
Decommissioning Russian Type Power Plants in Eastern  
Germany - Conceptions and Experience.  
CONF-950917  
Fifth International Conference on Radioactive Waste Management and  
Environmental Remediation -- ICRW '95; Berlin (Germany)  
3-9 September, 1995  
Proceedings. Volume 2: Management of Low-Level Waste and  
Remediation of Contaminated Sites and Facilities.  
New York, NY: American Society of Mechanical Engineers.  
ISBN: 0-7918-1219-7
- [NEA 93] OECD Nuclear Energy Agency:  
The Safety of the Nuclear Fuel Cycle.  
Paris, 1993  
ISBN 92-64-13824-2
- [RIT 96] Rittscher, D.; Leushacke, H.:  
Das Zwischenlager Nord.  
atw 41 (1996), Heft 10, Oktober 1996
- [ROS 94] Ross, P. J.; Dawson, C.:  
Results of the Sizewell B PSA.  
Proceedings of the BNES Conference on „Thermal Reactor Safety  
Assessment“,  
Manchester, May 1995, p 100

- [ROT 94] Röthemeyer, H. und Warnecke, E.:  
Radioactive Waste Management - The International Approach.  
KERNTECHNIK, 59 (194), Nr. 1-2, S. 7
- [SCH 95] Schwarz, G. et al.:  
Rückführung von Wiederaufarbeitungsabfällen aus Frankreich  
- Ergebnisse einer sicherheitstechnischen Analyse -  
Fachbeitrag zum 19. GRS-Fachgespräch, Berlin 1995
- [SMI 78] Smith, R.I. et al:  
Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference  
Pressurized Water Reactor Power Station.  
Batelle Pacific Northwest, NUREG/CR-0130, Vol. 2, 1978
- [THO 81] Thomas, W., Hesse, U., and Warnemünde, R.:  
Sicherheitsanalyse zur Rezyklierung von Plutonium in LWR, Teile A und  
B, Brennelementherstellung.  
GRS-A-569, März 1981.
- [VAU 96] Vaurio, J. K.; Jänkälä, K. E.:  
Safety Management of a VVE Plant by Risk Assessment.  
PSA '96, Proceedings of the International Topical Meeting on  
Probabilistic Safety Assessment, Park City, Utah, 29. September - 3.  
Oktober 1996, Vol. I, p 571
- [WEI 84] Weil, L.:  
Analyse des Störfallrisikos eines Endlagers für radioaktive Abfälle aus  
der Stilllegung von Kernkraftwerken.  
Kernforschungsanlage Jülich G.m.b.H. Inst. für Reaktorentwicklung  
Juel--1950  
Sept. 1984. 167 p.
- [WEI 85] Weil, L.; Pfaffelhuber, J.K.:  
Technical and Legal Aspects of Decommissioning in the Federal  
Republic of Germany.  
Proceedings of the International Nuclear Reactor Decommissioning  
Planning Conference., Bethesda,  
MD (USA), 16-18 July 1985, p. 72-82
- [WEI 87] Weil, L.; Görtz, R.:  
Health and Safety Aspects of Decommissioning Relevant to Licensing.  
CONF-871018 Vol.2  
Proceedings of the 1987 International Decommissioning Symposium.  
Pittsburgh, PA(USA), 4-8 Oct 1987

- [WEI 92] Weil, L.; Görtz, R.; Thierfeldt, S.:  
Decommissioning in the Federal Republic of Germany - Experiences,  
Regulations and Developments.  
Nuclear Decom '92: Decommissioning of Radioactive Facilities.  
Proceedings of the International Conference  
held at the Royal Lancaster Hotel, London, 17-19 February 1992.  
London: Mechanical Engineering Publications Ltd. 1992. p. 229-234  
ISBN: 0 85298 794 3
- [WEI 92A] Wolany, G.; Weil, L.; Görtz, R.:  
Regulatory Aspects of Decommissioning in the Federal Republic of  
Germany.  
Decommissioning Policies for Nuclear Facilities.  
Proceedings of an International Seminar.(France),  
2-4 Oct 1991, Paris: Nuclear Energy Agency of the OECD. 1992. p. 221-  
234  
ISBN: 92-64-03689-X
- [WER 95] Werner, W.:  
Auswertung und Dokumentation des internationalen Standes und der  
aktuellen Entwicklungen der probabilistischen Sicherheitsanalysen für  
Kernkraftwerke.  
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-1995-429  
ISSN 0724-3316

## 5. Prognostische Quantifizierung der Risikokenngrößen „g“ und „h“ für die Kernenergienutzung

### 5.1 Zielsetzung

In den vorausgegangenen Kapiteln wurde eingehend erörtert, welche Größen zur Charakterisierung der Risiken durch die friedliche Kernenergienutzung zur Verfügung stehen, welchen Stand die Risikoanalyse für die Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufs erreicht hat, welche repräsentativen Ergebnisse diese Analysen für die verschiedenen Anlagen liefern und welche Folgerungen daraus für die Sicherheitsbeurteilung dieser Anlagen resultieren, insbesondere welche Rolle die Risikoanalyse als treibende Kraft für Sicherheitsverbesserungen inzwischen global spielt. Damit kann nunmehr die bereits in Abschnitt 3.4 andiskutierte Zielsetzung konkretisiert und erreicht werden.

Dort wurde bereits ausgeführt, daß die beiden Größen „g“ und „h“ geeignet erscheinen, die globale Unfallwahrscheinlichkeit durch die Kernenergienutzung in wesentlichen Zügen zu charakterisieren. Dabei bedeuten (vergleiche Abschnitt 3.4.2):

- g: Jährliche weltweite Häufigkeit von Ereignissen, die auf der INES-Skala den Stufen 6 und 7 – Schwere und Katastrophale Unfälle – zugeordnet werden
- h: Jährliche weltweite Häufigkeit von Ereignissen, die auf der INES-Skala den Stufen 4 und 5 - Unfälle und Ernste Unfälle - zugeordnet werden

Im folgenden soll aufgrund der vorliegenden Betriebserfahrungen und der Erkenntnisse aus Risikoanalysen der aktuelle Wert der Kenngrößen „g“ und „h“ abgeschätzt und auf der Basis sinnvoller und – soweit möglich – auf Analyseergebnisse abgestützter Annahmen über die Verbesserungsrate des Sicherheitsniveaus von Anlagen über die kommenden beiden Jahrzehnte extrapoliert werden. Die Ergebnisse sind aus einer Reihe von Gründen, die im einzelnen in Abschnitt 5.4 dargelegt sind, mit Unsicherheiten behaftet und müssen daher durch eine Fehler- und Sensitivitätsanalyse ergänzt werden. Das so abgeschätzte globale Sicherheitsniveau der Kernenergienutzung wird abschließend in seinem zeitlichen Verlauf bewertet und bildet die wesentliche Grundlage für die Schlußfolgerungen der vorliegenden Arbeit. Es wird insbesondere dargelegt, ob und inwieweit die in Abschnitt 3.4 aufgestellten Minimalforderungen an „g“ und „h“ erfüllt sind bzw. welche Maßnahmen zu ihrem Erreichen erforderlich sind.

Diese Zielsetzung soll im vorliegenden Kapitel erreicht werden. Dazu stehen im einzelnen die folgenden Informations- und Datenquellen zur Verfügung:

- Die internationale Betriebserfahrung mit dem Betrieb kerntechnischer Anlagen in Form der Berichte des IRS (Incident Reporting System)
- Veröffentlichte Ergebnisse von Sicherheits- und Risikoanalysen für kerntechnische Anlagen (vergleiche Kapitel 4 für einen repräsentativen Querschnitt)

- Studien über die voraussichtliche Entwicklung der Kernenergie und von Zahl, Art und Charakteristika der kerntechnischen Anlagen

Die erstgenannte Quelle dient in erster Linie der Abschätzung der aktuellen Werte von „g“ und „h“, die übrigen bilden die Grundlage für die Abschätzung des Zeitverlaufs.

Als entscheidender Gesichtspunkt sei hier nochmals der dynamische Charakter der kerntechnischen Sicherheit herausgestellt. Dieser wird beispielsweise durch die in Kapitel 4 dargestellten Studienergebnisse in vielfacher Weise auch im internationalen Kontext belegt. Demgegenüber erscheint die Auffassung eines generell unveränderlich bestehenden Restrisikos durch die Kernenergienutzung als wissenschaftlich nicht haltbar und zutiefst technikfremd.

Angesichts der grundlegenden Bedeutung dieser Erkenntnis sei diese noch einmal durch eine der Literatur entnommene Darstellung (Abb. 5-1) der zeitlichen Entwicklung des Sicherheitsniveaus von Kernkraftwerken belegt. Die am rechten Rand der Abbildung skizzierten Verbesserungen des Sicherheitsniveaus sind auch mit bereits heute verfügbaren Reaktorbaulinien realisierbar. Hierauf wird in Kapitel 5.5 näher eingegangen.

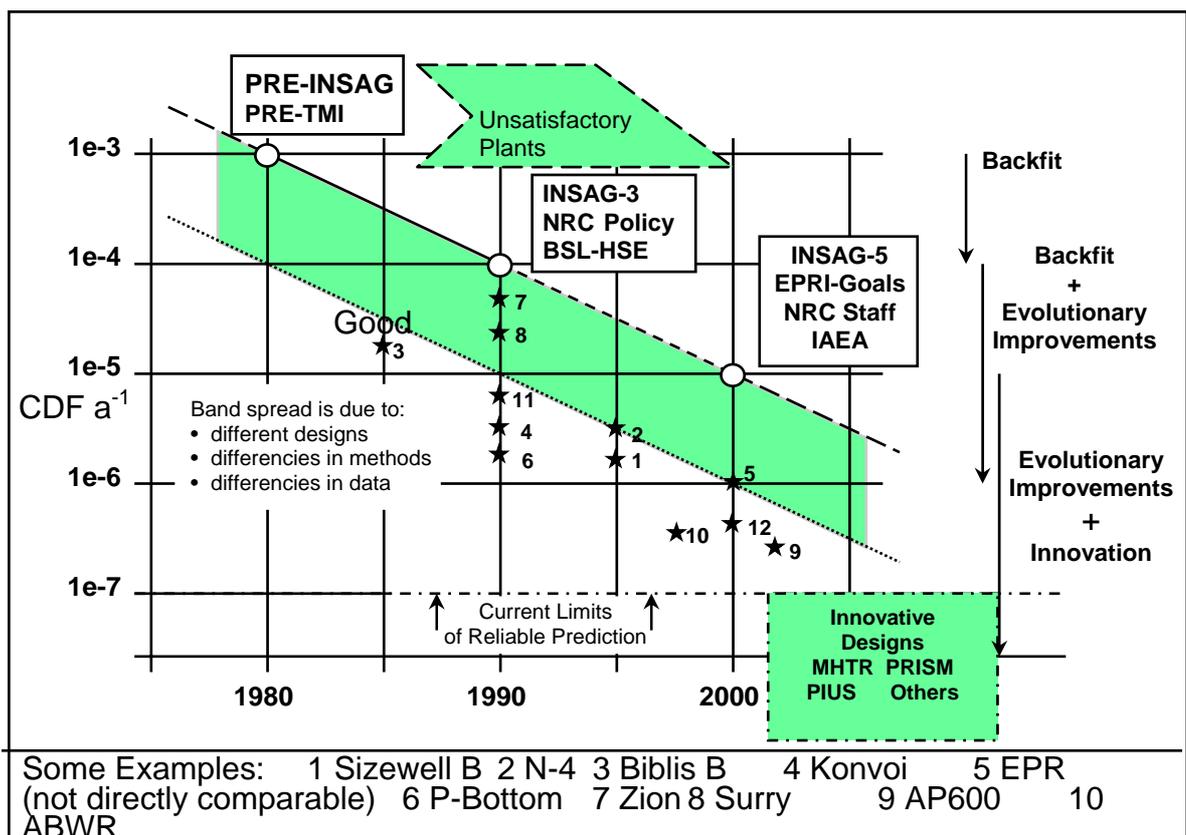


Abb. 5-1: Entwicklungstrends des Sicherheitsniveaus der Kernkraftwerke von den frühen Entwürfen bis hin zu fortschrittlichen Reaktoren nach Niehaus [NIE 95]

## 5.2 Ausgangsinformationen und –daten im Hinblick auf die Quantifizierung der derzeitigen Werte der globalen Kenngrößen „g“ und „h“

### 5.2.1 INES-Skala-Statistik der Ereignisse im IRS im Zeitraum 1991 – 2000

#### 5.2.1.1 Übersicht

Im Hinblick auf eine Bestimmung der Größen „g“ und „h“ gemäß der zuvor formulierten Zielsetzung und ihrer Definition muß die Statistik der Einordnung der Ereignisse nach den Stufen der INES-Skala das empirische Ausgangsmaterial bilden.

In den 70er und 80er Jahren des vergangenen Jahrhunderts haben sich weltweit eine Reihe von Unfällen ereignet, die in retrospektiver Einordnung den Stufen 4 bis 7 zugeordnet werden können. Tabelle 3-4 enthält vier Beispiele, von denen die Unfälle in den Kernkraftwerken TMI-2 im Jahre 1979 und Tschernobyl im Jahre 1986 die bekanntesten sind.

Ohne es genauer zu quantifizieren – und dies wäre wegen fehlenden konsequenten Erfassung und Zuordnung zur INES-Skala der Ereignisse in diesem Zeitraum auch nicht belastbar möglich – läßt sich ablesen, daß der Wert für „g“ in der Größenordnung von 1/10 (1/a) liegt. Auf die großen Anstrengungen, die kerntechnische Sicherheit im Verlauf der 80er und 90er Jahre weiter zu verbessern, wurde in Kapitel 4 ausführlich eingegangen, im vorausgegangenen Abschnitt wurde diese globale Entwicklung des Sicherheitsniveaus zusammenfassend dargestellt. Für eine möglichst realistische Bestimmung der derzeitigen Werte von „g“ und „h“ verbietet sich daher die Nutzung dieser Daten. Zurückgegriffen werden soll stattdessen auf die zeitnäheren und besser dokumentierten Erfahrungen aus den 90er Jahren. Diese Werte sind in Abbildung 5-2 dargestellt. Das Fehlen von Ereignissen der Stufen 6 und 7 stellt eine gewisse Bestätigung der Wirksamkeit der getroffenen Maßnahmen gegen Unfälle dar, wobei dieser Aussage wegen der auch andernfalls zu erwartenden geringen Ereigniszahl keine Beweiskraft zukommt.

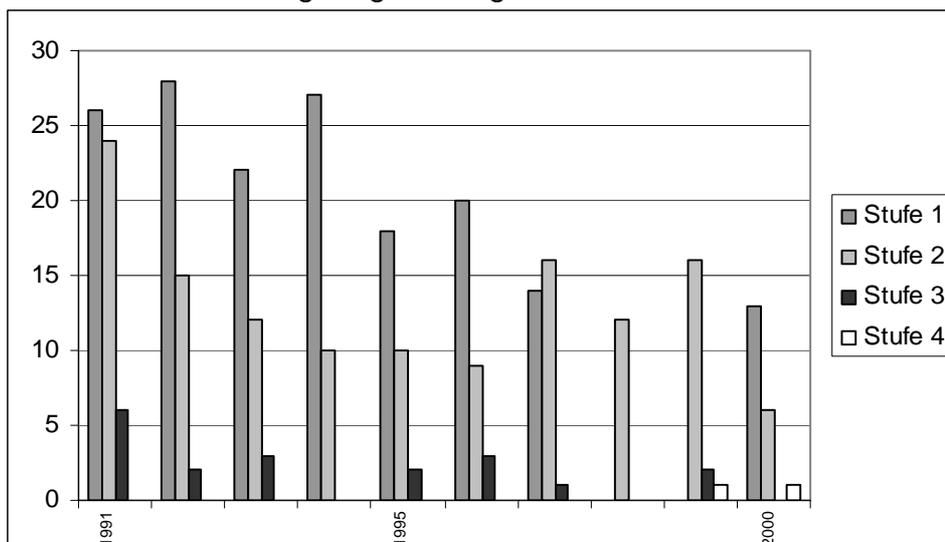


Abb. 5-2: Zahl der dem IRS gemeldeten Ereignisse der INES Stufe 1 und höher im Zeitraum 1991 bis 2000

### 5.2.1.2 Die beiden Ereignisse der Stufe 4

Für die vorliegende Untersuchung sind die beiden Ereignisse, die in die Stufe 4 der INES-Skala eingeordnet wurden, von besonderem Interesse. Dabei handelt es sich um

- den Kritikalitätsunfall in der JCO-Anlage in Tokai Mura (Japan) im Jahre 1999 sowie
- um gesundheitliche Strahlenschäden durch die Entwendung einer nicht als solche erkannten, starken Ir-192 Strahlenquelle aus der industriellen Radiographie in Ägypten im Jahre 2000.

Am 29.09.1999 kam es in der Konversionsanlage der Firma JCO in Tokai Mura in Japan zu einem Kritikalitätsunfall, in dessen Verlauf massive – in zwei Fällen tödliche - Strahlenexpositionen bei Arbeitern der Anlage auftraten und der die Diskussion um die Nuklearsicherheit weltweit erneut angefacht hat [KUG 99]. Der Verlauf des Unfalls, seine Ursachen und daraus resultierende Folgen sind in Anhang D dargestellt.

Der Unfall wurde von den japanischen Behörden angesichts der schweren Personenschäden auf der INES-Skala mit 4 eingestuft und ist somit für die den in dieser Arbeit verwendeten globalen Sicherheitsindikator „h“ von unmittelbarer Bedeutung.

Der Ereignistyp – es handelt sich, wie in Anhang D im einzelnen beschrieben ist, um einen Kritikalitätsunfall – ist in keiner Weise neu. Es wurde in Kapitel 4 dargelegt, daß in den Anlagen zur Konversion, zur Anreicherung, zur Brennelementfertigung und zur Wiederaufarbeitung ein derartiges Gefahrenpotential besteht, wobei zugleich das Risiko einer großen Freisetzung als relativ gering eingeschätzt wurde.

Sollten Globalisierung und internationale Deregulierung zu einer Reduktion der Wirksamkeit der Nuklearaufsicht führen, wäre allerdings zu befürchten, daß es weltweit weitere Rückschläge für die nukleare Sicherheit und damit für die friedliche Nutzung der Kernenergie gibt.

Der an zweiter Stelle erwähnte „radiological accident“ in Ägypten steht nicht allein, vielmehr haben sich in den zurückliegenden Jahrzehnten eine Reihe von - teils schweren - Unfällen durch den unsachgemäßen Umgang mit zweckentfremdeten und gestohlenen Strahlenquellen ereignet. Die zum Teil erheblichen Personen- und Sachschäden haben die Internationale Atomenergieagentur in Wien veranlasst, ein Schutzprogramm gegen das sogenannte „illicit trafficking“ von Strahlenquellen oder radioaktiven Stoffen zu initiieren [BEC 00], an dessen Erarbeitung auch der Autor der vorliegenden Arbeit mitgewirkt hat [WEI 97]. Die IAEA berichtet regelmäßig über den erreichten Stand [IAE 99] und fördert den internationalen Dialog als eine wirksame Maßnahme zur Vermeidung derartiger Ereignisse [IAE 99A].

Ein Strahlenunfall, wie er in Ägypten auftrat, ist offensichtlich nicht der Sicherheit kerntechnischer Anlagen zuzurechnen und ist daher für die Bestimmung von „g“ und „h“ nicht heranzuziehen. Es ist an dieser Stelle auch anzumerken, dass es durchaus

ernsthafte Argumente gegen die Einbeziehung von rein radiologischen - in der Regel auf verlorene oder entwendete Strahlenquellen zurückgehende - Ereignisse in das IRS gibt.

### 5.2.1.3 Schätzung von „g“ und „h“

Im Rahmen eines Schätzverfahrens nach Bayes erhält man den Mittelwert für die Rate „r“ des Prozesses, der im Zeitraum „T“ zu „k“ Ereignissen geführt hat, gemäß [FAK 97A] und [FAK 97B] aus:

$$\langle r \rangle = (k + 0,5) / T \quad (5-1)$$

Dazu sei eine kurze Skizze der wesentlichen Annahmen und der Herleitung gegeben. Der Satz von Bayes lautet für Ereignisraten :

$$f(r|E) = \frac{L(E|r)f(r)}{\int_0^{\infty} L(E|\lambda')f(r') dr'} \quad (5-2)$$

Dabei ist  $f(r)$  die – subjektive - Wahrscheinlichkeitsdichtefunktion, die den ursprünglichen Kenntnisstand über den zutreffenden Wert von  $r$  ausdrückt („a-priori-Verteilungsdichte“).

$L(E|r)$  ist die Mutmaßlichkeitsfunktion („likelihood function“), welche die Wahrscheinlichkeit dafür ausdrückt, daß die Erfahrung  $E$  ( $k$  Ereignisse in der Beobachtungszeit  $T$ ) gemacht wird, unter der Bedingung, daß  $r$  der zutreffende Wert des Parameters ist;  $f(r|E)$  ist die Wahrscheinlichkeitsdichtefunktion, in der der Kenntnisstand vor der Beobachtung und die Beobachtung selbst konsistent miteinander verbunden sind („a-posteriori-Verteilungsdichte“).

Bei der Auswertung von Beobachtungen wird im allgemeinen davon ausgegangen, daß die Ereignisse von einander unabhängig sind und ihre Rate  $r$  konstant ist. Damit erhält man als Mutmaßlichkeitsfunktion eine Poissonverteilung. Sie gibt die Wahrscheinlichkeit dafür an, daß man  $k$  Ereignisse während der Beobachtungszeit  $T$  beobachtet - unter der Bedingung, daß  $r$  der zutreffende Parameter ist.

$$L(E|r) = \frac{(rT)^k}{k!} e^{-rT} \quad (5-3)$$

In Ermangelung genauerer Kenntnisse über die a-priori-Verteilung wird diese als nicht informative Verteilung zugrundegelegt; sie ist proportional zu  $r^{-1/2}$ , d.h.

$$f(r) \propto r^{-1/2} \quad (5-4)$$

Damit erhält man aus dem Satz von Bayes die sogenannte a-posteriori-Verteilung:

$$f(r|E) = \frac{T^{k+1/2}}{\Gamma(k+1/2)} r^{k-1/2} e^{-rT}, \quad (r > 0) \quad (5-5)$$

wobei  $\Gamma$  die Gammafunktion bedeutet.

Die Integration (5-2) zur Bestimmung des Erwartungswertes  $\langle r \rangle$  der als Zufallsgröße  $r$  aufgefaßten Ausfallrate läßt sich analytisch durchführen; sie führt auf

$$\langle r \rangle = \frac{2k+1}{2T} \quad (5-6)$$

Die Verteilungsfaktile lassen sich unter Nutzung der Beziehung zwischen der unvollständigen Gammafunktion und der  $\chi^2$ -Verteilung wie folgt ermitteln und ergeben:

$$\underline{r} = \frac{\chi^2(2k+1; (1-\gamma)/2)}{2T} \quad (5-7)$$

$$\bar{r} = \frac{\chi^2(2k+1; (1+\gamma)/2)}{2T} \quad (5-8)$$

Dabei bezeichnet  $\underline{r}$  das untere Fraktile und das  $\bar{r}$  obere. Üblicherweise wird  $\gamma = 0,9$  gewählt, so daß sich das 5 % bzw. 95 % Fraktile ergibt.

Wie in 5.2.1.1 und 5.2.1.2 ausgeführt wurde, ist für die 90er Jahre ein Ereignis vom Typ h zu berücksichtigen ( $k=1$  in Gleichung 5-6), ein Ereignis vom Typ g hat nicht stattgefunden ( $k=0$  in Gleichung 5-6). Für die gesuchten Raten „g“ und „h“ erhält man somit für die neunziger Jahre ( $T=10$  a in Gleichung (5-6)) folgende Mittelwerte:

$$g = 0,05 \text{ (1/a)}$$

$$h = 0,15 \text{ (1/a)}$$

Die zugehörigen 5- bzw. 95-Perzentilwerte ergeben sich im Rahmen der Schätzung nach Bayes gemäß (5-7) und (5-8) zu:

$$\begin{aligned} g_5 &= 2 \cdot 10^{-4} \text{ 1/a} \\ g_{95} &= 0,2 \text{ 1/a} \\ h_5 &= 0,02 \text{ 1/a} \\ h_{95} &= 0,40 \text{ 1/a} \end{aligned}$$

Man erkennt, daß das Unsicherheitsintervall für „h“ aufgrund der besseren Statistik durch die beiden eingetretenen Ereignisse sehr viel schmäler als das für „g“ ist. Letzteres spiegelt die Nullfehlerstatistik für „g“ wieder. Für diesen Wert werden in den beiden folgenden Abschnitten weitere Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung und aus PSA-Ergebnissen herangezogen, um den Wertebereich dieser Größe genauer einschätzen zu können.

## 5.2.2 Relevante Einsichten aus PSA für die Bestimmung von „g“ und „h“

Die Kennzahlen „g“ und „h“ reflektieren die Häufigkeiten von Ereignissen unterschiedlicher Schwere, ihre Summe ist die weltweite Häufigkeit von Unfällen in kerntechnischen Anlagen. „g“ umfasst die Unfallereignisse – siehe hierzu die Definition der INES-Stufen in Tabelle 3-4 – in denen es zu signifikanten Freisetzungen in die Umgebung kommt. Es wurde in Kapitel 4 bereits dargelegt, daß aufgrund der im Vergleich zu den Kernkraftwerken weitaus geringeren Zahl von Anlagen zur nuklearen Ver- und Entsorgung und des im Mittel über die Anlagen niedrigeren Gefährdungspotentials der Wert für „g“ durch die Beiträge der Kernkraftwerke dominiert wird. Für diese impliziert eine große Freisetzung einen zuvor eingetretenen Schaden am Reaktorkern. Zu der Häufigkeit von Kernschäden liefern die Ergebnisse von PSA überwiegend direkte quantitative Resultate, man vergleiche hierzu die zahlreichen Beispiele in Kapitel 4.

Im Gegensatz zur PSA der Stufe 1, die mit der Beantwortung der Frage nach dem Kernschaden die Betrachtung des Ereignisablaufes beendet, reicht die PSA der Stufe 2 darüber hinaus bis zur Klärung der Frage nach der Integrität des Containments und, im Falle des Containmentversagens oder eines Containment-Bypasses, bis zum Quellterm für die Freisetzung radioaktiver Stoffe. Es sollen aus durchgeführten PSA der Stufe 2 im folgenden Ergebnisse zusammengestellt werden, welche die Einschätzung der bedingten Wahrscheinlichkeit für größere Freisetzungen für den Fall des eingetretenen Kernschadens gestatten.

Eine Übersicht und Auswertung einer größeren Zahl von PSA der Stufe 2 gibt M. Türschmann im Rahmen einer neueren Untersuchung [TÜR 00]. Der Vergleich ausgewählter Methoden und Ergebnisse umfasst Analysen aus der Schweiz, aus Belgien, aus Tschechien, aus Frankreich und aus den USA. Angesichts der in der vorliegenden Arbeit durchgeführten globalen Betrachtung erscheint die breite Basis der Türschmannschen Studie als besonders geeignete Referenz.

Zur ersten Orientierung kann Abbildung 5-3 herangezogen werden. Hier sind für PSA der Stufe 2 die bedingten Wahrscheinlichkeiten für Anlagenschadenszustände für LWR-Anlagen aus den USA dargestellt, d.h. für Zustände mit Leckagen oder Versagen des Containments sowie für einen Bypass.

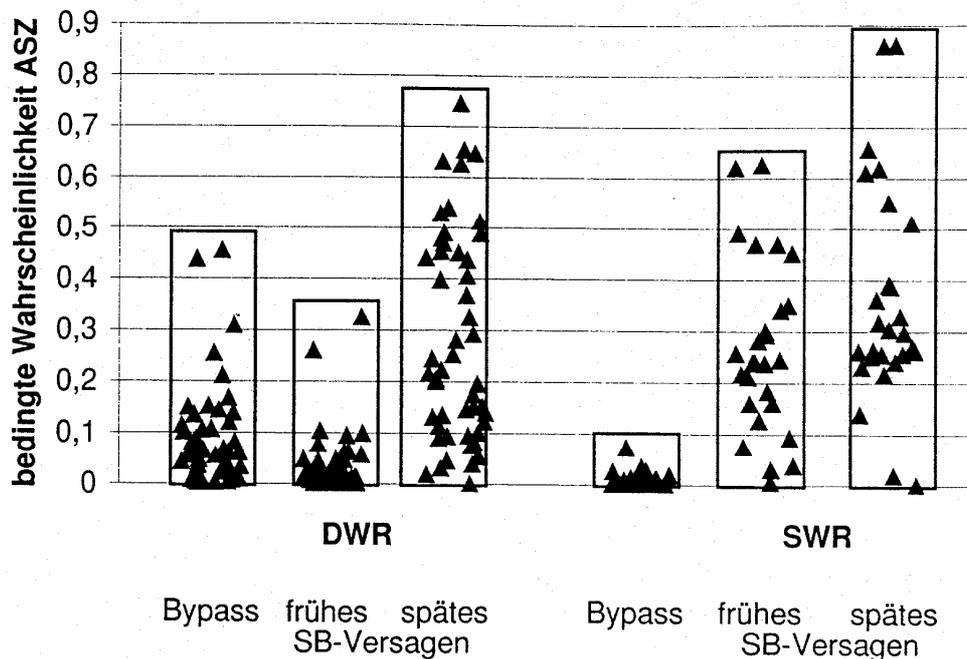


Abb. 5-3: Bedingte Wahrscheinlichkeiten für Bypass und Containmentversagen für US-LWR-Anlagen (Ergebnisse der IPE)

Man erkennt, daß der Mittelwert der bedingten Wahrscheinlichkeiten deutlich unter 0,5 liegt – er beträgt etwa 0,2. In Tabelle 5-1 ist die bedingte Wahrscheinlichkeit für Anlagenschadenszustände für weitere in [TÜR 00] ausgewertete PSA der Stufe 2 angegeben. In diesem Falle liegt der Mittelwert bei 0,3.

Anlage	Bedingte Wahrscheinlichkeit für Anlagenschadenzustand (Bypass, frühes oder spätes Containmentversagen)	Bedingte Wahrscheinlichkeit für große Freisetzung
Beznau	0,32	0,07
Borssele (PSA-97)	0,06	0,002
Dukovany	0,38	0,089
1100 Mwe DWR , Japan	0,09	*
Ringhals 2	0,20	*
Sizewell B	0,29	0,09
Mühleberg	0,44	*
Barsebäck 1 und 2	0,15	*
Forsmark	0,02	*
Dodewaard	0,61	*
1100 Mwe SWR, Japan	0,84	*

Tab. 5-1: Bedingte Wahrscheinlichkeiten für einen Anlagenschadenzustand und für große Freisetzungen für einige Kernkraftwerke [TÜR 00]. („\*“: keine Angaben)

Zu einer „großen Freisetzung“, die zu Ereignissen vom g-Typ führen, die also den INES-Stufen 6 oder 7 zugeordnet werden, führen bei weitem nicht alle Anlagenschadenzustände, sondern nur ein bestimmter Anteil. Für einige der durchgeführten PSA finden sich hierzu Angaben in [TÜR 00], die in Tabelle 5-1 als bedingte Wahrscheinlichkeit für große Freisetzungen eingetragen sind. Aufgrund der unterschiedlichen Definitionen der Freisetzungskategorien in den verschiedenen Studien und der bestehenden Analyseunsicherheiten erfolgt in der vorliegenden Arbeit keine direkte Abstützung auf sie. Allein ihr Mittelwert wird in einen Abgleich mit dem empirisch ermittelten Wert für „g“ eingebracht.

Zusammenfassend läßt sich festhalten, daß die zahlreichen vorliegenden Analyseergebnisse bedingte Wahrscheinlichkeiten für große Freisetzungen im Falle eines Anlagenschadenzustandes mit einem Mittelwert von nicht mehr als 0,1 erwarten lassen.

Diese Erkenntnisse zu Kernschadenshäufigkeiten, zur bedingten Wahrscheinlichkeit signifikanter Freisetzungen im Falle von Kernschäden und zur Dynamik der globalen Verbesserung des Sicherheitsniveaus von Kernkraftwerken lassen sich wie folgt zusammenfassen:

Die in PSAs ermittelten Kernschadenshäufigkeiten liegen weitaus überwiegend im Bereich zwischen  $10^{-4}$  und  $10^{-6}$  (1/a). Man vergleiche hierzu die Angaben in Abschnitt 4.5, insbesondere Abbildung 4-6. Die Mehrzahl der Ergebnisse – in sehr grober Schätzung etwa 80% - liegen im Bereich zwischen  $10^{-4}$  und  $10^{-5}$  (1/a). In Einzelfällen werden in Analysen auch Werte unterhalb von  $10^{-6}$  (1/a), z.B. für die deutschen Konvoi-Anlagen, ausgewiesen. Auch Werte oberhalb von  $10^{-4}$  (1/a) wurden als Analyseergebnisse publiziert. In den meisten dieser Fälle zeigt eine genauere

Sichtung der Quellen, daß es sich dabei entweder um konservative Analysen handelt und/oder um PSAs für Anlagen, in denen die sich aus den Analysen ergebenden Hinweise auf Sicherheitsverbesserungen noch nicht umgesetzt worden sind. Nicht zuletzt aufgrund der Empfehlungen in INSAG-3 (siehe 2.3.4) wird in der Regel auf solche Befunde rasch durch Nachrüstung oder Verbesserung von Betriebsvorschriften reagiert.

Die PSAs der Stufe 2, deren Analysereichweite bis zur Frage der Containmentintegrität und möglicher Quellterme reicht, können zur Einschätzung der Wahrscheinlichkeit signifikanter Freisetzungen im Falle von Kernschäden herangezogen werden. Wie die Diskussion zuvor gezeigt hat, ist diese Wahrscheinlichkeit gering, ihr mittlerer Wert ist kleiner als 0,1. Dies kann allerdings auf Anlagen ohne Containment - wie zum Beispiel Anlagen vom russischen Typ RBMK - nicht übertragen werden. Andererseits liegt deren Anteil an der Gesamtzahl von Anlagen im Rahmen einer globalen Betrachtung bei wenigen Prozent, so daß als sinnvolle Annahme für die gesuchte Wahrscheinlichkeit ein Wert von 0,1 gerechtfertigt erscheint.

Diese Wahrscheinlichkeit ist näherungsweise gleich dem Verhältnis von  $g/h$ . „g“ + „h“ ist per Definition die Häufigkeit von kerntechnischen Unfällen, „g“ die Häufigkeit von Unfällen mit großer Freisetzung. Wie bereits in 5.2.1.2 ausgeführt, gilt dies, falls die auf Strahlenquellen und nicht auf kerntechnische Anlagen zurückgehenden Ereignisse eliminiert werden. Damit ist  $g/(g+h)$  ungefähr 0,1 und somit ist  $h/g$  etwa 9. Aus dem statistisch besser als „g“ abgesicherten Wert von  $h = 0,15$  ( $1/a$ ) erhält man daraus die Abschätzung  $g = 0,017$  ( $1/a$ ). Dies stellt in der Größenordnung eine Absicherung des in der vorliegenden Arbeit verwandten Erwartungswertes aus der Nullfehlerstatistik dar. Zugleich wird deutlich, dass dieser Wert vermutlich etwas zu hoch liegt.

Eine Quantifizierung der Rate der Verbesserung der Sicherheitskenngrößen läßt sich nur grob durchführen. Die Beispiele in Kapitel 4 liefern allerdings wertvolle Hinweise für diese Schätzung. Man erkennt etwa am Beispiel aus Abbildung 4-8 sowie an der zusammenfassenden Darstellung in Abbildung 5-1, daß man in der Tat von einer globalen Verbesserung des Sicherheitsniveaus ausgehen kann. Dabei kann es in Einzelfällen in einem Jahrzehnt Verbesserungen von einem Faktor 10 oder mehr in der Kernschadenshäufigkeit geben. Derartig einschneidende Maßnahmen können für Anlagen mit einem bereits guten Sicherheitsniveau kaum durchgeführt werden, die PSA wird ja gerade für die Beurteilung von Notwendigkeit und Dringlichkeit von Verbesserungsmaßnahmen herangezogen. Nimmt man etwa an, daß die Anlagen mit einer Kernschadenshäufigkeit von  $10^{-6}$  ( $1/a$ ) sich im Laufe eines Jahrzehnts durch die Gesamtheit aller Maßnahmen – Sicherheitsverbesserungen, technischer Fortschritt, wachsende Betriebserfahrung - um etwa einen Faktor 2 verbessern, so ist dies sicher im Mittel keine zu optimistische Annahme. Ebenso ist die Hypothese einzuschätzen, daß die Anlagen mit einer Kernschadenshäufigkeit von  $10^{-4}$  ( $1/a$ ) sich im Laufe eines Jahrzehnts durch die Gesamtheit aller Maßnahmen um etwa einen Faktor 4 verbessern.

Allerdings muß eine realistische Betrachtung auch den Fall umfassen, in dem ein Teil der Anlagen dieser Entwicklung nicht folgt, sondern aufgrund mangelnder Sicherheitskultur – die Ursachen hierfür können organisatorischer, wirtschaftlicher und politischer Art sein – im Niveau gleich bleibt oder sich gar verschlechtert. Diesem

Aspekt wird durch die beiden Alternativszenarien in Abschnitt 5.4.3 Rechnung getragen.

### 5.2.3 Extrapolation der Betriebserfahrungen aus den 80er Jahren

Aufgrund des einen Unfalls mit großer Freisetzung in den 80er Jahren – Tschernobyl - ergibt sich der Schätzwert für „g“ für diesen Zeitraum zu 0,15 (1/a). Mit den Ausführungen zu den eingetretenen Sicherheitsverbesserungen - im Mittel mehr als ein Faktor 4 - ergibt sich hieraus eine weitere Absicherung des Wertes von 0,05 (1/a) aus der Nullfehlerstatistik für die 90er Jahre, wobei dieser Wert wiederum eher als zu hoch erscheint.

## 5.3 Überlegungen zum zukünftigen zeitlichen Verlauf von „g“ und „h“

### 5.3.1 Zielsetzung

Nach der Bestimmung der aktuellen Werte von „g“ und „h“ sollen nunmehr Überlegungen zu deren zukünftigem zeitlichen Verlauf angestellt werden. Eine genaue Prognose ist aufgrund der nur eingeschränkt vorhersagbaren technischen, wirtschaftlichen und politischen Randbedingungen schlicht nicht möglich. Stattdessen soll hier ein Modell zum Zwecke der Orientierung vorgestellt werden, welches aufgrund der zuvor geführten Diskussion über die typischen Risiken einzelner Anlagentypen, des aktuellen Standes ihrer Ermittlung und Quantifizierung sowie der weltweit eingeleiteten und vollzogenen Sicherheitsverbesserungen an allen Arten kerntechnischer Anlagen eine qualitative Schätzung des Gesamtrisikoverlaufs für die kommenden Jahrzehnte ermöglicht.

Die Zielgrößen sind dabei „h“ und „g“ gemäß Kapitel 3.4, also die Summen der jährlichen Häufigkeiten von Ereignissen der INES-Stufen 4 und 5 bzw. 6 und 7 ohne die Ereignisse mit Strahlenquellen.

### 5.3.2 Das Berechnungsmodell

Zunächst soll hier unter expliziter Angabe der Formelzusammenhänge das Modell dargestellt werden.  $g_j$  – der Wert der Kenngröße „g“ im Jahre  $j$  ( $j = 1995, \dots, 2025$ ) - ergibt sich hiernach als Summe der Beiträge der einzelnen Anlagen.

$$g_j = \sum_{i=1}^{N_A} g_{i,j} \quad (5-9)$$

$N_A$  ist die Zahl der weltweit in Betrieb befindlichen kerntechnischen Anlagen. Die Beiträge der einzelnen Anlagen sind nach den Annahmen in Abschnitt 5.3.1 im Jahre 1995:

$$g_{i,1995} = g_0 \cdot 10^{(-2i)/N_A} \quad i = 1, 2, \dots, N_A \quad (5-10)$$

Sie variieren um einen Faktor 100 vom Minimum zum Maximum. Diese Variationsbreite entspricht in etwa der in den amerikanischen IPE-Analysen beobachteten Streubreite des Sicherheitsniveaus gemäß Abbildung 4-6. Hierbei wird die tatsächliche Streubreite etwas niedriger einzuschätzen sein, da in den Analysen nur eine geringe methodische Einheitlichkeit anzutreffen war. Die Konstante  $g_0$  ist so zu bestimmen, daß  $g_{1995} = 0,05 \text{ a}^{-1}$  ist.

Die weiteren Annahmen betreffen die in den kerntechnischen Anlagen seit 1995 durch die Verbesserung der Anlagentechnik, des Betriebs und der Organisation erreichten Reduktionen von „g“. Es wird von einer jährlichen Minderung ausgegangen, die durch einen Faktor „ $q_i$ “ beschrieben wird.

$$g_{i,j+1} = g_{i,j} \cdot q_i \quad (5-11)$$

$$(5-12)$$

$$q_i = \left( q_{\min} + \frac{i}{N_A} \cdot (q_{\max} - q_{\min}) \right)^{1/30} \quad (5-13)$$

Alternativ wäre eine Berechnung mit einem „Sicherheits-Verbesserungsfaktor“ als Funktion des zeitabhängigen Sicherheitsniveaus denkbar, vielleicht sogar sachgerechter. Allerdings ist das hier verwendete Verfahren einfacher und führt bei Verwendung konsistenter Parameter nicht zu wesentlich anderen Aussagen.

### 5.3.3 Das Basisszenario

Für das zuvor beschriebene Rechenmodell soll nun ein Datensatz festgelegt werden, der im Sinne einer plausiblen Extrapolation der gegenwärtigen Trends der Sicherheitsverbesserung für den Zeitraum bis 2025 den zeitlichen Verlauf von „g“ und „h“ quantitativ festlegt. Dieser Wertesatz wird als „Basisszenario“ bezeichnet.

- Es wird von 490 in Betrieb befindlichen kerntechnischen Anlagen ausgegangen, davon sind 430 Kernkraftwerke und 60 sonstige Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufs (stillgelegte Anlagen und Einrichtungen der Erzaufbereitung wurden nicht mitgezählt).
- Die Ausgangswerte für „g“ und „h“ - ermittelt über den Zeitraum 1991 bis 2000 - sind:  $h = 0,15 \text{ 1/a}$  und  $g = 0,05 \text{ 1/a}$ . Sie werden dem Zeitpunkt 1996 zugeordnet, also der Mitte des Mittelungsintervalls.

Für den Verbesserungsfaktor „ $q_i$ “ wird angenommen, daß für die Anlagen mit dem höchsten „ $g$ -Wert“ bis zum Jahre 2025 eine Reduktion um einen Faktor 100 erreicht wird ( $q_{\min}$ ). Für die Anlagen mit dem geringsten Wert sind Verbesserungen nicht in gleichem Maße erforderlich und wohl auch nur schwerer erreichbar, daher wird hier lediglich eine Reduktion um einen Faktor 10 angesetzt ( $q_{\max}$ ).

$$q_{\max} = \left( \frac{1}{10} \right) \quad q_{\min} = \left( \frac{1}{100} \right) \quad (5-14)$$

Diese Ansätze orientieren sich an Abbildung 4-8. Der in diesem Beispiel aus Finnland erreichte Sicherheitsgewinn von mehr als einem Faktor 10 in weniger als 10 Jahren steht für eine Anlage mit einem „unakzeptabel schlechten“ Ausgangsniveau, das rasch verbessert wurde. Bei Anlagen mit einem besseren Sicherheitsniveau ist, wie vorstehend ausgeführt, ein solch erheblicher Fortschritt in der Regel weder geboten noch mit verhältnismäßigem Aufwand erreichbar.

### 5.3.4 Ergebnisse zum Basisszenario

Die in 5.3.1 getroffenen Annahmen legen den Zeitverlauf von „ $g$ “ und „ $h$ “ im Zeitraum 1995 bis 2025 fest, die gemäß 5.3.2 berechneten entsprechenden Verläufe sind in Abbildung 5-4 dargestellt. Als wesentliche Frage zur Charakterisierung des Ausgangszustands und der zeitlichen Verbesserung des globalen Sicherheitsniveaus wird hier angesehen, mit welcher Wahrscheinlichkeit es in dem betrachteten Zeitraum nicht zu Ereignissen der INES-Stufe 6 oder 7 kommt. Diese läßt sich aus dem Verlauf von „ $g$ “ berechnen, sie beträgt 0,86.

Hierbei sei nochmals deutlich gemacht, daß die hier angestellte quantitative Betrachtung nicht als Ergebnis einer genauen Recherche aller Einzelheiten, sondern als orientierende Betrachtung anzusehen ist, die die wesentlichen Eckdaten widerspiegelt. Im folgenden Kapitel 5.4 werden eine Sensitivitätsanalyse und eine Unsicherheitsabschätzung zum oben angegebenen „Basisszenario“ durchgeführt. Die so erhaltenen Ergebnisse stellen eine wichtige Stütze der Folgerungen in Kapitel 7 dar.

## 5.4 Sensitivitätsanalyse, Unsicherheitsschätzung und Alternativszenarien

### 5.4.1 Sensitivitätsanalyse

Angesichts der nur mit beträchtlichen Unsicherheitsmargen einschätzbaren Parameter des analytischen Modells nach Kapitel 5.3 für die Häufigkeiten „ $g$ “ und „ $h$ “ erscheint eine ergänzende Sensitivitätsanalyse geboten.

Für „ $g$ “ werden dabei folgende Parametervariationen vorgenommen:

Der Wert von „ $g$ “ zum Ausgangszeitpunkt der Berechnung im Jahre 1995 von 0,05 ( $1/a$ ) ist statistisch nur ungenügend abgesichert, obgleich er durch Zusatzbe-

trachtungen (siehe 5.3.2) gestützt, aber tendentiell als etwas zu hoch ausgewiesen wird. Der Wert von „g“ wird daher auf 0,2 (1/a) bzw auf 0,01 (1/a) variiert.

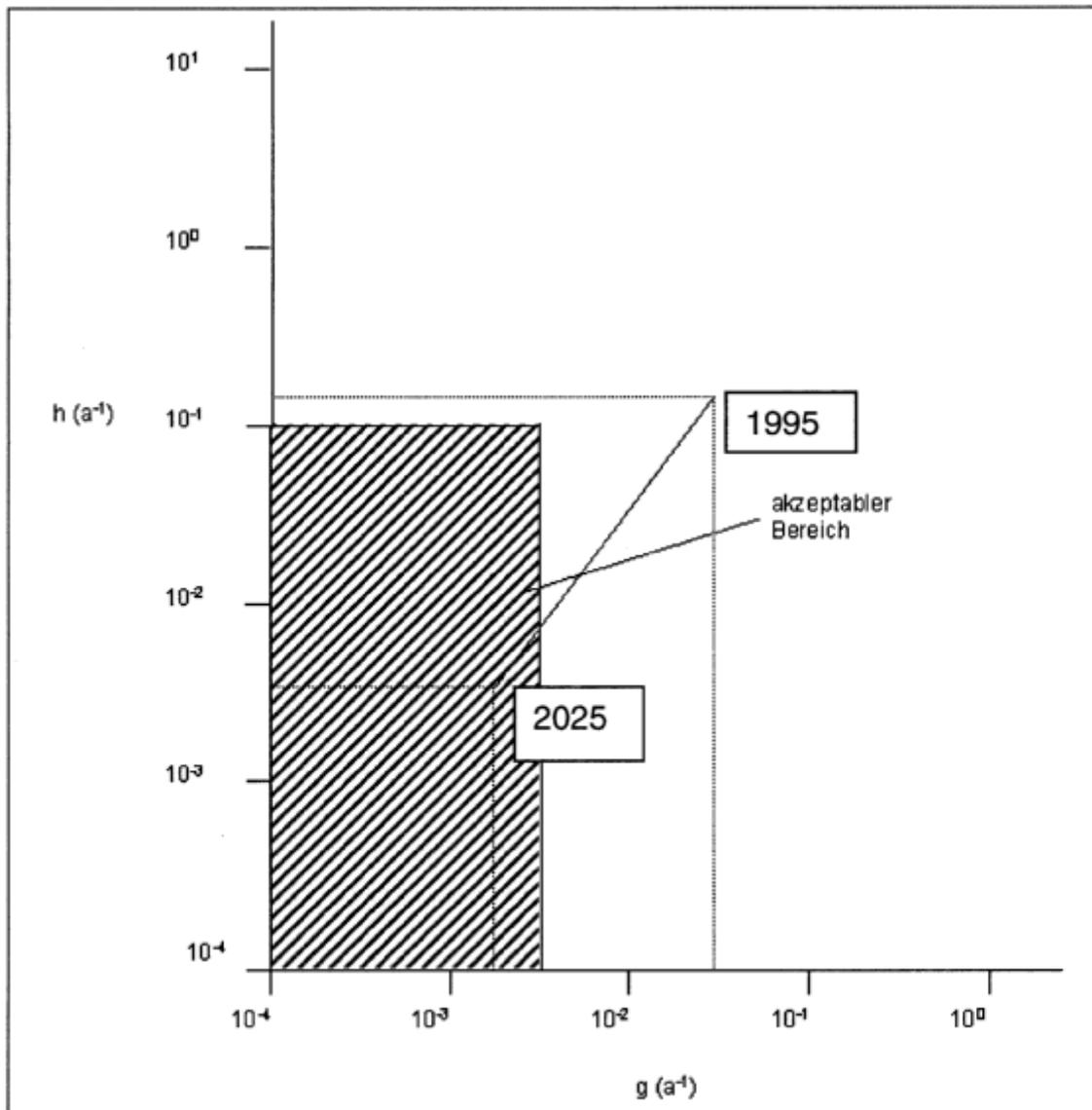


Abb. 5-4: Der zeitliche Verlauf der Größen „g“ und „h“ in den Jahren von 1995 - 2025 entsprechend den Annahmen des „Basisszenarios“ – der schraffierte Bereich stellt im Sinne der Minimalforderungen aus Abschnitt 3-2 den „akzeptablen Bereich“ dar

Nach Basisszenario sind die Beiträge der einzelnen Anlagen zu „g“ auf zwei Größenordnungen logarithmisch gleichverteilt. Es besteht also zwischen den Beiträgen der sicherheitstechnisch besten und der schlechtesten Anlagen ein Unterschied von einem Faktor  $f_v = 100$ . Dieser Wert wird zu 30 bzw. 300 variiert.

Der Wert  $q_{\max}$  beschreibt die Verbesserung des Sicherheitsniveaus der „guten“ Anlagen im Betrachtungszeitraum 1995 bis 2025. Dieser Wert von 1/10 wird variiert auf 1/3 bzw. 1/30.

Der Wert  $q_{\min}$  beschreibt die Verbesserung des Sicherheitsniveaus der „schlechten“ Anlagen im Betrachtungszeitraum 1995 bis 2025. Der Wert von 1/100 im Basisszenario wird variiert auf 1/30 bzw. 1/300.

Die Ergebnisse der Parametervariationen sind in Tabelle 5-2 dargestellt. Die dort ausgewiesenen Resultate stützen in ihrer Gesamtheit die nachstehenden Folgerungen aus dem „Basisszenario“:

Die in den meisten Kernenergiestaaten bereits durchgeführten und noch geplanten Maßnahmen zur Sicherheitsverbesserung machen es wahrscheinlich, daß im Betrachtungszeitraum, jenseits dessen bereits von einem Einsatz neuartiger Reaktorbaulinien ausgegangen werden kann, keine weiteren schweren Unfälle zu verzeichnen sein werden. Allerdings bewegt sich das verbleibende Risiko hierfür immer noch in einem Bereich, in dem von einem „Ausschluß“ derartiger Ereignisse keine Rede sein kann. Wenn weltweit weitere Sicherheitsverbesserungen - insbesondere bei den Anlagen, die dem aktuellen Stand der Schadensvorsorge nicht in vollem Umfang entsprechen - unterbleiben oder eingeschränkt werden oder wenn gar durch Alterungseffekte und ungünstigere wirtschaftliche Randbedingungen eine Verschlechterung des Sicherheitsniveaus eintritt, wird diese Prognose nicht zu halten sein.

#### 5.4.2 Unsicherheitsschätzung

Im vorausgegangenen Abschnitt wurden Einzelparameter variiert, um sensitive Abhängigkeiten erkennen zu können. In Ergänzung dazu soll eine „Unsicherheitsabschätzung“ vorgenommen werden, die auf folgenden einfachen Annahmen beruht:

- Die Modellparameter sind unkorreliert.
- Die Modellparameter sind in den bei der Sensitivitätsanalyse verwendeten Variationsbereichen logarithmisch gleichverteilt.

Diese Betrachtung auf der Grundlage der genannten ad-hoc-Annahmen soll in Ergänzung zu den Einzelparametervariationen zur Klärung der Frage beitragen, ob Kombinationen von Einzelparametern die Zielgrößen signifikant beeinflussen können. Tabelle 5-3 zeigt, dass dies nicht zu erwarten ist.

Szenario	Variierter Parameter	Beschreibung der Änderung gegenüber dem Basisszenario	$W_0$ (Basisszenario: $W_0 = 0,86$ )
1	$g_{1995} = 0,01$	Globales Risiko 1990 geringer	0,97
2	$g_{1995} = 0,20$	Globales Risiko 1990 größer	0,49
3	$fv = 30$	Geringere Unterschiede in den Risikobeiträgen einzelner Anlagen	0,83
4	$fv = 300$	Größere Unterschiede in den Risikobeiträgen einzelner Anlagen	0,84
5	$q_{\max} = \left(\frac{1}{3}\right)$	Weniger Sicherheitsverbesserung in den Anlagen mit hohem Schadensvorsorge-niveau	0,76
6	$q_{\max} = \left(\frac{1}{30}\right)$	Mehr Sicherheitsverbesserungen in den Anlagen mit hohem Schadensvorsorge-niveau	0,87
7	$q_{\min} = \left(\frac{1}{30}\right)$	Weniger Sicherheitsverbesserung in den Anlagen mit geringem Schadensvorsorge-niveau	0,79
8	$q_{\min} = \left(\frac{1}{300}\right)$	Mehr Sicherheitsverbesserung in den Anlagen mit geringem Schadensvorsorge-niveau	0,85

Tabelle 5-2: Betrachtete Parametervariationen gegenüber dem „Basisszenario“ und ihr Einfluß auf die Wahrscheinlichkeit  $W_0$ , daß es im Betrachtungszeitraum bis 2025 global zu keinen Ereignissen der INES-Stufen 6 und 7 kommt.

	$h_{2025} (1/a)$	$g_{2025} (1/a)$	$W_0$
5 % Perzentile	$4,5 \cdot 10^{-4}$	$1,0 \cdot 10^{-4}$	0,47
95% Perzentile	$2,5 \cdot 10^{-2}$	$1,4 \cdot 10^{-2}$	0,97

Tabelle 5-3: Unsicherheitsabschätzung für  $h_{2025}$ ,  $g_{2025}$  und  $W_0$

### 5.4.3 Alternativszenarien

Das im Basisszenario entwickelte Bild von einer – ausgehend von einem bereits hohen Sicherheitsniveau – sich kontinuierlich verbessernden Sicherheit in allen Anlagen kann nicht als sichere Prognose unterstellt werden. Dies wäre vor dem Hintergrund der auch in den letzten Jahren immer wieder in einzelnen Anlagen erkennbar gewordenen Einbußen im Bereich der Sicherheitskultur – mit Millstone, den Kernkraftwerksblöcken von Ontario Hydro, Barsebäck, Unterweser seien nur einige Beispiele genannt – unempirisch. Hinzu kommen die Herausforderungen durch Deregulierung und staatliche „Verschlankungstendenzen“, denen sich die Nuklearindustrie und die Regulatoren zukünftig stellen müssen und die die Bereitschaft schmälern können, der Sicherheit der in ihrer Verantwortung stehenden Anlagen die gebotene Priorität einzuräumen und hierfür die erforderlichen personellen und finanziellen Ressourcen bereitzustellen. Auch die Problematik der Alterung von Anlagen können sich vor dem Hintergrund ausbleibender Investitionen in die Instandhaltung sicherheitsmindernd auswirken.

Das Basiszenario ist als Weg zu verstehen, den die globale Nuklearindustrie beschreiten muß, wenn sie von weiteren Rückschlägen verschont bleiben will. Um dies zu verdeutlichen, seien dem Basiszenario zwei „pessimistischere“ Alternativszenarien zur Seite gestellt.

1. 20 % der Anlagen verbleiben auf dem Sicherheitsniveau von 1995, die übrigen verbessern sich wie im Basiszenario.

In diesem Fall reduziert sich die Wahrscheinlichkeit  $W_0$ , dass im Zeitraum bis 2025 kein Ereignis vom Typ „g“ eintritt, auf 0,69.

2. Wie Szenario 1, nur verschlechtern sich zusätzlich 10% der Anlagen im Hinblick auf die Sicherheit. Ihr Beitrag zu „g“ und „h“ erhöhe sich pro Jahrzehnt um einen Faktor 2.

In diesem Fall reduziert sich die Wahrscheinlichkeit  $W_0$ , dass im Zeitraum bis 2025 kein Ereignis vom Typ „g“ eintritt, auf 0,38.

Kann man mit dem Basisszenario noch die Erwartung verbinden, dass kein Unfall mit Freisetzung eintritt ( $W_0 = 0,84$ ), so gilt dies bereits für Alternativszenario 1 nicht mehr.

Für Alternativszenario 2 hingegen hat man einen Unfall mit Freisetzung mit einiger Sicherheit zu erwarten.

## 5.5 Beispiele für fortgeschrittene Reaktorbaulinien und ihre verbesserten Sicherheitseigenschaften

### 5.5.1 Einleitung

Die in Abbildung 5-1 angedeutete kontinuierliche Verbesserung des Sicherheitsniveaus durch Nachrüstung, evolutionäre Verbesserungen und innovatives Design soll in diesem Abschnitt durch Beispiele fortgeschrittener Reaktorlinien belegt werden. Bei der Auswahl dieser Beispiele wurden Reaktorkonzepte gewählt, die derzeit nicht nur bereits auf dem Markt angeboten werden, sondern auch in konkrete Entscheidungsverfahren für Neubauprojekte einbezogen sind.

Abbildung 5-5 zeigt ein Schema, nach dem sich die Entwicklungslinien fortschrittlicher Reaktortypen aufgrund ihrer sicherheitstechnischen Eigenschaften einteilen lassen.

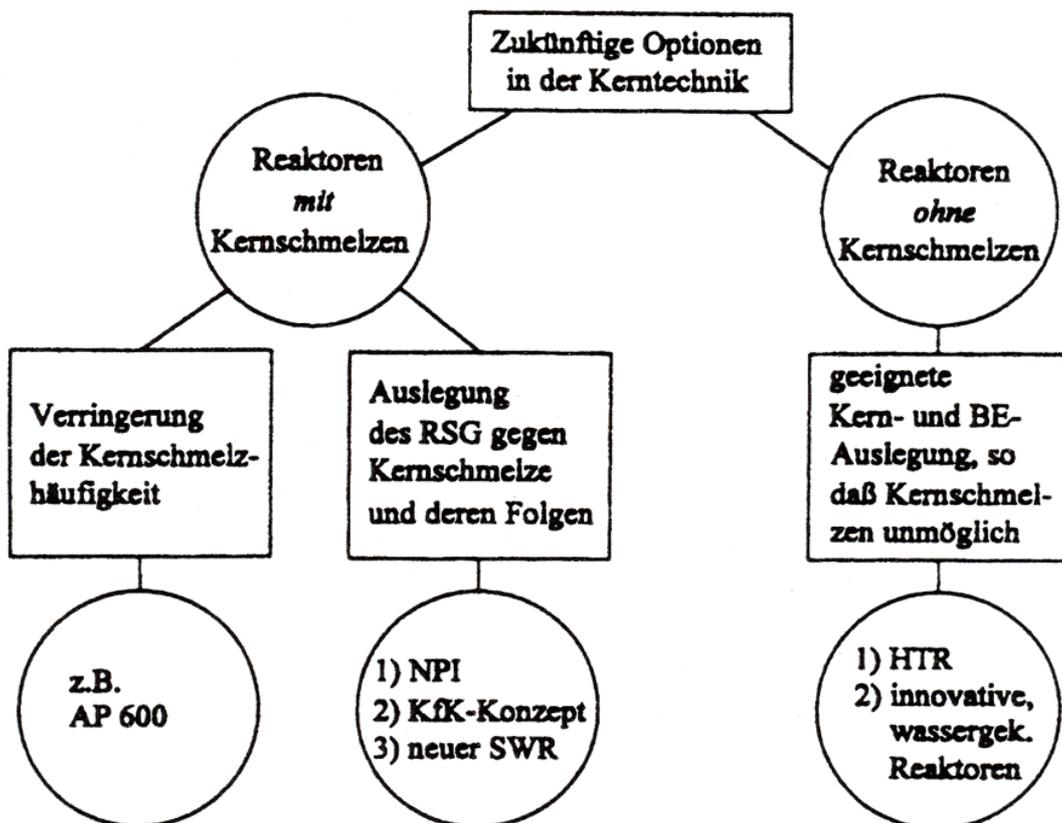


Abb. 5-5: Einteilung fortgeschrittener Reaktorlinien [KUG 96]

Das wichtigste Unterscheidungsmerkmal besteht zwischen Reaktortypen, bei denen ein Kernschmelzen aus physikalischen Gründen ausgeschlossen werden kann, und solchen, bei denen dies zwar möglich, aber aufgrund der Auslegung nur sehr viel seltener bzw. nur mit substantiell reduzierten Konsequenzen zu unterstellen ist.

Dazu sei angemerkt, daß ein Ausschluß eigentlich nur im Rahmen einer deterministischen Nachweisführung gelingen kann. Dabei werden immer bestimmte unwahrscheinliche, aber grundsätzlich mögliche Ereignisse ausgeschlossen. Typische Beispiele sind sehr seltene äußere Einwirkungen wie etwa Meteoreinschläge, oder Kombinationen von inneren und äußeren Einwirkungen. In der probabilistischen Analyse verbleibt aber auch dann eine gewisse Wahrscheinlichkeit, dass der Schaden dennoch eintritt.

Ein weiterer relevanter Gesichtspunkt: sei angemerkt. Man beachte in Abb. 5-1 die Linie „Current Limit of Reliable Prediction“. Diese liegt bei etwa  $10^{-7}/a$ . Eine Beschränkung deterministischer Analysen auf Ereignisse oberhalb dieser Häufigkeit erscheint zulässig, man sollte aber zu keinem Zeitpunkt die in diesem Sinne eingeschränkte Bedeutung des Wortes „Ausschluss“ aus dem Blick verlieren.

In Finnland gibt es derzeit konkrete Pläne, ein fünftes Kernkraftwerk zu errichten [TAR 01]. Die Energiewirtschaft des Landes hat die grundsätzliche Zustimmung der Regierung zum Bau eines modernen DWR oder SWR erhalten, die Ratifizierung durch das finnische Parlament ist am 24. Mai 2002 erfolgt, sodaß nunmehr der Errichtungsantrag gestellt werden kann. In der Auswahl befinden sich drei SWR und vier DWR. Zu ersteren gehören der Advanced Boiling Water Reactor ABWR (1360 MWe) von General Electric, der BWR90+ (1500 MWe) von Westinghouse Atom (Schweden) und der SWR 1000 von Siemens bzw. Framatome ANP. Die DWR sind der AP1000 und der EP1000 von Westinghouse Electric (USA), der EPR (1550 MWe) von NPI sowie der WWER 91/99 (1070 MWe) von Atomstoyexport (Russland). Auf drei dieser Anlagentypen soll im folgenden kurz eingegangen werden.

### 5.5.2 HTR

In Anhang A wird auf den Aufbau und die Funktionsweise des gasgekühlten, graphitmoderierten Thorium-Hochtemperaturreaktors mit kugelförmigen Brennelementen („Kugelhaufenreaktor“) eingegangen. J. Tennenbaum beschreibt in der Veröffentlichung [TEN 00] das derzeit in Südafrika realisierte Projekt eines inhärent sicheren Hochtemperaturreaktors, wobei wesentlich auf in Deutschland entwickelte Technik zurückgegriffen wird. Die ehrgeizige Entwicklung umfasst allerdings auch Innovationen, insbesondere eine im Primärkreis angeordnete Gasturbine für die Stromerzeugung, wie in Abbildung 5-6 schematisch dargestellt. Es ist geplant, kleine, standardisierte Module sowohl für den Binnenmarkt als auch für den Export zu fertigen. In den USA besteht erhebliches industrielles Interesse an dieser Entwicklung.

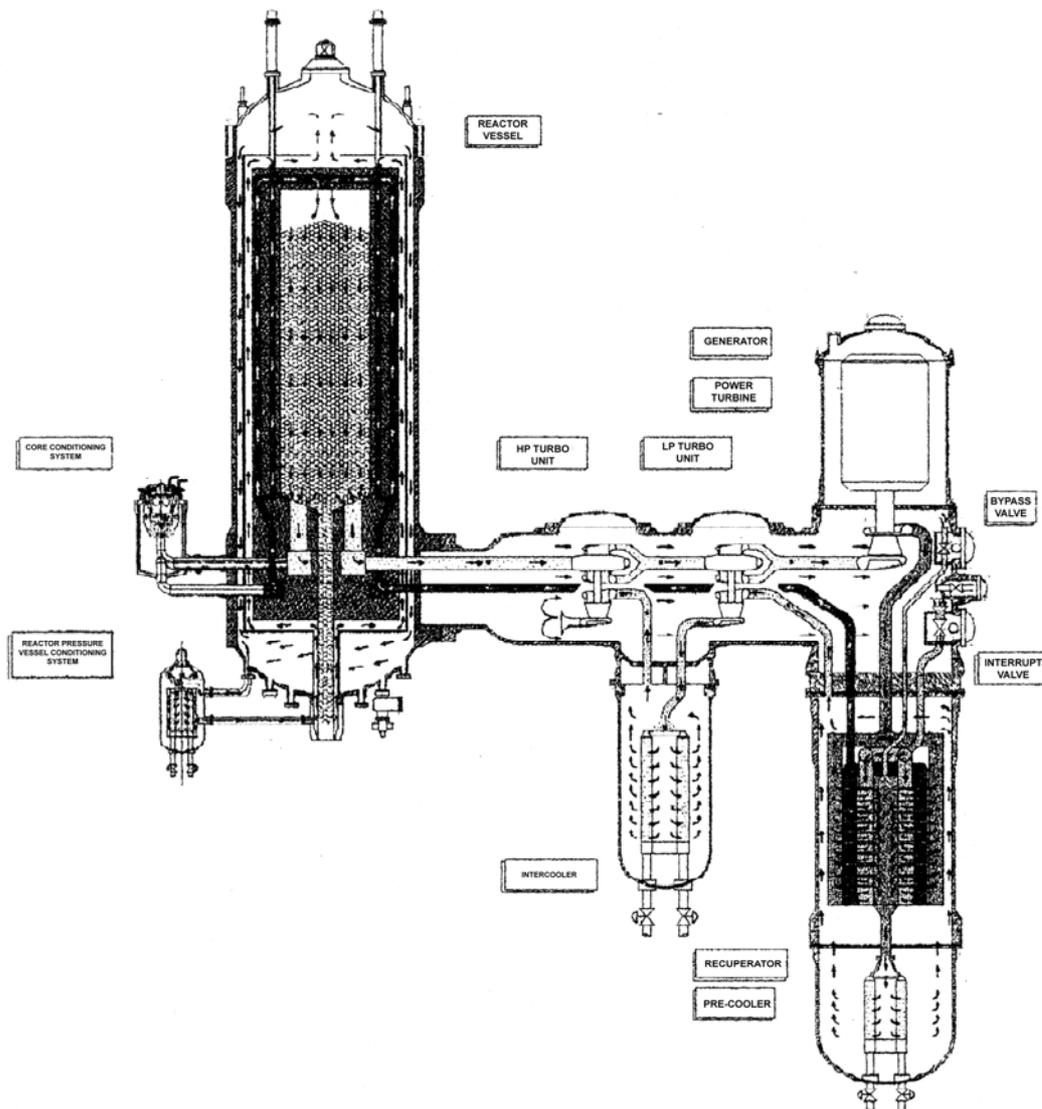


Abb. 5-6: Schematische Darstellung des südafrikanischen Hochtemperaturreaktors

Nach [TEN 00] hat dieser modulare HTR folgende einzigartige Eigenschaften, die ihn insbesondere für Entwicklungsländer attraktiv machen:

- kleine Einheitengröße
- geringe Kosten bei hoher Effizienz
- robuste und inhärent sichere Auslegung
- einfache Bedienbarkeit
- kostengünstige Stromerzeugung, sowie
- Potential als Wärmequelle für Meerwasserentsalzung oder Prozeßwärme

Vorgesehen ist eine Modulgröße von 114 MWe. Das Reaktorgefäß von 18 m Höhe und 6 m Durchmesser soll ca. 300 000 Brennstoff- und 100 000 Moderatorkugeln aufnehmen. Die inhärente Sicherheit des Konzepts resultiert im wesentlichen aus dem stark negativen Temperaturkoeffizienten sowie aus der „passiven Kühlung“ durch Naturkonvektion, derzufolge die Temperatur des Brennstoffs selbst bei Ausfall aller Kühlsysteme unterhalb freisetzungrelevanter Temperaturen gehalten wird. Diese Sicherheitseigenschaften wurden bereits im Rahmen zahlreicher Versuche im Jülicher 15 MWe-Reaktor AVR experimentell belegt.

In [KUG 01] geht Kugeler auf die wichtigsten Sicherheitseigenschaften des modularen HTR ein. Im Gegensatz zum Brennelement des LWR hält die HTR-Kugel das Spaltproduktinventar bis zu Temperaturen von 1600 °C nahezu vollständig in ihrem Inneren zurück. Abbildung 5-6A zeigt sowohl die Verläufe der maximalen und der mittleren BE-Temperatur für den Störfall „vollständiger Kühlmittelverlust plus Ausfall jeglicher aktiver Nachwärmeabfuhr plus vollständiger Verlust des 1. Abschaltsystems“. Die maximale Temperatur verbleibt im gesamten Zeitverlauf unterhalb von 1600 °C, ein Kernschmelzen ist somit ausgeschlossen.

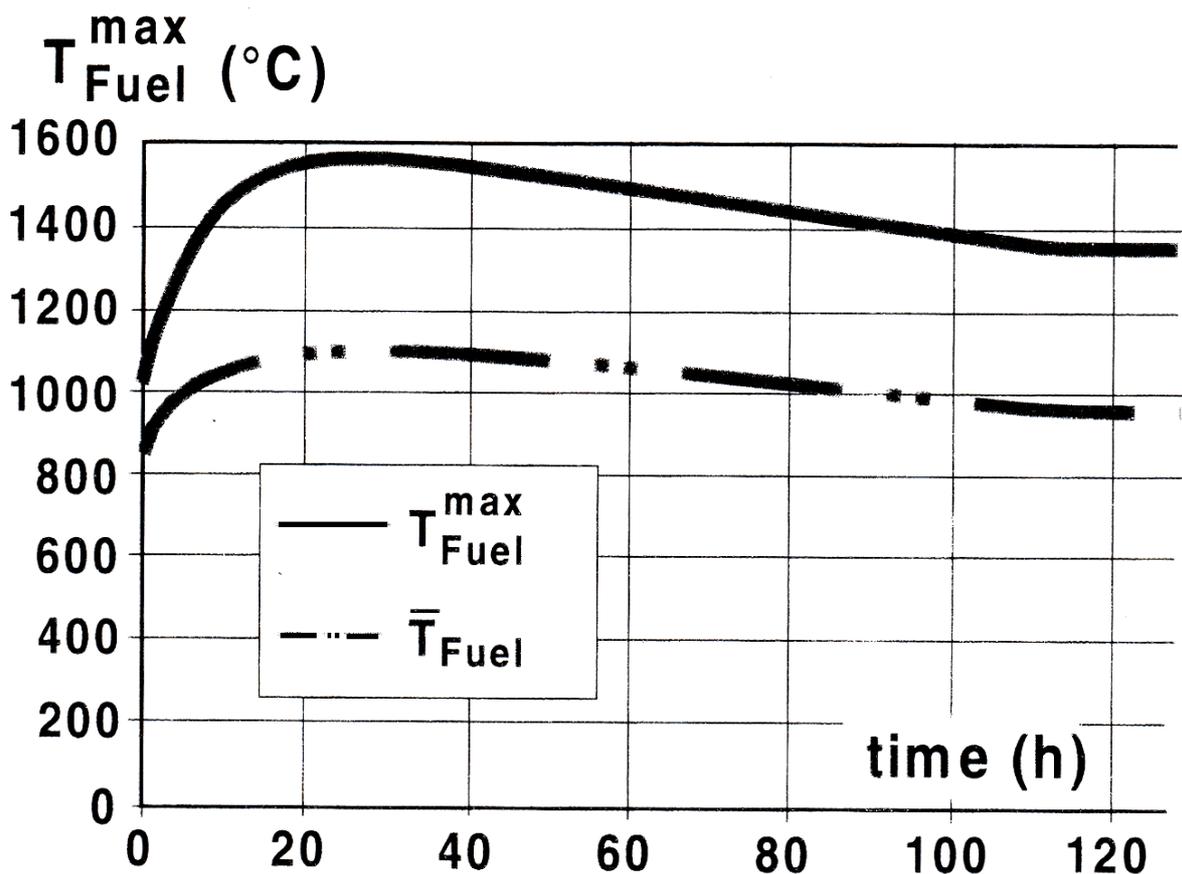


Abb. 5-6A: Verlauf von maximaler und mittlerer Brennelementtemperatur beim HTR-Modul für den Störfall „vollständiger Kühlmittelverlust plus Ausfall jeglicher aktiver Nachwärmeabfuhr plus vollständiger Verlust des 1. Abschaltsystems“

### 5.5.3 EPR

Die deutsch-französische Entwicklung „European Pressurized Water Reactor (EPR)“ gehört in die Klasse der Reaktoren, bei denen ein Kernschmelzen grundsätzlich möglich ist. Die Anlage ist jedoch mit einem Reaktorschutzgebäude (RSG) ausgerüstet, das gegen Kernschmelzen und deren Folgen ausgelegt ist, so dass einschneidende Auswirkungen in der Umgebung selbst im Falle eines schweren Unfalls nicht auftreten können. Abbildung 5-7 zeigt einen Querschnitt durch das RSG des EPR, in dem unterhalb des RDB-Bodens für das Auffangen eines geschmolzenen Kerns ein „Ausbreitungsbereich“ – als „Kernrückhaltevorrichtung“ bezeichnet - vorgesehen ist, der aus einem Wasserreservoir zur Kühlung und zum Binden gas- bzw. aerosolförmiger Spaltprodukte geflutet werden kann. Dieser „Corecatcher“ ist in Abbildung 5-7A dargestellt. Man erkennt im Ausbreitungsraum die keramische Schutzschicht, die ein Eindringen der Schmelze in den Bodenbereich verhindert, bevor durch eine passive Flutung die Kühlung der Schmelze eingeleitet wird, die später von Containmentkühlsystemen übernommen wird.

Wichtige Merkmale dieses DWR-Konzepts mit einer elektrischen Leistung von 1500 – 1600 MW sind neben dem wassergekühlten „Corecatcher“ ein doppelschaliges, passiv gekühltes Reaktorschutzgebäude und die Verbesserung der Nachwärmeabfuhr [KUG 96]. Die aus § 7 (2a) des geltenden deutschen Atomgesetzes abgeleiteten Nachweisforderungen umfassen die Wirkung des Corecatchers, die Beherrschung von Wasserstoff im RSG, die Beherrschung des Hochdruckpfades, Vermeidung von Dampfexplosionen, Beherrschung des Behälterberstens und weitestgehende Dichtheitsanforderungen.

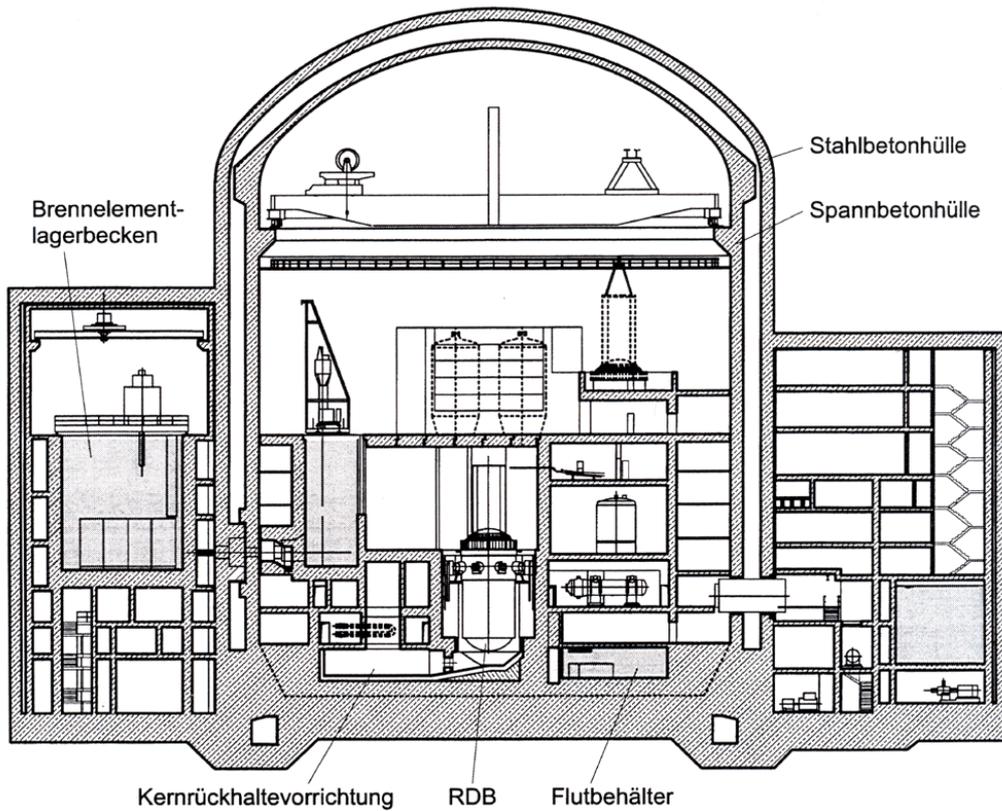


Abb. 5-7: Querschnitt des Europäischen Druckwasserreaktors EPR (nach [KUG 00])

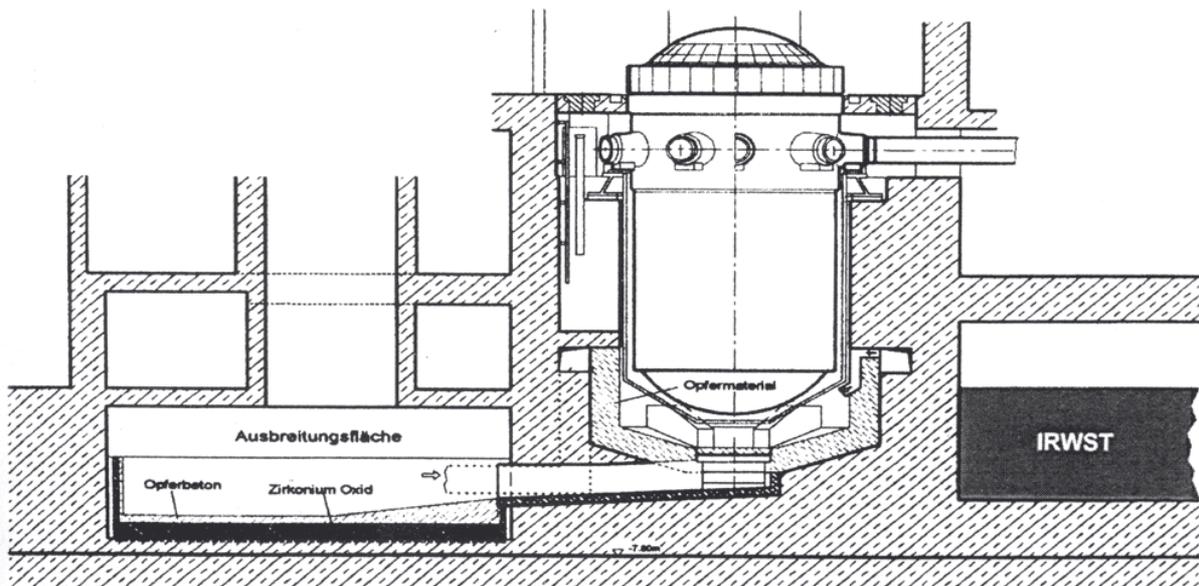


Abb. 5-7A: Rückhaltung und Kühlung der Kernschmelze im Ausbreitungsraum beim EPR (nach [KUG 00])

#### 5.5.4 SWR 1000

Bei dem SWR 1000 von Siemens (jetzt: Framatome ANP) handelt es sich um einen fortschrittlichen Siedewasserreaktor mittlerer Leistung – 1000 - 1200 MWe - mit weitgehend „passiven“ Sicherheitsmerkmalen. Wesentliche Merkmale dieses Konzepts sind:

- Reaktorkern mit geringer Leistungsdichte
- Großes Wasservolumen im RDB zur Erzielung eines gutmütigen Verhaltens im Falle von Störungen
- Beherrschung von Transienten ohne externe Nachspeisung von Kühlmedien in den RDB
- Passive Wärmeabfuhrinrichtungen aus RDB und SHB
- Große Flutwassermenge im SHB mit geodätischem Ablauf in den RDB nach Druckentlastung
- Passive Auslösung von Schnellabschaltung, Druckbegrenzung und Druckentlastung diversitär zur Auslösung durch die Sicherheitsleittechnik
- Passive Störfallbeherrschung
- Stickstoff-inertisierte Sicherheitsbehälteratmosphäre zur Vermeidung von Bränden und Wasserstoffreaktionen im SHB nach schweren Störfällen mit Kernschmelze
- Erhöhte SHB-Druckauslegung

In Abbildung 5-8 ist eine Übersicht über die passiven Abschalt-, Kernflut- und Nachwärmeabfuhrsysteme gegeben. Das Abschaltssystem verfügt über vier Tanks und wird passiv-diversitär durch Membranventile/Impulsgeber und Magnetventile ausgelöst. Die Kernflutung erfolgt ebenfalls passiv über vier Flutleitungen aus Notkondensatoren. Die Wärme wird aus dem RDB an die vier Notkondensatoren abgeführt, aus dem Containment wird sie an den Gebäudekondensator abgegeben. Zu den passiven Systemen gibt es zusätzlich redundante aktive Einrichtungen.

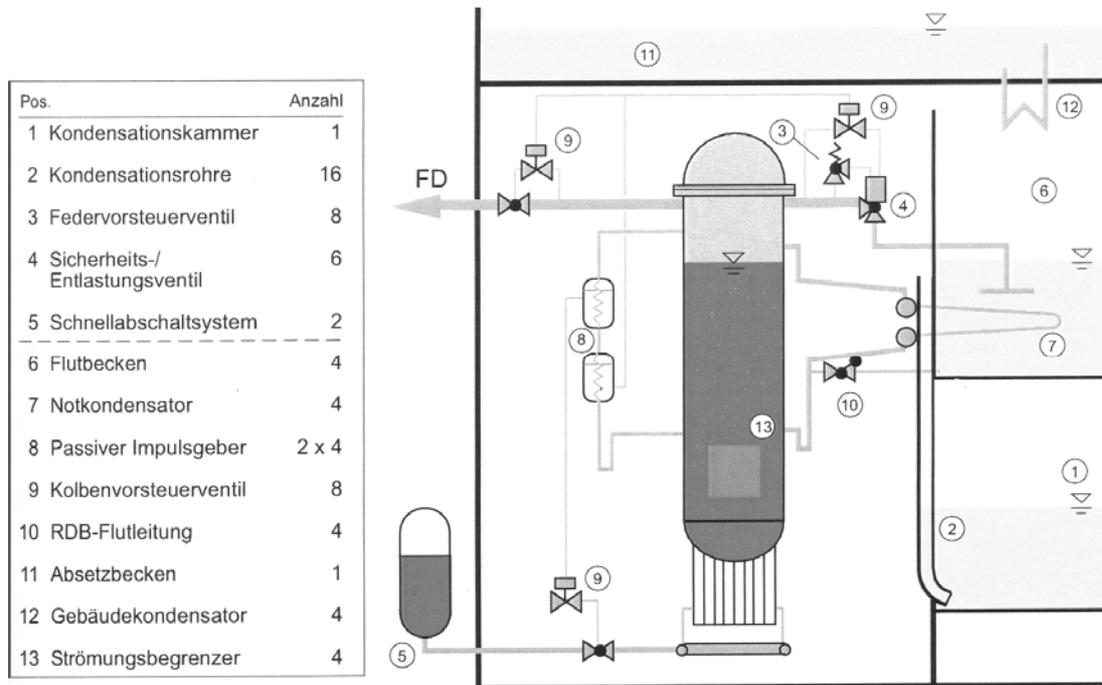


Abb. 5-8: Passive Abschalt-, Kernflut- und Nachwärmeabfuhrsysteme beim SWR 1000 (Firmenprospekt)

Wie beim EPR wird auch beim SWR 1000 die Kernschmelze von der Auslegung der Anlage beherrscht. Dies beruht auf einer Aussenkühlung der Schmelze im RDB und auf einer Auslegung des Containments gegen den maximal möglichen Druckaufbau durch Wasserstoff, der wegen der Stickstoffinertisierung des Containments nicht chemisch - mit Luftsauerstoff - reagieren kann.

### 5.5.5 AP 1000

Beim AP 1000 wird die Kernschmelze von der Auslegung der Anlage nicht beherrscht. Im Gegensatz zu herkömmlichen DWR-Anlagen verfügt dieser Reaktortyp jedoch über eine Reihe passiver Sicherheitseigenschaften, die wiederum den Verzicht auf bzw. die einfachere Gestaltung einiger aktiver Sicherheitssysteme ermöglichen. Dies schlägt sich in PSA-Resultaten nieder, die eine sehr niedrige Kernschadenshäufigkeit ausweisen (Abbildung 5-9).

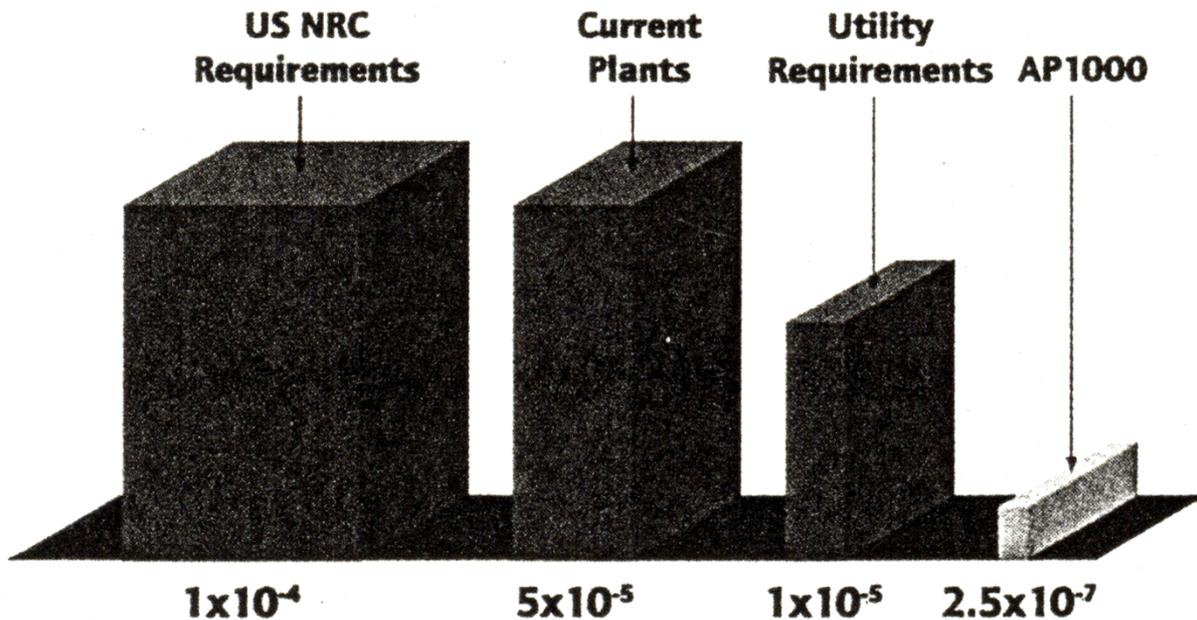


Abb. 5-9: Die Kernschadenshäufigkeit des AP 1000 im Vergleich nach [MAT 01]

Der vorstehende Exkurs sollte anhand konkreter, auf dem Weltmarkt angebotener Reaktortypen belegen, dass die in Abbildung 5-1 angedeuteten Möglichkeiten zur weiteren Verbesserung des globalen Sicherheitsniveaus technisch bereits jetzt erreichbar sind.

### 5.5.6 Mögliche Beiträge fortschrittlicher Reaktoren zu den Risikokenngrößen „g“ und „h“

Es stellt sich die Frage, welche möglichen Beiträge zu den globalen Kenngrößen „g“ und „h“ die zuvor diskutierten fortschrittlichen Reaktoren leisten können. Zunächst ist die Summe „g+h“ im wesentlichen durch die Kernschadenshäufigkeit gegeben. Aus den Ergebnissen für den AP 1000 liest man dafür aus Abbildung 5-9 den sehr geringen Wert von  $2,5 \cdot 10^{-7}$  /a ab. Selbst wenn man von einem Bestand von Eintausend dieser Anlagen weltweit ausginge, ergäbe sich so rechnerisch ein Wert von  $2,5 \cdot 10^{-4}$  /a für „g + h“. Dies liegt weit unter dem in Abschnitt 5.2 abgeschätzten Wert von 0,2/a. Reaktoren „ohne Kernschmelze“ würden zu noch geringeren Werten führen. Für Anlagen, die gegen Kernschmelze ausgelegt sind, würde ein deutlich geringeres Verhältnis von „g“ zu „h“ resultieren und somit ein bezüglich der Akzeptanz qualitativ verbessertes Bild des globalen Sicherheitsniveaus.

Es sei jedoch davor gewarnt, sich durch die positiven Aussichten dieses Fernziels von dem weiten und beschwerlichen Weg bis zu seiner Erreichung ablenken zu lassen. Es ist derzeit völlig offen, in welchem Maß Altanlagen, überwiegend steuerlich abgeschrieben und daher wirtschaftlich außerordentlich konkurrenzfähig, durch moderne ersetzt werden. Es ist weiter zu bedenken, daß die PSA-Ergebnisse

für Anlagen, zu denen keine konkreten Betriebserfahrungen vorliegen und die wichtige Aspekte wie Fragen des Sicherheitsmanagements nicht abbilden – um nur ein Defizit zu nennen – nicht für „bare Münze“ genommen werden können.

Die vorliegende Arbeit will den – sicherlich zwei bis drei Jahrzehnte langen - Weg herausstellen, bis das Fernziel einer unfall- oder katastrophenfremen Kerntechnik frühestens erreicht sein kann. Bis dahin wird das globale Sicherheitsniveau durch die existierenden Anlagen bestimmt sein. Die vorliegenden empirischen Resultate zeigen, daß ein Nachlassen in den Anstrengungen zur Sicherheitsverbesserung schwere Rückschläge im Hinblick auf die Entwicklung der Kernenergie eben zu dem genannten Fernziel zur Folge haben kann.

## Literatur zu Kapitel 5

- [BEC 00] Beck, P.;  
ITRAP – Illicit Trafficking Radiation Detection Assessment Program  
Austrian Research Centers, Seibersdorf, OEFZS-G—005, Oktober 2000
- [BRE 01] Brettschuh, W.: Schneider, D.  
Moderne Leichtwassereaktoren – EPR und SWR 1000: Derzeitiger  
Stand, Entwicklungs- und Einsatzmöglichkeiten  
atw 46 (2001) Heft 8-9, Seiten 536 - 541
- [FAK 97A] Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke:  
Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke.  
Dezember 1996, BfS-KT-16/97
- [FAK 97B] Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke:  
Daten zur Quantifizierung von Ereignisablaufdiagrammen und Fehler-  
bäumen.  
April 1997, BfS-KT-18/97, Salzgitter, 1997
- [IAE 99] International Atomic Energy Agency  
Radiation Safety and Security  
IAEA Bulletin, Quarterly Journal of the IAEA, Vol.41, No. 3, Wien, 1999
- [IAE 99A] International Atomic Energy Agency  
International Conference: Safety of Radiation Sources and Security of  
Radioactive Materials, Dijon, Frankreich, 14. – 18. September 1998  
Wien, 1999
- [KUG 96] Kugeler, K.  
Technische Aspekte der Kernenergienutzung.  
In: Energieversorgung der Zukunft, Seiten 51 – 66 (Herausgeber M.  
Fette, R. Schwarze, J. Voß), VDE-Verlag GmbH, Berlin und Offenbach,  
1996
- [KUG 00] Kugeler, K.; Phlippen, P.-W.; Alkan, Z.; Kugeler, M.  
Sicherheitsanforderungen für zukünftige Kernkraftwerke.  
Institut für Sicherheitsforschung und Reaktortechnik  
Forschungszentrum Jülich, Jül-3785, Juli 2000
- [KUG 01] Kugeler, K.  
Gibt es den katastrophenf freien Kernreaktor?.  
In: Physikalische Blätter, 57 (2001) Nr.11, Wiley-VCH Verlag GmbH,  
Weinheim, 2001
- [MAT 01] Matzie, R.; Cummins, E.  
Passive Safety Designs.  
Nuclear Engineering International, March 2001, p 22 – 24

- [NIE 95] Niehaus, F.: Nuclear Safety from an International Viewpoint  
Fourth Annual Two-day Conference on „Probabilistic Safety Assessment  
in the Nuclear Industry“  
UK, London, 29/30 November 1995)
- [SIE 98] SIEMENS AG  
SWR 1000.  
Ein fortschrittlicher Siedewasserreaktor mittlerer Leistung mit passiven  
Sicherheitsmerkmalen.  
Firmenprospekt, Oktober 1998
- [TAR 01] Tarjanne, R.; Risanne, S.  
A New Unit for Finland.  
Nuclear Engineering International, January 2001, p 20 – 23
- [TEN 00] Tennenbaum, J.  
Das südafrikanische Hochtemperaturreaktor-Projekt.  
Fusion 21 2000 Nr.1. Technik für das 21. Jahrhundert, Seiten 9 - 13
- [TÜR 00] Türschmann, M.:  
Auswertung des aktuellen internationalen Standes probabilistischer  
Sicherheitsanalysen der Stufe 2.  
GRS- A – 2848, November 2000
- [WEI 97] Weil, L.:  
The WCO/IAEA Technical Committee Meeting to Develop Guidance  
Related to Illicit Trafficking, Vienna (Austria), 14-18 July 1997  
IAEA-TC--1020.2

## 6. Nationale Strategien zur Einbeziehung der Ergebnisse probabilistischer Analyseergebnisse in Sicherheitsanforderungen am Beispiel der Niederlande, Großbritanniens und der USA

Die im folgenden zusammengestellten Informationen sind stark von einer im Fachbereich „Kerntechnische Sicherheit“ des Bundesamts für Strahlenschutz durchgeführten Erhebung zu Status und Entwicklung quantitativer probabilistischer Sicherheitskriterien für Genehmigung und Betrieb kerntechnischer Anlagen [BER 96] beeinflusst, wobei Aktualisierungen und Ergänzungen vorgenommen wurden.

### 6.1 Die Niederlande

In den Niederlanden wurden durch das Ministerium für Wohnungsbau, Raumplanung und Umweltfragen risikobezogene Kriterien entwickelt, auf deren Grundlage die Sicherheit und die Umweltauswirkungen von Industrieanlagen mit großem Gefährdungspotential, zu denen auch Kernkraftwerke gehören, beurteilt werden [DGA 89]. Eines dieser Kriterien bezieht sich auf das individuelle Risiko, das andere begrenzt das kollektive Risiko („societal risk“).

Das maximal zulässige Individualrisiko, als Folge des Betriebes der Anlage vorzeitig zu Tode zu kommen, beträgt  $10^{-6}/a$ . Die Berechnung des Individualrisikos erfolgt nach einer eher restriktiven Vorschrift, derzufolge postuliert wird, daß ein zum Unfallzeitpunkt ein Jahr altes Kind weitere siebenzig Lebensjahre am Unfallort verbringt [EEN 95].

Im Sinne von Abbildung 6-1 erfolgt eine Begrenzung des „societal risk“ derart, daß die Wahrscheinlichkeit für zehn Unfalltote  $10^{-5}$  in einem Jahr, für hundert Unfalltote  $10^{-7}$  in einem Jahr usw. nicht überschreitet. Das Kollektivrisiko bezieht sich in dieser Form nur auf deterministische Strahlenschäden, d.h. auf frühe Strahlenwirkungen mit Todesfolge. Bei den Berechnungen bleiben schadensmindernde Maßnahmen unberücksichtigt.

Obwohl in den Niederlanden - nach der Abschaltung des Reaktors Dodewaard - die Kernenergie mit nur einem in Betrieb befindlichen Kernkraftwerk und einem nuklearen Anteil von ca. 4% an der Stromerzeugung eine vergleichsweise geringe wirtschaftliche Bedeutung hat, wird die PSA in erheblichem Umfang genutzt. Für das mit einem Siemens/KWU-Druckwasserreaktor ausgerüstete Kernkraftwerk Borssele liegt eine PSA der Stufe 1 vor, die im Sinne der „Living-PSA“ ständig aktualisiert wird. Eine PSA der Stufe 3 wird derzeit durchgeführt.

Auch für die Errichtung neuer Anlagen wird im Genehmigungsverfahren eine PSA der Stufe 3 gefordert. Ein behördlicher Leitfaden für die PSA-Durchführung [HPP 95], der in enger Anlehnung an das IAEA-Dokument Safety Series No. 50-P-4 [IAE 93] entwickelt wurde, liegt vor.

Für die Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken wurden aus der o.g. Risikobegrenzung Kriterien für die Beurteilung von PSA-Ergebnissen hergeleitet. Konkret ist eine Begrenzung der Kernschadenshäufigkeit auf  $10^{-4}/a$  nachzuweisen, die Häufigkeit großer Freisetzungen darf  $10^{-6}/a$  nicht überschreiten [VER 93], [VER 93A].

Die durchgeführten PSA zeigen, daß die Risiken für die Bevölkerung im Vergleich zu sonstigen zivilisatorischen Risiken gering und die niederländischen Risikokriterien von dem am Standort Borssele in Betrieb befindlichen Druckwasserreaktor deutscher Bauart zweifelsfrei erfüllt sind [EEN 95].

Die niederländische Vorgehensweise behandelt das Risiko durch die Kerntechnik in der gleichen Art und Weise wie im Fall nichtnuklearer Einrichtungen wie z. B. bei Chemieanlagen oder Flugplätzen. Hierdurch wird eine objektive Beurteilung technischer Risiken erreicht.

In einem Beitrag zur Tagung ESREL '96 im Juni 1996 in Kreta [VRI 96] wird eine mögliche Erweiterung des Konzepts der individuellen und kollektiven Risikobegrenzung in den Niederlanden diskutiert. Anwendungen auf Flughäfen, den Straßenverkehr und den Transport gefährlicher Güter weisen häufig - in völligem Gegensatz zu ihrer hohen öffentlichen Akzeptanz - im Vergleich zur Kerntechnik überraschend hohe Risikokennzahlen aus.

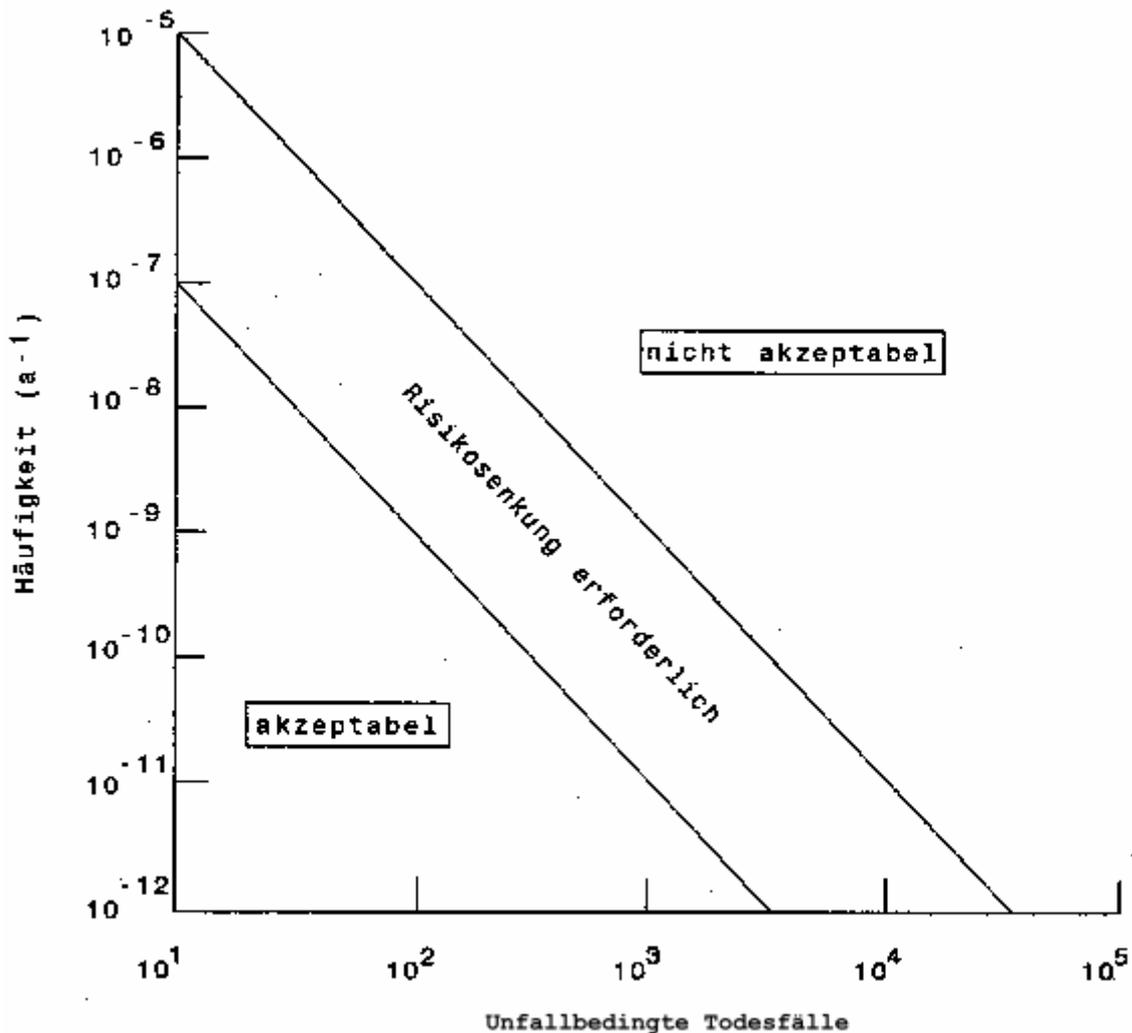


Abb. 6-1: Begrenzung des kollektiven Risikos für Industrieanlagen in den Niederlanden [DGA 89]; dargestellt ist die Unfallhäufigkeit als Funktion der Zahl der unfallbedingten Todesfälle

## 6.2 Großbritannien

Im Nachgang zur Anhörung im Zuge der Errichtung des ersten britischen DWR-Kernkraftwerks Sizewell-B hat die zuständige Genehmigungsbehörde U.K. Health and Safety Executive die Schrift „Tolerability of Risk from Nuclear Power Stations“ [HSE 88] herausgegeben. Im Jahre 1992 wurden die in dieser Unterlage gemachten Vorschläge als „Safety Assessment Principles for Nuclear Power Plants“ [HSE 92] zu formellen Anforderungen erhoben.

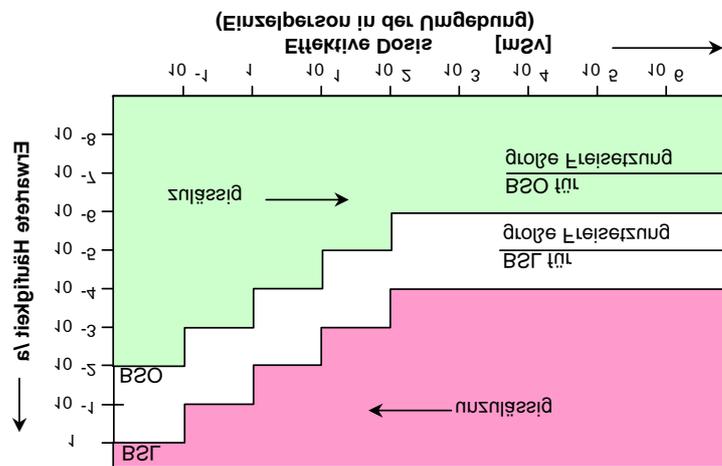
Hervorzuheben ist, daß in den „Safety Assessment Principles“ der Aufsichtsbehörde Nuclear Installations Inspectorate (NII) quantitative probabilistische Sicherheitsziele vorgegeben sind. Diese haben wiederum den Charakter von Dosis-Häufigkeitskurven, wobei analog zu Abb. 6-1 neben der eigentlichen Grenzkurve ein Bereich ausgewiesen wird, in welchem eine Risikooptimierung vorzunehmen ist (Abb. 6-2). Für jeden Dosisbereich gibt es eine maximal zulässige Häufigkeit, den „Grundlegenden Sicherheitsgrenzwert“ (Basis Safety Limit, BSL). Anzustreben ist das deutlich unterhalb dieses Wertes liegende sogenannte „grundlegende Sicherheitsziel“ (Basic Safety Objective, BSO). Es sei darauf hingewiesen, daß diese Kriterien nicht nur für Kernkraftwerke, sondern auch für andere kerntechnische Anlagen gelten.

Aus diesen übergeordneten Kriterien werden für Reaktoren obere Schranken für die Häufigkeit von Kernschäden abgeleitet. Sie darf in keinem Fall größer als  $10^{-4}/a$  sein, liegt sie darunter, aber oberhalb von  $10^{-5}/a$ , so besteht das Erfordernis der Optimierung. Es resultieren auch Vorgaben bezüglich der Häufigkeit großer Freisetzungen (Abbildung 6-2). Unzulässig sind Werte oberhalb von  $10^{-5}/a$ , anzustreben ist ein Wert von  $10^{-7}/a$ .

„Große Freisetzung“ bedeutet hier in diesem Zusammenhang Abgabe einer Aktivität von mehr als  $10^{16}$  Bq I-131 oder  $2 \cdot 10^{14}$  Bq Cs-137 bzw. einer in den radiologische Konsequenzen äquivalenten Aktivität sonstiger Radionuklide.

> Bereich zwischen BSL und BSO ist für Risikooptimierung ausgewiesen

Auswirkungen  
 Σordnung: Erwartete Häufigkeit von Anlagenzuständen und radiologischen  
 grundlegendes Sicherheitsziel: BSO... Basic Safety Objective  
 grundlegender Sicherheitsgrenzwert: BSL... Basic Safety Limit



BSL: Grundlegender Sicherheitsgrenzwert (Basic Safety Limit)  
 BSO: Grundlegendes Sicherheitsziel (Basic Safety Objective)

Abb. 6-2: Kriterien für die zulässige Häufigkeit von Anlagenzuständen und deren radiologische Auswirkungen (nach [HSE 92])

### 6.3 USA

Quantitative probabilistische Kriterien existieren für das Risiko des Einzelnen und das Risiko der Umgebungsbevölkerung. Diese probabilistischen Schutzziele sind von der U.S. Nuclear Regulatory Commission (USNRC) aufgestellt worden. Dabei handelt es sich nicht um im Einzelfall einklagbare Grenzwerte, sondern um Richtwerte für vorwiegend generische Anwendungen [NRC 86]. Es werden "Qualitative Safety Goals" und "Quantitative Risk Objectives" unterschieden. Die letzteren lauten:

- Das (mittlere) Risiko einer Einzelperson in der Nähe (1 Meile) eines Kernkraftwerkes, durch einen Reaktorunfall eine akut tödliche Dosis zu erhalten, sollte  $5 \cdot 10^{-7}/a$  nicht übersteigen. Dies entspricht etwa 0,1 % aller Risiken für tödliche Unfälle.
- Das Risiko für die Bevölkerung im Umkreis von zehn Meilen um ein Kernkraftwerk, als Folge des Kernkraftwerksbetriebes an Krebs zu sterben, sollte  $2 \cdot 10^{-6}/a$  nicht übersteigen. Dies entspricht etwa 0,1 % des gesamten industriell bedingten Krebsrisikos.
- Zusätzlich soll die Häufigkeit einer großen Freisetzung radioaktiver Stoffe aus einem Kernkraftwerk kleiner als  $10^{-6}/a$  sein.

Bereits im Jahr 1987 hat die USNRC die Position bezogen, daß schwere Kernschmelzunfälle in bestehenden Kernkraftwerken eine Häufigkeit von nicht mehr als  $10^{-4}$ /a und bei künftigen Kernkraftwerken von nicht mehr als  $10^{-5}$ /a aufweisen sollen, unabhängig davon, ob der Kernschmelzunfall mit einer Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Umgebung verbunden ist oder nicht.

Die gleichen Zahlenwerte für schwere Kernschäden werden im Bericht INSAG-3 der IAEA aus dem Jahre 1988 angegeben [INS 88] (siehe auch Kapitel 3). Die Wahrscheinlichkeit für große Freisetzungen in die Umgebung soll durch geeignete Maßnahmen um mindestens einen Faktor 10 kleiner gehalten werden [HER 94].

Die USNRC hat sich erst kürzlich entschlossen, sich bei ihren Entscheidungen zukünftig verstärkt auf die probabilistische Sicherheitsanalyse abzustützen. Diese Absicht hat sie im „Final Policy Statement: Use of Probabilistic Risk Assessment Methods in Nuclear Regulatory Activities“ vom 16. August 1995 - im folgenden hier kurz als „Final Policy Statement“ bezeichnet - verkündet und erläutert [NRC 95].

Die traditionelle Vorgehensweise, die auf deterministischen Festlegungen im Hinblick auf Sicherheitsfaktoren, Qualitätssicherung und der Beherrschung von Auslegungsstörfällen beruht, enthält nach Auffassung der USNRC bereits implizit probabilistische Elemente (z. B. Ausschluß seltener Ereignisse, probabilistische Begründbarkeit des Einzelfehlerkriteriums). Im Rahmen der PSA wird ein umfassenderes Spektrum von Ereignisabläufen analysiert, die zugehörigen Ereignishäufigkeiten werden quantifiziert. Die USNRC sieht daher die PSA als Erweiterung und Vertiefung der traditionellen, im wesentlichen deterministischen Herangehensweise an. Die PSA ist dann von besonderem Nutzen, wenn sie zur Fokussierung der deterministischen Vorgehensweise auf sicherheitsrelevante Bereiche und zur Stärkung des gestaffelten Sicherheitskonzeptes („defense-in-depth“) eingesetzt wird.

Die USNRC betont, daß sowohl die deterministische Herangehensweise als auch die PSA Unsicherheiten aufweisen. In der PSA führen fehlende Kenntnisse z. B. im Bereich der menschlichen Zuverlässigkeit zu Ungenauigkeiten der Ergebnisgrößen, die jedoch durch Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen einer Bewertung zugeführt werden können.

Die USNRC geht davon aus, daß mit der PSA durch

- Quantifizierung des erreichten Sicherheitsniveaus,
- Identifizierung von Schwachstellen im Sicherheitskonzept sowie
- durch Identifizierung von unnötig konservativen behördlichen Forderungen

das gestaffelte Sicherheitskonzept gestärkt wird.

Bei der verstärkten Nutzung der PSA wird sich die USNRC an den folgenden Grundsätzen orientieren [NRC 95]:

- Die PSA-Anwendung ist auf alle regulatorischen Bereiche zu erweitern, soweit dies der aktuelle Stand hinsichtlich Daten und Methoden zuläßt. Die deterministi-

sche Vorgehensweise soll ergänzt, das Konzept des gestaffelten Sicherheitskonzepts soll unterstützt werden.

- Die PSA und die zugehörigen Analysen zur Unsicherheit, Sensitivität und Importanz sollen, soweit es im Rahmen des aktuellen Standes praktikabel ist, herangezogen werden, um unnötige Konservativitäten in bestehenden Bestimmungen und NRC-Praktiken abzubauen. Änderungen an bestehenden Bestimmungen, insbesondere zusätzliche behördliche Forderungen, sollten durch PSA-Ergebnisse gerechtfertigt werden; hierfür sind Verfahren zu entwickeln.
- Aus der PSA resultierende Bewertungen zur Unterstützung behördlicher Entscheidungen sollten möglichst realistisch sein; verwendete Daten sind öffentlich zugänglich zu machen.
- Die Sicherheitsziele der USNRC für Kernkraftwerke und die zugehörigen quantitativen Zielgrößen sind - unter Berücksichtigung bestehender Unsicherheiten - bei behördlichen Entscheidungen über die Notwendigkeit neuer generischer Anforderungen an die Errichtung und den Betrieb von Kernkraftwerken anzuwenden. Dies bedeutet u.a., daß die USNRC mit PSA-Methoden nachweist, daß eine bestimmte neue Anforderung einen spürbaren Sicherheitsgewinn bewirkt. Dies bedeutet: Es soll keine neuen Anforderungen geben, die „marginal to safety“ sind.

Diese im „Final Policy Statement“ erläuterten Grundsätze haben eine Reihe von Auswirkungen, insbesondere:

- ist mit Änderungen sowohl von Bestimmungen und Richtlinien als auch im Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren zu rechnen,
- muß die USNRC zeitweise von anderen Stellen Ressourcen zur Erledigung dieser Aufgaben abziehen,
- muß die USNRC zur Implementierung ihr Personal angemessen in der PSA-Anwendung ausbilden,
- sind PSA-Methoden und PSA-gestützte Entscheidungsinstrumente weiterzuentwickeln. Der Datenstand zur technischen und menschlichen Zuverlässigkeit ist für alle Anwendungsbereiche (Kernkraftwerke, Umgang mit radioaktiven Stoffen und ihre Lagerung) der USNRC zu erweitern.

Im Gegensatz zu den Niederlanden und zu Großbritannien stellt man also insgesamt stark auf die „Methode PSA“ ab, verzichtet aber darauf, quantitative PSA-Ergebnisse mit konkreten Forderungen im Verfahren zu verbinden. In diesem Zusammenhang ist auf die Ergebnisse der von der USNRC im „Generic Letter 88-20: Individual Plant Examination (IPE) for Severe Accident Vulnerabilities - 10CFR 50.54 (f)“ geforderten IPE hinzuweisen, deren Ziel die anlagenspezifische Identifizierung von Schwachstellen des Sicherheitskonzepts im Hinblick auf schwere Unfälle war [DIN 94]. Dazu wurden in der Regel PSA unterschiedlicher Stufen und Untersuchungen zum Containment-Verhalten durchgeführt. Erste Auswertungen vorgelegter IPE zeigen, daß aufgrund z.T. starker Unterschiede in der PSA-Methodik auch für Anlagen ähnlicher Auslegung eine erhebliche Streuung in der ermittelten Häufigkeit von Kernschäden besteht [DIN 94]. Dies ist ein deutlicher Hinweis auf eine nicht ausreichende metho-

dische Harmonisierung, wodurch eine Aufstellung förmlicher Kriterien für Kernschadenshäufigkeiten erschwert ist.

In dem in Kapitel 6.1 zitierten Konferenzbeitrag für die Tagung „ESREL '96“ [THA 96] hat die USNRC den aktuellen Stand der Implementierung der in [NRC 95] beschriebenen Politik dargestellt. Es wird offenbar gezielter hinterfragt, wie die PSA und das existierende System deterministisch abgeleiteter Bestimmungen und Regeln zu einem kohärenten Ganzen zusammengeführt werden können (Grundmuster 3 gemäß Kapitel 2.3 der vorliegenden Arbeit). Wesentliche Erkenntnisse sollen aus einer Reihe von „Pilotanwendungen“ der PSA gewonnen werden, u. a. im Bereich wiederkehrender Prüfungen, technischer Spezifikationen und Inspektionen.

## Literatur zu Kapitel 6

- [BER 96] Berg, H.P.; Görtz, R.; Schaefer, T.; Schott, H.:  
Quantitative probabilistische Sicherheitskriterien für Genehmigung und Betrieb kerntechnischer Anlagen: Status und Entwicklung.  
BfS-KT-15/96
- [DGA 89] Directorate General for Environmental Protection at the Ministry of Housing, Land Use Planning and Environment.:  
Premises for Risk Management  
Risk Limits in the Content of Environmental Policy.  
Annex to the Dutch National Environmental Policy Plan „Kiezen of Verliezen“ (to Choose or to Lose) (Second Chamber of the States General, 1988-89 session, 21137, nos. 1-2)
- [DIN 94] Dingman, S.E. et al.:  
Core Damage Frequency Observations and Insights of LWRs Based on the IPE´s.  
Proceedings of the USNRC 22nd Water Reactor Safety Information Meeting, Volume 1, NUREG/CP-0140, p 227 held at Bethesda, Maryland, October 24-26, 1994
- [EEN 95] Eendebak, B.:  
The Use of Probabilistic Safety Assessments for Operating Nuclear Power Plants.  
Fourth Annual Two-Day Conference on PSA in the Nuclear Industry, 29/30 November 1995, London
- [HER 94] Hertrich, M.:  
Die Bedeutung der PSA für Sicherheitsvorsorge und Risikokontrolle - Internationale Entwicklungen.  
Beitrag zum BfS/KT/KTA-Winterseminar, BfS-KT-8/94  
Salzgitter, 20./21. Januar 1994
- [HSE 88] Health & Safety Executive:  
The Tolerability of Risk from Nuclear Power Stations.  
HMSO, London, 1988
- [HSE 92] Health & Safety Executive:  
Safety Assessment Principles for Nuclear Plants.  
HMSO, London, 1992
- [INS 88] International Nuclear Safety Advisory Group:  
Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants.  
International Atomic Energy Agency  
Safety Series No. 75 - INSAG-3  
Vienna, 1988

- [NRC 86] United States Nuclear Regulatory Commission:  
Safety Goals for the Operation of Nuclear Power Plants  
USNRC Policy Statement, August 4, 1986
- [NRC 95] United States Nuclear Regulatory Commission:  
Use of Probabilistic Risk Assessment Methods in Nuclear Regulatory  
Activities.  
Final Policy Statement (Federal Register Vol. 60, No 158/ August 16,  
1995, p 42622)
- [THA 96] Thadani, A.; Murphy, J.A.:  
Risk-Informed Regulation - Issues and Prospects for its Use in Reactor  
Regulation in USA.  
Proceedings of the International Conference  
Probabilistic Safety Assessment and Management '96 (ESREL '96) -  
PSAM-III, June 24-28, Crete, Greece  
Volume 3, p 2172-2177, Springer Verlag
- [VER 93] Versteeg, M.F.:  
The Role of PSA's in Licensing, Regulation and Design of Nuclear Power  
Plants as Applied in the Netherlands.  
Proceedings of the ANS/ENS International Topical Meeting on  
Probabilistic Safety Assessment  
PSA'93, Clearwater Beach, Florida (USA)  
26.-29. Januar 1993  
Volume 1, 578-584
- [VER 93A] Versteeg, M.F.:  
Dutch Procedures Guide for Conducting Probabilistic Safety Assessment  
of Nuclear Power Plants (Level 1).  
Beitrag zum IAEA Specialists' Meeting on "Use of PSA in the Regulatory  
Process", Wien 26.-29. April 1993
- [VRI 96] Vrijling, J.K.; van Hengel, W.; van Maanen, S.E.:  
The Application of the Concept of Societal Risk to Various Activities in  
the Netherlands.  
Proceedings of the International Conference  
„Probabilistic Safety Assessment and Management '96 ESREL '96 -  
PSAM-III“, June 24-28 1996, Crete, Greece  
Volume 2, p 960-966, Springer Verlag

## **7. Zusammenfassung und Folgerungen**

### **7.1 Stand der Methodik und Anwendungen der Risikobetrachtungen für Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufs**

Die Sicherheit der Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufs wurde und wird u.a. durch ihre Auslegung gegen deterministisch vorgegebene Auslegungsstörfälle, deren Beherrschung gefordert wird, gewährleistet. Darüber hinaus haben sich quantitative Risikobetrachtungen als ergänzendes Element der Sicherheitsbeurteilung fest etabliert. Dies wurde erreicht durch einen bedeutenden methodischen Fortschritt auf dem Gebiet der probabilistischen Sicherheitsanalyse, der in erster Linie die Kernbereiche Rechenprogramme (Auswertung von Fehlerbäumen, thermohydraulische Analysen auch im auslegungsüberschreitenden Bereich), Datenerhebung und Modellierung von Unfallabläufen betrifft. Schrittmacher für diese Entwicklung waren grundlegende Arbeiten wie WASH 1400 in den USA und die Deutsche Risikostudie (DRS). Die Wertschätzung dieses neuartigen Analyseinstruments kann und muß sowohl bei atomrechtlichen Behörden und Sachverständigenorganisationen als auch bei Herstellern und Betreibern kerntechnischer Anlagen als – allerdings auf hohem Niveau - uneinheitlich angesehen werden. Als Ursachen für Vorbehalte sind hier immer noch bestehende Limitierungen insbesondere bezüglich der Vollständigkeit der Analysen, unzureichender Datenbasen und modellmäßiger Schwächen insbesondere bei Personalhandlungen und gemeinsam verursachten Ausfällen zu nennen. Der generelle Nutzen der PSA zur Identifizierung von Schwachstellen und zur Beurteilung der Ausgewogenheit der Auslegung sowie zur Beurteilung des Sicherheitsniveaus wird jedoch allgemein anerkannt.

Der Anwendungsschwerpunkt probabilistischer Sicherheitsanalysen liegt bei den Kernkraftwerken. Es gibt für die überwiegende Mehrzahl der Kernkraftwerke der Welt eine PSA der Stufe 1; in den letzten Jahren werden vermehrt Analysen der Stufe 2 durchgeführt, für eine begrenzte Zahl von Anlagen liegen bereits Analysen der Stufe 3 vor. In den letzten Jahren werden auch immer häufiger Analysen für Zustände außerhalb des Leistungsbetriebs vorgelegt, wofür wiederum auch methodischer Fortschritt Voraussetzung war.

Eine solche „Anwendungsdichte“ der PSA ist derzeit für die übrigen Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufs nicht gegeben. Es gibt allerdings durchaus einzelne Anwendungen, beispielsweise für Anlagen zur Behandlung radioaktiver Abfälle oder für den Bereich der Transporte radioaktiver Stoffe. Weiterhin sind Betrachtungen generischer Art, z.B. für stillgelegte Kernkraftwerke zu nennen.

### **7.2 Risikokenngrößen**

Eine kerntechnische Anlage kann in der PSA durch eine Vielzahl von Risikokenngrößen quantitativ charakterisiert werden. Es ist für die Bewertung einer vorgelegten PSA entscheidend, an welchen dieser Größen man die Beurteilung festmacht.

In den Risikostudien wurde ursprünglich Kennwerten, wie der Häufigkeitsverteilung von unfallbedingten Todesfällen und der Wahrscheinlichkeit einzelner Personen, einen bestimmten Schaden zu erleiden, der Vorrang bei der Bewertung gegeben. Bei der Analyse der Sicherheit von Kernkraftwerken wird überwiegend auf die Häufigkeit von Kernschäden, die im Rahmen einer Analyse der Stufe 1 ermittelt werden kann, abgestellt. Aber auch die Häufigkeit signifikanter Freisetzungen - die unterschiedlich definiert werden kann, aber praktisch immer einen Anteil von mehr als 1% des Gesamtinventars der Spaltprodukte bedeutet - wird oft in die Betrachtung einbezogen. Stehen die Unfallfolgen im Vordergrund, betrachtet man häufig die Schadenskosten oder das Maß der kontaminierten Bodenfläche.

Die hier angeführten Größen sind als typische Beispiele anzusehen. Die Liste ist nicht vollständig und es kommen auch unterschiedlich definierte Größen der genannten Typen zur Anwendung. Darüber hinaus gibt es ebenfalls Betrachtungsweisen, in denen mehrere Ergebnisgrößen zusammengeführt werden.

Im Rahmen der vorliegenden Arbeit wurde die Ereignisklassifizierung der INES-Skala als Ausgangspunkt genommen. Als geeignete Größen erschienen die Summe „g“ der Häufigkeiten für die Unfälle mit einschneidenden Auswirkungen in der Anlage oder sogar auf die Umgebung (Stufen 6 und 7) sowie, in erster Linie als mögliche Vorläuferereignisse zu diesen Unfällen, die Häufigkeit „h“ der Ereignisse der Stufen 4 und 5.

### **7.3 Die Risiken des Kernbrennstoffkreislaufs**

Die Kernkraftwerke tragen aufgrund der großen Zahl von Anlagen, des hohen Aktivitätsinventars und der physikalisch gegebenen Möglichkeiten der Freisetzung zu den Risikokenngrößen „g“ und „h“ signifikant bei. Hinsichtlich der risikobestimmenden Abläufe ergibt sich ein unheilliches Bild. Die Befunde sind eher anlagenspezifisch, anlagentypspezifisch lassen sich keine markanten Muster erkennen. Dies kann nicht sonderlich überraschen, da eine durchgeführte PSA in den meisten Fällen eine kurzfristige Beseitigung von erkannten Unausgewogenheiten oder Schwachstellen nach sich zieht. In vielen Fällen dominieren die internen auslösenden Ereignisse, in der Regel Transienten oder Kühlmittelverluststörfälle, das brandbedingte Risiko spielt in den meisten Fällen ebenfalls eine nicht zu vernachlässigende Rolle. In „hochredundant“ ausgelegten Anlagen - die deutschen Kernkraftwerke sind hierfür ein Beispiel - sind die auf gemeinsam verursachte Ausfälle zurückgehenden Beiträge in der Regel dominant. Fehlerhafte Personalhandlungen tragen in den meisten PSAs – wie auch in der Realität - zum Gesamtrisiko signifikant bei.

Bei der Entwicklung anlagenspezifischer PSA werden vorliegende Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung und aus der deterministischen Sicherheitsanalyse berücksichtigt. Aufgrund der zum Teil mit nicht unerheblicher Konservativität - insbesondere im Falle äußerer Einwirkungen - betriebenen Auslegungsrechnungen liefert die Risikoanalyse - in völligem Einklang mit den vorliegenden Erfahrungen - nur geringe Beiträge durch Gefährdungen von außen.

Als - im Sinne einer integralen Risikobilanz – weitgehend vernachlässigbar sind die Uranerzgewinnung, Transporte radioaktiver Stoffe und stillgelegte Anlagen

anzusehen. Wegen der chemisch-toxischen Eigenschaften der eingesetzten Kernbrennstoffe ist in den Bereichen Anreicherung, Konversion und Brennelementfertigung ein Freisetzungsrisiko von Uranhexafluorid gegeben. Bei der Anreicherung, der Brennelementfertigung und der Wiederaufarbeitung bestrahlter Kernbrennstoffe gilt es darüber hinaus, das Auftreten von Kritikalität zu vermeiden. Beim Umgang mit Plutonium bei der Wiederaufarbeitung und der MOX-Brennelementfertigung kann es bei Freisetzungen zu signifikanten Expositionen infolge von Inkorporation, insbesondere durch Inhalation, kommen.

Insgesamt liefern die Anlagen der Ver- und Entsorgung - bezogen auf die hier gewählten Risikokenngrößen - einen wichtigen Beitrag zumindest zur Kenngröße „h“, wie die vorliegenden Erfahrungen, insbesondere der Unfall in der japanischen Konversionsanlage Tokai Mura, zeigen.

Eine rein „statische“ Risikobetrachtung ist wegen der fortlaufenden Bemühungen zur Risikominderung nicht sachgerecht. Es wurde abgeschätzt, daß die Wahrscheinlichkeit schwerer Unfälle, die die Akzeptanz der weiteren Nutzung der Kernenergie ernsthaft beeinträchtigen könnten, aufgrund dieser Bemühungen für eine Phase von etwa zwei Jahrzehnten ausreichend gering ist.

Es wurden für die Dynamik der Größen „g“ und „h“ quantitative Modellvorstellungen entwickelt und für Extrapolationen bis in das Jahr 2025 genutzt. Ausgangspunkt ist eine statistische Einschätzung der Kennwerte „g“ und „h“ anhand der IRS-Daten für den Zeitraum 1991 bis 2000, die angesichts der geringen Zahl von Ereignissen – eines vom Typ „h“ und keines vom Typ „g“ – durch weitere Informationen abgesichert wurde. Letztere stammen zum einen aus einer Auswertung vorliegender Risikoanalysen der Stufe 2, die eine Einschätzung des Verhältnisses von g/h zulassen, sowie aus der Zusammenführung des Wertes von „g“ für die 80er Jahre mit den Analyseergebnissen zur im darauffolgenden Jahrzehnt durch Nachrüstung erreichten Verbesserung des weltweiten Sicherheitsniveaus kerntechnischer Anlagen. Das Basisszenario für die weitere zeitliche Entwicklung besteht in seinen wesentlichen Annahmen aus einer Verteilung der Beiträge der etwa 490 Anlagen weltweit zu „g“ und „h“ auf etwa zwei Größenordnungen sowie auf einer weiteren - moderaten - Verbesserung des Sicherheitsniveaus aller Anlagen, das für die „sichereren“ Anlagen langsamer verläuft als für die „weniger sicheren“. Auf dieser Basis läßt sich zeigen, daß die Wahrscheinlichkeit, im Betrachtungszeitraum mindestens ein Ereignis vom Typ „g“ zu haben, zwar nicht vernachlässigbar, aber mit etwa 0,1 hinreichend klein ist. Dieses Szenario kann als eine Vorgabe an die weltweite Nuklearindustrie gelesen werden. Erreicht sie dieses Voranschreiten des Sicherheitsniveaus nicht, so muß sie mit Rückschlägen rechnen, die zusätzlich zu den unmittelbaren Unfallschäden mit äußerst negativen Auswirkungen auf die allgemeine Akzeptanz der Kernenergienutzung einhergehen können. Auch dies wird in Kapitel 5 der vorliegenden Arbeit durch Alternativszenarien quantifiziert, die ein Stagnieren bzw. sogar eine Verschlechterung des Sicherheitsniveaus eines Teiles der Anlagen beinhalten.

## 7.4 Folgerungen

Die Methodik für die Ermittlung der Wahrscheinlichkeiten von stör- oder unfallbezogenen Ereignisabläufen in kerntechnischen Anlagen ist eine Entwicklung der zurückliegenden Jahrzehnte. Heute ist die PSA ein unverzichtbarer Bestandteil der Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken, Forschungsreaktoren und Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufs. Die ihr von den Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden verschiedener Staaten zuerkannte Bedeutung reicht von der einer die traditionell-deterministische Herangehensweise ergänzenden Analysemethode bis zur Grundlage der Sicherheitsbeurteilung eines neuen oder wesentlich weiterentwickelten Anlagenkonzepts. Diese Divergenz ist sicher auf Dauer für die Akzeptanz der Kernenergie nicht förderlich, sie sollte im Rahmen des - auch international - ständig stattfindenden Dialoges zwischen den Fachleuten erörtert und soweit möglich, eingeeignet werden. Wichtige Träger dieses Dialoges sind bereits heute die IAEA, die OECD/NEA und die Zusammenarbeit im Rahmen der am 24. Oktober 1996 in Kraft getretenen, mittlerweile von mehr als 50 Staaten ratifizierten „Internationalen Konvention über die Nukleare Sicherheit“.

Trotz des methodisch fortgeschrittenen Standes der PSA sind weitere Verbesserungen im Detail erforderlich und erreichbar. Dies trifft für die Behandlung menschlicher Fehlhandlungen, für die Analyse abhängiger Ausfälle, insbesondere für Ausfälle aus gemeinsamer Ursache, für die Ausweitung der Datenbasis sowie für die Berücksichtigung von Unsicherheiten der Analyse zu, auch ist die Vollständigkeit der Analyse noch immer ein Gegenstand der Diskussion. Speziell für Kernkraftwerke ist die Durchführung der PSA für Zustände außerhalb des Leistungsbetriebs in einigen Ländern Bestandteil des behördlich geforderten Analyseumfangs, ohne daß bereits alle methodischen Fragen abschließend geklärt wären. Weitere Anstrengungen zur Fortentwicklung der PSA sind somit zwingend erforderlich.

Auch der Anwendungsstand der PSA zeigt, sicher nicht zuletzt infolge der heranreifenden Methodik, erheblichen - und weiter steigenden - Umfang. In erster Linie sind hier die Kernkraftwerke zu nennen, für deren große Mehrzahl eine anlagenspezifische PSA vorliegt. Diese reicht vielfach nur bis zur Stufe 1, zuletzt wurden jedoch vermehrt auch Analysen der Stufen 2 und 3 durchgeführt, wobei Ländern mit konkreten risikobezogenen Forderungen im kerntechnischen Regelwerk eine treibende Funktion zukommt. Für die sonstigen Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufs liegen in Einzelfällen zwar auch PSA vor, in der Regel bleibt es jedoch bei der klassischen Störfallanalyse, wobei diese in einigen Fällen durch eine Abschätzung der Häufigkeit des Störfalleintritts ergänzt wird. Insgesamt läßt sich aus den zur Verfügung stehenden Informationen eine solide Einschätzung der Risiken der Gesamtheit der Anlagen des nuklearen Brennstoffkreislaufs gewinnen. In Zukunft sollte darüber hinaus auf eine Quantifizierung der Ergebnisse mit möglichst geringen Unsicherheitsmargen hingearbeitet werden.

Es gibt unterschiedliche Ansätze und Präferenzen für Risikokenngrößen. Gebräuchlich sind das Individualrisiko, Vorgaben in Form von Dosis-Häufigkeitsverteilungen (oder allgemeiner: Schadens-Häufigkeitsverteilungen), Schadenskosten und die Fläche kontaminierten Landes. Für übergreifende Betrachtungen erscheint aus Sicht des Autors die Zahl der Ereignisse in definierten höheren INES-Stufen zweckmäßig. Als Fernziel könnte ein weltweiter Risikobericht auf der Grundlage der hier

vorgestellten Methodik ins Auge gefaßt werden. Dabei versucht die vorliegende Arbeit nicht, an die Stelle existierender Untersuchungen zu treten, sie stellt vielmehr in ihrer komplementären und empirischen Vorgehensweise eine wichtige Ergänzung dar.

Angesichts der dynamischen Veränderung der Risikoprofile von kerntechnischen Anlagen infolge von Anpassungen an die Fortschritte der Sicherheitstechnik und die Umsetzung von Erkenntnissen aus der Betriebserfahrung - einschließlich der Auswertung sicherheitstechnisch bedeutsamer Vorkommnisse - ist bei längerfristigen Betrachtungen der kerntechnischen Sicherheit über die „Risikomomentaufnahme“ hinaus der zeitliche Verlauf des Risikos zu beurteilen. Unterstützende quantitative Modelle zeigen, daß - global gesehen - die erkennbaren Anstrengungen zur Sicherheitsverbesserung der Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufs durchaus erforderlich sind, damit nicht Ereignisse höherer Stufe auf der INES-Skala die gesellschaftliche Akzeptanz der Kernenergie schwächen. Sollten durch Prozesse wie Alterung von kerntechnischen Anlagen oder als Folge von verstärktem Wettbewerb infolge von Marktöffnungen Risiken auch nur eines Teils der kerntechnischen Anlagen sich diesem dynamischen Reduktionsprozeß entziehen, bestünde weltweit die ernste Gefahr weiterer stör- oder unfallbedingter Rückschläge.

In Anhang E sind Gedanken zu einer möglichen Nutzung der in dieser Arbeit vorgeschlagenen Methodik im Hinblick auf ein globales „Risikomonitoring“ dargelegt.

Mit diesen Feststellungen soll jedoch keine negative Prognose gestellt werden. Elemente einer globalen Sicherheitsverbesserung stehen in Form der Reaktorsicherheitsforschung, der Entwicklung fortschrittlicher Reaktortypen, des Austausches über Betriebserfahrungen und Vorkommnisse sowie des internationalen Dialogs und der Zusammenarbeit zur kerntechnischen Sicherheit in ausreichendem Maße zur Verfügung. Die PSA ist zur Sichtbarmachung und zur Steuerung des dynamischen Prozesses der nuklearen Sicherheit unverzichtbar. Auch und gerade in dieser Hinsicht sind Kompetenzerhaltung und verstärkte Berücksichtigung in der Ausbildung von Ingenieuren und Naturwissenschaftlern auf kerntechnischem Gebiet dringend erforderlich.

Auch der Gedanke einer „katastrophenfreien“ Kerntechnik wird in der künftigen Diskussion um die friedliche Kernenergienutzung eine nicht zu vernachlässigende Rolle spielen. In den „Überlegungen zu den sicherheitstechnischen Prinzipien der Kerntechnik“, die K. Kugeler und R. Schulten im Juli 1992 veröffentlicht haben [KUG 92], wird dargelegt, daß derartige Lösungen möglich sind, daß jedoch weitere Forschungs- und Entwicklungsarbeiten sowie die Erbringung der erforderlichen Nachweise im Rahmen künftiger Genehmigungsverfahren notwendig sein werden, um den Anspruch einer „katastrophenfreien“ Technik auch real erfüllen zu können. In der im Juli 2000 erschienenen Veröffentlichung „Sicherheitsanforderungen für zukünftige Kernkraftwerke“ [KUG 00] werden diese Anforderungen – aufbauend auf dem Sicherheitskonzept heutiger Anlagen – im einzelnen definiert und konkretisiert.

Der Ausbau der friedlichen Nutzung der Kernenergie als wichtiger Komponente eines nachhaltigen energiepolitischen Gesamtkonzepts schreitet - weltweit gesehen - stetig fort. Es erscheint zweckmäßig, für die damit verbundenen Entscheidungen gesamthafte Risikobetrachtungen unter Einbeziehung der bekannten Risiken anderer

Energieträger – aber auch der mit einem Verzicht auf die Kernenergienutzung verbundenen Risiken - insbesondere der Aspekte einer globalen Klimaveränderung, zu entwickeln. Dies ist auf der Basis des notwendigerweise begrenzten Kenntnisstandes sicher keine Aufgabe, die rasch zu allgemein anerkannten und akzeptierten Einsichten führen wird, der sich die Verantwortungsträger in Regierung, Wirtschaft und Wissenschaft dennoch stellen sollten. Unsicherheiten in den Grundlagen und Prognosen werden bei grundlegenden Entscheidungen zu Fragen der Energieversorgung und des Schutzes der Umwelt auch künftig nie völlig vermeidbar sein.

Die vorliegende Arbeit stellt einen systematischen Schritt zur Einschätzung des aktuellen globalen Sicherheitsniveaus und seiner möglichen zukünftigen Entwicklung dar. Die hier vorgeschlagene Methode hat das Potential, durch Einbeziehung weiterer Informationen aus der Betriebserfahrung, aus Sicherheitsanalysen und Planungsansätzen verfeinert und präzisiert zu werden. Der Autor hofft, mit der Vorlage der Arbeit und den aus ihr gezogenen Folgerungen zugleich den Anstoß für eine solche Weiterentwicklung geben zu können.

**Literatur zu Kapitel 7**

- [KUG 92] Kugeler, K. und Schulten, R.  
Überlegungen zu den sicherheitstechnischen Prinzipien der Kerntechnik,  
Jül-2720, Forschungszentrum Jülich, Juli 1992
- [KUG 00] Kugeler, K., Phlippen, P.-W., Alkan, Z., Kugeler, M.  
Sicherheitsanforderungen für zukünftige Kernkraftwerke, Jül-3785,  
Forschungszentrum Jülich, Juli 2000

# Leopold Weil

## - Lebenslauf -

- geboren** am 24. Juli 1946 in Hof/Saale  
als Sohn von Wolf und Alfreda Weil
- Schulbesuch** Sophienschule Hof/Saale September 1952 – Juli 1956  
Oberrealschule Hof/Saale September 1956 – Juli 1965
- Studium** der Elektrotechnik (Schwerpunkt Starkstromtechnik) an der Technischen Universität München  
Wintersemester 1965/66 bis Sommersemester 1970
- Tätigkeit** als wissenschaftlicher Mitarbeiter am Laboratorium für Reaktorregelung und Anlagensicherung/Lehrstuhl für Reaktordynamik und Reaktorsicherheit der T.U. München (Prof. Dr. A. Birkhofer) in Garching von Dezember 1970 bis Juni 1974
- als Referent in der Abteilung „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“ des Bundesministeriums des Innern (BMI); seit 1. Juni 1986: Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit in Bonn von Juli 1974 bis Juni 1990
- Promotion** zum Dr.-Ing. bei der Fakultät für Maschinenwesen der Rheinisch-Westfälischen Technischen Hochschule Aachen im Dezember 1984  
Thema der Dissertation: Analyse des Störfallrisikos eines Endlagers für radioaktive Abfälle aus der Stilllegung von Kernkraftwerken  
Berichter: Prof. Dr. H. Bonka, Prof. Dr. R. Schulten
- derzeitige Position** Leitung des Fachbereichs „Kerntechnische Sicherheit“ des Bundesamts für Strahlenschutz in Salzgitter als Direktor und Professor seit Juli 1990

