



Gesellschaft für
Reaktorsicherheit (GRS) mbH

15. GRS-Fachgespräch

Tagungsbericht

München/Garching
27. und 28. November 1991

GRS-89 (Februar 1992)
ISBN 3-923875-39-8



Gesellschaft für
Reaktorsicherheit (GRS) mbH

15. GRS-Fachgespräch

Tagungsbericht

München/Garching
27. und 28. November 1991

GRS-89 (Februar 1992)
ISBN 3-923875-39-8

Inhaltsverzeichnis

Sicherheitsaspekte von Abbranderhöhung und Mischoxid-Einsatz (W. Thomas)	1
Möglichkeiten und Grenzen der probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke (K. Köberlein)	25
Sicherheitsaspekte künftiger Leichtwasserreaktoren (D. Rittig)	47
Neue Erkenntnisse zu den Ursachen des Reaktorunfalls in Tschernobyl am 26.4.1986 (R. Janke)	83
Über die Ursachen und Umstände der Havarie im KKW Tschernobyl (N.A. Shteynberg)	99
Tschernobyl und die Zukunft (N.A. Shteynberg)	133

Sicherheitsaspekte von Abbranderhöhung und Mischoxideinsatz

W. Thomas

Kurzfassung

Der weltweit beobachtete Trend zu höheren Entladeabbränden und die Rezyklierung von Plutonium als Mischoxid-Brennstoff in thermische Reaktoren haben Einfluß auf die Betriebsweise der Kernkraftwerke und den nuklearen Brennstoffkreislauf. Die wesentlichen Einflüsse auf das Reaktivitätsverhalten des Reaktorkerns sind in beiden Fällen ähnlich. Der gegenwärtig den erreichbaren Abbrand begrenzende Faktor liegt im Verhalten des Brennstabhüllrohrs. Hierzu läuft weitere Entwicklungsarbeit, damit auch weiterhin bei höheren Abbränden die niedrige erreichte Versagensrate der Brennstäbe eingehalten werden kann. Im nuklearen Brennstoffkreislauf führen höhere Abbrände zu einer bemerkenswerten Reduzierung des Anfalls an abgebrannten Brennelementen und einer entsprechenden besseren Wirtschaftlichkeit. Durch die thermische Rezyklierung von Plutonium kann die Anhäufung dieses Spaltstoffs reduziert werden, zumal hierfür gegenwärtig keine Einsatzmöglichkeit als Brennstoff in Schnellen Brutreaktoren besteht.

Abstract

The worldwide experienced trend to increased fuel assembly exposures at discharge and the recycling of plutonium as mixed oxide fuel into thermal reactors both have some influence on power reactor operation characteristics and the nuclear fuel cycle. Generally the main effects related to the reactivity behaviour of the reactor core are similar. The dominant factor presently limiting the fuel burnup is the response of the cladding hulls. To maintain the excellent record of very low fuel failure rates for increased burnups further technical development is underway and necessary. In the nuclear fuel cycle increased burnups lead to a remarkable reduction of spent fuel arisings and corresponding economic savings. Thermal recycling of plutonium presently provides an opportunity to reduce the rising accumulation of plutonium in a situation where there is no demand for this fissile material in Fast Breeder Reactors.

1 Einführung

Der Einsatz von Kernbrennstoff in Leichtwasserreaktoren (LWR) ist gegenwärtig durch folgende zwei Tendenzen gekennzeichnet:

Der sogenannte Abbrand der Brennelemente wird Zug um Zug erhöht. Der Abbrand stellt ein Maß für die während des Einsatzes im Kernreaktor erzeugte thermische Energie dar, die aus dem Kernbrennstoff gewonnen wird. Die übliche Maßeinheit GWd/t U, bzw. MWd/kg U entspricht dabei einer erzeugten Strommenge von etwa 8000 Kilowatt-Stunden pro kg Uran. Verglichen mit Kohle liefert schwach angereichertes Uran im LWR etwa die hunderttausendfache Strommenge pro Kilogramm.

Neben dem herkömmlichen Kernbrennstoff Urandioxid mit leichter Anreicherung an Uran-235 wird in einigen Ländern zunehmend sogenannter Mischoxid (MOX)-Brennstoff eingesetzt. Dieser Brennstoff besteht aus Plutoniumdioxid und Urandioxid. Auf diese Weise kann das bei der Wiederaufarbeitung aus dem abgebrannten Kernbrennstoff gewonnene Plutonium zur Energieerzeugung im LWR genutzt werden.

Sowohl Abbranderhöhung als auch Mischoxideinsatz sind nicht grundsätzlich neu: Die Abbrände bis zur Entladung der verbrauchten Brennelemente aus dem Reaktor (Entladeabbrand) wurden bereits in der Vergangenheit allmählich gesteigert. Plutoniumhaltiger Mischoxid-Brennstoff wurde in Deutschland bereits ab 1966 im Versuchsatomkraftwerk Kahl und ab 1972 im Kernkraftwerk Obrigheim erprobt. Seit 1982 wird Mischoxid-Brennstoff in Druckwasserreaktoren auch in größerem Maßstab erfolgreich kommerziell eingesetzt.

Nachdem sich der Einsatz von Schnellen Brutreaktoren verzögert hat und entsprechende Projekte eingestellt wurden, haben Abbranderhöhung und Mischoxideinsatz eine veränderte und erhöhte Bedeutung gewonnen und zwar im Gesamtzusammenhang der Kernenergienutzung im LWR. Dies betrifft vor allem die Entsorgung der Kernkraftwerke und damit im Zusammenhang stehend auch die Wirtschaftlichkeit des Kernbrennstoffeinsatzes. Abbranderhöhung und Mischoxideinsatz können daher nur mit Blick auf den Kernbrennstoffkreislauf insgesamt analysiert und bewertet werden.

Was die von Abbranderhöhung und Mischoxideinsatz auf Betriebsweise und Sicherheitsparameter des Kernreaktors bewirkten Einflüsse angeht, zielen diese zu einem

erheblichen Teil grundsätzlich in die gleiche Richtung. Es ist daher gerechtfertigt, diese Aspekte gemeinsam und vergleichend zu untersuchen.

2 Ausgangssituation und Planungen

2.1 Erreichte und geplante Entladeabbrände

Gegenwärtig betragen die Entladeabbrände bei deutschen Druckwasserreaktoren (DWR), gemittelt über die Stäbe eines Brennelements, 40-45 GWd/t U, bei Siedewasserreaktoren (SWR) 35-40 GWd/t U. Gegenüber dem Stand bis vor wenigen Jahren hat man damit bereits eine nicht unbeträchtliche Abbranderhöhung erreicht. Dies wurde ermöglicht durch eine stetige technische Verbesserung der Brennelemente, z.B. durch Übergang zu Werkstoffen mit besonders niedriger Neutronenabsorption, und durch eine leichte Erhöhung der Anfangsanreicherung des Urans um einige Zehntel Prozent Uran-235. Unterstützt wurde diese Entwicklung durch die Ausarbeitung verbesserter Brennstoffeinsatzstrategien, vorallem durch die sog. "Low Leakage" Beladung. Diese Beladung vermindert durch Einsatz der frischen Nachlade-Elemente in die Mitte des Kerns die Neutronenverluste. Die Überschußreaktivität der Nachlade-Elemente wird durch Gadolinium als abbrennbaren Neutronenabsorber kompensiert.

Auch künftig sollen die Entladeabbrände weiter ansteigen. Nach den Angaben der jährlich zur Entsorgung der deutschen Kernkraftwerke bei den Betreibern angestellten Umfrage und nach der Prognose des Verbandes der Deutschen Elektrizitätswirtschaft sollen bereits ab 1994 in einigen DWR Entladeabbrände von 45 GWd/t U als Mittelwert über die Brennelemente einer jährlichen Entladung erreicht werden. Für das Jahr 2000 rechnet man bei einigen DWR mit 50 GWd/t U Entladeabbrand, ab 2000 sollen mittlere Entladeabbrände pro Entladung von 55 GWd/t U erzielt werden. Das bedeutet, daß einzelne Brennelemente Abbrände bis zu 60 GWd/t U erfahren werden. Auch bei SWR ist mit einer ähnlichen, etwas geringeren Zunahme der Entladeabbrände zu rechnen.

Eine genauere Betrachtung der bisher erzielten Entladeabbrände anhand der von den Brennelementherstellern veröffentlichten Daten /1-3/ zeigt, daß von der Gesamtzahl an Brennstäben mit einem Entladeabbrand von mehr als 30 GWd/t U bei DWR etwa 6-9% einen Abbrand über 40 GWd/t U erzielt haben. Weniger als 0,5 % der entladenen Brennstäbe hatten einen Entladeabbrand über 45 GWd/t U (Tab. 1).

Tabelle 1

Erreichte Entladeabbrände bei Druckwasserreaktor-Brennstäben

Abbrand GWd/t U	Anzahl der Brennstäbe,		Prozentanteil ¹⁾		
	SIEMENS		ABB		FRAGEMA
		/1/, 11/90		/2/, 5/90	17 x 17 /3/, 6/90
über 30	1 430 000	(100%)	822 000	(100%)	2 000 000 (100%)
über 40	126 000	(8,8%)	59 000	(7,2%)	120 000 (6%)
über 45	5 100	(0,36%)	915	(0,11%)	9 800 (0,49%)
über 50	1 080	(0,08%)			2 000 (0,1%)

¹⁾ Prozentanteil bezogen auf alle Brennstäbe, die mehr als 30 GWd/t Abbrand erreicht haben

Eine ähnliche Verteilung der Entladeabbrände läßt sich auch für SWR-Brennstäbe ermitteln. Danach beträgt der Anteil der Brennstäbe mit einem Entladeabbrand über 40 GWd/t weniger als 0,25 %. Aus dieser Betrachtung wird ersichtlich, daß bisher der Anteil der entladenen Brennstäbe mit hohem Abbrand über 40 GWd/t gemessen an der Gesamtzahl der entladenen Brennstäbe noch gering ist. Allerdings erhöht sich dieser Anteil von hoch abgebrannten Brennstäben gegenwärtig sehr rasch. Dennoch bleibt zu den geplanten Entladeabbränden noch ein nicht unbeträchtlicher Abstand, der in den kommenden 10 bis 15 Jahren durch weitere Entwicklung der Brennelemente und ihres Einsatzes überwunden werden muß.

Die Tendenz, die Entladeabbrände zu erhöhen, besteht nicht nur in Deutschland, sondern in nahezu allen Ländern, die Kernenergie nutzen. Als Beispiel des erreichten Standes und der bestehenden Planungen sei Frankreich aufgeführt. In den französischen DWR betragen bisher die Entladeabbrände der Brennelemente mit einer Anfangsanreicherung von 3,25% U-235 bei einem jährlichen Wechsel eines Drittels der eingesetzten Brennelemente 33 GWd/t U. Durch Anheben der Anfangsanreicherung auf 3,7% und einen Wechsel eines Viertels der Brennelemente pro Jahr konnte der

mittlere Entladeabbrand auf bis zu 42 GWd/t U gesteigert werden. Die Pläne der EDF sehen eine weitere Optimierung der Brennelemente und ihres Einsatzes bis zu Abbränden von 52 GWd/t U bei gleicher Anfangsanreicherung von 3,7 % vor. Durch Entwicklungsarbeiten der FRAGEMA und CEA sollen bei DWR mittlere Entladeabbrände von 60 GWd/t U realisiert werden /4/.

2.2 Einsatz von Mischoxidbrennelementen

Während des Betriebes der deutschen Kernkraftwerke entstehen pro Jahr etwa 5 t Plutonium. Durch Wiederaufarbeitung der abgebrannten Brennelemente in den Anlagen der COGEMA und BNFL kann dieses Plutonium von den radioaktiven Spaltprodukten getrennt und vermischt mit Uran als Mischoxidbrennstoff in Leichtwasserreaktoren rezykliert werden. Bis zum Jahr 2000 wird eine Menge von 90 t Plutonium in den deutschen Kernkraftwerken entstanden sein. Die deutschen Energieversorgungsunternehmen haben bis zum 11.04.1990 Verträge zur Wiederaufarbeitung über insgesamt ca. 5600 t Brennelemente abgeschlossen. Die abgeschlossenen Verträge enthalten außerdem Optionen von 3200 t zusätzlicher Aufarbeitungsleistung. Aus diesen Verträgen werden künftig jährlich 3-5 t Plutonium für eine Rezyklierung zur Verfügung stehen. Die für das Jahr 2000 abgeschätzte kumulierte Menge beträgt 42 t Plutonium; etwa 65 % davon entfällt auf die in thermischen Reaktoren spaltbaren Isotope Pu-239 und Pu-241. Pro Jahr können aus diesem Plutonium etwa 60-100 t Mischoxid-Brennelemente gefertigt werden. Dies entspricht etwa 20 % des jährlichen Bedarfs an Brennelementen.

Gegenwärtig verfügen 10 Kernkraftwerke über Genehmigungen zum Einsatz von Mischoxidbrennelementen. Dabei handelt es sich sämtlich um DWR, für SWR sind Genehmigungen beantragt. Bisher wurden für deutsche und ausländische DWR etwa 250 MOX-Brennelemente mit mehr als 50000 MOX-Brennstäben bei ALKEM, nunmehr SIEMENS MOX-Verarbeitung, gefertigt. Tabelle 2 zeigt den bisherigen Einsatz dieser Brennelemente in deutschen Kernkraftwerken.

Tabelle 2

Bisheriger Einsatz von MOX-Brennelementen in deutschen DWR,
Stand 12/90

KKW	Bisheriger MOX-Brennelement-Einsatz	
	max. Anzahl pro Nachladung	Anzahl MOX-Brennelemente
KWO	8	62
GKN-1	8	32
KKU	12	44
KKG	16	32
KWG	16	20
KKP-2	8	12
KBR	16	20
Gesamt		222

Nach /5/ sind für MOX-Brennelemente etwa die gleichen Entladeabbrände wie für UO_2 -Brennelemente zu erwarten. Auch die Abbranderhöhung wird ähnlich konzipiert; hiernach werden als Mittelwert einer MOX-Brennelementladung bis zu 50 GWd/t, für einzelne MOX-Brennelemente bis zu 58 GWd/t angestrebt. Die bisherigen Einsatz- und Bestrahlungserfahrungen reichen bis zu lokalen Abbränden von 47 GWd/t.

Im Ausland spielt der Einsatz von Mischoxidbrennstoff in Leichtwasserreaktoren nur in den Ländern eine Rolle, die an der Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente festhalten und mit Rücklieferung größerer Mengen an Plutonium zu rechnen haben. Dabei fällt wesentlich mehr Plutonium an, als für die bestehenden oder geplanten Schnellen Brutreaktoren gebraucht wird. In diesem Zusammenhang erhält die Rezyklierung in Leichtwasserreaktoren die Funktion, einen Teil des anfallenden Plutoniums zur Energieerzeugung zu verbrauchen und somit das mit dem Betrieb der Leichtwasserreaktoren verbundene Anwachsen der Plutoniummengen abzuflachen.

Als Beispiel für die Entwicklung im Ausland sei wiederum auf Frankreich verwiesen: Mit der Entscheidung für den Bau der MOX-Brennelementefabrik in Marcoule und mit dem Einsatz von MOX-Brennstoff seit 1987 in den DWR Saint Laurent B1 und B2, Gravelines T.3 und T.4, Dampierre 1 und 2 sowie ab 1992 in Tricastin 1 und 2 hat die thermische Rezyklierung industrielle Dimensionen gewonnen. Dennoch wird ange-

sichts der auch nach der Fertigstellung der MELOX-Brennelementefabrik begrenzten Fertigungskapazitäten für MOX-Brennelemente in absehbarer Zeit nur ein kleiner Teil des in französischen KKW entstandenen Plutoniums rezykliert werden.

3 Sicherheitsaspekte im Kernreaktor

Der Übergang zu hohen Abbränden und ein Einsatz von MOX-Brennelementen verändern die nuklid- und isotonenmäßige Zusammensetzung des Kernbrennstoffs. Außerdem bedeuten höhere Abbrände mit längeren Einsatzzeiten im Reaktor auch eine erhöhte Beanspruchung des Kernbrennstoffs und der Brennelement-Werkstoffe.

3.1 Veränderung des Inventars an radioaktiven Stoffen

Um die Veränderung des Inventars an radioaktiven Stoffen im Reaktorkern bei Abbranderhöhung und Mischoxid-Einsatz quantitativ zu beschreiben, werden die folgenden Kernbeladungen definiert und miteinander verglichen:

- a) Beladung des Reaktors ausschließlich mit UO_2 -Brennelementen mit 3,6 % Anfangsanreicherung, jeweils ein Drittel der Brennelemente weist folgende Abbrände auf: 13,3; 26,7; 40 GWd/t U.
- b) Beladung des Reaktors ausschließlich mit UO_2 -Brennelementen mit 4,0 % Anfangsanreicherung, jeweils ein Viertel der Brennelemente hat die Abbrände: 12,5; 25; 37,5; 50 GWd/t U.
- c) Beladung des Reaktors mit 70 % UO_2 -Brennelementen und Abbrand-Abstufung wie bei a), 30 % MOX-Brennelemente mit 4 % thermisch spaltbarem Plutonium.
- d) Beladung des Reaktors mit 70 % UO_2 -Brennelementen und Abbrand-Abstufung wie bei b), 30 % MOX-Brennelemente mit 6,5 % thermisch spaltbarem Plutonium.

Diese Beladungen stellen typische UO_2 - und Mischoxid-Einsatzstrategien bei gegenwärtigem Abbrand (40 GWd/t) und jährlichem Wechsel eines Drittels der Brennelemente sowie bei künftigem höherem Abbrand (50 GWd/t) mit Auswechslung von jeweils einem Viertel der Brennelemente dar. Tabelle 3 zeigt die für wesentliche Nuklidgruppen und Einzel-Isotope errechneten Aktivitäten.

Tabelle 3

Aktivitätsinventar für UO_2 - und MOX-Brennstoff-Beladungen bei maximalem Abbrand von 40, bzw. 50 GWd/t
(Aktivität in Bq pro 100 t Kernbrennstoff als Schwermetall)

Nuklide	Aktivitätsinventar in Bq bei max. Abbrand			
	UO_2 -Kern	UO_2 -Kern	70 % UO_2 30 % MOX	70 % UO_2 30 % MOX
	40 GWd/t	50 GWd/t	40 GWd/t	50 GWd/t
Gesamtaktivität	7,1 E+20	7,1 E+20	7,0 E+20	7,0 E+20
Spaltprodukte	5,7 E+20	5,7 E+20	5,7 E+20	5,7 E+20
Aktiniden	1,4 E+20	1,4 E+20	1,3 E+20	1,3 E+20
Jod 131	3,2 E+18	3,2 E+18	3,2 E+18	3,2 E+18
Strontium 90	2,3 E+17	2,6 E+17	1,9 E+17	2,2 E+17
Cäsium 137	3,1 E+17	3,6 E+17	3,1 E+17	3,6 E+17
Ruthen 106	1,5 E+18	1,6 E+18	2,0 E+18	2,1 E+18
Plutonium (α)	1,0 E+16	1,1 E+16	3,5 E+16	5,5 E+16
Curium 242	1,1 E+17	1,4 E+17	5,2 E+17	7,2 E+17
Curium 244	5,9 E+15	1,1 E+16	4,1 E+16	5,5 E+16

Aus diesen Ergebnissen folgt, daß das Gesamtaktivitätsinventar, das Aktivitätsinventar der Spaltprodukte insgesamt und der Aktiniden während der Betriebsphase des Reaktors bei Abbranderhöhung und MOX-Einsatz praktisch gleich bleiben, da die kurzlebigen Spaltprodukte und Aktiniden die betrachteten Aktivitätskenngrößen bestimmen. Es treten jedoch charakteristische Verschiebungen bei einzelnen längerlebigen Nukliden und Isotopen auf:

- Die betrachtete Abbranderhöhung führt zu größeren Aktivitäten bei langlebigen Spaltprodukten (Cs- Isotope 134, 137 +20-30 %, Sr-90 +15 %, Ru-106 +10 %). Ebenso erhöhen sich die langlebigen Transurane (Pu (α) +10 %, Cm-Isotope +30-70 %).

- Eine typische 30-prozentige MOX-Kernbeladung führt bei gleichem Abbrand gegenüber einem ausschließlich aus UO_2 -Brennelementen bestehendem Kern zu 40 % mehr Ru-106, 15 % weniger Sr-90. Die Cäsiumisotope bleiben gleich. Die Aktivität von alphastrahlendem Plutonium steigt auf das Drei- bis Vierfache, die Curiumaktivität ist fünf- bis siebenmal so groß. Diese Aktivitäten der schwerflüchtigen Transurane betragen allerdings weniger als ein Promille der Gesamtaktivität.

Die Verschiebung des Aktivitätsinventars und seiner Zusammensetzung durch Abbranderhöhung und Mischoxid-Einsatz sind demnach gering. Der wesentliche Einfluß einer Erhöhung der Aktivität der alphastrahlenden Transurane führt zu einer Verschiebung des Energiespektrums der Neutronen zu höheren Energien hin (Spektrumsverhärtung). Dieser Effekt ist beim Mischoxid-Einsatz ausgeprägter als bei der Abbranderhöhung.

3.2 Einflüsse im bestimmungsgemäßen Betrieb

3.2.1 Reaktivitätsverhalten und Abschaltsicherheit

Die Beladestrategien und Betriebsweisen zur Erreichung höherer Abbrände und der Mischoxid-Einsatz können zu erhöhten Anforderungen für das sichere Abschalten des Reaktors führen. Verantwortlich hierfür sind die aus der Spektrumsverhärtung der Neutronen herrührenden Einflüsse auf die Reaktivitätskoeffizienten. Wesentliche Effekte sind in Tab. 4 zusammengefaßt /7, 8, 10/.

Tabelle 4

Reaktivitätsverhalten bei höheren Abbränden und Mischoxid-Einsatz

Kenngroße	Höherer Abbrand	Mischoxid-Einsatz
Steuerstabwirksamkeit	nimmt ab	nimmt ab
Borwirksamkeit	nimmt ab	nimmt ab
Moderator-Temperaturkoeffizient	stärker negativ	stärker negativ
Brennstoff-Temperaturkoeffizient	geringfügig kleiner	unverändert
Anteil der verzögerten Neutronen	geringfügig kleiner	ca. 10 % kleiner

Diese Einflüsse können durch leicht erhöhte Borkonzentration und eine geeignete Wahl der Gadoliniumkonzentration der frischen, nachgeladenen Brennelemente weit-

gehend kompensiert werden. Die aktuelle Kernbeladung wird jeweils zur Einhaltung der geforderten Abschaltsicherheit anhand der spezifizierten Sicherheitsparameter für die gesamte geplante Betriebsdauer durch Rechnung und Messung überprüft.

3.2.2 Kernausslegung und Leistungsverteilung

Die veränderte Beladestrategie, z.B. bei "Low Leakage"-Beladung, und die Betriebsweise bei höheren Abbränden erfordern keine neue Kernausslegung, jedoch Anpassungen und eine Optimierung der Beladepläne. Die Leistungsspitzen in der Leistungsverteilung beim Einsatz von Mischoxid-Brennelementen sind durch die Optimierung der Brennelemente weitgehend kompensierbar. Moderne Mischoxid-Brennelemente weisen dementsprechend eine optimierte Abstufung des Anfangsgehaltes an thermisch spaltbarem Plutonium auf, wobei DWR-Brennelemente heute meist aus Stäben mit drei verschiedenen Plutoniumgehalten bestehen. Entsprechende Voll-MOX-Brennelemente mit fünf verschiedenen Stabtypen und Wasserkanälen zur Verbesserung der Moderation im Brennelement wurden für SWR entwickelt /5/.

3.2.3 Verhalten der Brennstabhülle

Die Belastbarkeit der Brennstabhüllrohre setzt den erzielbaren Abbränden eine Grenze. Gegenwärtig ist dieser Aspekt der bestimmende Einfluß auf dem Wege zu höheren Entladeabbränden. Für das Brennstabverhalten sind folgende Effekte bedeutsam:

- Externe Belastung durch lose Teile, Turbulenzen, Querströmung,
- Fertigungsfehler wie unentdeckte Schweißfehler, Qualitätsmängel, fehlerhafte Brennstabhalterung, Feuchtigkeitsgehalt der Brennstofftabletten,
- Außenkorrosion des Hüllrohrs durch Oxidation, Hydratation von Strukturmaterial,
- Pellet-Hüllrohr-Wechselwirkung durch Hüllrohrdeformation, Schwellen der Tabletten, Aufbau von Innendruck,
- Dimensionsänderung oder Ermüdung von Hüllrohr und Strukturteilen durch Neutronenbestrahlung und Lastwechsel.

Die bisherigen Betriebserfahrungen mit Hüllrohren aus Zircaloy belegen, daß etwa ein Brennstab von 100 000 während des Reaktorbetriebes undicht wird, wobei in DWR nahezu alle, in SWR mehr als die Hälfte aller beobachteten Fehler in den letzten Jahren auf die mechanische Einwirkung von Fremdkörpern zurückgeführt werden können /6/. Zur Verminderung der Schadensrate aufgrund dieser Ursache haben inzwischen alle Hersteller besondere Schutzmaßnahmen beim Design der Brennelemente vorgenommen, sodaß künftig Brennstabversagen noch seltener zu erwarten ist.

Der Übergang zu höheren Abbränden könnte allerdings das Erreichen dieses Ziels infrage stellen, wenn nicht eine entsprechende Weiterentwicklung der Brennstabhüllrohre erfolgt. Insbesondere die Außenkorrosion der Hüllrohre durch Aufbau von Oxidschichten zeigt eine starke Abhängigkeit vom Abbrand (Bild 1).

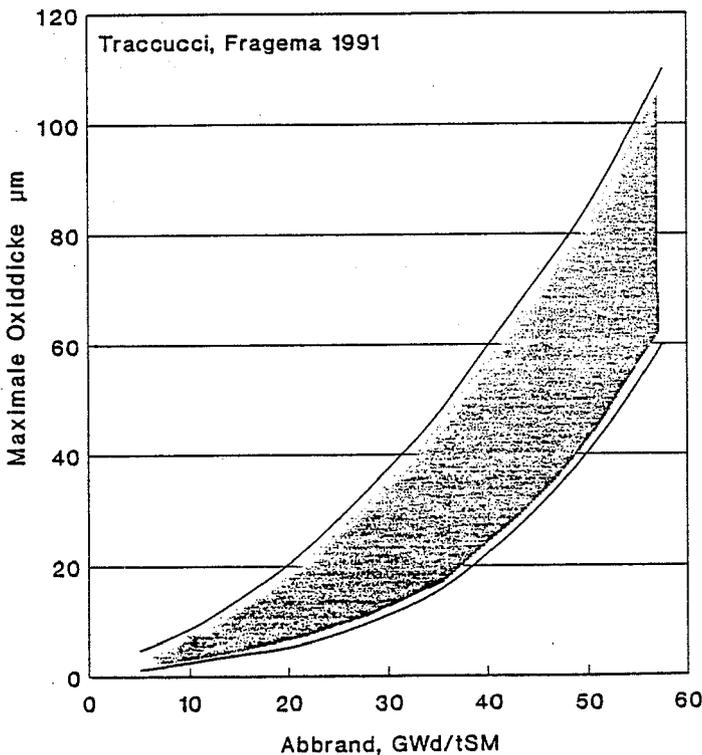


Bild 1: Gemessene maximale Oxiddicke von DWR-Zircaloy-Hüllrohren als Funktion des Abbrandes

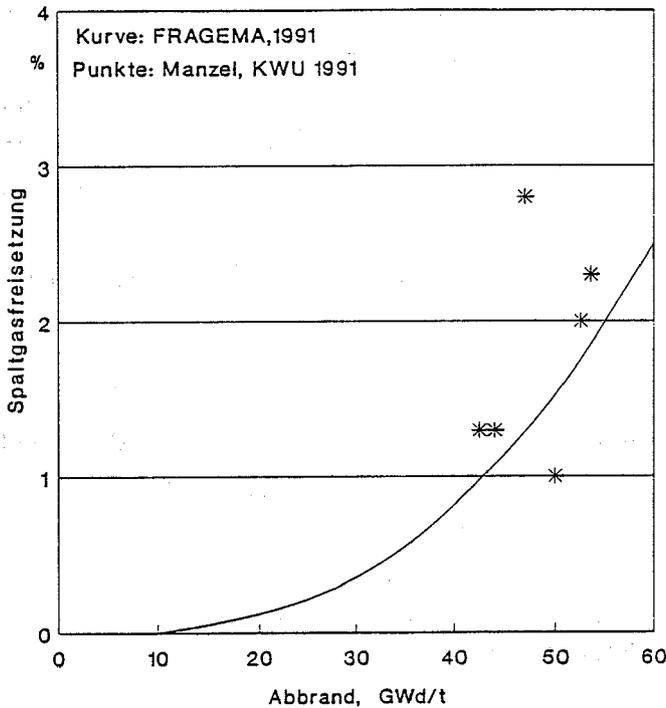


Bild 2: Spaltgasfreisetzung als Funktion des Abbrandes, DWR-Brennstoff UO_2

Dementsprechend konzentriert sich gegenwärtig die Optimierung der Brennelemente für höhere Abbrände auf die Verbesserung der Hüllrohre. Da die wasserseitige Korrosion der Zircaloy-Hüllrohre stark temperaturabhängig ist, sind DWR-Brennelemente viel stärker beansprucht als SWR-Brennelemente. Außerdem bewirken relativ kleine Unterschiede der Kühlmitteltemperatur verschiedener Reaktoren markante Unterschiede des Oxidschicht-Wachstums. Bei der Erhöhung der Abbrände muß daher anlagenbezogen vorgegangen werden.

Als Beispiel für die gegenwärtig laufende Entwicklung seien die Optimierungsschritte des Herstellers SIEMENS angeführt. Durch Verbesserung der Hüllrohrherstellung unter Einhaltung engerer Spezifikationen wurde ein sog. PCA-Hüllrohr entwickelt. Mit diesem korrosionsoptimierten Hüllrohr mit niedrigem Zinngehalt können mittlere Entladeabbrände in DWR von über 40 GWd/tU zuverlässig realisiert werden. Eine weitere Erhöhung der mittleren Entladeabbrände auf deutlich mehr als 50 GWd/tU erwartet man von einem neu entwickelten Zweischichten-Hüllrohr (DUPLEX-Hüllrohr), das

eine spezielle Korrosionsschutzschicht mit niedrigerem Zinngehalt auf dem bewährten Grundmaterial Zircaloy-4 besitzt /1/.

Beim Übergang zu höheren Abbränden und bei MOX-Brennstäben gewinnen Pellet-Hüllrohr-Wechselwirkungseffekte (PCI-Fehler) und Innendruckaufbau erhöhte Bedeutung. Bei den bisherigen Abbränden waren diese Fehlerursachen kaum relevant. Untersuchungen an hoch abgebranntem Brennstoff zeigen jedoch, daß sich Spaltgasfreisetzung und Druckaufbau mit dem Abbrand stark erhöhen (Bild 2). Außerdem führt die für höhere Abbrände notwendige Anreicherungs-erhöhung zu größeren Stableistungenen mit der Gefahr des Auftretens von PCI-Fehlern insbesondere gegen Mitte der Brennelementeinsatzzeit. Bei hohem Abbrand wird außerdem die Oberfläche der Brennstofftabletten in ihrem Gefüge und ihrer Porosität völlig verändert, da dort der lokale Abbrand wegen des Aufbaus von spaltbarem Plutonium etwa doppelt so groß ist wie im Durchschnitt. Diese Veränderungen beeinflussen die Verteilung und Freisetzung flüchtiger Spaltprodukte aus der Pelletmatrix und können insbesondere bei Leistungstransienten zu einer erhöhten Spaltgasfreisetzung aus den Brennstoff führen. Dies deutet darauf hin, daß hoch abgebrannte Brennstäbe bei der Beanspruchung durch Lastwechsel und Transienten gefährdet sein können.

3.3 Anlagenverhalten bei Störfällen

Höhere Abbrände und der Einsatz von MOX-Brennelementen beeinflussen aufgrund des veränderten Radionuklid-Inventars, der veränderten Nachzerfallswärmeleistung und des Reaktivitätsverhaltens auch das Verhalten des Kernreaktors bei Störungen und Störfällen.

Durch die veränderte Kernbeladung ergeben sich beim Nachweis der Beherrschung von Reaktivitätsstörfällen und Transienten andere Randbedingungen, wobei der Einfluß zumeist gering ist, da sich die Reaktivitätskenngrößen nicht stark ändern (Tab. 3). Zur Absicherung der Kenntnisse bei der Belastung von Brennelementen mit hohem Abbrand oder Mischoxid bei starker Reaktivitätszufuhr sind Experimente vorgesehen, z.B. in dem japanischen Versuchsreaktor NSRR und in Frankreich.

Im Zeitbereich bis zu einigen Stunden wird die Nachzerfallswärmeleistung durch hohen Abbrand und Mischoxid-Beladung praktisch nicht verändert. Nach zwei Tagen ist

die Nachzerfallswärmeleistung bei hohem Abbrand oder Mischoxid um etwa 2 Prozent größer als bei Normalabbrand. Den weiteren Verlauf für längere Zeiträume zeigt Bild 3.

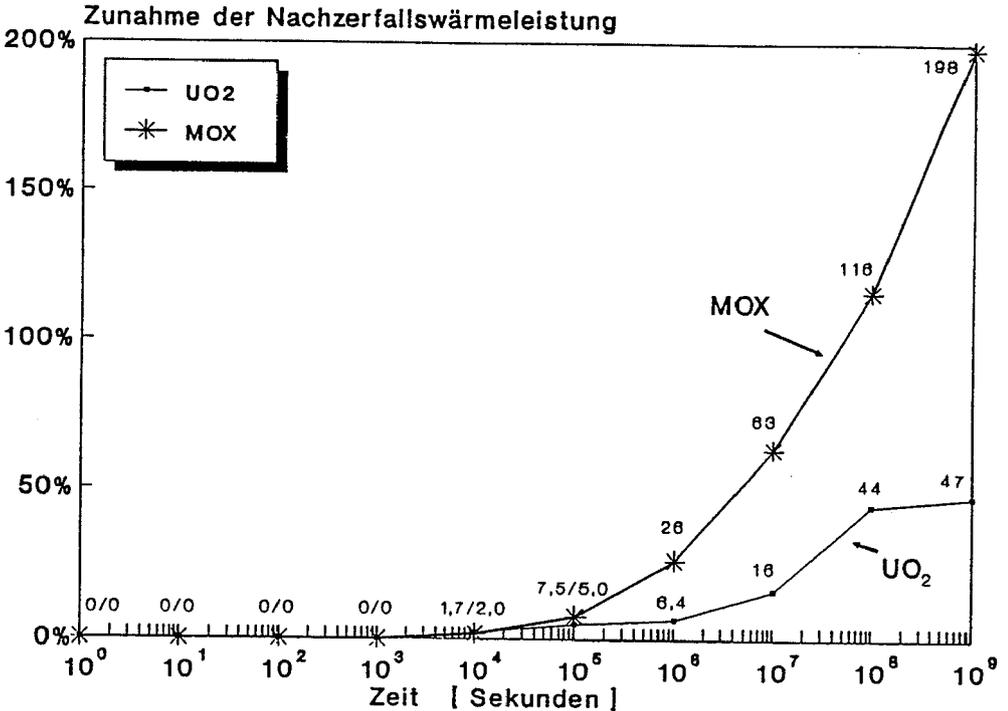
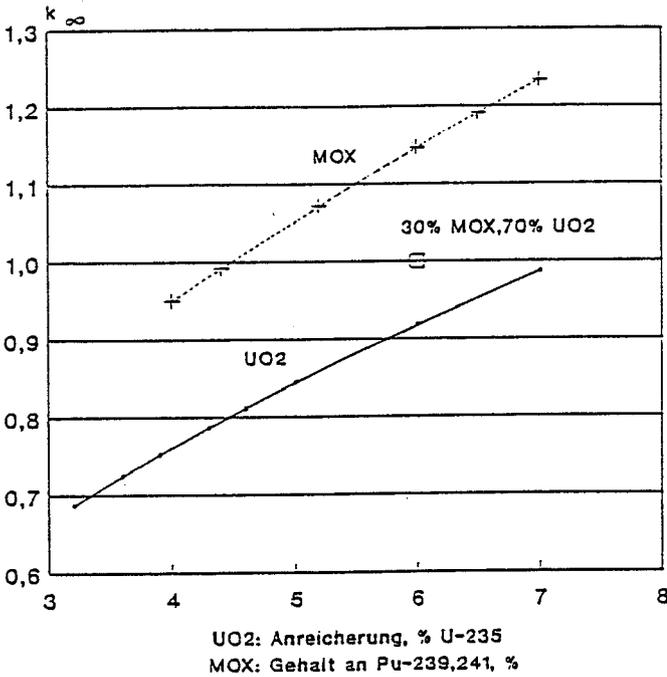


Bild 3: Vergleich der Nachzerfallswärmeleistung von UO₂- und MOX-Brennstoff mit 55 GWd/t gegenüber der Nachzerfallswärmeleistung von UO₂ mit 40 GWd/t als Funktion der Zerfallszeit.

Zusammen mit den Effekten, die die Hüllrohrintegrität beeinflussen, könnte sich eine erhöhte Nachzerfallswärmeleistung bei Kühlmittelverluststörfällen auf den Schadensumfang auswirken. Die Bemühungen zur Verbesserung der Hüllrohre sind demnach auch sicherheitsgerichtet zur Begrenzung von Brennstabschäden bei Kühlmittelverluststörfällen.

Im Zusammenhang mit auslegungsüberschreitenden schweren Störfällen wurde die Befürchtung geäußert, daß die höhere Anfangsanreicherung bei hohen Abbränden und der höhere Plutoniumgehalt von Mischoxid-Brennstoff das Risiko eines Wieder-

Kritisch-Werdens des Kernbrennstoffs erhöhen könnte. Dies ist für unmoderierten Kernbrennstoff angesichts der mäßigen erforderlichen Anhebung der Anfangsanreicherung nicht zu erwarten (Bild 4). Außerdem kann eine erhöhte Anfangsanreicherung durch Gadolinium kompensiert werden. Anders ist die Situation bei der Wiederherstellung der Kühlung eines teilzerstörten Kerns. Hier würde sich die Gefahr einer Rekritikalität bei höheren Anfangsanreicherungen erhöhen, eine Möglichkeit, die bei der Analyse von Kernschmelzunfällen zu untersuchen ist.



MOX-Pu-Isotopenzusammensetzung (Pu 238-242)
 2,01; 54,98; 25,85; 10,42; 6,74 %

Bild 4: Infiniter Multiplikationsfaktor k für unmoderiertes Uranoxid oder Mischoxid

Die etwas höhere Nachzerfallswärmeleistung könnte zu einer Verkürzung der für störfallbeherrschende Maßnahmen verfügbaren Eingriffszeit führen. Die schließlich für schwere Störfallsequenzen ermittelten Quellterme für eine Freisetzung in die Umgebung verändern sich entsprechend dem Aktivitätsinventar nur in geringem Maße.

Auch die höheren Anteile an langlebigen Transuranen verändern die Freisetzungsquellterme nicht signifikant, da diese Nuklide nur schwer freisetzbar sind.

4 Sicherheitsaspekte bei der Entsorgung

Für die Entsorgung von hoch abgebrannten und Mischoxid-Brennelementen ist es bedeutsam, daß der Gehalt an längerlebigen radioaktiven Spaltprodukten und Aktiniden ansteigt. Damit erhöhen sich die massenbezogene Aktivität, die Strahlungsemission und die Wärmeleistung. Bild 5 zeigt die massenbezogene Alpha- und Beta/Gamma-Aktivität von UO_2 - und MOX-Brennstoff bei 35 und 50 GWd/t Abbrand pro Tonne Schwermetall.

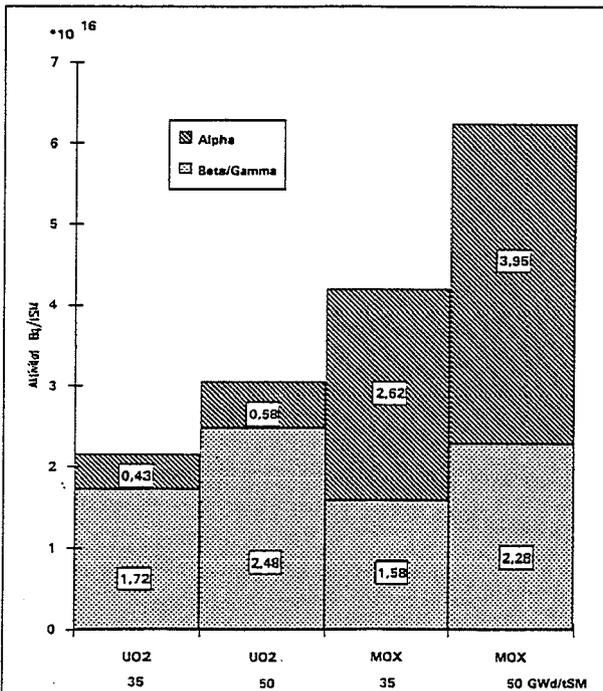


Bild 5: Massenbezogene Aktivität für abgebrannten UO_2 - und Mischoxid-Brennstoff bei 35 und 50 GWd/tSM Abbrand (Abklingzeit 5 Jahre)

4.1 Wiederaufarbeitung von hoch abgebrannten Brennelementen und MOX-Brennelementen

Die Wiederaufarbeitung von LWR-Brennelementen mit Urandioxid nach dem PUREX-Verfahren ist Stand der Technik. Bisher wurden mehr als 6 000 t aufgearbeitet, die Abbrände erreichten bei einzelnen Brennelementen zwar 40 GWd/t, im Durchschnitt waren sie jedoch erheblich niedriger /7/. MOX-Brennelemente aus LWR wurden bisher nur im Versuchsmaßstab aufgearbeitet.

Den spezifischen Sicherheitsaspekten bei der Aufarbeitung von Hochabbrand- und MOX-Brennstoff kann und muß bei der Auslegung und dem Betrieb der Wiederaufarbeitungsanlagen Rechnung getragen werden. Wesentliche Einflüsse sind /8, 9/ :

- Die Plutoniumkonzentrationen in den Stoffströmen sind höher. Dies bedeutet restriktivere Randbedingungen bei der Einhaltung der Kritikalitätssicherheit.
- Die Kernbrennstoffe enthalten mehr unlösliche edelmetallische Ausscheidungen, zum Teil noch Gadolinium. Dies betrifft die Reinigung der Lösungen vor der Extraktion und die Zusammensetzung der anfallenden Flüssigabfälle.
- Höhere Quellstärken für Neutronen und Gammastrahler bewirken eine erheblich stärkere Zersetzung der organischen Extraktionsmittel. Damit können Trennleistung und der Anfall von mittelradioaktivem Abfall negativ beeinflusst werden.

Diese Effekte stellen die Aufarbeitung von hoch abgebrannten Brennelementen und MOX-Brennstoff nicht infrage, haben aber beträchtliche Bedeutung für die Auslegung, Betriebsweise und den Durchsatz der Wiederaufarbeitungsanlagen. Die gegenwärtig betriebenen Wiederaufarbeitungsanlagen weisen Annahmebedingungen auf, die für die künftig erwarteten Abbrände nicht ausreichen (Tab. 5). Entsprechende Modifikationen sind vorgesehen. Hierfür ist genügend Zeit, da abgebrannte Brennelemente mit sehr hohen Abbränden und MOX-Brennelemente erst in etwa 10 Jahren in größerer Stückzahl anfallen werden.

Tabelle 5

Genehmigte oder vorgesehene Annahmebedingungen für Wiederaufarbeitungsanlagen

Anlage	max. Anfangs-anreicherung	Abbrand, GWd/t		Minimale Kühlzeit, a
		Durchschnitt	max.	
UP-3, La Hague	3,5	33	38	3
			43	4
UP-2-800, La Hague		42	49	5
THORP, Sellafield Base Load	4		40	5
Post Base Load	4		60	5

UP-2-800 und THORP-Post Base Load: Auch MOX-Brennelemente

4.2 MOX-Brennelement-Herstellung

Das bei der Wiederaufarbeitung abgetrennte Plutonium enthält, sofern es aus der Aufarbeitung von hoch abgebrannten oder Mischoxid-Brennelementen stammt, hohe Anteile des Isotops Pu-238. Dieses Isotop ist die wesentliche Ursache für die Zunahme der Neutronenemission und der Wärmeleistung mit dem Abbrand (Bilder 6 und 7).

Die Verarbeitung dieses Plutoniums zu MOX-Brennelementen erfordert daher verstärkte Abschirmungen und erhöhte Vorkehrungen zur Wärmeabfuhr. Industrielle Anlagen müssen weitgehend abgeschirmt und automatisiert betrieben werden. Dementsprechend sind moderne MOX-Brennelementefabriken wie die neue Fertigungsanlage der Fa. SIEMENS in Hanau und die MELOX-Anlage in Marcoule so konzipiert, daß Eingriffe des Bedienungspersonals in den Fertigungsprozeß nur noch zu Instandhaltungs- und Kontrollzwecken notwendig sind.

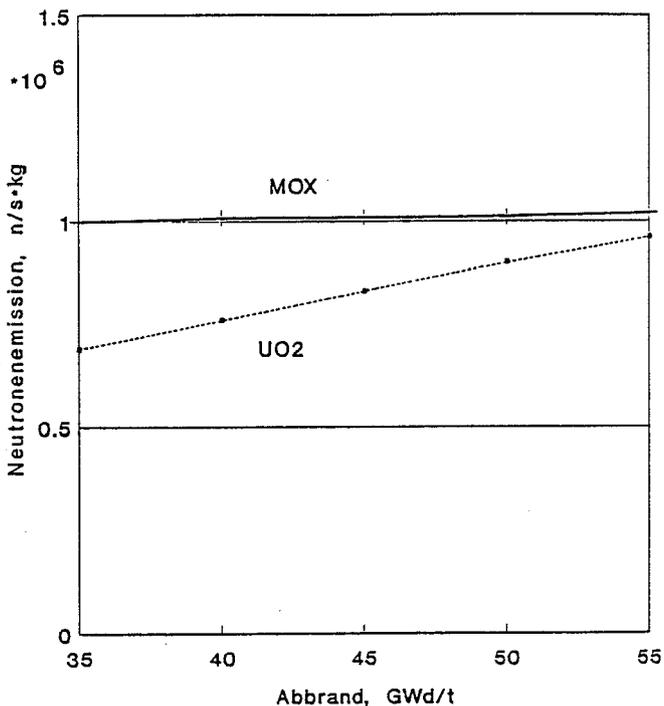


Bild 6: Zunahme der Neutronenemission von Plutonium mit dem Abbrand (Abklingzeit 5 Jahre)

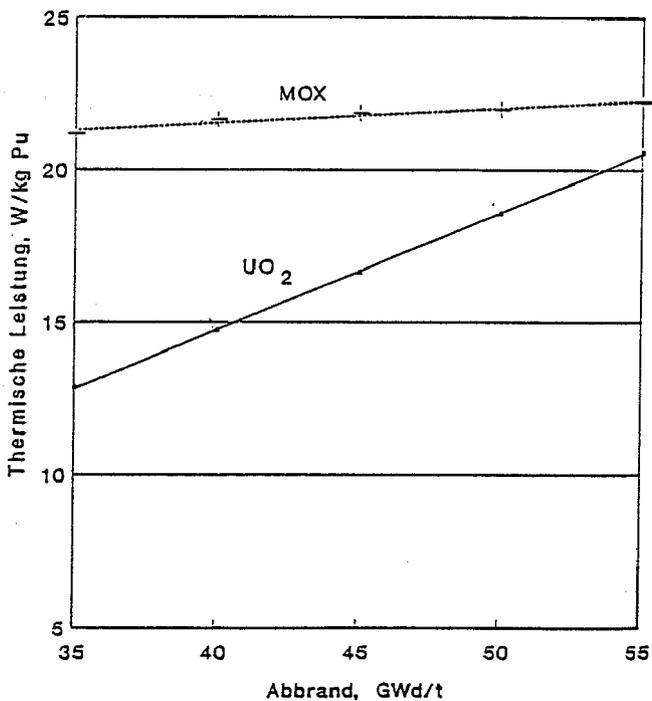


Bild 7: Zunahme der thermischen Leistung von Plutonium mit dem Abbrand (Abklingzeit 5 Jahre)

4.3 Zwischen- und Endlagerung

Bei der Zwischenlagerung von hoch abgebrannten und MOX-Brennelementen treten keine grundsätzlich neuen Sicherheitsaspekte auf. Die Behälter für Transport und Lagerung müssen jedoch den erhöhten Anforderungen bezüglich Kritikalitätssicherheit, Abschirmung und Wärmeabfuhr gerecht werden. Von besonderer Bedeutung ist dabei die Ausgestaltung der Abschirmung gegen die durchdringenden Neutronen. Für eine Langzeit-Zwischenlagerung sollten die langfristigen Beanspruchungen von Brennelement- und Behältermaterialien näher untersucht werden. Die Betreiber haben entsprechende Brennelementbehälter für hoch abgebrannte Brennelemente und MOX-Brennstoff entwickelt und ihre Zulassung beantragt. Die entsprechenden Genehmigungen stehen jedoch noch aus.

Für die Sicherheit der Endlagerung bedeuten eine Erhöhung der Abbrände und die Einlagerung von abgebrannten MOX-Brennelementen ebenfalls keine entscheidenden Einflüsse. Durch ein angemessenes Einlagerungskonzept kann der erhöhten spezifischen Wärmeleistung der einzelnen eingelagerten Abfallformen, z.B. der Behälter mit Brennelementen oder der Kokillen mit hochradioaktivem Glas, Rechnung getragen werden. Da sich die pro Jahr anfallenden Entlademengen bei höheren Abbränden verringern, wird die höhere spezifische Wärmeleistung für das Endlager praktisch kompensiert, wenn man von der erzeugten Strommenge als Bezugsgröße ausgeht.

5 Abbranderhöhung und Mischoxideinsatz im Gesamtzusammenhang des Brennstoffkreislaufes

Im Gesamtzusammenhang des nuklearen Brennstoffkreislaufes bewirkt die Erhöhung der Entladeabbrände eine signifikante Verminderung der jährlich zur Entsorgung anfallenden Mengen an abgebrannten Brennelementen (Bild 8).

Nach unseren Berechnungen ergibt sich, daß bei einer Abbranderhöhung von 40 auf 50 GWd/t anstelle von 500 t nurmehr ca. 400 t abgebrannte Brennelemente jährlich aus deutschen Kernkraftwerken anfallen werden. Diese Einsparung ist für die Planung von Zwischen- und Endlagern bedeutsam. Für die Betreiber ergeben sich er-

hebliche niedrigere Brennstoffkreislaufkosten, zumal inzwischen die Kosten der Entsorgung 60 % der gesamten Brennstoffkreislaufkosten ausmachen. Pro Kraftwerk bedeutet eine Abbranderhöhung von 40 auf 50 GWd/t eine Reduzierung der jährlichen Entlademenge um 20 % und eine Kosteneinsparung von etwa 25 Millionen DM.

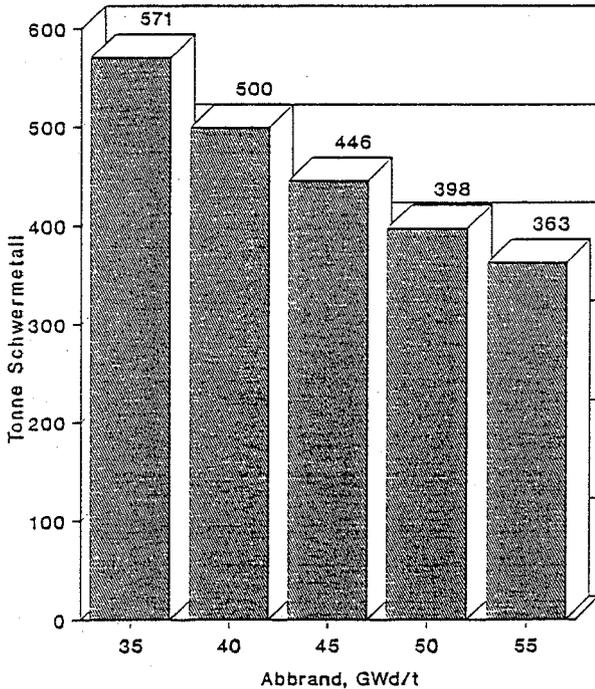


Bild 8: Jährlicher Anfall an abgebrannten Brennelementen aus deutschen Kernkraftwerken als Funktion des Entladeabbrandes

Abbranderhöhung und Rezyklierung von Plutonium als MOX-Brennstoff führen beide zu einem geringeren Bedarf an Natururan. Angesichts des Überangebots an Uran sind diese Einsparungen im Bereich von 10 - 30 % wirtschaftlich wenig bedeutsam, dienen jedoch einem sparsamen Umgang mit Ressourcen, die mit nicht unbeträchtlichen Umweltbelastungen gewonnen werden. Die Einsparung an Urantrennarbeit bei der Abbranderhöhung ist wegen der Anhebung der Anfangsanreicherung nicht erheblich.

Abbranderhöhung und Mischoxideinsatz bewirken beide eine bessere Ausnutzung des Kernbrennstoffs, insbesondere des Plutoniums. Dabei nimmt eine Abbranderhö-

hung einen Teil des Nutzens einer folgenden thermischen Rezyklierung vorweg. Eine Wiederaufarbeitung von sehr hoch abgebrannten Brennelementen wird damit wenig attraktiv.

Die Abbranderhöhung ist im Vergleich zur thermischen Rezyklierung zwar weniger effektiv, jedoch mit wesentlich geringerem Aufwand realisierbar. Diese erhält mehr und mehr die Aufgabe, das aus der Wiederaufarbeitung anfallende Plutonium sinnvoll zu nutzen und damit teilweise zu entsorgen. Etwa 40 % des in den MOX-Brennelementen enthaltenen thermisch spaltbaren Plutoniums werden dabei verbraucht. Die thermische Rezyklierung kann somit allein nicht das Entsorgungsproblem des Plutoniums bewältigen, hierzu jedoch einen wesentlichen Beitrag leisten. Die endgültige Entsorgung des Plutoniums kann in Form der direkten Endlagerung von abgebrannten UO_2 - oder MOX-Brennelementen erfolgen.

In diesem Zusammenhang sollte nicht übersehen werden, daß die Projekte zur Abtrennung und Umwandlung langlebiger Aktiniden und Spaltprodukte in einigen Ländern derzeit erhöhte Beachtung finden. Dies gilt insbesondere für Elemente, die sich im Wiederaufarbeitungsprozeß abtrennen lassen, wie z.B. Jod-129 bei entsprechender Filterung des Auflöserabgases, oder die bereits abgetrennt sind, wie Plutonium, wenn es nicht mehr als Kernbrennstoff eingesetzt werden soll. Es ist derzeit für eine Beurteilung noch zu früh, ob durch Transmutation eine wirksame Entsorgung von langlebigem Plutonium und anderen Transuranen erreicht werden kann. Die hierzu in Japan, Frankreich und den USA laufenden Forschungsarbeiten sollten jedoch stärker verfolgt werden.

6 Schlußfolgerung

Die Erhöhung der Entladeabbrände und der Einsatz von MOX-Brennstoff in Leichtwasserreaktoren beinhalten keine grundsätzlich neuen Sicherheitsaspekte. Die bisher gewonnenen Betriebserfahrungen sind gut und zeigen auf, in welche Richtung eine weitere Verbesserung der Brennelementauslegung, der Betriebsweise der Kernkraftwerke und der Gestaltung des Brennstoffkreislaufes zielen muß. Die Optimierung der Brennstabhüllrohre und die Beherrschung der Effekte zwischen Brennstofftabletten

und Hüllrohr ist dabei von entscheidender Bedeutung, in welchem Maße und wie rasch eine weitere Steigerung der Abbrände erreicht werden kann.

Die Abbranderhöhung bedeutet eine bessere Ausnutzung des Kernbrennstoffs, damit eine Schonung der Uranressourcen mit Reduzierung der Umweltfolgen der Urangewinnung und eine deutliche Reduzierung der jährlich zur Entsorgung anfallenden Mengen an Brennelementen. Dem Einsatz von Mischoxid-Brennstoff kommt eine nicht unbeträchtliche Rolle bei der Entsorgung des Plutoniums zu. Abbranderhöhung und MOX-Einsatz können sinnvoll miteinander kombiniert werden. Die Sicherheit der in jedem Falle erforderlichen Endlagerung kann auch bei höher abgebrannten Brennelementen und bei Mischoxid-Brennstoff nachgewiesen werden.

7 Quellenangaben

- [1] R. Holzer, R. von Ian, H.-P. Holley:
Brennelemententwicklung und -fertigung für Leichtwasserreaktoren.
SVA-Vertiefungskurs Brennstoffversorgung und -einsatz im Kernkraftwerk,
06. - 08. Mai 1991, Brugg-Windisch, Schweiz
- [2] L. V. Corsetti et al.:
Recent Advances in PWR Fuel Design at ABB-CE.
ANS-ENS-Int. Topical Meeting on LWR Fuel Performance, Avignon
April 21 - 24, 1991, p. 113
- [3] P. Melin, B. Gautier, P. Combette:
Behaviour of FRAGEMA Fuel in Power Reactors. ANS-ENS-Int. Topical
Meeting on LWR Fuel Performance, Avignon, April 21 - 24, 1991, p. 122
- [4] Nuclear Fuel Vol. 16, No. 2, January 21, 1991 p. 6
- [5] W. D. Krebs et al.:
Brennelement-Auslegung und Einsatzplanung für die Spaltstoffrückführung in
Leichtwasserreaktoren. KTG/SFEN-Tagung im Kernforschungszentrum Karlsruhe,
20/21.11.1989

- [6] A. Strasser et al.:
Fuel for the 90`s - A Utility Perspective. ANS-ENS-Int. Topical Meeting on LWR
Fuel Performance, Avignon, April 21 - 24. 1991, p. 2
- [7] M. Clemente et al.:
Sicherheitsaspekte bei der Erhöhung des Abbrandes der Brennelemente.
GRS-A-1763, Februar 1991
- [8] W. Thomas et al.:
Sicherheitstechnische Analyse zur Thermischen Rezyklierung in der Bundesre-
publik Deutschland. GRS-A-1101, Juni 1985
- [9] C. Devillers et al.:
Safety Problems Relating to Plutonium Recycling in Light Water Reactors
ENC` 90 - Lyon, 23 - 28 sept. 1990
- [10] M. Clemente, S. Langenbuch:
Untersuchungen zum Einsatz von MOX-Brennelementen
GRS-A-1758, Januar 1991

Möglichkeiten und Grenzen der probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke

K. Köberlein

1 Ungewißheit und Wahrscheinlichkeit

Bei der probabilistischen Sicherheitsanalyse scheint es sich um ein sehr exklusives Unterfangen zu handeln. Jedenfalls ist es mir nicht gelungen, in Lexika oder Wörterbüchern wenigstens eine Definition des Wortes "probabilistisch" zu finden. Stattdessen taucht dort der Begriff "Probabilismus" auf. Er entstammt der Philosophie und bezeichnet "die Lehre, daß (in Wissenschaft und Philosophie) Gewißheit unerreichbar (sei) und Denken und Handeln sich nur auf Wahrscheinlichkeit stützen könne."

Diese These läßt sich ohne wesentliche Änderung auch auf Sicherheitsfragen in der Technik übertragen, auch wenn es zunächst erstaunlich - oder sogar erschreckend - klingen mag, daß in diesen Fragen Gewißheit nicht erreichbar sein soll.

Wenn z.B. bei der Konstruktion eines Bauwerks die Regeln der Technik beachtet, insbesondere die vorgeschriebenen Sicherheitszuschläge eingeplant, werden und darüberhinaus bei Herstellung und Nutzung die erforderliche Sorgfalt aufgewendet wird, so wird gemeinhin ein Versagen für ausgeschlossen gehalten, mit anderen Worten: das Bauwerk gilt als sicher. Erst beim genaueren Hinsehen zeigt sich, daß ein Versagen dennoch nicht unmöglich ist.

Die eingeplanten Sicherheitsfaktoren beziehen sich auf Maximal-Lasten und Mindest-Festigkeiten, die aufgrund von praktischen Erfahrungen und technisch-wissenschaftlichen Erkenntnissen ermittelt werden. Erfahrungen und Erkenntnisse sind in aller Regel unvollständig und können die Realität nur näherungsweise erfassen. Dies gilt vor allem dann, wenn stochastische Einflüsse, z.B. extreme Windlasten oder auch zufallsbedingte Schwankungen der Fertigungsqualität, zu berücksichtigen sind. Es ist dann nicht definitiv auszuschließen, daß Lasten auftreten, die zum Versagen des Bauwerks führen.

Bei der deterministischen Vorgehensweise wird vorab festgelegt ("determiniert"), ab welcher Schwelle Extrembedingungen außer Betracht bleiben, da ihr Eintreten nicht mehr zu erwarten ist. Dahinter verbirgt sich letztlich eine implizite und qualitative Abschätzung der Wahrscheinlichkeiten für das Überschreiten von Schwellenwerten.

Bei der probabilistischen Vorgehensweise werden Wahrscheinlichkeiten explizit verwendet, um die Ungewißheit zu quantifizieren. Die hierbei auftretenden Probleme werden im folgenden zu diskutieren sein. Es liegt jedoch auf der Hand, daß die Probabilistik bessere Voraussetzungen bietet, die durch natürliche stochastische Vorgänge und durch Grenzen der menschlichen Erkenntnis verursachte Ungewißheit problemgerecht zu behandeln.

2 Von der Zuverlässigkeitsanalyse über "Risikostudien" zur probabilistischen Sicherheitsanalyse

- Zuverlässigkeitsanalyse

In einigen Bereichen der Technik wird seit langem die Funktionssicherheit komplexer Systeme unter expliziter Verwendung von Wahrscheinlichkeiten, d.h. "probabilistisch", bewertet. Hierzu werden Zuverlässigkeitsanalysen durchgeführt, um Versagenswahrscheinlichkeiten zu ermitteln, bevor dies empirisch, d.h. aufgrund tatsächlicher Systemausfälle, möglich ist. Auch bei KKW ist es seit Jahrzehnten Praxis, bei der Auslegung und im Rahmen von Genehmigungsverfahren Zuverlässigkeitsanalysen für Sicherheitssysteme durchzuführen

Zu diesem Zweck wird vor allem die Methode der "Fehlerbaumanalyse" angewendet. Für die Fehlerbaumanalyse wird zunächst das Zusammenwirken der einzelnen Komponenten im System untersucht. In einer logischen Struktur - dem "Fehlerbaum" - wird dargestellt, welche Kombinationen von Komponentenausfällen zum Ausfall des Systems führen. Aus den Versagenswahrscheinlichkeiten der Komponenten kann dann - entsprechend den logischen Verknüpfungen des Fehlerbaums - auf die Versagenswahrscheinlichkeit des Systems "hochgerechnet" werden.

Auch für sehr zuverlässige Systeme, bei denen noch nie ein Ausfall beobachtet wurde, läßt sich auf diese Weise nach relativ kurzer Betriebsdauer eine Versagenswah-

scheinlichkeit ermitteln, sofern die Versagenswahrscheinlichkeit der eingesetzten Komponenten entweder empirisch ermittelt oder hinreichend verlässlich geschätzt werden kann.

- Risikostudien

Veranlaßt durch die öffentlichen Diskussionen über die großtechnische Nutzung der Kernenergie und die mit dieser Technik verbundenen Risiken wurde seit Anfang der siebziger Jahre versucht, das Risiko durch Störfälle in Kernkraftwerken auf analytischem Wege abzuschätzen. Hierbei sind neben der Wahrscheinlichkeit für das Versagen von Systemen die Konsequenzen eines Versagens zu ermitteln. Zu diesem Zweck wurde die Fehlerbaumanalyse mit der Ereignisablaufanalyse kombiniert.

Ein Ereignisablaufdiagramm stellt in strukturierter Form dar, welche Abläufe sich aus einem "auslösenden Ereignis" ergeben können, je nachdem ob die vorhandenen Sicherheitseinrichtungen planmäßig arbeiten oder ob sie versagen. Aus der Eintrittshäufigkeit des auslösenden Ereignisses und den - in der in Regel durch Fehlerbaumanalysen ermittelten - Versagenswahrscheinlichkeiten der Sicherheitseinrichtungen kann dann die Eintrittshäufigkeit der unterschiedlichen Abläufe bestimmt werden.

Bei der Risikoermittlung für Kernkraftwerke sind vor allem solche Abläufe von Interesse, bei denen ein Schmelzen des Reaktorkerns zu befürchten wäre. Im ersten Schritt einer Risikostudie wird daher mit Hilfe von Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalysen die (zu erwartende) Häufigkeit für ein Schmelzen des Reaktorkerns ermittelt.

Im zweiten Schritt ist zu untersuchen, mit welcher Wahrscheinlichkeit - nach einem Kernschmelzen - der Sicherheitsbehälter versagt und in welchem Ausmaß dann radioaktive Stoffe in die Umgebung freigesetzt werden können. Schließlich sind im dritten Schritt Ausmaß und Wahrscheinlichkeit der Schadensfolgen in der Umgebung zu ermitteln.

Da sich jedes Risiko durch Ausmaß und Wahrscheinlichkeit von Schäden beschreiben läßt, wurde von Risikostudien erwartet, daß sie objektive Aussagen zum Risiko der Kernenergie-Nutzung liefern und damit in der kontroversen öffentlichen Diskussion eine entscheidende Rolle spielen können.

Diese Erwartung hat sich allerdings nicht bestätigt. Zum einen wurde immer wieder bezweifelt, ob die Ergebnisse von Risikostudien ausreichend belastbar sein - wesentliche Argumente für diese Zweifel werden später noch diskutiert.

Außerdem hat es sich als äußerst schwierig erwiesen, allgemein akzeptierte Vergleichsmaßstäbe für die ermittelten Risiken zu finden.

- Probabilistische Sicherheitsanalyse

Gleichzeitig zeigte sich jedoch, daß die in Risikostudien angewendeten Methoden der Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalyse geeignet sind, die nach den üblichen - deterministischen - Sicherheitsanforderungen ausgelegten Systeme zu überprüfen und zu optimieren. So führte die "Deutsche Risikostudie" bereits in der Phase A in der Zeit von 1976 bis 1979 bei der untersuchten Anlage Biblis B - als "erwünschter Nebeneffekt" der Risikoermittlung - zu rund 40 mehr oder weniger bedeutenden systemtechnischen Verbesserungen.

Die Erkenntnisse ergeben sich hierbei überwiegend aus dem ersten Schritt der Risikostudie, der die Eintrittshäufigkeit für Kernschäden ermittelt. Für diesen Teil der Untersuchungen - manchmal ergänzt durch Untersuchungen zum Verhalten des Sicherheitsbehälters - hat sich die Bezeichnung "Probabilistische Sicherheitsanalyse", abgekürzt "PSA", eingebürgert. Das Ziel besteht hier nicht in der Abschätzung von Risiken, sondern in der Beurteilung der technischen Sicherheit. Die PSA hat sich in den letzten Jahren in praktisch allen Ländern, die Kernkraftwerke betreiben, mehr und mehr auch als Bestandteil des Genehmigungs- und Aufsichtsverfahrens etabliert. In Deutschland gilt dies spätestens, seit die Reaktorsicherheitskommission empfohlen hat, im Rahmen einer etwa alle zehn Jahre durchzuführenden "Periodischen Sicherheitsüberprüfung" für Kernkraftwerke auch eine PSA zu fordern.

In dieser Situation ist es von besonderer Bedeutung, die Frage zu untersuchen, wie belastbar die Ergebnisse probabilistischer Sicherheitsanalysen sind und wie sie zur Entscheidungsfindung über Sicherheitsfragen beitragen können.

Ich möchte mich zunächst mit den Grenzen und daran anschließend mit den Möglichkeiten der PSA befassen.

3 Grenzen der PSA

Wie jede Art von Analyse benötigt die PSA Modelle und Daten. Modelle können die Wirklichkeit nur näherungsweise beschreiben, Daten lassen sich nur innerhalb gewisser Streubreiten festlegen. Beides führt dazu, daß die Ergebnisse von PSAs mit mehr oder weniger großen Unsicherheiten verbunden sind.

Methodisch versucht man diesem Problem dadurch beizukommen, daß im Rahmen einer PSA auch die Unsicherheiten der Ergebnisse untersucht werden.

Der Ausdruck "Unsicherheit" ist im Zusammenhang mit "Sicherheitsanalysen" nicht besonders glücklich gewählt. Im Englischen wird hier von "uncertainty" gesprochen. Ich würde das lieber mit "Ungewißheit" übersetzen, um Mißverständnisse zu vermeiden. Leider hat sich aber der Begriff "Unsicherheit" durchgesetzt.

Im folgenden werden also - ohne Anspruch auf Vollständigkeit - wesentliche Ursachen für "Unsicherheiten" bei der "Sicherheitsanalyse" diskutiert.

- Unvollständigkeit der Analyse

Ein Problem, das prinzipiell nicht endgültig gelöst werden kann, ist die mögliche Unvollständigkeit der Analyse.

Hier ist jedoch zu unterscheiden zwischen bewußten Einschränkungen des Untersuchungsgegenstandes, bekannten Vernachlässigungen und unerkannten Lücken.

Wenn sich eine Analyse beispielsweise auf anlageninternen ausgelöste Störfälle beschränkt, so trägt diese Art von "Unvollständigkeit" nicht zur Unsicherheit der Ergebnisse bei. Allerdings muß hinreichend deutlich auf die Einschränkung hingewiesen werden, um Fehlinterpretationen zu vermeiden.

Schwieriger wird es, wenn die Analyse innerhalb des gestellten Aufgabenspektrums unvollständig ist. Der Einfluß bekannter Vernachlässigungen, z.B. von Abläufen extrem geringer Wahrscheinlichkeit, läßt sich noch abschätzen. Bei unerkannten Lücken der Analyse ist dies nicht möglich.

Durch systematische Vorgehensweise kann zwar die Gefahr vermindert werden, daß wesentliche Beiträge übersehen werden. Ein positiver Vollständigkeitsbeweis läßt sich aber grundsätzlich nicht führen.

Die Erfahrungen mit Risikostudien haben gezeigt, daß hier durchaus Überraschungen möglich sind.

So wurde in der Phase A der Deutschen Risikostudie angenommen, daß die wesentlichen Beiträge zur Kernschmelzhäufigkeit erfaßt sind. In Phase B wurde das untersuchte Störfallspektrum erweitert und es hat sich gezeigt, daß etwa die Hälfte der Häufigkeit nicht beherrschter Anlagenzustände durch Störfälle verursacht wird, die in Phase A nicht untersucht wurden.

Zur Ehrenrettung der Phase A ist allerdings zu bemerken, daß dort bereits auf die Notwendigkeit hingewiesen wird, in der Phase B weitere Störfälle detailliert zu untersuchen.

Phase A hatte zum Ziel, die Methoden der US-amerikanischen Reaktorsicherheitsstudie auf deutsche Verhältnisse zu übertragen und auf diese Weise das Risiko durch Störfälle in deutschen KKW abzuschätzen. Ein Faktor zwei in der Wahrscheinlichkeit ändert hier das Bild sicherlich nicht entscheidend.

Bei einer PSA, die auf eine Optimierung der Sicherheitstechnik abzielt, sind solche Vernachlässigungen nicht ohne weiteres akzeptabel, auch wenn der Einfluß auf das Gesamtergebnis begrenzt ist. Die Untersuchung zusätzlicher Störfallabläufe kann hier auf Schwachstellen in der Sicherheitstechnik stoßen, die bei eingeschränktem Untersuchungsspektrum nicht erkannt werden.

Belege für diese Argumentation liefern unter anderem die Analysen zum Dampferzeuger-Heizrohreleck in Phase B der Deutschen Risikostudie, die in wichtigen Punkten zu sicherheitstechnischen Verbesserungen in der untersuchten Anlage geführt haben.

In französischen Studien wurde festgestellt, daß Störfälle bei abgeschaltetem Reaktor und beim An- und Abfahren nennenswerte Beiträge zur Kernschmelzhäufigkeit liefern. Auch diese Analysen haben zu ganz spezifischen Systemverbesserungen geführt, die

bei den üblicherweise untersuchten Störfällen aus Vollast nicht zu erkennen sind. Bei anderen Anlagen kann der Beitrag von Störfällen aus Nicht-Vollast durchaus geringer sein. Die französischen Ergebnisse zeigen aber, daß eine vermeintlich unbedeutende Einschränkung des Störfallspektrum zu erheblichen Vernachlässigungen führen kann.

- Streubreiten der Zuverlässigkeitsdaten für Komponenten

Die Ermittlung der Systemzuverlässigkeit beruht auf Zuverlässigkeitskenngrößen der Systemkomponenten. Im Idealfall können diese Kenngrößen aus der Betriebserfahrung der untersuchten Anlage statistisch ermittelt werden. Auch dann sind die berechneten Kenngrößen mit Aussageunsicherheiten verbunden, da in der Praxis immer nur eine begrenzte Menge an Betriebserfahrungen vorliegt. Paradoxe Weise werden die Unsicherheiten umso größer, je seltener eine Komponente ausfällt.

In der Realität reicht die Betriebserfahrung nicht immer für eine aussagefähige statistische Auswertung aus. Es ist dann erforderlich,

- Erfahrungen mit anderen als der analysierten Anlage
- Erfahrungen mit ähnlichen Komponenten aus nicht-nuklearen Anlagen
- oder - im ungünstigsten Fall - subjektiv geschätzte Werte

heranzuziehen. In diesen Fällen ist mit größeren Unsicherheiten zu rechnen.

Bei der Fehlerbaumanalyse lassen sich die Unsicherheiten der Ergebnisse aus den Unsicherheiten der Eingangsdaten nach den Regeln der Wahrscheinlichkeitsrechnung ermitteln.

Die Unsicherheit der Ergebnisse läßt sich durch eine Wahrscheinlichkeitsverteilung darstellen. Abbildung 1 zeigt die in Phase B der Deutschen Risikostudie ermittelte Wahrscheinlichkeitsverteilung für die Häufigkeit von Anlagenschadenzuständen, d.h. für Zustände, die ohne anlageninterne Notfallmaßnahmen zum Kernschmelzen führen. Berücksichtigt sind hier auch die Unsicherheiten bei der Häufigkeit störfallauslösender Ereignisse und bei den Beiträgen aus Mehrfachausfällen gemeinsamer Ursache und aus Fehlern des Betriebspersonals.

- Mehrfachausfälle gemeinsamer Ursache

Gerade bei Systemen hoher Redundanz, die für Zufallsausfälle von Komponenten wenig anfällig sind, können Ausfälle mehrerer redundanter Komponenten durch gemeinsame Ursachen die Systemzuverlässigkeit entscheidend beeinflussen. Direkte funktionale Abhängigkeiten zwischen mehreren Komponenten oder die gemeinsame Abhängigkeit vom gleichen Hilfssystem lassen sich durch die Fehlerbaumanalysen ohne besondere Probleme erfassen. Daneben gibt es aber latente Ursachen für mehrfache Komponentenausfälle, z.B. systematische Auslegungs-, Fertigungs- oder Instandhaltungsfehler bei redundanten Komponenten.

Da bei der Auslegung von Kernkraftwerken Mehrfachausfälle durch gemeinsame Ursachen mit großer Sorgfalt vermieden werden, treten solche Ausfälle nur sehr selten auf. Durch die Betriebserfahrung erkannte Ursachen für Mehrfachausfälle werden möglichst beseitigt, so daß aus aufgetretenen Fällen nur sehr bedingt auf die Wahrscheinlichkeit künftiger Ausfälle geschlossen werden kann. Das hat zur Folge, daß ihre Wahrscheinlichkeit auf der Grundlage der Betriebserfahrung kaum quantifiziert werden kann und daher auf Extrapolationen und Expertenschätzungen zurückgegriffen werden muß.

Es wurden verschiedene Modelle entwickelt, um aus der relativ dünnen Erfahrungsbasis die für die Analysen benötigten Wahrscheinlichkeiten für abhängige Ausfälle zu ermitteln. In kritischen Fällen sind jedoch Abschätzungen notwendig, die zwangsläufig mit sehr großen Unsicherheiten verbunden sind.

Besondere Probleme traten bei der "Risikoorientierten Analyse" für den SNR-300 auf /1/. Wegen seiner grundsätzlichen Bedeutung möchte ich den Fall kurz darstellen.

Beim SNR-300 ist die Wahrscheinlichkeit für das mechanische Versagen der Reaktorschnellabschaltung (verbunden mit der Häufigkeit von Transienten) nahezu allein für die Häufigkeit einer Kernzerstörung maßgebend. Nach der Abschaltung befindet sich die Anlage praktisch in einem inhärent sicheren Zustand, da die Nachwärme ohne aktive Komponenten abgeführt werden kann. Bei zwei diversitären Schnellabschaltssystemen mit neunfacher bzw. dreifacher Redundanz, ergibt sich für ein mechanisches Versagen des Gesamtsystems, sofern abhängige Ausfälle ausgeschlossen werden, eine verschwindend kleine Wahrscheinlichkeit. Damit bestimmen abhängige Ausfälle

die Ausfallwahrscheinlichkeit der Reaktorschnellabschaltung und damit die Häufigkeit einer Kernzerstörung.

Andererseits ist für den gleichzeitigen Ausfall aller zwölf Stäbe eine plausible technische Ursache nicht erkennbar. Die in der Studie verwendete Ausfallwahrscheinlichkeit von 10^{-7} beruht damit letztlich auf einer Expertenschätzung, die zwar Anhaltspunkte für eine Quantifizierung durch eine größere Zahl von Fallversuchen mit Abschaltstäben ohne Versagen hatte, die aber auch berücksichtigen mußte, daß auch bei extremen Sicherheitsanstrengungen die erreichbare Zuverlässigkeit an Grenzen stößt.

In Bezug auf den SNR-300 ist dieses Problem eher von historischem Interesse. Ähnliche Probleme könnten aber auch bei neuen Reaktorkonzepten auftreten, bei denen mit Hilfe "passiver Sicherheit" ein sehr hohes Sicherheitsniveau erreicht werden soll. Wenn bei solchen Konzepten die Sicherheit von der Integrität passiver Großkomponenten abhängt, deren Versagenswahrscheinlichkeit schwer abzuschätzen ist, könnte eine PSA auf ähnliche Schwierigkeiten stoßen wie beim Schnellabschaltssystem des SNR-300.

Bei Leichtwasserreaktoren heutiger Bauart sind die Beiträge von abhängigen Ausfällen nicht in dem Maße dominierend wie beim Brutreaktor.

Nach den Ergebnissen der Phase B wird aber auch beim untersuchten Druckwasserreaktor die Häufigkeit von Anlagenschadenzuständen zu fast zwei Dritteln von abhängigen Ausfällen bestimmt (Tabelle 1). Bei einzelnen - und gerade bei den dominierenden - Abläufen liegt der Anteil sogar bei fast 80 %.

Solche Ergebnisse stoßen immer wieder auf Skepsis und ein gewisses Unbehagen, scheinen sie doch zu beweisen, daß hoher Redundanzgrad und strikte strangweise Trennung, wie sie in den meisten deutschen Anlagen realisiert sind, zwar die Anlagenkosten, nicht aber die Anlagensicherheit erhöhen.

Die Skepsis mag berechtigt sein, sind doch die verfügbaren Daten und Modelle bisher noch relativ schwach abgesichert. Das Unbehagen dagegen ist weitgehend unbegründet. Es erscheint durchaus plausibel, daß bei Systemen mit hohem Redundanzgrad, die unempfindlich gegen die Kombination von zufälligen Einzelausfällen sind, Mehrfachausfälle aufgrund gemeinsamer Ursache die Versagenswahrscheinlichkeit

stark beeinflussen. Entscheidend ist hierbei nicht, welchen Anteil Mehrfachausfälle haben, sondern welche Zuverlässigkeit insgesamt erreicht wird.

Bemerkenswert erscheinen in diesem Zusammenhang die Ergebnisse probabilistischer Sicherheitsanalysen für schwedische Siedewasserreaktoren /2/. In Tabelle 2 sind für fünf Anlagen die ermittelten Kernschmelzhäufigkeiten und die jeweiligen Beiträge durch abhängige Ausfälle zusammengestellt. Diese Beiträge sind bei den neueren Anlagen Forsmark 3 und Oskarsham 3 (mit viersträngiger Auslegung und konsequenter strangweiser Trennung der redundanten Systeme) höher als bei den älteren Anlagen. Gleichzeitig sind aber auch die Kernschmelzhäufigkeiten insgesamt bei den neuen Anlagen nicht niedriger und bei Forsmark 3 sogar deutlich höher, obwohl aufgrund der moderneren sicherheitstechnischen Auslegung das Gegenteil zu erwarten wäre. Die Erklärung hierfür dürfte in dem relativ hohen Beitrag menschlicher Fehler bei diesen Anlagen liegen.

- Einfluß menschlicher Fehler

Solche Fehler können bei der Fehlerbaumanalyse im Prinzip genauso berücksichtigt werden wie der Ausfall technischer Komponenten. Es ist allerdings erheblich schwieriger, die menschliche Zuverlässigkeit zu quantifizieren.

Betriebserfahrungen und probabilistische Analysen lassen den Schluß zu, daß selbst bei hochautomatisierten Systemen menschliche Eingriffe die Zuverlässigkeit stark beeinflussen können. Ich komme hier auf die eben bereits zitierten schwedischen Untersuchungen zurück. Tabelle 3 zeigt die Beiträge menschlicher Fehler zur Kernschmelzhäufigkeit bei den fünf Siedewasserreaktoren. Der hohe Beitrag bei den neueren Anlagen wird damit erklärt, daß hier die Druckentlastung bei Ausfall der Speisewasserversorgung im Gegensatz zu den älteren Anlagen nicht automatisch eingeleitet wird, sondern durch das Betriebspersonal auszulösen ist.

Nach den Ergebnissen der Phase B der Deutschen Risikostudie tragen auch bei einer stark automatisierten Anlage Fehler des Betriebspersonals insgesamt mehr als ein Drittel zur Häufigkeit nicht beherrschter Störfallabläufe bei (Tabelle 4). Bei einzelnen Abläufen beträgt der Anteil bis zu 50 %.

Es wurden Modelle entwickelt, um die menschliche Zuverlässigkeit bei der Durchführung geplanter, in Betriebshandbüchern festgelegter Aufgaben - in Abhängigkeit z.B. von der verfügbaren Zeit - abzuschätzen. Die in diesen Modellen verwendeten Daten stammen jedoch häufig nicht aus der Betriebserfahrung mit Kernkraftwerken. Eine spezifische Datenbasis für deutsche Kernkraftwerke ist bisher überhaupt nicht vorhanden.

Bisher werden in PSAs meist nur "errors of omission", das heißt das Unterlassen oder die fehlerhafte Durchführung geplanter Handlungen, berücksichtigt. "Errors of commission", die Durchführung ungeeigneter, nicht geplanter Maßnahmen werden nicht oder nur aufgrund von Expertenschätzungen in Rechnung gestellt.

Es ist anzunehmen, daß die Unsicherheit bei der Quantifizierung menschlicher Fehler die Unsicherheit der Ergebnisse von PSAs insgesamt ganz wesentlich beeinflusst.

Abbildung 2 zeigt Ergebnisse einer in den USA durchgeführten Sensitivitätsstudie über den Einfluß der Wahrscheinlichkeit menschlicher Fehler auf die Kernschmelzhäufigkeit /1/. Wird die Wahrscheinlichkeit für menschliche Fehler in den Studien gegenüber dem Basiswert systematisch z.B. um den Faktor 10 erhöht, so erhöht sich die Kernschmelzhäufigkeit bei Surry und La Salle ebenfalls etwa um den Faktor 10, bei Oconee dagegen etwa um den Faktor 100. Wird die Wahrscheinlichkeit für menschliche Fehler um den gleichen Faktor vermindert, ist der Einfluß auf die Kernschmelzhäufigkeit wesentlich geringer.

- Modellvereinfachungen

Die in PSAs verwendeten Modelle können, wie jedes Modell, die Wirklichkeit nur näherungsweise beschreiben. Dieser Sachverhalt führt zu Unsicherheiten in verschiedenen Bereichen der Analyse.

So können in Ereignisablaufdiagrammen und bei der Fehlerbaumanalyse zeitliche Abhängigkeiten und Rückwirkungen zwischen verschiedenen Systemfunktionen bzw. Komponenten nicht ohne weiteres erfaßt werden.

Die Entscheidung darüber, ob eine Systemfunktion als erfolgreich oder als ausgefallen zu bewerten ist, hängt häufig von der rechnerischen Simulation des Störfallablaufs

ab. Hierbei ist z.B. festzulegen, wieviele redundante Stränge eines Sicherheitssystems zur Störfallbeherrschung benötigt werden oder innerhalb welcher Zeitspanne Eingriffe des Betriebspersonals erforderlich sind. Die für diese Analysen verwendeten Simulationsmodelle liefern wegen unvermeidbarer Vereinfachungen Näherungslösungen. Die Streubreiten der Ergebnisse werden bisher kaum quantifiziert.

Sehr komplexe physikalisch-chemische Phänomene sind vor bei Analysen zu behandeln, die sich mit dem Verhalten des Sicherheitsbehälters und der Radionuklide nach einem Kernschmelzen befassen. Diese Phänomene sind z.T. durch Simulationsmodelle - jedenfalls bisher - nicht befriedigend beschreibbar. In der DRS, Phase B, wurde daher darauf verzichtet, Wahrscheinlichkeiten für ein Versagen des Sicherheitsbehälters abzuschätzen. Andere Studien stützen sich wegen der Schwierigkeiten der Störfallsimulation weitgehend auf Expertenschätzungen, die häufig mit sehr großen Unsicherheiten verbunden sind.

- Subjektive Einschätzungen

PSAs verwenden soweit wie möglich empirisch ermittelte Daten und Berechnungen, die auf allgemein anerkannten wissenschaftlichen Erkenntnissen beruhen. Für komplexe Probleme liegen jedoch in der Regel diese Idealbedingungen nur teilweise vor. In den meisten technischen Analysen müssen Wissenslücken durch Expertenschätzungen überbrückt werden. Solche Schätzungen unterliegen immer mehr oder weniger subjektiven Einflüssen. "Subjektiv" ist hierbei nicht mit "willkürlich" zu verwechseln. Es bedeutet vielmehr, daß mehrere Experten auf der Grundlage ihrer unterschiedlichen fachlichen Kenntnisse zu unterschiedlichen Ergebnissen gelangen können. Diese Tatsache wird in anderen Analysen oft nicht evident und verbirgt sich hinter qualitativen Aussagen. Probabilistische Analysen zwingen dagegen zur Quantifizierung.

Die Methodik, subjektiv geschätzte Wahrscheinlichkeiten in Analysen einzubeziehen und sie mit statistisch ermittelten Wahrscheinlichkeiten zu kombinieren, wurde von dem englischen Mathematiker Bayes bereits vor über 200 Jahren entwickelt. Dennoch gibt es auch heute noch Statistiker, die Vorbehalte gegen diese Vorgehensweise haben.

Es ist allerdings festzuhalten, daß die PSA die Notwendigkeit von Expertenschätzungen nicht verursacht, sondern lediglich evident macht. Deshalb ist es auch nicht ge-

rechtfertigt, die PSA wegen der Verwendung subjektiver Einschätzungen zu kritisieren. Es gibt wohl kaum ein wesentliches technisches Problem zu dessen Lösung nicht Expertenschätzung und Expertenurteil in mehr oder weniger großem Umfang herangezogen werden muß. Mir scheint besonders wichtig, daß diese Feststellung nicht nur in der Technik, sondern auch für jedes andere "wesentliche Problem", z.B. in der Politik, gilt.

4 Möglichkeiten der PSA

Die geschilderten Probleme der PSA - die Liste ließe sich noch um einige Punkte erweitern - könnten zur Auffassung verleiten, der Nutzen dieser Methode sei generell fraglich. Dabei würde allerdings übersehen, daß die Unsicherheiten nicht durch die probabilistische Vorgehensweise geschaffen werden. Die eigentlichen Ursachen liegen teils in der stochastischen Natur der untersuchten Phänomene, teils in der Unvollständigkeit der wissenschaftlich-technischen Erkenntnis.

Die vermeintliche Schwäche der Probabilistik ist gerade ihre entscheidende Stärke: Sie identifiziert Unsicherheiten, quantifiziert sie (soweit dies der Stand des Wissens erlaubt) und zeigt die Bedeutung der Unsicherheiten im Gesamtzusammenhang.

Die Frage lautet daher nicht, ob die PSA zur Sicherheitsbeurteilung brauchbar ist, sie lautet vielmehr, welche Schlußfolgerungen aus den Ergebnissen der PSA unter Berücksichtigung der quantifizierten und nicht quantifizierbaren Unsicherheiten gezogen werden können.

Insbesondere in Anbetracht der nicht quantifizierbaren Unsicherheiten, ist besondere Zurückhaltung angebracht, wenn es um die Verwendung von Absolutergebnissen geht.

Das bedeutet vor allem, daß ein quantitativer Vergleich des "Gesamtrisikos" durch KKW mit anderen Risiken nur unter großen Vorbehalten möglich ist. Diese Vorbehalte werden durch die Tatsache verstärkt, daß es meist um den Vergleich unterschiedlicher Risiken gehen würde, die nicht auf einen "gemeinsamen Nenner" gebracht werden könne. Die Ergebnisse probabilistischer Analysen können der Orientierung dienen, sie sind aber nicht als exakte Aussagen zu verstehen.

Eine Sicherheitsbeurteilung von KKW anhand verbindlicher probabilistischer Grenzwerte würde eine verbindliche Festlegung von Methoden und Daten voraussetzen. Solche Festlegungen sind grundsätzlich problematisch, da sie die Anpassung von Methoden und Daten an neue Erkenntnisse erschweren.

Für eine Gesamt-Sicherheitsbeurteilung ist es sinnvoller, probabilistische Sicherheitsziele zu verwenden, um grobe Maßstäbe für ein "zulässige Risiken" zu geben. In der bisherigen Praxis werden Ergebnisse früherer probabilistischer Analysen, die de-facto akzeptiert sind, als - allerdings unverbindlicher - Maßstab genommen.

Der wesentliche Nutzen von PSA liegt in der Aufdeckung von "Schwachstellen" und in der Bewertung von Optimierungsmöglichkeiten, sowohl im Systemaufbau als auch in der Betriebsweise der Anlage. Hierbei ergeben sich wichtige Einsichten häufig nicht (nur) aus dem Ergebnis, sondern aus dem Gang der Analyse, d.h. "der Weg ist das Ziel". Bereits aus Zwischenergebnissen der Phase A der Deutschen Risikostudie wurde ein bis zwei Jahre vor dem Unfall im amerikanischen KKW TMI die Problematik eines Lecks über ein offenbleibendes Ventil am Druckhalter erkannt. Beim GRS-Fachgespräch 1977, ebenfalls in München, wurde hierüber berichtet /4/.

Die Nutzung von PSA zur systemtechnischen Optimierung setzt anlagenspezifische und sehr detaillierte Analysen voraus. "Generische" Analysen und "Grobanalysen" sind hier von sehr begrenztem Wert.

Bei der sicherheitstechnischen Bewertung älterer Anlagen, die nicht mehr in vollem Umfang den aktuellen Sicherheitsanforderungen entsprechen, kann mit probabilistischen Methoden bewertet werden, ob und inwieweit ein formales "Auslegungsdefizit" zu einem tatsächlichen "Sicherheitsdefizit" führt. Damit kann auf rationaler Grundlage über die Notwendigkeit und den Nutzen von Nachrüstmaßnahmen entschieden werden.

Unverzichtbar sind PSA, wenn es um die Identifikation und die Bewertung von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes geht. Die Beurteilung solcher Maßnahmen erfordert die Quantifizierung der Wahrscheinlichkeit auslegungsüberschreitender Zustände. Hierbei kommt es aber primär auf die Relation zwischen verschiedenen Zuständen und nicht auf Absolutwerte an.

Eine "Living PSA", die an der Anlage verfügbar ist und bei systemtechnischen Änderungen sowie aufgrund der Betriebserfahrung ständig aktualisiert wird, kann die sicherheitstechnische Optimierung der Betriebsweise des Kraftwerks unterstützen. Zugleich kann der Erfahrungsrückfluß aus der Anlage, der bei einer solchen Verwendung besonders intensiv ist, zu einer Überprüfung der in der PSA verwendeten Modelle und Annahmen beitragen.

Die PSA hat sich auch bei der Beurteilung "besonderer Vorkommnisse" bewährt. Sie erlaubt eine Bewertung der sicherheitstechnischen Bedeutung tatsächlicher aufgetretener technischer und personeller Fehler. In diese Richtung sollten PSA noch stärker als bisher eingesetzt werden, nicht zuletzt da solche Untersuchung auch zu einer größeren Realitätsnähe der PSA beitragen können.

Beim Einsatz der PSA zur Bewertung neuer Anlagenkonzepte, für die noch keine Betriebserfahrung vorliegt, ist mit größeren Unsicherheiten zu rechnen. Die PSA ist aber das einzige brauchbare Werkzeug, um zu einer integralen Bewertung zu kommen. Gerade in diesem Fall muß der Vergleich zwischen den Ergebnissen der PSA und probabilistischen Sicherheitszielen sehr sorgfältig die Begrenzungen der PSA in Betracht ziehen.

Durch die Identifizierung wesentlicher Wissenslücken liefern probabilistische Sicherheitsanalysen Einsichten, die die Setzung von Prioritäten in der Reaktorsicherheitsforschung beeinflussen können, wobei es sowohl um die Verbesserung der Anlagensicherheit, als auch um die Verminderung der Analyseunsicherheit gehen kann.

5 Schlußfolgerungen

Für die Verwendung von probabilistischen Sicherheitsanalysen ist ein vernünftiger Mittelweg zwischen zwei Extremen zu finden.

Ein Extrem wäre eine unkritische Zahlengläubigkeit, die die Ergebnisse von PSAs als absolut verbindlich nimmt, ohne die Grundlagen zu hinterfragen.

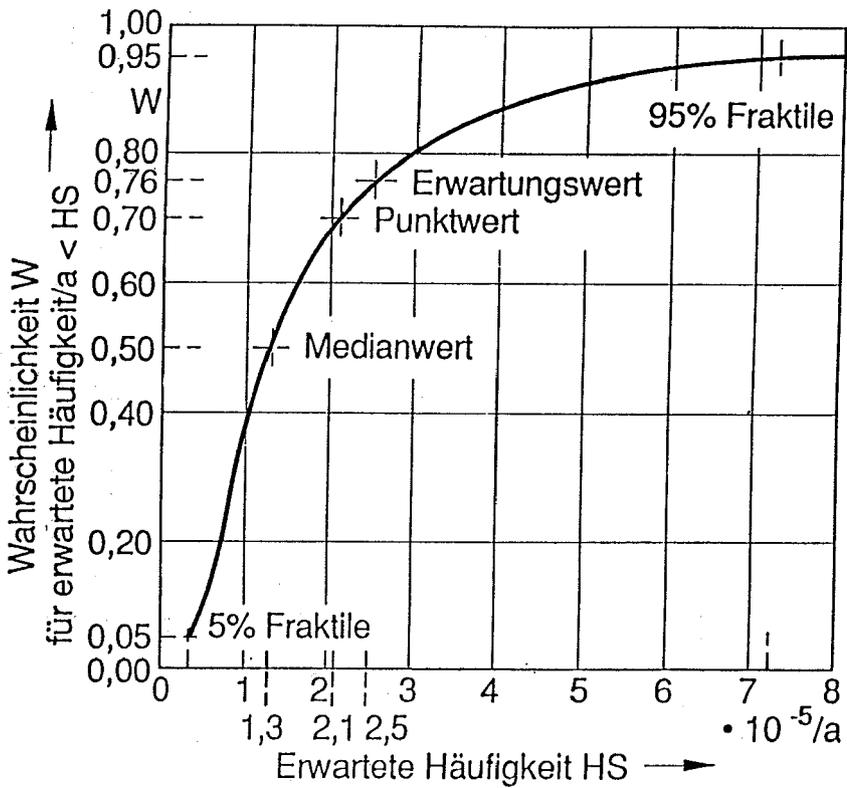
Das andere Extrem wäre die Ablehnung der PSA als nutzloses "Spiel mit Zahlen".

Die PSA beschreibt nicht unbedingt die Wirklichkeit. Sie reflektiert vielmehr das Wissen über die Wirklichkeit, dies jedoch wesentlich transparenter als die deterministische Sicherheitsanalyse, bei der sich Unkenntnis hinter "pessimistischen Abschätzungen" verbirgt. Trotz aller Probleme ist die PSA damit geeignet, Methoden und Annahmen einer Sicherheitsbeurteilung offenzulegen. Sie ermöglicht auf diese Weise auch eine auf die wesentlichen Punkte konzentrierte Diskussion von Sicherheitsfragen.

Die PSA kann eine deterministische Sicherheitsbeurteilung nicht ersetzen und sie liefert keine "endgültigen Wahrheiten". Sie bringt aber wesentliche Erkenntnisse, die auf anderem Weg nicht zu gewinnen sind. Auf ihren Einsatz - in angemessenem Rahmen - kann daher bei der Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken nicht verzichtet werden. Um die Unsicherheiten zu verringern, ist vor allem ein intensiver Erfahrungsrückfluß aus dem Betrieb der Anlagen notwendig.

6 Literatur

- /1/ GRS (Hrsg.),
Risikoorientierte Analyse zum SNR-300,
GRS-51, Okt. 1982
- /2/ S. Hirschberg (ed.),
Dependencies, Human Interactions and Uncertainties in Probabilistic
Safety Assessment,
Final Report of the NKA Project RAS 470,
April 1990
- /3/ D. F. Ross, et. al.,
Applications and Limitations of Probabilistic Safety Assessment,
CSNI Workshop, Santa Fe, NM, USA,
Sept. 4 - 6, 1990,
Final Report to CSNI, NEA/CSNI/R(91)2, Febr. 1991
- /4/ H. Hörtner,
Ausgewählte Probleme und Ergebnisse der Störfallablauf-
und Zuverlässigkeitsuntersuchungen für die deutsche Risikostudie
GRS-Fachgespräch 1977, München, November 3 - 4, 1977



Wahrscheinlichkeitsverteilung der Häufigkeiten von Schadenszuständen für anlageninterne auslösende Ereignisse

Bild 1

**Sensitivität der Kernschmelzhäufigkeit bei
Variation der Wahrscheinlichkeit menschl. Fehler**

(Ergebnisse von US-Studien)

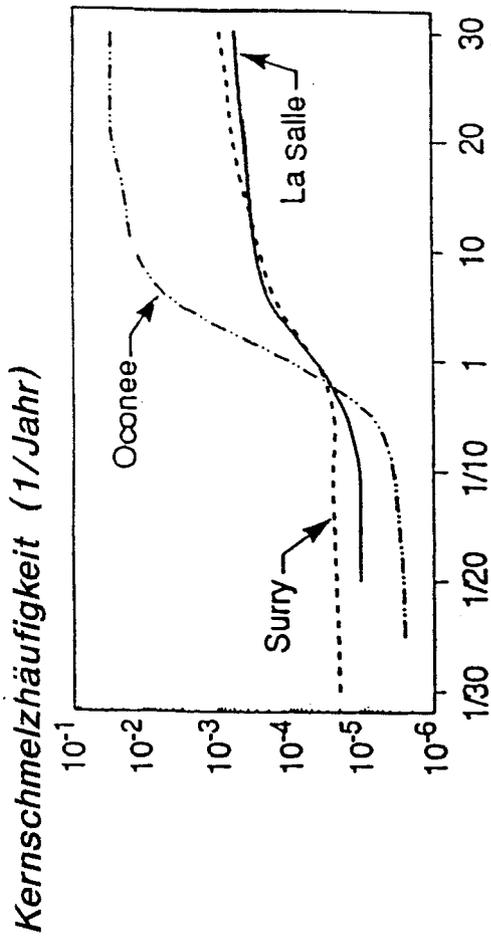


Bild 2

Deutsche Risikostudie, Phase B

Einfluß abhängiger Ausfälle

Auslösendes Ereignis	Erw. Häufigkeit nicht beherrschter Abläufe (10 ⁻⁶ -6/Jahr)	Häufigkeits - Anteil abhängiger Ausfälle (%)
<u>Alle Ereignisse</u>	<u>25</u>	<u>63</u>
Dominierende Ereignisse:		
Ausfall HSpW + HWS	6.7	76
Ausfall HSpW	3.2	77
Kleines Leck (2 - 12 cm ²)	3.0	52
Ausfall HWS	2.9	55
Kleines Leck am DH (Fehlöffnen SV)	2.2	50
Notstromfall	2.2	76

Tabelle 1

PSA für schwedische KKW mit SWR Einfluß abhängiger Ausfälle

Anlage (Jahr der IBN/ el. Leistung in MW)	Kernschmelz- häufigkeit (10 ⁻⁶ -6/Jahr)	Anteil abh. Ausfälle (%)
Oskarsham 1 (1972/ 440)	4.2	20
Barsebäck 1 (1975/ 570)	3.9	19
Ringhals 1 (1976/ 750)	2.6	44
Forsmark 3 (1985/1050)	7.0	90
Oskarsham 3 (1986/1060)	3.2	75

(Forsmark 3 und Oskarsham 3:
viersträngige Sicherheitssysteme,
konsequente strangweise Trennung)

Tabelle 2

PSA für schwedische KKW mit SWR Einfluß menschlicher Fehler

Anlage (Jahr der IBN/ el. Leistung in MW)	Kernschmelz- häufigkeit (10 ⁻⁶ /Jahr)	Anteil menschl.Fehler (%)	"rel. gering"
Oskarsham 1 (1972/ 440)	4.2		46
Barsebäck 1 (1975/ 570)	3.9		14
Ringhals 1 (1976/ 750)	2.6		
Forsmark 3 (1985/1050)	7.0		88
Oskarsham 3 (1986/1060)	3.2		"hoch"

(Forsmark 3 und Oskarsham 3:
Druckentlastung bei Ausfall Speisewasser
nicht automatisiert)

Tabelle 3

Deutsche Risikostudie, Phase B

Einfluß menschlicher Fehler

Auslösendes Ereignis	Erw. Häufigkeit nicht beherrschter Abläufe (10 ⁻⁶ -6/Jahr)	Häufigkeits - Anteil menschlicher Fehler (%)
<u>Alle Ereignisse</u>	<u>25</u>	<u>37</u>
Dominierende Ereignisse:		
Ausfall HSpW + HWS	6.7	49
Ausfall HSpW	3.2	48
Kleines Leck (2 - 12 cm ²)	3.0	36
Ausfall HWS	2.9	50
Kleines Leck am DH (Fehlöffnen SV)	2.2	32
Notstromfall	2.2	11

Tabelle 4

Sicherheitsaspekte künftiger Leichtwasserreaktoren (LWR)

D. Rittig

1. Ausgangssituation und technische Voraussetzungen für die Nutzung künftiger LWR

LWR haben sich im Betrieb weltweit in großem Umfang bewährt. Die praktische Erfahrung kann aber nicht allein ausschlaggebend für die Sicherheitsaspekte zukünftiger LWR sein. Hierbei sind auch aus technischer Sicht noch andere Aspekte mit zu berücksichtigen, die sich an der bestehenden Ausgangssituation für zukünftige LWR verdeutlichen lassen. Pointiert zusammengefaßt stellt sich diese folgendermaßen dar (vgl. Bild 1):

- Kernkraftwerke (KKW) mit LWR haben sich, wie bereits eingangs schon gesagt, im Betrieb in großem Umfang bewährt.
- Die Betriebserfahrung wird durch die Ereignisse von TMI und insbesondere von Tschernobyl überschattet.
- Die vorhandene Betriebserfahrung beschränkt sich im wesentlichen auf die erste Hälfte der geplanten Lebensdauer.
- Die laufenden KKW befinden sich auf unterschiedlichem Sicherheitsniveau.
- Es fehlt an Endlagerkapazitäten für die radioaktiven Abfälle.
- Die Kerntechnik besitzt weltweit nur geringe Akzeptanz, was sich auch in den Feststellungen der letzten großen Sicherheitskonferenz im September diesen Jahres in Wien wiederfindet.
- Eine umweltfreundliche Energieerzeugung wird zunehmend gefordert.

Somit läßt sich zwar eine Chance für den künftigen Einsatz von LWR erkennen. Jedoch weist die dargestellte Ausgangssituation auch darauf hin, daß ein künftiger Einsatz sicher entscheidend mit von der Erfüllung folgender Voraussetzungen abhängen wird (s. Bild 2):

- Der sichere Betrieb der laufenden KKW muß weltweit gewährleistet sein.
- Ausreichende Endlagerkapazitäten müssen zur Verfügung stehen.
- Das Vertrauen in die künftige Technik muß gegeben sein.

Obwohl damit verknüpft, gehören aber die weitreichenden Aktivitäten zur Sicherstellung der beiden zuerst genannten Voraussetzungen nicht speziell zum Thema dieses Vortrages. Deshalb wird hier darauf auch nicht weiter eingegangen. Jedoch werden in die nachfolgenden Betrachtungen Sicherheitsaspekte künftiger LWR mit einbezogen, die vielleicht rein aus der technischen Erfahrung heraus wenig begründbar sind, die jedoch für die Vertrauensgewinnung unerlässlich erscheinen.

Eine entscheidende Rolle kommt in diesem Zusammenhang der Expertenaussage zu. Denn wie in anderen hochentwickelten Techniken muß auch in der LWR-Technik ein breites Vertrauen in die Expertenaussagen gegeben sein. Das zur sicherheitstechnischen Beurteilung notwendige Verständnis über die größtenteils komplizierten technisch wissenschaftlichen Zusammenhänge kann im allgemeinen nicht vorausgesetzt werden.

2. Ansätze für die sicherheitstechnische Weiterentwicklung zukünftiger LWR

Erfahrungsgemäß steigt die Akzeptanz einer Technik, wenn deren Sicherheit zunimmt. In Anbetracht der weltweit diskutierten Fragestellungen müßte für einen durchgreifenden Vertrauensgewinn in zukünftige LWR deren Sicherheit offensichtlich und ganz entscheidend verbessert werden. Überspitzt gesagt: die Sicherheit müßte eine neue Dimension bekommen. Das notwendige Vertrauen in die Expertenaussagen über diese "neue Dimension der Sicherheit" setzt voraus, daß deren Aussagen fundiert abgesichert sind. Dies würde wiederum bedeutet, daß bei den Elementen zur Verbesserung der Sicherheit im wesentlichen auf erprobte bzw. bewährte Sicherheitskonzepte und -techniken zurückgegriffen werden sollte.

Bewährt als Sicherheitskonzept hat sich das Konzept der gestaffelten Sicherheitsvorkehrungen ("defense in depth"-Konzept), welches auch mehrere Barrieren umfaßt, die

ein Entweichen radioaktiver Stoffe in die Umgebung verhindern sollen. Dementsprechend sollten auch die weitergehenden Sicherheitsüberlegungen zukünftiger LWR von dieser Grundlage ausgehen. Welche Möglichkeiten sich dabei bieten, soll anhand einer einfachen graphischen Darstellung gezeigt werden, die die derzeitige Anwendung des Mehrbarrierenprinzips im Rahmen des "Konzepts gestaffelter Sicherheitsvorkehrungen" verdeutlicht (vgl. Bild 3).

In dem Bild sind schematisch die Spaltproduktbarrieren "Brennstabhüllrohre", "Reaktor-druckbehälter" stellvertretend für die druckführende Umschließung und "Sicherheitsbehälter" dargestellt. Letzterer bildet mit der umgebenden "Stahlbetonhülle" das Containment.

Umfangreiche Regelungs- und Begrenzungseinrichtungen des nuklearen Dampferzeugungssystems (NDES) stellen sicher, daß bei allen nicht vermeidbaren und häufig auftretenden betrieblichen Ereignissen die wichtigen Auslegungsparameter eingehalten werden. Damit stehen im Betrieb immer 3 Spaltproduktbarrieren zur Verfügung. Die Sicherheitsanalysen und die Betriebserfahrungen zeigen, daß diese Regelungs- und Begrenzungseinrichtungen inzwischen weit optimiert und ausgereift sind. Durch Weiterentwicklung könnte kaum noch ein bedeutsamer Sicherheitsgewinn erreicht werden.

Störfälle, wie z.B. Kühlmittelverlustereignisse, sind erfahrungsgemäß wesentlich weniger häufig zu erwarten als die erwähnten Betriebsereignisse. Durch redundante und diversitäre Sicherheitssysteme wird bei Störfällen sichergestellt, daß die Integrität von mindestens zwei der Spaltproduktbarrieren gewährleistet ist.

Auch hier zeigen die Betriebserfahrungen und die durchgeführten Sicherheitsanalysen, daß die Sicherheitssysteme weit ausgereift sind. Trotzdem erscheint ein zusätzlicher Sicherheitsgewinn möglich. Dazu ist die Zuverlässigkeit und Ausgewogenheit der Störfallbeherrschung durch das NDES noch weiter zu verbessern.

In ganz außergewöhnlich seltenen Fällen könnte es zu sogenannten Gefährdungszuständen kommen, wenn die zur Störfallbeherrschung vorgesehenen Sicherheitssysteme nicht mehr verfügbar sind. Dann können immer noch die Maßnahmen des sogenannten präventiven anlageninternen Notfallschutzes durchgeführt werden. Dadurch

läßt sich der Ereignisablauf durch flexiblen Einsatz der in der Anlage noch verfügbaren Systeme beherrschen, so daß auch in diesen Fällen immer noch zwei Spaltproduktbarrieren vorhanden sind.

Hier besteht aber noch ein großes Potential, die Sicherheit entscheidend zu verbessern. Dazu müßte aber das NDES die Voraussetzungen bieten, daß für die Durchführung der präventiven anlageninternen Notfallmaßnahmen im Regelfall ein für die Realisierung angemessener Zeitraum von mehreren Stunden zur Verfügung stünde. Darüber hinaus könnte durch erweiterte Maßnahmen noch zu einer erheblichen zusätzlichen Steigerung der Sicherheit beigetragen werden.

Erst in den extremsten Fällen, in denen auch die Maßnahmen des präventiven anlageninternen Notfallschutzes nicht mehr wirksam würden, wäre dann ein vollständiges Versagen aller Spaltproduktbarrieren letztlich nicht mehr auszuschließen. Denn bei derartigen Fällen muß davon ausgegangen werden, daß auch der gegen sehr seltene Ereignisse von außen vorhandene Stahlbetonschutz des Sicherheitsbehälters letztlich keine wirksame Barriere mehr darstellt. Hier können mit den dann noch vorhandenen Einrichtungen die Auswirkungen nur noch begrenzt werden.

Mit einem neuen Containmentkonzept könnten jedoch auch solche Fälle beherrscht werden. Dies wäre dann der augenfälligste Ansatz für eine für alle deutliche Verbesserung der Sicherheit.

Insgesamt könnte somit unter Beibehaltung des bewährten und weltweit genutzten LWR-Konzeptes eine ganz "neue Dimension der Sicherheit" zukünftiger LWR durch folgende sicherheitstechnische Entwicklungsziele erreicht werden (s. Bild 4):

- Zunächst einmal ist die Zuverlässigkeit der Störfallbeherrschung weiter zu verbessern.
- Gleichzeitig ist die Beherrschung von Gefährdungszuständen, d.h. von Ereignisabläufen mit vollständigem Ausfall der vorgesehenen Sicherheitseinrichtungen, erheblich zu erweitern.
- Und zusätzlich ist dann auch noch Kernschmelzen zu beherrschen.

Dazu wären folgende Entwicklungen durchzuführen:

- eine Weiterentwicklung des bewährten NDES in Verbindung mit der

- Neuentwicklung eines Containmentkonzepts.

Kurz gesagt, wäre dafür ein "evolutionäres NDES" mit einem "innovativen Containment" erforderlich.

Es werden jedoch auch noch andere Entwicklungsansätze verfolgt. Bevor daher die zukünftigen Sicherheitsanforderungen dargestellt werden, soll kurz auf die derzeit international absehbaren technischen Entwicklungslinien für künftige LWR insgesamt eingegangen und die Trends dargestellt werden, die sich zu den Sicherheitsanforderungen international erkennen lassen.

3. International verfolgte technische Entwicklungslinien für künftige LWR und Trends bei der Fortschreibung der Sicherheitsanforderungen

3.1 Entwicklungslinien für künftige LWR

Sicherheitstechnisch gesehen wird international ein breites Spektrum an Entwicklungen verfolgt. Hinsichtlich der dabei angestrebten übergeordneten sicherheitstechnischen Ziele lassen sich die Grenzen dieses Spektrums etwa wie folgt charakterisieren (Bild 5):

D.h., die Entwicklungen bewegen sich alle zwischen

- Weiterentwicklungen bewährter NDES mit neuen Containmentkonzepten und
- Neuentwicklungen mit hauptsächlich inhärenten und passiven sicherheitstechnischen Eigenschaften.

An den im Bild gezeigten Reaktorkonzepten typischer Vertreter dieser Entwicklungen sollen die Grenzen kurz verdeutlicht werden. Als Beispiele dienen:

- das deutsch-französische Gemeinschaftsprodukt, der NPI (Nuclear Power International) DWR (Druckwasserreaktor) von Framatome/Siemens,

- der PIUS-600 (Process Inherent Ultimate Safe) Reaktor von ABB (Asea Brown Boveri).

Ein typischer Vertreter einer Entwicklungslinie zwischen diesen Grenzen ist der ebenfalls kurz dargestellte

- AP-600 (Advanced Passiv) DWR von Westinghouse.

- Reaktorkonzept des NPI

Eines der diskutierten Konzepte des deutsch-französischen Gemeinschaftsprodukts NPI geht aus Bild 6 hervor. Ihm liegen die betriebsbewährten Technologien des französischen N4- und des deutschen Konvoi-DWR großer Leistung zugrunde. Interessant an dieser Weiterentwicklung des NDES ist sowohl die Verlegung der Flutbehältervorräte in den Gebäudesumpf als auch das Notspeisesystem mit Sicherheitskondensator. In letzterem wird der Frischdampf aus den Dampferzeugern kondensiert und das Wasser unter Schwerkraft in die Dampferzeuger zurückgeführt. Dabei wird der Sicherheitskondensator selbst durch Verdampfen gekühlt und unter Schwerkraft aus einem großen Deionatbecken bespeist. Das neue Containmentkonzept umfaßt Vorkehrungen für ein Durchschmelzen des RDB(Reaktordruckbehälter)-Bodens und ist zweischalig mit innenliegender Spannbeton- und außenliegender Stahlbetonhülle. Darüber hinaus ist die zweischalige Bauweise besonders gut für die Lastabtragung komplexer innerer wie auch äußerer Belastungen geeignet.

- Reaktorkonzept des PIUS

Weit von der bisher praktizierten LWR-Technik entfernt sich der PIUS-Reaktor. Das Konzept dieses DWR mit niedriger Leistungsdichte und einer Leistung von 600 MWe ist in Bild 7 dargestellt.

Bei diesem neuartigen Reaktorkonzept befindet sich der Reaktorkern in einem offenen Steigrohr in einem großen, mit boriiertem Wasser gefüllten Spannbetondruckbehälter. Dieser Tank wirkt gleichzeitig als Abschaltssystem und Wärmesenke für die Nachwärme. Das Steigrohr bildet mit den außen liegenden Dampferzeugern und den Kühlmitelpumpen einen fluiddynamischen Regelkreislauf. Diesem wird mittels einer Dampf-

bläse über dem Steigrohr der Druck aufgeprägt. Durch die Regelung der Pumpen wird dafür gesorgt, daß im bestimmungsgemäßen Betrieb die Grenzschichten an den Öffnungen des Steigrohrs zum Tank stabil bleiben. Zwischen heißem, unboriertem Primärwasser und kaltem, boriertem Tankwasser tritt demnach keine Vermischung ein. Bei Abweichungen vom bestimmungsgemäßen Betrieb brechen die stationären Grenzschichten zusammen, und es wird kaltes Wasser aus dem Tank in den Kern gezogen, wodurch dieser abgeschaltet und gleichzeitig gekühlt wird. Die Nachwärme wird dann im Naturumlauf an das große Kühlmittelvolumen des Tanks abgegeben. Spätestens nach einer Woche wird die vorgesehene Rückkühlung erforderlich.

Vom Prinzip her ist der PIUS-Reaktor eine interessante Neuentwicklung, für die aber die Betriebsbewährung mit allen Unwägbarkeiten eines Langzeitbetriebs noch zu erbringen wäre.

- Reaktorkonzept des AP-600

Der AP-600 in Bild 8 wird zusammen mit einem kleinen Siedewasserreaktor, dem SBWR (Simplified Boiling Water Reactor), auf den aber hier nicht eingegangen wird, im Auftrag der amerikanischen Betreiber von EPRI entwickelt. Der AP-600 ist vom Ansatz her ein kleiner Westinghouse DWR mit verringerter Leistungsdichte, bei dem außer im Normalbetrieb die Wärmeabfuhr immer auf den Prinzipien von Naturumlauf, Druckentlastung und Einspeisung unter Schwerkraft beruht. Besonders bemerkenswert an der Entwicklung ist ein zusätzliches Nachwärmeabfuhrsystem mit Containmentkühlung. In Bild 8 ist dieses zusätzliche Nachwärmeabfuhrsystem schematisch angedeutet. Dabei wird die Nachwärme durch Naturumlauf an einen großen Speichertank, der höhenmäßig über den Primärrohrleitungen angeordnet ist, abgegeben. Das verdampfende Wasser kondensiert am gekühlten Sicherheitsbehälter und wird in den Speichertank zurückgeführt. Der Sicherheitsbehälter ist von einem Stahlbetonschutzmantel umgeben und wird mit Luft unter Naturumlauf sowie durch Außensprühung unter Schwerkraft gekühlt. Die Kühlung benötigt aber große Öffnungen im Stahlbetonschutz, die zu Schwierigkeiten bei der Auslegung gegen äußere Einwirkungen (Flugzeugabsturz etc.) führen dürften. Auch bedarf es vieler Ventile, um die höher gelegenen Wasservorräte freizugeben, wodurch die Vorteile solcher Systeme in Frage gestellt werden könnten.

Derartige Neuentwicklungen, wie der PIUS und auch der AP-600, haben sicherlich in gewissen Bereichen sicherheitstechnisch ihre Vorteile. Eine ganzheitliche, detaillierte Sicherheitsbewertung darüber dürfte aber in absehbarer Zeit kaum durchführbar sein. Dazu reicht der technisch-wissenschaftliche Kenntnisstand noch nicht aus. Damit fehlen aber auch die Voraussetzungen für einen belastbaren Sicherheitsvergleich mit bewährten Reaktorkonzepten.

Weitreichende Erfahrung und Betriebsbewährung sind auf jeden Fall sehr gute Voraussetzungen für eine fundierte sicherheitstechnische Weiterentwicklung, insbesondere bei den Möglichkeiten, die das bewährte LWR-Konzept bietet. Somit spricht vieles dafür, den schon erwähnten Weg des evolutionären NDES mit innovativem Containment konsequent weiter zu verfolgen. Dabei steht dann natürlich sofort die Frage im Vordergrund, durch welche Sicherheitsanforderungen im einzelnen die gezeigten Sicherheitsziele mit dem durchgreifenden Sicherheitsgewinn zu erreichen wären. Jedoch soll zunächst noch kurz auf die internationalen Trends bei der Fortschreibung der Sicherheitsanforderungen eingegangen werden. Denn wie die Technik befinden sich auch die in den einzelnen Ländern gestellten Anforderungen an künftige KKW in der Diskussion.

3.2 Trends bei der Fortschreibung der Sicherheitsanforderungen

Die Trends, die sich dazu in verschiedenen Ländern abzeichnen und die für künftige LWR von Bedeutung sein könnten, sind in Bild 9 zusammengestellt.

International tendieren die Sicherheitsanforderungen allgemein zur verstärkten Nutzung des Konzepts gestaffelter Sicherheitsvorkehrungen einschließlich des Mehrbarrierenprinzips mit Verstärkung der äußeren Barriere. Neben einer übersichtlicheren Anordnung der möglichst diversitär und redundant auszulegenden Systeme besteht ein differenzierter Trend zu größeren Karenzzeiten für Aktionen des Betriebspersonals. Auch ist allgemein die Forderung nach Auslegung zur Beherrschung von Kernschmelzzuständen und nach Maßnahmen zur Vermeidung von Wasserstoff-Detonationen zu erkennen. Dabei wird für die Kernschmelzhäufigkeit weniger als 10^{-5} pro Anlagenjahr zugrundegelegt. Hinsichtlich Freisetzungen und Strahlendosis bei schweren Unfällen werden allgemein zwar angemessene Grenzwerte gefordert. Je-

doch sind außer den in Einzelfällen diskutierten Werten derzeit noch keine allgemein anerkannten Grenzwerte zu erkennen.

4. Mögliche Kriterien zur Sicherheitsbeurteilung zukünftiger LWR

Wie schon gesagt, könnte das Entwicklungspotential der bewährten LWR genutzt werden, um die Sicherheit künftiger LWR grundsätzlich zu verbessern. Dies könnte durch die bereits in Abschnitt 2 dargestellten und in Bild 4 zusammengefaßten sicherheitstechnischen Ziele erreicht werden.

Diese Ziele sind durch Sicherheitsanforderungen zu präzisieren, die dann als Kriterien, z.B. in Form von Regeln und Richtlinien, bei der Auslegung künftiger LWR zum Tragen kommen müßten. In Anbetracht der weitgesteckten Sicherheitsziele sind durch die zukünftigen Sicherheitsanforderungen ganz andere Bereiche mit unterschiedlichsten technischen Kenntnissen noch mit abzudecken, als dies heute der Fall ist. Dementsprechend können die derzeitigen Regelwerke nur eine Grundlage für die zukünftige Auslegung bilden und müßten entsprechend erweitert werden.

Wie diese Erweiterung technisch angemessen erfolgen könnte, wird anhand der Darstellung von Bild 10 erläutert. Dabei wird zunächst nur gezeigt, welche Art von Kriterien notwendig wären, um das zukünftige Anforderungsspektrum angemessen abzudecken. Auf die technischen Inhalte dieser Kriterien wird erst danach eingegangen.

In der ersten Spalte von Bild 10 ist zu erkennen, daß die Intensität des Schrifthintergrundes von oben nach unten in drei Stufen abnimmt. Damit soll angedeutet werden, daß der Kenntnisstand über die beobachteten technisch-wissenschaftlichen Zusammenhänge mit abnehmender Häufigkeit bekannterweise abnimmt.

In der zweiten Spalte sind die möglichen Anlagenzustände dargestellt. Bezogen auf diese Zustände kann man sagen, daß ab Häufigkeiten im Bereich von 10^{-5} pro Anlagenjahr und kleiner eine im einzelnen belegbare technische Erfahrung nicht mehr erreichbar ist. Deshalb ist es in diesen Bereichen dann ausreichend und in der Technik üblich, sich auf Referenzfälle abzustützen. Diese sind so auszuwählen, daß sie nach bestem Wissen und Kenntnissen die dominanten Phänomene dieser Bereiche abdek-

ken. Sicherheitsanforderungen in diesen extremen Bereichen jenseits der technischen Erfahrung von Detailkenntnissen über die "Feinstruktur der Phänomene" abhängig machen zu wollen, wäre vom Grundsatz nicht der richtige Weg. So wären Sicherheitsanforderungen, die z.B. ausschließlich Einzelphänomenen beim ND(Niederdruck)-Kernschmelzen gerecht würden, wenig sinnvoll, wenn nicht gleichzeitig entsprechende Anforderungen hinsichtlich HD(Hochdruck)-Kernschmelzen gestellt würden. Denn beide Vorgänge liegen in etwa im gleichen Kenntnisbereich und sollten in einem ausgewogenen Sicherheitskonzept auch gleichermaßen berücksichtigt werden.

Sicherheitsanforderungen dagegen bis in die Bereiche extremer Natureinflüsse, wie z.B. großflächige Meteorzerstörungen, auszudehnen zu wollen, durch die ebenfalls ganze Landstriche zerstört werden könnten, wäre mit dem Streben nach Sicherheit nicht mehr zu rechtfertigen und wird deshalb auch nicht weiter verfolgt werden.

In der dritten Spalte sind die Bereiche ersichtlich, die durch die zukünftige Auslegung des NDES und des Containments abzudecken wären. Dabei sind die derzeitigen "anlageninternen Notfallmaßnahmen" konsequenterweise von vornherein bei der künftigen Auslegung des NDES und des Containments zu berücksichtigen.

In der vierten Spalte sind dann nochmals die angestrebten zukünftigen Sicherheitsziele den einzelnen Bereichen zugeordnet.

Um diese Ziele zu erreichen, muß die Auslegung des NDES und des Containments speziellen Sicherheitsanforderungen genügen. Diese wiederum sollten dem technischen Kenntnisstand in den einzelnen Bereichen angemessen Rechnung tragen. Danach müßte es in einem technisch ausgewogenen Sicherheitskonzept zwei verschiedene Arten von Anforderungen geben:

- Im Bereich der Betriebs- und Störzustände müßte gewährleistet sein, daß die Gesamtheit der technischen Erfahrung bei der sicherheitstechnischen Auslegung möglichst umfassend und ausgewogen zum Tragen kommt.
- Im Bereich der Gefährdungs- und Kernschmelzzustände würde es dagegen ausreichen, wenn die Anforderungen den dominanten Phänomenen nach bestem Wissen und Kenntnissen Rechnung tragen.

Dies hätte zur Folge, daß im Bereich der Betriebs- und Störzustände durch die bei der Auslegung zu berücksichtigenden Kriterien

- die Gesamtheit der sicherheitsrelevanten Anforderungen des kerntechnischen Regelwerks zur Anwendung kommen müßte und daß darüber hinaus
- hinsichtlich der sicherheitstechnischen Ausgewogenheit ein zusätzliches probabilistisches Anforderungskriterium zu stellen wäre.

Diese Kriterien für die zukünftigen Sicherheitsbeurteilung sind in der letzten Spalte von Bild 10 durch "fortgeschriebenes kerntechnisches Regelwerk" und "probabilistisches Kriterium" angedeutet.

Das derzeitige kerntechnische Regelwerk ist aber, wie angedeutet, für die zukünftige Anwendung zu überarbeiten. Einerseits hat es sich in Teilbereichen in Richtung Konvoi-orientierter Fertigungsspezifikationen entwickelt. Andererseits werden z.T. neuere sicherheitstechnische Erkenntnissen, wie die zu An- und Abfahrzuständen, nicht ausreichend berücksichtigt. Daher wurde auch schon aus anderen Gründen mit einer Überarbeitung begonnen.

Im Bereich der Gefährdungs- wie auch der Kernschmelzzustände würde es dagegen bedeuten, daß durch die bei der Auslegung zu berücksichtigenden Kriterien "noch zu definierende Referenzfälle" abgedeckt werden müßten. Deshalb erscheint auch in beiden Bereichen in der Spalte unter "zukünftige Kriterien" der Hinweis auf "definierte Referenzfälle". Wie später noch zu sehen sein wird, handelt es sich dabei in den beiden Bereichen um ganz unterschiedliche Arten von Referenzfällen. Bei der Festlegung dieser Referenzfälle müßte aber immer der Schwerpunkt darauf gelegt werden, daß damit das Spektrum der möglichen Anlagenzustände in den jeweiligen Bereichen möglichst umfassend erfaßt und nicht nur einzelne wenige Zustände im übertriebenen Detail berücksichtigt werden.

Da bei der Beherrschung von Gefährdungszuständen die vorhandenen Einrichtungen des NDES flexibel zu nutzen sind, müssen für die notwendigen Handmaßnahmen jeweils angemessene Zeiträume zur Verfügung stehen. Die zuverlässige Beherrschung von Gefährdungszuständen erfordert deshalb, wie in Bild 10 angedeutet, ein zusätzliches "Zeitkriterium".

Neben diesen Kriterien sind im Bereich der Gefährdungs- und Kernschmelzzustände aber zur Regelung der entsprechenden Nachweise noch weitere Kriterien erforderlich.

Diesen Nachweisen liegen letztlich aber immer Referenzfälle mit entsprechenden Unsicherheiten in diesen Bereichen zugrunde. In Anbetracht dieser Unsicherheiten wäre eine Nachweisführung unter Anwendung der strengen Bedingungen des kerntechnischen Regelwerks unangemessen. Hierfür könnten aber auch nicht die "allgemeinen Regeln der Technik" herangezogen werden. Diese basieren auf Erfahrungen der allgemeinen Technik, und sind damit nicht für Sicherheitseinrichtungen in extremen Einsatzbereichen anwendbar sind. Deshalb müßten angemessene "technische Einzelanforderungen" für den jeweiligen Einsatzzweck erstellt werden. Diese sind mit "techn. Einzelanf." im Bild angedeutet.

Zu diesen "techn. Einzelanf." gehört vom Prinzip auch ein angemessenes Kriterium zur Beurteilung der Dichtigkeit bzw. Spaltproduktückhaltung des Containmentkonzepts. Dieses ist aber nochmals separat als "Freisetzungskriterium" ausgewiesen.

Mit diesen, in der letzten Spalte von Bild 10 aufgeführten Kriterien wären die Voraussetzungen gegeben, die weitgestreckten zukünftigen Sicherheitsanforderungen technisch angemessen zu erfassen.

5. Mögliche Sicherheitsanforderungen zukünftiger LWR

Welche technischen Anforderungen nun im Rahmen dieser Kriterien im einzelnen dazu herangezogen werden könnten, um die jeweiligen sicherheitstechnischen Ziele zu erreichen, soll nun gezeigt werden. Dabei wird unterschieden nach

- Sicherheitsanforderungen für das NDES,
 - um die Zuverlässigkeit der Störfallbeherrschung weiter zu verbessern und
 - um die Voraussetzungen zur Beherrschung von Gefährdungszuständen erheblich zu erweitern,

sowie nach

- Sicherheitsanforderungen für das Containmentkonzept, um Kernschmelzen zu beherrschen.

Zunächst sind in Bild 11 die

- Sicherheitsanforderungen für das NDES zur weiteren Verbesserung der Zuverlässigkeit der Störfallbeherrschung

zusammengefaßt.

Diese sind jeweils in drei unterschiedlichen Schrifttypen (übergeordnete Anforderungen, *spezifische Anforderungen*, *zukünftige Kriterien*) dargestellt. Das durch einen weiteren Schrifttyp kenntlich gemachte *Ziel* kann erreicht werden, wenn bei der zukünftigen Auslegung die *zukünftigen Kriterien* zur Anwendung kommen. In diesen sind aber die technisch orientierten übergeordneten Anforderungen oder *spezifischen Anforderungen* geeignet zu berücksichtigen. In dem gezeigten Fall heißt das z.B.:

In dem fortgeschriebenen kerntechnischen Regelwerk ist die übergeordnete Anforderung einer größeren thermohydraulischen Trägheit bei Störungen und bei Störfällen zu berücksichtigen. Das fortgeschriebene kerntechnische Regelwerk bildet dann zusammen mit dem *probabilistische Kriterium* die zukünftigen Kriterien. Werden diese Kriterien der künftigen Auslegung des NDES zugrundegelegt, wird das Ziel *der weiteren Verbesserung der Zuverlässigkeit der Störfallbeherrschung* erreicht. Dabei könnte auch anstelle der übergeordneten Anforderung der größeren thermohydraulischen Trägheit des NDES auch die spezifische Anforderung *der vergrößerten Wasserinhalte des Primär- und Sekundärkreislaufs* Berücksichtigung finden.

Noch einige zusätzliche Bemerkungen zu diesen Anforderungen und zu dem probabilistischen Kriterium:

Selbstverständlich könnte auch durch andere Möglichkeiten die Systemzuverlässigkeit erhöht werden. Durch eine langsamere thermohydraulische Reaktion auf betriebliche Ereignisse und Störfälle kann jedoch eine durchgreifendere Verbesserung der Zuverlässigkeit insgesamt erzielt werden, als dies z.B. durch Verbesserung der technischen

Zuverlässigkeit von Einzelsystemen der Fall wäre. Darüber hinaus ergibt sich diese Forderung auch ganz zwangsläufig aus dem Zeitkriterium für die *erhebliche Verbesserung der Beherrschung von Gefährdungszuständen*, worauf im nächsten Bild eingegangen wird.

Als probabilistisches Kriterium zur Gewährleistung der sicherheitstechnischen Ausgewogenheit des NDES wurde die Summenhäufigkeit der Gefährdungszustände herangezogen, da diese genauer ermittelt werden kann, als die in diesem Zusammenhang ebenfalls diskutierte Summenhäufigkeit der Kernschmelzzustände. Bei den Gefährdungszuständen müssen keine mit großen Kenntnisunsicherheiten behaftete Handmaßnahmen in den Prozeduren zur Vermeidung von Kernschmelzen quantifiziert werden. Der angegebene Zahlenwert von 10^{-5} pro Anlagenjahr berücksichtigt die Erfahrungen aus bisher durchgeführten probabilistischen Sicherheitsanalysen sowie die weltweit geführten Diskussionen über probabilistische Auslegungskriterien.

- Sicherheitsanforderungen für das NDES zur erheblichen Verbesserung der Beherrschung von Gefährdungszuständen

Wie schon anfangs erwähnt, besteht ein großes Potential zur Sicherheitsverbesserung durch die Beherrschung von Gefährdungszuständen, d.h. von Ereignisabläufen mit vollständigem Ausfall der vorgesehenen Sicherheitssysteme. Um dieses Potential weitestgehend auszuschöpfen, wäre in zwei Richtungen vorzugehen. Einmal wären die technischen Einrichtungen des NDES so zu erweitern, daß über die derzeitige sekundär- und primärseitige Druckentlastung und Bespeisung hinaus noch weitere alternative Einrichtungen bereitstünden, um die Nachwärmeabfuhr sicherzustellen. Zum anderen wären auch die verfügbaren Zeiten zu vergrößern, in denen die Einrichtungen unter Einsatz von Handmaßnahmen flexibel genutzt werden könnten, um Kernschmelzen zu vermeiden. Mögliche Sicherheitsanforderungen, um letzteres zu erreichen, zeigt Bild 12.

Diese größeren Zeiten könnten durch eine entsprechend große thermohydraulische Trägheit des NDES bei Gefährdungszuständen erreicht werden. Hierbei müßte dann nach ersten Einschätzungen an Zeitspannen von wenigstens vier Stunden gedacht werden, was für definierte Referenzfälle aus dem Spektrum der Gefährdungszustände durch best estimate-Berechnungen nachzuweisen wäre. Im Vergleich zu den derzeit in

den ungünstigsten Fällen zur Verfügung stehenden Zeiten von knapp einer Stunde würde dies eine Verlängerung um das vierfache bedeuten.

Bild 13 zeigt dann hinsichtlich der zweiten erwähnten Richtung Sicherheitsanforderungen, die sich auf die technischen Einrichtungen des NDES selbst beziehen und womit sich die Beherrschung von Gefährdungszuständen noch wesentlich erweitern ließe. Dabei sollten dann aber insbesondere auch Einrichtungen zur Verfügung stehen, mit denen seltene Containment-Bypass-Sequenzen mit Folgeausfällen beherrscht werden könnten. So könnten durch eine diversitäre primäre Einspeisemöglichkeit über den ganzen Druckbereich und eine diversitäre Nachwärmeabfuhrmöglichkeit aus dem Containment dann auch Ereignisabläufe mit vollständigem Ausfall der sonstigen Nachwärmeabfuhrmöglichkeiten beherrscht werden, wie z.B. als Folge der Ringraumüberflutung oder eines Komponentenversagens an der Hochdruck-Niederdruck-Schnittstelle.

Einen weiteren Ansatz, wie die Beherrschung von Gefährdungszuständen verbessert werden könnten, zeigt Bild 14. Hier ist darauf abgezielt, daß die Versorgung der Anlage mit den notwendigen Ressourcen auch bei längerem Ausfall der normalen Versorgung, wie z.B. in Falle kriegerischer Konfliktsituationen in der Umgebung der Anlage, sichergestellt wäre. Als Ressourcen sind hier die auch im abgeschalteten Zustand erforderlichen Hilfsstoffe und das Betriebspersonal angesprochen. Dabei müßte wiederum für noch zu definierende Referenzfälle durch die zukünftigen Kriterien sichergestellt werden, daß eine Versorgung mit Hilfsstoffen und mit Personal möglich wäre.

- Sicherheitsanforderungen für das Containmentkonzept zur Beherrschung von Kernschmelzen

Mit den bisher dargestellten Anforderungen könnte bereits die Kernschmelzsicherheit des bewährten NDES ganz entscheidend verbessert werden. Mit einem neuen Containmentkonzept, das darüber hinaus auch noch den Großschadensausschluß bei Kernschmelzzuständen gewährleisten würde, wäre ein zusätzliches überzeugendes Sicherheitsargument gegeben. Welchen Sicherheitsanforderungen dabei das neue Containmentkonzept gerecht werden müßte, wird in Bild 15 dargestellt.

Kernschmelzen liegt, wie schon erläutert, weit in dem technischen Erfahrungsbereich, in dem man sich nur noch auf Einzelerkenntnisse abstützen kann. Bei einer ganzheitlichen Betrachtung darf andererseits aber nicht vergessen werden, daß in diesem Erfahrungsbereich auch andere Ereignisse liegen können, die für den Großschadensausschluß relevant sind. Deshalb wären übergeordnet auch Sicherheitsfunktionen des Containmentkonzepts zu fordern, die sowohl die Langzeitbeherrschung von Kernschmelzen wie auch die Beherrschung seltener übergreifender innerer und äußerer Ereignisse sicherstellen müßten. Zur Erfüllung der geforderten Sicherheitsfunktionen müßte durch das Containmentkonzept spezifisch gewährleistet sein, daß

- die unmittelbar mit Kernschmelzen und den übergreifenden inneren und äußeren Ereignissen auftretenden Belastungen abgetragen werden könnten und
- langfristig ein Überdruckversagen verhindert werden könnte.

Dies wäre der Fall, wenn durch die zukünftigen Kriterien bei der Auslegung durch das Containmentkonzept repräsentative definierte Referenzfälle für die mechanischen und thermischen Belastungen aus Kernschmelzen und den seltenen übergreifenden Ereignissen von innen und außen berücksichtigt würden und zusätzlich ein Freisetzungskriterium erfüllt wäre.

Dabei könnte sich dieses Freisetzungskriterium an der Vorgabe orientieren, daß derartige Zustände zu keinen besonderen Notfallschutzmaßnahmen führen sollten. In diesem Fall könnten dann die derzeitigen Alarmierungskriterien für besondere Notfallschutzmaßnahmen, wie z.B. großflächige Evakuierungen, herangezogen werden, um für diese Zustände angemessene Freisetzungskriterien für repräsentative radioaktive Spaltprodukte abzuleiten.

Bei der Festlegung der repräsentativen Referenzfälle für die Containmentbelastungen sollten aber

- eine diversitäre Druckentlastungsmöglichkeit am Primärkreis im Fall von Hochdruckkernschmelzen und
- eine alternative Wärmeabfuhrmöglichkeit aus dem Containment, die, wie schon gesagt, auch zur erweiterten Beherrschung von Gefährdungszuständen erforderlich ist,

berücksichtigt werden. Dies hätte zur Folge, daß sich insbesondere die erste Forderung in den zukünftigen Kriterien ebenfalls noch wiederfinden müßte.

Bild 16 gibt einen Überblick über die bei der Ermittlung der definierten Referenzfälle für die mechanischen und thermischen Belastungen des Containmentkonzepts einzubeziehenden Belastungsmöglichkeiten. Welche Belastungen letztlich zum Tragen kommen, wird auch stark davon abhängen, welche Möglichkeiten genutzt werden, Belastungen des Containments von vornherein zu vermeiden.

6. Mögliche Einordnung der Sicherheitsaspekte für künftige LWR in die bestehende Genehmigungslandschaft

Die dargestellten Sicherheitsanforderungen bzw. Kriterien für die Auslegung führen zwangsläufig zu folgender Frage: Wie lassen sich die damit verbundenen Sicherheitsaspekte in die bestehende "Genehmigungslandschaft" einordnen? Eine Möglichkeit dafür zeigt Bild 17.

In den ersten beiden Spalten sind die gängigen Genehmigungsbegriffe der derzeitigen "Genehmigungslandschaft" mit den geltenden Sicherheitskriterien in den jeweiligen Bereichen aufgeführt. In der dritten Spalte sind zur Erinnerung nochmals die derzeitigen Anwendungsbereiche ausgewiesen, in denen die verschiedenen Begriffe mit den Kriterien zum Tragen kommen. In den weiteren Spalten sind dann die Sicherheitsaspekte gegenübergestellt, die bei den vorhergegangenen Betrachtungen über zukünftige LWR eine bedeutsame Rolle gespielt haben.

Bei der dargestellten Möglichkeit würden die "klassischen Auslegungsanforderungen" auch zukünftig im Bereich der Betriebs- und Stöorzustände zur Anwendung kommen und darüber hinaus noch um ein probabilistisches "Vollständigkeitskriterium" erweitert werden. Da sowohl im Bereich der Gefährdungszustände wie auch bei den Kernschmelzzuständen für zukünftige LWR definierte Maßnahmen durch die Kriterien zur Anwendung kommen sollten, würden beide Bereiche konsequenterweise mit allen erweiterten Kriterienanforderungen der Risikovorsorge zufallen.

7. Zusammenfassung

LWR werden weltweit genutzt. Entsprechend umfangreich ist die vorliegende Erfahrung. Diese Erfahrung und das vorhandene Entwicklungspotential sind die besten Voraussetzungen für eine fundierte sicherheitstechnische Weiterentwicklung. Für die Sicherheit künftiger LWR wird aber nicht allein die technische Erfahrung ausschlaggebend sein. Denn das notwendige Vertrauen in die zukünftige Technik wird erfordern, daß deren Sicherheit über die technische Erfahrung hinaus ganz entscheidend und auch offensichtlich verbessert wird.

Mit den dargelegten Sicherheitsaspekten wurde versucht, einen Weg aufzuzeigen, so daß sich künftige LWR in einer ganz neuen Sicherheitsdimension darstellen würden.

Dies könnte durch die Weiterentwicklung des bewährten NDES in Verbindung mit einem neuen Containmentkonzept erreicht werden.

Durch die Weiterentwicklung wäre zu gewährleisten, daß das NDES auf jegliche Art von Ereignissen thermohydraulisch langsamer reagiert. Dadurch müßten angemessene Zeiten zur Verfügung stehen, um auch noch die Gefährdungszustände, d.h. Ereignisabläufe mit Ausfall der vorgesehenen Sicherheitseinrichtungen, unter Einsatz nicht geplanter Handmaßnahmen sicher zu beherrschen. Nach ersten Einschätzungen wären dazu aber Zeiten von wenigstens vier Stunden erforderlich und die nutzbaren Einrichtungen erheblich zu erweitern.

Durch diese Weiterentwicklung des NDES wäre dann Kernschmelzen bereits weit in einen Bereich gerückt, der üblicherweise in der technischen Auslegung nicht mehr berücksichtigt wird.

Mit den aufgezeigten Anforderungen an das neue Containmentkonzept würde zusätzlich auch noch Kernschmelzen beherrscht werden. Damit wäre dann tatsächlich eine neue Dimension der Sicherheit erreicht.

Für eine glaubwürdige Untermauerung wäre es jedoch ganz entscheidend, daß die insgesamt zur Anwendung kommenden Referenzfälle tatsächlich nach bestem Wissen

und Kenntnissen repräsentativ und international belastbar sind. Dazu müßte aber noch viel technische Arbeit geleistet werden.

Ausgangssituation für künftige LWR

- **Betriebsbewährte Anlagen**
- **Betriebsbewährung überschattet durch TMI und insbesondere Tschernobyl**
- **Betriebserfahrung für die erste Hälfte der geplanten Lebensdauer**
- **Betriebene Anlagen auf unterschiedlichem Sicherheitsniveau**
- **Fehlende Endlagerkapazitäten**
- **Geringe Akzeptanz**
- **Forderung nach umweltfreundlicher Energieerzeugung**

Bild 1

Voraussetzungen für zukünftige LWR-Nutzung

- **Sicherer Betrieb laufender KKW weltweit**
- **Ausreichende Endlagerkapazität**
- **Vertrauen in Technik**

Bild 2

Barrierenkonzept der LWR am Beispiel Druckwasserreaktor

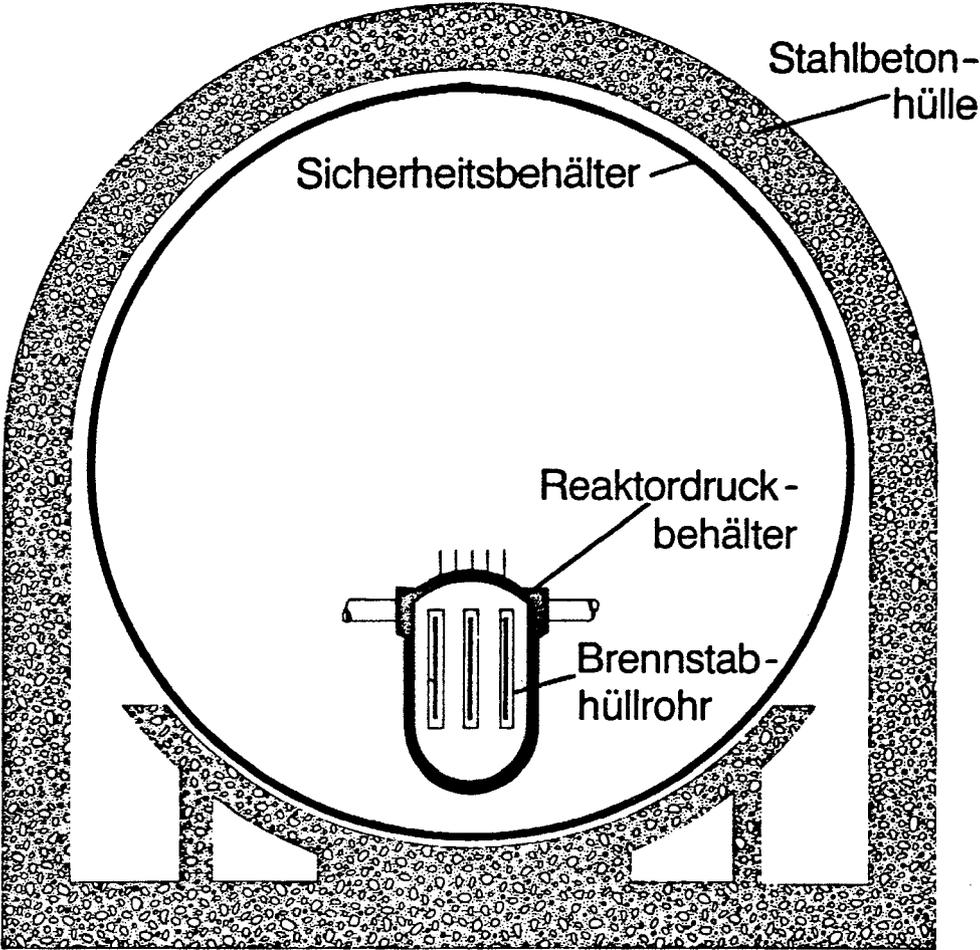


Bild 3

Mögliche sicherheitstechnische Ziele und Entwicklungen mit entscheidendem Sicherheitsgewinn für zukünftige LWR

Sicherheitstechnische Ziele	Entwicklungen
weitere Verbesserung der Zuverlässigkeit der Störfallbeherrschung	Weiterentwicklung des bewährten NDES Kurzbez.: evolutionäres NDES
erhebliche Erweiterung der Beherrschung von Gefährdungszuständen Beherrschung von Kernschmelzen	Entwicklung eines neuen Containmentkonzepts Kurzbez.: innovatives Containment

Bild 4

Charakteristische Grenzen international verfolgter Entwicklungen künftiger LWR

Beispiele

- **Weiterentwicklungen
bewährter NDES mit neuen
Containmentkonzepten**

**NPI,
Framatome/
Siemens**

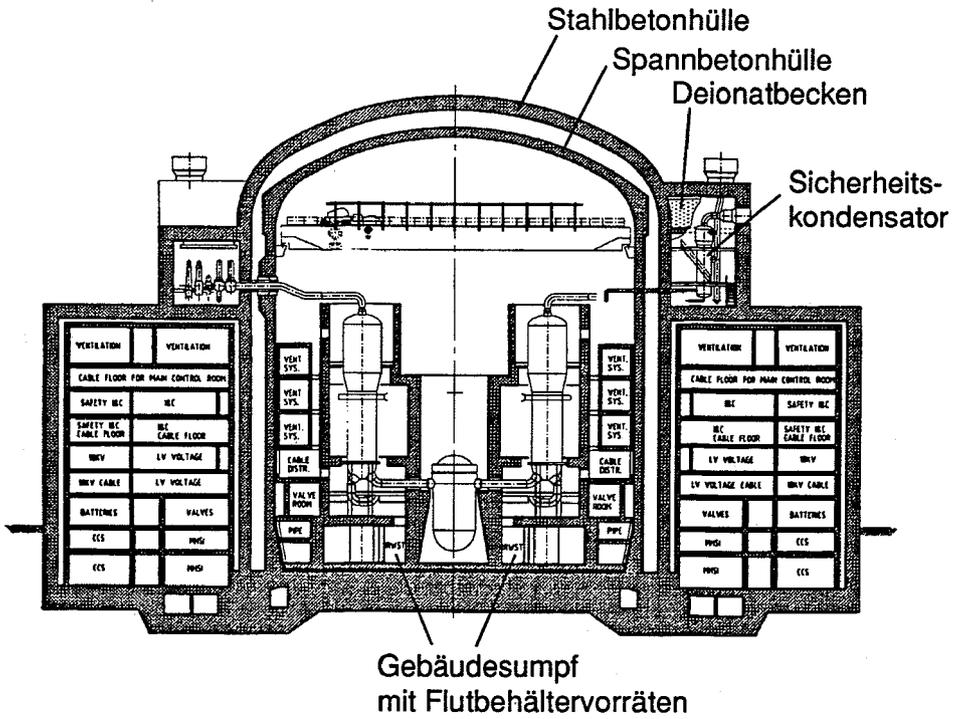
**AP-600,
Westinghouse**

- **Neuentwicklungen
mit hauptsächlich
inhärenten und passiven
sicherheitstechnischen
Eigenschaften**

**PIUS
Asea/
Brown Boveri**

Bild 5

NPI Konzept



nach: Siemens AG Energieversorgung (KWU),
NPI Common Product
Reactor Building Layout Concept Drawing
Section B-B

Bild 6

PIUS Konzept

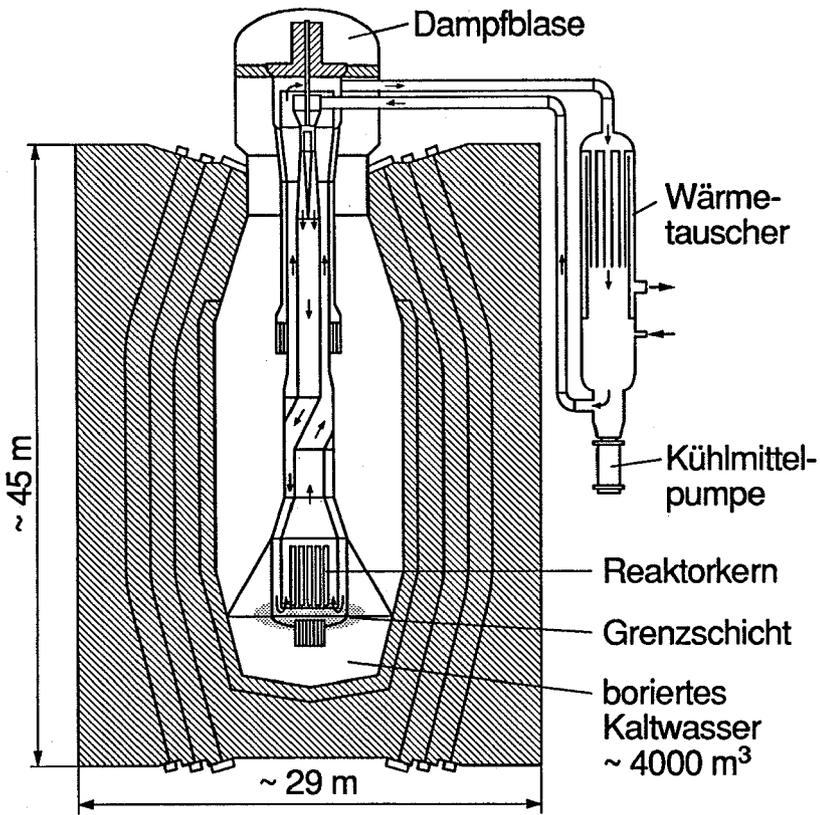


Bild 7

AP-600 Konzept

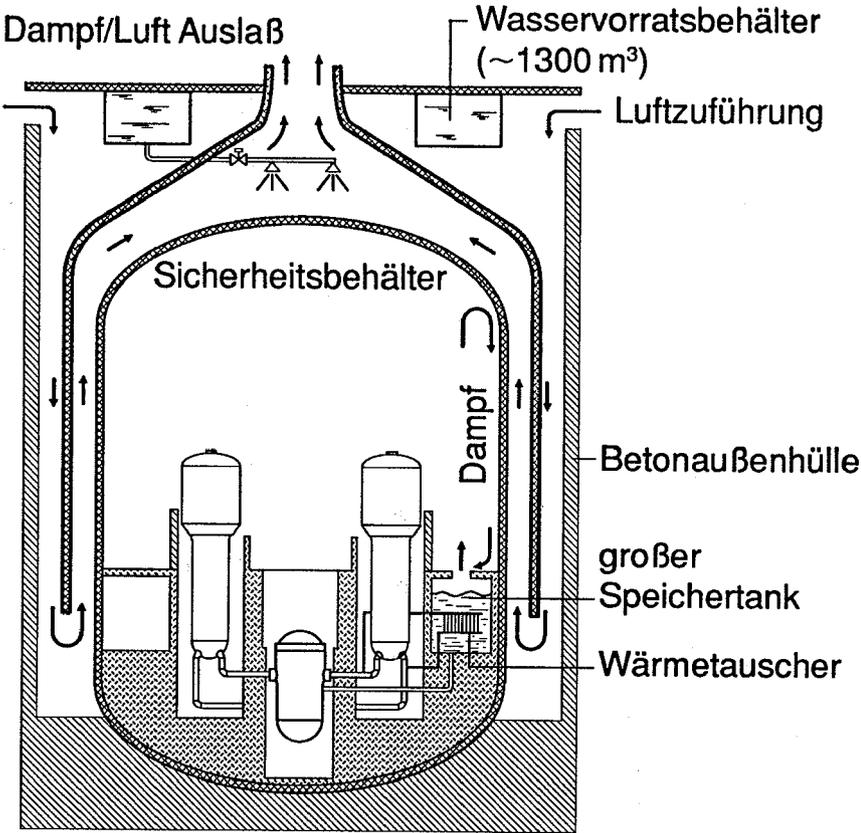


Bild 8

Internationale Trends bei der Fortschreibung von Sicherheitsanforderungen mit Bedeutung für zukünftige LWR

Art der Anforderungen	IAEA	USA USNRC, EPRI	Frankreich CEA	Finnland
gestaffeltes Sicherheitskonzept einschl. Mehrbarrierenprinzip	grundsätzlich gefordert			
größere Karrenzeiten für Aktionen des Betriebspersonals	differenziert gefordert			
Auslegung gegen Kernschmelzen	gefordert, Kernschmelzhäufigkeit $< 10^{-5}$ / Jahr und Anlage angesetzt			
Auslegung gegen Wasserstoff	Vermeidung von Detonationen			
Freisetzungen und Strahlendosis bei schweren Unfällen	angemessene Kriterien gefordert, Einzeldiskussionen zu Grenzwerten			

Bild 9

Geltungsbereiche und mögliche zukünftige Kriterien zur Sicherheitsbeurteilung

Abdeckender Erfahrungsbereich	Anlagenzustände / Häufigkeiten pro Jahr 10^0	Abdeckende Bereiche durch zukünftige Anlagenauslegung	Zukünftige Sicherheitsziele	Zukünftige Kriterien
Erfahrung bzw. Erfahrung modelmäßig übertragbar	Betriebs- und Stöorzustände 10^4	weiterentwickeltes nukleares Dampf-erzeugungssystem	zuverlässigere Störfallbeherrschung	<ul style="list-style-type: none"> • fortgeschriebenes kerntechnisches Regelwerk • probabilistisches Kriterium
	Gefährdungszustände		erheblich erweiterte Beherrschung von Gefährdungszuständen	<ul style="list-style-type: none"> • def. Referenzfälle • Zeit-Kriterium • techn. Einzelanforder. • Freisetzungskriterium
Kenntnisse	Kernschmelzzustände und vergleichbare Zustände durch extreme Natureinflüsse		Beherrschung von Kernschmelzen	<ul style="list-style-type: none"> • def. Referenzfälle • techn. Einzelanforder. • Freisetzungskriterium
	Kaum Kenntnisse			

Bild 10

Mögliche Sicherheitsanforderungen für das NDES zur *weiteren Verbesserung der Zuverlässigkeit der Störfallbeherrschung*

Übergeordnete Anforderungen

- Größere thermohydraulische Trägheit bei Störungen und Störfällen

Spezifische Anforderungen

- Größere Wasserinhalte im Primär- und Sekundärkreislauf
- Beschränkte Verringerung der Leistungsdichte

Zukünftige Kriterien

- Fortgeschriebenes kerntechnisches Regelwerk unter Berücksichtigung obiger Anforderungen
- Summenhäufigkeit der Gefährdungszustände kleiner als 10^{-5} pro Jahr (probabil. Kriterium)

Bild 11

Mögliche Sicherheitsanforderungen für das NDES zur erheblichen Verbesserung der Beherrschung von Gefährdungszuständen

Übergeordnete Anforderungen

- Große thermohydraulische Trägheit bei Gefährdungszuständen

Spezifische Anforderungen

- Große verfügbare Zeiträume für die Beherrschung von Gefährdungszuständen

Zukünftige Kriterien

- Verfügbare Zeiten von mindestens 4 Stunden zur Beherrschung definierter Referenzfälle für Gefährdungszustände (Zeit-Kriterium)
- Technischen Einzelanforderungen u.a. "best estimate"-Berechnungen

Bild 12

Mögliche Sicherheitsanforderungen für das NDES zur erheblichen Verbesserung der Beherrschung von Gefährdungszuständen

Übergeordnete Anforderungen

- Erweiterung der Beherrschung von Gefährdungszuständen bzgl. seltener Containment-Bypass-Sequenzen mit und ohne Folgeausfällen

Spezifische Anforderungen

- **Maßnahmen zur Beherrschung**
 - vielfacher Dampferzeugerheizrohrbrüche
 - von Komponentenversagen an der HD-ND- Schnittstelle mit vollständigem Ausfall der NWA durch diversitäre
 - primärseitige Einspeisung über den gesamten Druckbereich
 - Nachwärmeabfuhr aus dem Containment

Zukünftige Kriterien

- **Maßnahmen zur Beherrschung definierter Referenzfälle für Gefährdungszustände**
- **Techn. Einzelanforderungen**

Bild 13

Mögliche Sicherheitsanforderungen für das NDES zur *erheblichen Verbesserung der Beherrschung von Gefährdungszuständen*

Übergeordnete Anforderungen

- Sicherstellung der Ressourcen für den Anlagenbetrieb bei längerer Unterbrechung der normalen Versorgung wie z.B. in kriegerischen Konfliktfällen außerhalb der Anlagen

Spezifische Anforderungen

- **Maßnahmen für die Versorgung der Anlage mit notwendigen Hilfsstoffen und Personal bei langfristiger Unterbrechung der Zugänglichkeit**

Zukünftige Kriterien

- **Maßnahmen zur Sicherstellung der Ressourcenversorgung für definierte Referenzfälle**
- **Techn. Einzelanforderungen**

Mögliche Sicherheitsanforderungen für das Containmentkonzept zur *Beherrschung von Kernschmelzen*

Übergeordnete Anforderungen

Sicherheitsfunktionen des Containmentkonzepts zur

- Langzeitigen Beherrschung von Kernschmelzen
- Beherrschung von seltenen übergreifende Ereignissen von innen und außen

Spezifische Anforderungen

- **Abtragung mechanischer und thermischer Belastungen aus**
 - ND- und HD-Kernschmelzen
 - seltenen inneren und äußeren übergreifenden Ereignissen

Zukünftige Kriterien

- Abtragung definierter Referenzfälle für mechanische und thermische Belastungen
- Freisetzungskriterium zur Vermeidung besonderer Notfallschutzmaßnahmen
- Diversitäre Druckentlastungsmöglichkeit am Primärkreis für Referenzfall HD-Schmelzen
- Techn. Einzelanforderungen

Bild 15

Einzubeziehende Belastungsmöglichkeiten bei der Ermittlung definierter Referenzfälle für die mechanischen und thermischen Belastungen des Containments

- **aus seltenen übergreifenden Ereignissen von innen und außen durch**
 - **große Kühlmittelverlustereignisse**
 - **Gefährdungszustände**
 - **Flugzeugabsturz**
 - **gezielte Gewalteinwirkung von außen**

- **aus Kernschmelzen durch**
 - **hochturbulente Deflagrationen bzw. Detonationen von Wasserstoff**
 - **Dampfexplosion**
 - **Rekritikalität der Schmelze**
 - **Erosion der Schmelze**
 - **Aufheizung durch feinverteilte Schmelze**
 - **Bruchteile der druckführenden Umschließung**

Bild 16

Mögliche Einordnung der Sicherheitsaspekte zukünftiger LWR in die bestehende Genehmigungslandschaft

Genehmigungsbegriffe geltende Sicherheits- kriterien		derzeitige Anwendungsbereiche	Anlagenzustände	Mögliche zukünftige Anlagenauslegung	Mögliche zukünftige Anwendungsbereiche	zukünftige Kriterien
S D I T A S D E H U T S	Gefahrenabwehr	Maßnahmen im Normalbetrieb und gegen Auslegungs- störfälle	Betriebs- und Störzustände	weiter- entwickeltes Dampf- erzeugungssystem (NDES)	neues Containment- konzept (CONT)	<ul style="list-style-type: none"> fortgeschrittenes kern- technisches Regelwerk mit - Dosisgrenzwerten - §45 StrlSchV - Planungsrichtwerten - §28.3 StrlSchV probabilistisches Kri- terium für NDES
	Risikoversorge	Maßnahmen gegen FLAB, ATWS, Gasexplosion u.s.w.	Gefährdungs- zustände Kernschmelz- zustände und vergleichbar			<ul style="list-style-type: none"> definierte Referenzfälle Zeit-Kriterium Freisetzungskriterium techn. Einzelanforder.
K O I E R S I V S C H U T E Z	Risikominderung	anlageninterne Notfallmaßnahmen				<ul style="list-style-type: none"> definierte Referenzfälle techn. Einzelanforder. Freisetzungskriterium

Bild 17

Neue Erkenntnisse zu den Ursachen des Reaktorunfalls in Tschernobyl am 26. 4. 1986

R. Janke

Dieser Vortrag beruht weitgehend auf dem Referat von Herrn Prof. Birkhofer, gehalten auf der Ersten Internationalen Sacharow Gedenkkonferenz im Mai 1991 in Moskau /BIR 1/.

Die in diesem Vortrag zusammengestellten Informationen entstammen sowjetischen Berichten verschiedener Institutionen, wie dem Kurtschatowinstitut Moskau, dem Institut des Reaktorherstellers, dem Betreiberinstitut, dem Akademieinstitut für Reaktorsicherheit und dem Staatlichen Komitee der UdSSR für Atomsicherheit sowie Arbeiten und Beiträgen anderer, insbesondere französischer und englischer Fachkollegen.

Wegen der nicht befriedigenden offiziellen sowjetischen Darstellung der Unfallursachen im Jahre 1986 und der unzureichenden Kenntnis des Sicherheitszustandes der 15 noch in Betrieb befindlichen graphitmoderierten und wassergekühlten Druckröhrenkernkraftwerke des Typs RBMK 1000 bzw. RBMK 1500 verstärkte sich die internationale Diskussion.

Einen Höhepunkt dieser Diskussion stellte die Sacharowkonferenz zur Zeit des 5. Jahrestages der Katastrophe von Tschernobyl dar. Wesentliche Empfehlungen dieser Konferenz betreffen die Durchführung einer internationalen Sicherheitsbewertung und die Präzisierung der 1986 erfolgten Einschätzung der Arbeitsgruppe INSAG der Internationalen Atomenergieorganisation zum Unfall in Tschernobyl. Wie dringend notwendig sicherheitserhöhende Maßnahmen für diesen Reaktortyp sind, verdeutlichte ein erneuter Störfall am 11. Oktober 1991 am Block 2 des KKW Tschernobyl, zu dem Herr Shteynberg anschließend Stellung nimmt. Der unter Leitung von Herrn Shteynberg vom Staatlichen Komitee der UdSSR für Kernsicherheit Anfang 1991 veröffentlichte Bericht "Über die Ursachen und Umstände des Unfalls 1986 im KKW Tschernobyl" liefert bezüglich der offiziellen Darstellung des Jahres 1986 neue Erkenntnisse zum Verständnis der Vorgänge, die zum Eintritt des Unfalls führten.

Für das diesjährige Fachgespräch der GRS bereitete Herr Shteynberg eine gekürzte Fassung dieses Berichtes vor. Im Fachgesprächsmaterial kann Herr Shteynbergs Bericht nachgelesen werden /SHT 2/. Er stellt eine wesentliche Informationsquelle für diesen Vortrag dar.

Die Entwicklung der friedlichen Nutzung der Kernenergie wird durch 2 Reaktorunfälle überschattet.

Die Unfälle ereigneten sich in Three Mile Island 2 (TMI) in den USA am 28.3.1979 und in Tschernobyl am 26. 4. 1986. Bei beiden Unfällen wurde der Reaktorkern zerstört.

Beim Unfall im Kernkraftwerk Three Mile Island 2 konnten im Gegensatz zu Tschernobyl die radioaktiven Stoffe im Containment zurückgehalten werden. Es traten daher keine unzulässigen Strahlenbelastungen weder beim Personal noch bei der Bevölkerung auf.

Der Unfall von Three Mile Island trug wesentlich zur Vertiefung der Reaktorsicherheitsforschung in den westlichen Ländern bei und führte zu einem besseren Systemverständnis zur Verhinderung und Beherrschung von Störfällen. Das defense-in-depth-Konzept zur möglichst frühzeitigen Rückführung der Anlage in sichere Betriebs- bzw. Abschaltzustände sowie das Mehrfachbarriersystem zur Rückhaltung der Radioaktivität wurde weiterentwickelt.

Wesentliche Lehren aus diesem Unfall wurden gezogen, so auf den Gebieten

- Austausch, Bewertung und Rückführung von Betriebserfahrungen
- Ausbildung der Betriebsmannschaft einschließlich des Trainings am Kraftwerkssimulator (möglichst originalgetreue und Echtzeitsimulation von Betriebs- u. Störfällen)
- Ergonomische Gestaltung der Blockwarte als Nahtstelle der Mensch-Maschine-Kommunikation
- Ausdehnung der Sicherheitsanalysen auf schwere Störfälle mit Mehrfachausfällen von Sicherheitssystemen

- Entwicklung von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes (Accident management)
- Entwicklung probabilistischer Analysemethoden zur Erkennung von Schwachstellen in der Auslegung von Kernkraftwerken
- Ertüchtigung der Sicherheitstechnik.

Es scheint, daß die verantwortlichen sowjetischen Institutionen nach Bewertung des TMI-Unfalles es nicht für erforderlich hielten, die Auslegung und die Betriebsführung sowjetischer KKW substantiell ertüchtigen zu müssen.

Die Verantwortlichen in der Sowjetunion glaubten, daß die robuste Auslegung sowjetischer Kernkraftwerke und eine gut ausgebildete Betriebsmannschaft Garanten für die Vermeidung bzw. sichere Beherrschung von Störfällen sind. Die sowjetischen Konstrukteure beachteten bei ihrem Bemühen, Störfälle zu verhindern, weniger konzentriert die Möglichkeit des Versagens der Technik oder des Personals.

Die Überzeugung von der Richtigkeit dieser sicherheitstechnischen Grundeinstellung spiegelt sich in der wohl auch politisch motivierten Äußerung des damaligen Präsidenten der sowjetischen Akademie der Wissenschaften in der Prawda vom April 1979 wider, "der TMI-Unfall konnte sich nur in einer kapitalistischen Gesellschaft ereignen, wo die Sicherheit vom Profit bestimmt wird".

Insbesondere der Unfall von Tschernobyl bewirkte in der Sowjetunion bei den Verantwortlichen für die Kernenergieentwicklung einen Umdenkprozeß und die aktive Beteiligung an der internationalen Reaktorsicherheitsdiskussion.

Es gab aber lange vor dem Unfall in Tschernobyl vielfältige Bemühungen, Erkenntnisse der Reaktorsicherheitsforschung in Ertüchtigungsmaßnahmen an in Betrieb oder Bau befindlichen Anlagen umzusetzen. Jedoch wurde diesen Bemühungen und der Kritik vorhandener Sicherheitsdefizite nicht gefolgt. Dieser recht kritiklose Umgang mit Sicherheitsmängeln wurde sicherlich durch das systembedingte gesellschaftliche Umfeld begünstigt. Shteynberg charakterisiert den Zustand wie folgt /2/:

"Bei den im Lande juristisch nicht geklärten Rechten, Verpflichtungen und Verantwortungen der in den Prozeß der Nutzung der Kernenergie Eingebundenen trug niemand

die volle Verantwortung für die Sicherheit von Kernkraftwerken. Jeder Teilnehmer des Prozesses war nur für die Bereiche seiner Arbeit verantwortlich, die er unmittelbar ausführte".

Zu erwähnen ist aber auch, daß der beschränkte Zugang zu leistungsfähigen Rechenanlagen die Durchführung umfassender Sicherheitsanalysen mehr als erschwerte.

Die Weiterentwicklung der Reaktorsicherheit in der Sowjetunion schlug sich für Außenstehende im kerntechnischen Regelwerk nieder. Trotzdem war es schwierig, daraus ein realistisches Bild über den Sicherheitszustand der Kernkraftwerke in der Sowjetunion zu erhalten. Das betraf insbesondere Kernkraftwerke mit RBMK, da diese nur in der Sowjetunion eingesetzt werden. So orientieren sich zum Beispiel die 1982 in der Sowjetunion herausgegebenen Grundsätze für Reaktorsicherheit OPB-82 am internationalen Stand. Unter Berücksichtigung der Lehren von Tschernobyl gelten heute die weiterentwickelten Sicherheitsgrundsätze OPB-88 und die Sicherheitsleitlinien PBJa-89.

Jedoch erfüllten die Kernkraftwerke des Typs RBMK bei ihrer Inbetriebnahme in wesentlichen Punkten nicht einmal die älteren Grundsätze für Reaktorsicherheit aus den Jahren 1973 (OPB-73) bzw. 1974 (PBJa 4-74). Die Diskrepanz zwischen realisierter Anlage und Regelwerk vergrößerte sich bis zum Unfalleintritt.

Am 30.11.75 ereignete sich im KKW Leningrad - dem Prototyp der Baulinie RBMK-1000 - ein schwerer lange geheimgehaltener Störfall, hervorgerufen durch den Bruch von Kühlkanälen. Dieser und andere Störfälle deckten prinzipielle und konstruktive Mängel des Reaktors RBMK auf, welche sich später als wesentlich für die Katastrophe von Tschernobyl erwiesen.

Die Verantwortlichen für Kernenergie und Reaktorsicherheit in der Sowjetunion haben nicht veranlaßt, daß die im wesentlichen bereits vor 1986 bekannten Mängel in Auslegung und Betriebsführung beseitigt wurden.

Daß die Mängel bekannt waren, zeigt u.a. ein Brief des Kurtschatowinstitutes vom 23. 12. 1983 an den Hauptkonstrukteur der RBMK-Anlagen, in dem umfangreiche Erüchtigungsmaßnahmen für die Reaktoren des Tschernobyltyps gefordert werden.

Vom Hauptkonstrukteur wurden die Ertüchtigungsmaßnahmen zwar als zweckmäßig anerkannt, aber wegen zu hoher Kosten und der als eher niedrig eingestuften Wahrscheinlichkeit, daß es zu einem Unfall kommt, keine dieser Maßnahmen vor dem Unfall realisiert. **So blieb die Katastrophe vorprogrammiert.**

Da sich die Sowjetunion bis 1986 wenig am internationalen Dialog über Reaktorsicherheit beteiligt hat, ist es für den Außenstehenden sehr schwer, eine Bewertung, insbesondere für den nur in der UdSSR betriebenen Reaktor vom Tschernobyltyp abzugeben.

Was passierte in der Nacht vom 25. zum 26. April 1986?

Der schwere nukleare Unfall entwickelte sich während eines vom Betreiber durchgeführten Versuches, bei dem geprüft werden sollte, ob die elektrische Eigenbedarfsversorgung funktioniert, wenn die Einspeisung aus dem Landesnetz ausfällt. Dieser Versuch wurde zwischen 1982 und 1986 bereits an verschiedenen RBMK-Anlagen durchgeführt. Mit dem Versuch sollte der Nachweis erbracht werden, daß im Notstromfall noch vor der Übernahme der Energieversorgung durch die Dieselstromgeneratoren eine zusätzliche Energiequelle - nämlich die kinetische Energie der auslaufenden Turbogeneratoren - für die Reaktorkühlung zur Verfügung steht.

Man stufte den Versuch als eine Erprobung der elektrischen Schaltheilungen ein. Mit größeren Auswirkungen des Versuches auf das Reaktorverhalten rechnete man nicht. Deshalb wurden auch keine besonderen Sicherheitsvorkehrungen getroffen, die wesentlich über die Anweisungen der Betriebshandbücher hinausgehen. Das Versuchsprogramm legte man der Aufsichtsbehörde vor. Eine Stellungnahme der Behörde erfolgte jedoch nicht.

Die in Störfällen vor 1986 erkannten Schwächen und Instabilitäten dieses Reaktors waren dem Betriebspersonal nicht bekannt.

Chronologie der Ereignisse, die am Block 4 des KKW Tschernobyl in der Nacht vom 25. zum 26. April 1986 zum Unfall führten (es werden nur die für den Unfall wesentlichen Punkte erwähnt)

Im folgenden werden Zeiten und Ereignisse aus dem Betriebstagebuch (Zeiten in "Stunden : Minuten") und aus dem Rechnerprotokollausdruck DREG (Zeiten in "Stunden : Minuten : Sekunden") entnommen:

25. April 1986

- 01:06 Beginn der Leistungsabsenkung von 3200 MW_{th}. Die Abschaltreaktivitätsreserve (ORM) beträgt 31 von Hand verfahrbarer Regelstäbe (MC)
- 03:45 Beginn des Austausches der Stickstoff-Helium Atmosphäre zwischen den Graphitblöcken im Reaktor durch Stickstoff.
- 03:47 Die thermische Reaktorleistung beträgt 1600 MW_{th}.
- 07:10 Die ORM beträgt 13,2 MC. Der minimal zulässige Wert von 15 MC wird unterschritten.
- 13:05 Der Turbogenerator 7 (TG 7) wird vom Netz getrennt.
- 14:00 Das Notkühlssystem wird abgeschaltet. Dieser Personalfehler hat jedoch für den Unfallablauf keine unmittelbare Bedeutung.
- 14:00 Auf Anforderung der Energieversorgungszentrale "Kiewenergo" wird das weitere Absenken der Leistung unterbrochen.
- 15:20 Die ORM beträgt 16,8 MC.
- 18:50 Die elektrische Eigenbedarfsversorgung der im Versuch nicht benötigten Ausrüstungen wird auf den Betriebstransformator T-6 geschaltet.
- 23:10 Fortsetzung der Leistungsabsenkung. Die ORM beträgt 26 MC.

26. April 1986

- 00:05 Die thermische Reaktorleistung beträgt $720 \text{ MW}_{\text{th}}$.
- 00:28 Bei $500 \text{ MW}_{\text{th}}$ Reaktorleistung erfolgt die Umschaltung der Reaktorregelung vom System der lokalen Leistungsregelung (LPC) auf die mittlere automatische Leistungsregelung (1 AR, 2 AR). Während der Umschaltung sackte die thermische Reaktorleistung unvorhergesehen praktisch auf Null ab (nach Anzeige der Neutronenleistung, die auf thermische Leistung kalibriert ist). Nach einer Pause von vier bis fünf Minuten beginnt das Personal, um den Versuch zu retten, die Leistung zu erhöhen. Diese Handlung ist für den weiteren Ablauf verhängnisvoll, weil zur Kompensation der beginnenden Vergiftung weitere Handregelstäbe (MC) aus dem Reaktor gezogen werden. Das machte die sichere Abschaltbarkeit des Reaktors unmöglich. Zur Verzögerung des Ansprechens des Reaktorschutzes wird der Ansprechwert für die Reaktorschnellabschaltung bei Füllstandsabsenkung in der Dampfseparationstrommel von - 600 mm auf - 1100 mm herabgesetzt.
- 00:41 Netztrennung des Turbogenerators TG 8 zur Aufnahme des Schwingungsverhaltens des Turbogenerators beim Auslauf.
- 01:03 Die thermische Reaktorleistung wird auf $200 \text{ MW}_{\text{th}}$ erhöht und stabilisiert.
- 01:03 Die Hauptkühlmittelpumpe MCP 7 wird zugeschaltet.
- 01:08 Die letzte der acht vorhandenen Hauptkühlmittelpumpen MCP 8 wird zugeschaltet. Der Betrieb von mehr als 4 Hauptkühlmittelpumpen bei Leistungen kleiner $700 \text{ MW}_{\text{th}}$ wurde erst nach dem Unfall verboten.
- 1:22:30 Die Meßwerte werden vom SKALA-Rechnersystem auf Magnetband aufgezeichnet. Nichtmeßbare Kennwerte wurden im KKW Tschernobyl nicht errechnet. Nach dem Unfall erfolgten die Berechnungen nachträglich im KKW Smolensk. Die Abschaltreaktivitätsreserve ORM wird unter Zugrundelegung einer Normalverteilung der axialen Leistungsdichte mit dem Programm PRISMA ermittelt. Sie beträgt 1,9 MC-Regelstäbe. Unter Berücksichtigung der tat-

sächlichen axialen Leistungsdichteverteilung beträgt die ORM 6 bis 8 MC-Regelstäbe.

1:23:04 Die Kommandos für den Beginn des Versuchs werden erteilt:

"Einschalten des Oszillographen zur Aufnahme der Versuchsmeßwerte";
"Turbinenschnellabschaltung durch Stoppen der Dampfzufuhr für die Turbine 8". Der Auslauf des Turbogenerators 8 beginnt. Die Energie des auslaufenden Turbogenerators speist 36,2 s die angeschlossenen 4 Hauptkühlmittelpumpen, die die Notstromverbraucher simulieren. Die Zeit wurde aus der Aufzeichnung des Oszillographen ermittelt. Der Kühlmitteldurchsatz durch den Reaktor verringert sich. Der Abstand bis zur Siedetemperatur des Kühlmittels auf der Saugseite der Hauptkühlmittelpumpen wird kleiner. Der Druckschalter "Großer Leckstörfall" wird 1 bis 10s später betätigt. Der genaue Zeitpunkt konnte aus der Oszillographenaufzeichnung nicht ermittelt werden. Der Druckschalter war zur Simulation der Anregung des Signals "Großer Leckstörfall" zum Start der Dieselgeneratoren angebracht wurden. Die Anregung des Dieselgeneratorstarts zur Stromversorgung der Notstromverbraucher sollte gleichzeitig mit der Turbinenschnellabschaltung erfolgen. Der Reaktor wurde nicht, wie im Programm vorgesehen, bei Versuchsbeginn abgeschaltet. Ob damit der Störfalleintritt verhindert worden wäre, muß bezweifelt werden, da der Reaktor bereits sehr instabil war.

1:23:40 Der Versuch ist beendet. Das Auslösen des Signals HS-5 für die Reaktorschnellabschaltung wird registriert. Die Reaktorschutz- und Handregelstäbe (MC) beginnen in den Reaktorkern einzudringen. Im konstruktiven Aufbau unterscheiden sich die Reaktorschutz- und Handregelstäbe nicht. Nach Aussagen des Personals erfolgt die Reaktorschnellabschaltung durch Betätigen des HS-5 Druckknopfes. Ein unmittelbarer Anlaß für die bereits überfällige Reaktorschnellabschaltung konnte nicht festgestellt werden. Der verantwortliche Blockwarteningenieur verneint, daß die Reaktorschnellabschaltung aufgrund eines beobachteten Leistungsanstieges erfolgte.

1:23:43 Es wird ein sehr schneller Leistungsanstieg registriert, der für das Personal unerklärlich ist. Die automatische Reaktorschnellabschaltung "Geschwindig-

keit des Leistungsanstieges" und "Überschreiten des Leistungsgrenzwertes" wird durch die Signale der Neutronenflußmeßkammern ausgelöst.

1:23:47 Sprunghafte Verringerung des Durchsatzes durch die Hauptkühlmittelpumpen. Die Durchsätze in den vom Netz versorgten 4 Pumpen fallen auf ca. 40% und in den 4 vom auslaufenden Turbogenerator gespeisten Pumpen auf praktisch 0% ab. Der Druck und der Füllstand in den Dampfseparationstrommeln steigen sehr stark an. Die Signale "Ausfall der Meßinstrumente" stehen bei beiden Hauptregelkreisen (1 AR, 2 AR) an.

1:23:48 Der Durchsatz in den 4 vom Netz versorgten Hauptkühlmittelpumpen erhöht sich und erreicht nahezu den Nennwert. Der Druck und der Füllstand in den Dampfseparationstrommeln wachsen (linke Trommel : 76,2 kg/cm²; rechte Trommel: 88,2 kg/cm²). Die Ventile zum schnellen Dampfabwurf in den Turbinenkondensator öffnen.

1:23:49 Das Reaktorschnellabschaltsignal "Anstieg des Druckes im Reaktor infolge Kühlkanalbruch" steht an. Die Signale "Verlust der 48 V Einspeisung" und "Fehler der Hauptregelstellglieder 1AR und 2AR" sprechen an.

1:24 Es wird im Schichtbuch eine Eintragung über große Erschütterungen im angrenzenden Reaktorgebäude gemacht. Die Reaktorabschalt- und die Handregelstäbe kommen beim Einfahren in den Reaktorkern bereits auf halbem Wege zum Stillstand (8-9 s nach Auslösung der Reaktorschnellabschaltung). Der Schlüsselschalter für die Einspeisung der Regelstäbe wird geöffnet.

Die Zerstörung von Kühlkanälen erfolgte durch den explosionsartigen Leistungsanstieg im unteren Kernbereich nach dem Auslösen der Reaktorschnellabschaltung. Der damit verbundene Druckanstieg durch die Dampfexplosion führte zum Abheben der oberen Reaktorplatte. Damit wurden das Reaktorabschaltsystem und weitere Kühlkanäle zerstört. Dies bewirkte im gesamten Kernbereich eine weitere explosionsartige Dampfbildung und wegen der ungünstigen reaktorphysikalischen Auslegung des Reaktors eine sehr große sprunghafte Leistungserhöhung. Nach den Untersuchungen im Sarkophag könnte die erste Explosion zum Abschmelzen eines Teiles der

unteren Kernplatte und zum Verschieben der oberen Reaktorplatte und die zweite Explosion zum Aufwerfen der oberen Reaktorplatte, zum Abwärtsverschieben der unteren Kernplatte und zum Auswurf der Reaktormaterialien aus dem Reaktor in die Umgebung geführt haben.

Information der UdSSR zum Unfall und die internationale Forderung nach Sicherheitskultur

Im August 1986 hat die Regierung der UdSSR in einem Seminar die Mitgliedstaaten der IAEO über den Ablauf und die Auswirkungen des Unfalls unterrichtet. Allerdings wurden für die Ursachen praktisch ausschließlich Fehlhandlungen des Personals verantwortlich gemacht.

Die gravierenden Mängel in der Konstruktion und bei der Betriebsführung wurden nicht genannt, obwohl diese Mängel nicht von einem noch so guten Betriebspersonal kompensiert werden können.

Die eigentlichen Unfallursachen sind jedoch in einem unzureichenden sicherheitstechnischen Anlagenverständnis, daraus resultierender Auslegungsmängel und Vernachlässigung der Qualitätssicherung zu sehen. Die Qualitätssicherung wurde nicht nur bei der Betriebsführung, sondern auch in den Phasen der Konstruktion, der Errichtung und der Inbetriebnahme dieser Reaktoren verletzt.

1988 hat die Internationale Beratergruppe für Reaktorsicherheit (INSAG) einen Bericht über grundsätzliche Sicherheitsprinzipien für Kernkraftwerke veröffentlicht. Diese Prinzipien unterstreichen die Notwendigkeit des allumfassenden Sicherheitsdenkens beim Umgang mit der Kernenergie. Dafür wurde der Begriff Sicherheitskultur geprägt. Das bedeutet, daß eine anerkannte Sicherheitskultur die Aktionen und Wechselwirkungen aller in die Kernenergie einbezogenen Personen und Organisationen bestimmen muß.

Der Mangel eines ausgeprägten Sicherheitsbewußtseins (nach 1986 Sicherheitskultur genannt) war sicherlich einer der wesentlichen Faktoren, die eine derartige Katastrophe ermöglichten.

Hauptursachen für den Unfall von Tschernobyl

Unter Berücksichtigung vorliegender Informationen, zusätzlicher Rechnungen und Gesprächen mit Fachleuten gelten folgende Punkte als Hauptursachen für den Unfall:

1. Selbstregelverhalten

Die Auslegung des Reaktors ist fehlerhaft. So bedingen zum Beispiel Dichteverringern des Kühlmittels bei bestimmten Betriebs- und Störfallsituationen nicht wie für ein stabiles Selbstregelverhalten des Reaktors erforderlich, eine Leistungsverringern, sondern eine Leistungserhöhung. Das kann, insbesondere bei kleinen Reaktorleistungen, bereits beim Bruch weniger Kühlkanäle zur nicht mehr aufhaltbaren Leistungsfreisetzung führen.

2. Reaktorabschaltsystem

Das Reaktorabschaltsystem wirkt zu langsam und weist konstruktive Mängel auf:

Beim Einfahren der Reaktorabschalt- und Regelstäbe aus der oberen Endlage in den Kern kann infolge einer falschen Konstruktion in den ersten 8 Sekunden die Leistung erhöht werden. Die lange Einfallzeit dieser Stäbe von 18 - 21 Sekunden und die Auslegungsfehler in der Stabkonstruktion (bestehend aus Absorber, Wasserverdränger und jeweils oben und unten eine Wassersäule von 1,25 m) bedingen, daß die Reaktorschnellabschaltung nicht im gesamten Regelbereich ihre Funktion zuverlässig erfüllt und sogar ein störfallauslösendes Ereignis verursachen kann.

Da das Betriebspersonal und die Kraftwerksleitung diese Schwächen nicht oder nicht ausreichend kannten, bestand für sie auch kein Anlaß, an der Wirksamkeit des Reaktorschnellabschaltsystems zu zweifeln. Sonst wäre der Reaktor nicht mit fast vollständig aus dem Kern gefahrenen Handregelstäben (MC) betrieben wurden. Das Reaktorschnellabschaltsystem war weder für diesen Unfall noch für andere ähnliche Störfälle geeignet.

Zur Kompensation der konstruktiven Schwächen des Reaktors waren administrative Maßnahmen vorgesehen, die sich jedoch als ungenau und unvollständig erwiesen.

Ein Teil dieser Maßnahmen wurde durch die Betriebsführung verletzt. So wurde nicht die für eine wirksame Abschaltung erforderliche Anzahl von Handregelstäben (MC) im Reaktorkern belassen. Allerdings gibt es für diese wichtige Sicherheitsfunktion weder eine Schutzautomatik noch ein Warnsignal für das Betriebspersonal. Der einzuhaltende Grenzwert für diese Abschaltsicherheit läßt sich vom Betriebspersonal nicht unmittelbar von der Blockwarteninstrumentierung ablesen. Der Wert wurde nur aller 15 Minuten in einem Blockwartennebenraum berechnet und angezeigt.

3. Reaktorüberwachung

Die Überwachungssysteme des Reaktors sind bei Leistungen unter 10 %-der Nennleistung ungeeignet. Wird der Reaktor bei solchen, damals nicht verbotenen Leistungen betrieben, fährt der Reaktoroperator den Reaktor blind. Unzulässige Leistungsschwankungen in dem sehr großen Kern (Durchmesser 11,8 m, Höhe 7 m) werden dann nicht erkannt und können nicht ausgeregelt werden.

Weitere Ursachen sind:

4. Das Druckabbausystem ist nicht ausreichend dimensioniert. Beim Bruch von mehreren Kühlkanälen kann der Dampf aus dem Reaktor nicht so schnell abgeleitet werden wie er entsteht. Infolge des sich dadurch aufbauenden Druckes wirken Kräfte auf die Reaktoreinbauten und die obere Reaktorplatte. Dies kann zu unkontrollierbaren Folgeschäden führen.
5. Das Reaktorschutzsystem erfaßt nicht alle wichtigen Sicherheitskriterien. Das Betriebspersonal muß diese Kriterien mit einer veralteten Instrumentierung von einer nicht ergonomisch gestalteten Blockwarte überwachen.
6. Die Betriebs- und Störfallhandbücher waren unvollständig und teilweise ungenau. Ein Sicherheitsbericht gemäß den gültigen Anforderungen war nicht vorhanden.
7. Die Personalausbildung für das Verhalten bei Störfällen war mangelhaft. Ein Training an originalen Echtzeitsimulatoren erfolgte wegen fehlenden Simulators nicht.

Wie Herr Dyatlov, der in der Unfallnacht als verantwortlicher Leiter im KKW Tschernobyl tätig war, in einem Schreiben an die IAEA vom 26. 12. 1990 erläutert, konnten Einschränkungen der Sicherheitsfunktionen - so des Reaktorschnellabschaltsystems und des Notkühlsystems - vom Chefsingenieur angeordnet werden. Die Möglichkeit solcher Anordnungen war in den damaligen Betriebsvorschriften vorgesehen. So ein Vorgehen kann - wie in der Nacht zum Unfall auch geschehen - zu folgenreichen Fehlern führen, weil die Anlage nicht fehlertolerant ausgelegt ist.

Im konkreten Fall wurden die vom Betriebspersonal durchgeführten oder unterlassenen Handlungen von einer Sicherheitsgläubigkeit bestimmt, die tatsächlich von der sicherheitstechnischen Auslegung her nicht gegeben war. So darf sich die Sicherheit eines KKW nicht maßgeblich und zuerst auf administrative Vorschriften stützen. Die Begrenzung von Betriebsstörungen, die Reaktorabschaltung und Maßnahmen zur Beherrschung von Störfällen müssen automatisch ohne Eingreifen des Betriebspersonals erfolgen.

Automatische Schutzeinrichtungen müssen so aufgebaut sein, daß sie nicht einfach abgeschaltet werden können. Die Betriebshandbücher müssen auf der Grundlage verifizierter Sicherheitsanalysen angefertigt sein. Das Personal muß so an Simulatoren trainiert sein, daß es das Betriebs- und Störfallverhalten der Anlage kennt.

Nach dem Unfall sind zur Beseitigung der sicherheitstechnischen Auslegungsmängel eine Reihe von Ertüchtigungsmaßnahmen vorgeschlagen und in den Reaktoranlagen vom Typ RBMK teilweise realisiert worden. Auch in Anlagen des Typs WWER wurden in Auswertung der Ursachen des Unfalls von Tschernobyl Verbesserungen durchgeführt.

Ob mit den durchgeführten Ertüchtigungsmaßnahmen alle bisher bekannten Schwächen der Auslegung von RBMK-Reaktoren beseitigt wurden, muß bezweifelt werden. Insbesondere das Sicherheitsniveau der 6 RBMK-Reaktoren der ersten Generation entspricht nicht den gültigen Anforderungen. Bei diesen Reaktoren besteht zum Beispiel die Möglichkeit, bei Überdruck Dampf aus dem Reaktorkühlkreis direkt in die Atmosphäre abzublasen.

Die Entwicklung und die Betriebsführung der Kernkraftwerke mit RBMK wurde zu sehr von wirtschaftlichen Erwägungen bestimmt. Nach dem Baukastenprinzip kann-

ten diese Reaktoren recht einfach vergrößert werden. Die sich mit der räumlichen Vergrößerung der Reaktoren ergebenden Änderungen im reaktorphysikalischen Verhalten wurden nicht genügend beachtet.

Die wichtigsten der sicherheitstechnischen Defizite dieser Reaktoren, die vor dem Unfall von Tschernobyl und teilweise heute noch bestehen, sind zusammengefaßt (eine tiefgründige Sicherheitsbewertung liegt noch nicht vor):

- instabiles Reaktorverhalten infolge des großen positiven Dampfreaktivitätseffektes und der Neigung zu Xenonschwingungen der Leistungsdichte;
- das Reaktorabschaltsystem, das konstruktionsbedingt erst Reaktivität einführt und danach die Kettenreaktion der Kernspaltung stoppt. Die Wirkungsweise ist vergleichbar mit einem Auto, das bei abschüssiger Fahrt mit Betätigung des Bremspedals zuerst kräftig beschleunigt wird, bevor es abbremst und vielleicht schon zu spät zum Stehen kommt;
- die Kriterien zur automatischen Anregung des Reaktorschutzes sind unvollständig;
- das Abreißen nur sehr weniger Kühlkanäle kann zu unkontrollierbaren schweren Störfällen führen;
- eingeschränkte Überwachbarkeit des Kerns, insbesondere bei kleinen Leistungen,
- das Schutzbarrieren- und das Druckabbausystem sind unzureichend, so daß eine ungehinderte Freisetzung von Radioaktivität in die Umgebung möglich ist (zum Beispiel befinden sich nicht alle Komponenten und Rohrleitungen des Primärkreises im Sicherheitseinschluß);
- die Auslegung des Kernkraftwerkes vernachlässigt das grundlegende defense-in-depth Sicherheitsprinzip (gestaffeltes Einwirken auf die Reaktoranlage zur Vermeidung des Entstehens und zur Beherrschung von Störfällen);
- Sicherheitssysteme können durch Personalhandlungen in einfacher Weise wirkungslos gemacht werden;
- dem Personal werden zu viele Handlungen zur Gewährleistung der Sicherheit aufgebürdet;
- die mangelhafte ergonomische Gestaltung der Blockwarte macht es dem Operateur schwer, jederzeit einen klaren Überblick über den Sicherheitszustand des Kraftwerkes zu besitzen;

- ungeschützte räumlich nicht getrennte Aufstellung aller Speise- und Notspeisepumpen im Maschinenhaus;
- gemeinsames nicht in Brandabschnitte aufgeteiltes Maschinenhaus für alle Kernkraftwerksblöcke am Standort;
- keine Hochdruckeinspeisung über Pumpen außerhalb des Maschinenhauses;
- unzureichender Brandschutz;
- fehlende Generatorleistungsschalter zur Verhinderung des Motorbetriebes bei abgeschalteter Turbine und nicht erfolgter Netztrennung;
- Defizite in der Sicherheitskultur bei den Verantwortlichen für die Auslegung, beim Anlagenmanagement und beim Reaktorfahrpersonal

Kernkraftwerke haben in der Tat ein hohes Gefährdungspotential. Gerade deshalb ist für den Umgang mit der Kerntechnik ein Höchstmaß an Sicherheitsverantwortung, sowohl in Entwicklung und Errichtung als auch beim Betrieb dieser Anlagen unerlässlich.

Diese Sicherheitskultur kann sich nur in einem konstruktiv kritischen Umfeld entwickeln. Shteynberg formuliert das so /2/:

"Sicherheitskultur kann nicht in einem totalitären Staat existieren, da zu ihren wesentlichen Grundlagen das Zweifeln und das Recht der Menschen auf freie Meinungsäußerung gehören. Doch dies wurde im existierenden gesellschaftlichen System nicht zugelassen".

Die nach 1986 einsetzende verstärkte internationale Zusammenarbeit hat gezeigt, daß die Verantwortlichen in der Sowjetunion jetzt offen sind, sich der internationalen Diskussion zu stellen.

Die Analyse der Unfallursachen im Kernkraftwerk Tschernobyl Block 4 führt folgerichtig zur Frage, ob Reaktoren des Typs RBMK derzeit und in Zukunft sicher betrieben werden können. In verschiedenen Konferenzen wurde über umfangreiche Nachweismaßnahmen berichtet.

Bisher ist ein alle Zweifel ausschließender Sicherheitsnachweis noch nicht erbracht.

Deshalb ist es dringend geboten, eine Sicherheitsbeurteilung der laufenden RBMK-Reaktoren, so wie es z.B. mit den WWER-440 Reaktoren im KKW Greifswald geschehen ist, anzufertigen und zu veröffentlichen.

Ich bin mir bewußt, daß der Vortrag einige harte Kritiken enthält. Es wird gebeten, dies nicht als Anmaßung zu verstehen, sondern als einen Beitrag zu akzeptieren, mit dem gemeinsam weitere Anstrengungen unternommen werden, die Sicherheit der Kerntechnik zu verbessern und das Bewußtsein am Weiterwachsen der Sicherheitskultur zu schärfen. Wir benötigen die Gewißheit, daß sich Katastrophen im Ausmaß von Tschernobyl in Europa und in der Welt nicht wiederholen können.

Literaturverzeichnis

/BIR 1/ Birkhofer, A.

The Chernobyl Accident. Report on "The Past",
First International Andrey Sakharov Memorial Congress "Peace, Progress
and Human Rights",
Moscow, May 21-25, 1991

/SHT 2/ Shteynberg, N.A.:

Über die Ursachen und Umstände des Unfalls im KKW Tschernobyl
GRS-Fachgespräch, München, 27.-28.11.1991

Über die Ursachen und Umstände der Havarie im KKW Tschernobyl

N. Shteynberg -

Die Ursachen der Katastrophe von Tschernobyl werden seit mehr als 5 Jahren erforscht. Sie sind vielfältig, und es wäre falsch, sie lediglich aus wissenschaftlich-technischer Sicht zu behandeln. Die Havarie von Tschernobyl ist das Produkt mangelhafter Lösungen von wissenschaftlich-technischen, sozial-ökonomischen und menschlichen Problemen.

Man kann sagen, daß die Ursachen und Umstände der Havarie ausreichend geklärt sind, obwohl dieser Standpunkt nicht von allen geteilt wird. Die Differenzen sind subjektiver Natur und leicht zu erklären. Sie hängen damit zusammen, daß ein bekannter Personkreis bei der Untersuchung der Ursachen nicht gewillt ist, die Grenzen des eigentlichen KKW Tschernobyl zu verlassen und nicht versteht, daß die Hauptgründe der Katastrophe im Gesamtfeld der Wechselbeziehungen zu suchen sind, die sich in der Kernenergie der Sowjetunion gebildet haben. Es gibt auch eine Reihe von objektiven Widersprüchlichkeiten, die mit Mängeln im System für die Aufzeichnung der Betriebsparameter in Blöcken mit RBMK-1000 Reaktoren existieren: Das Meßsystem war zu wenig informativ für die Registrierung von schnell ablaufenden Störfallprozessen. Die dokumentarisch aufgezeichnete Leistungsexkursion des Reaktors und die Anstiegsgeschwindigkeit, sowie der schnelle Anstieg des Druckes in der Separator-trommel lassen den Schluß zu, daß die Ursache der Havarie die schnelle Leistungsexkursion des Reaktors war und nicht irgendein äußerer Einfluß.

Jene Kommission, die gleich nach der Havarie die Untersuchungen durchgeführt hatte, entschied, daß der Grund für das Durchgehen des Reaktors der schnelle Anstieg der Reaktivität gewesen sei. Dieser entstand durch den positiven Dampfeffekt beim Zusammenbruch der Umwälzung infolge Kavitation der Hauptkühlmittelpumpen. Das schien der Wahrheit nahe zu kommen, da die Reserven der Hauptkühlmittelpumpen gegenüber Kavitation unmittelbar vor der Havarie tatsächlich sehr gering waren, obwohl eine solche Schlußfolgerung nicht aus den physikalischen Eigenschaften des

Reaktors abgeleitet wurde, die im Projekt dargestellt sind. Es ist bekannt, daß die Konstrukteure des Reaktors einen Anstieg der Neutronenleistung bei verringerter Kühlung nicht befürchteten, wie es z.B. auf der Abb.1 dargestellt ist. Deshalb erforderte die Anerkennung dieser Version eine neue Bewertung der physikalischen Kennwerte des Reaktors.

Die von den Mitarbeitern des Kurtschatowinstituts durchgeführten physikalischen Rechnungen zeigten, daß die tatsächliche Abhängigkeit des Dampfeffektes von der Reaktivität sich prinzipiell von der projektierten unterschied, siehe Abb. 2. Die im Projekt angenommene und die tatsächliche Reaktivitätskurve haben total unterschiedliche Leistungsverhalten zur Folge. Laut Projekt steigt die Leistung zu Beginn, fällt dann leicht und bei völliger Wasserlosigkeit des Kerns wird der Reaktor von selbst ausgehen. Das führte dazu, daß die Projektanten die Frage der Effektivität des Havarieschutzes im Fall bedeutender Leckverluste überhaupt nicht betrachteten. Der tatsächliche Kurvenverlauf jedoch demonstriert eine Verstärkung der Neutronenreaktion, wobei der Reaktivitätseffekt die kompensierende Möglichkeit der eigentlichen Stäbe des Havarieschutzes um das 2-2,6fache übersteigt. Das bedeutet, daß ohne die Hilfe anderer Absorberstäbe die Stäbe der Reaktorschnellabschaltung den Reaktor selbst im Fall einer Projekthavarie nicht unterkritisch machen könnten. Es ist entscheidend, was schneller eintritt: Die Zufuhr einer positiven Reaktivität bei Wasserverlust im Reaktor, oder die Zufuhr einer negativen Reaktivität beim Absenken der Absorberstäbe. Nach der Havarie durchgeführte Berechnungen des Allunionsinstituts für KKW zeigen, daß bei Leckgrößen von 1/6 der vollen Querschnittsfläche der Rohrleitung mit dem größten Durchmesser die Folgen ebenso katastrophal wären wie am 26.04.1986. Die Frage über das Verhältnis zwischen möglichem Anstieg der Reaktivität und kompensierender Möglichkeit der Havarieschutzstäbe zu einem beliebigen Zeitpunkt einer Havarie ist die Gretchenfrage in der nuklearen Sicherheit.

Die tatsächlichen physikalischen Kennwerte von Reaktoren des Typs RBMK machen diese wegen des großen positiven Dampfeffektes der Reaktivität extrem empfindlich gegenüber nuklearer Instabilität und dem Hang zum Durchgehen. Es wäre jedoch eine große Versuchung zu behaupten, daß derart ungünstige physikalische Kennwerte des Reaktors erst nach der Katastrophe bekannt geworden wären.

Der Hauptbestandteil des vollen Leistungskoeffizienten der Reaktivität ist bei Reaktoren vom Typ RBMK der Dampfkoeffizient der Reaktivität $\alpha\varphi$. Im Projekt des RBMK-1000 war es von Anfang an einkalkuliert, daß der Dampfkoeffizient der Reaktivität einen beträchtlichen positiven Wert haben würde. Das hängt mit dem aus konstruktiven Gesichtspunkten gewählten Uran-Graphit Verhältnis zusammen, sowie den gewünschten Abbrandtiefen, die einem stationären Umladebetrieb entsprechen sollten, wodurch die Wirtschaftlichkeit verbessert wird. Es war vorgesehen, einen Stabilitätsbereich des Reaktors bei Dampfreaktivitätskoeffizienten von $-3,2 \times 10^{-4} \delta K/K$ und $+9,6 \times 10^{-4} \delta K/K$ zu erreichen. Die Größe dieses Koeffizienten hängt in entscheidendem Maße vom Gitterschritt und von der Kernzusammensetzung ab.

Die experimentelle Bestimmung des Dampfkoeffizienten $\alpha\varphi$ und des Leistungskoeffizienten der Reaktivität α_w erfolgte von 1973 an mit der Inbetriebsetzung des ersten Blockes des KKW-Leningrad.

Für Reaktoren mit einer Brennstoffanreicherung von 1,8% stellte sich im Verlauf der Experimente heraus, daß mit steigendem Abbrand und dem Ausladen zusätzlicher Absorber der Dampfkoeffizient der Reaktivität steigt:

- Von $-0,22\beta_{\text{Effektiv}}$ (211 zusätzlicher Absorber) bis $+5,1\beta_{\text{Effektiv}}$ (32 z.A.) bei Block I des KKW-Leningrad,
- Von $-0,16\beta_{\text{Effektiv}}$ (215 z.A.) bis $+4,9\beta_{\text{Effektiv}}$ (39 z.A.) bei Block I des KKW-Tschernobyl,
- Von $-0,38\beta_{\text{Effektiv}}$ (179 z.A.) bis $+5,3\beta_{\text{Effektiv}}$ (40 z.A.) bei Block II des KKW-Tschernobyl.

Es wurde festgestellt, daß sich mit steigendem $\alpha\varphi$ so ein wichtiger Parameter wie die Periode der Entwicklung der ersten azimutalen Harmonie verringerte, die die Stabilität der Energiefreisetzung im Reaktor charakterisiert. Bei Werten von $\alpha\varphi$ um $+5\beta_{\text{Effektiv}}$ verringert sich diese Periode auf 3 Minuten. Das führt dazu, daß der Reaktor instabil wird und die Möglichkeit seiner Steuerung durch das Personal problematisch.

Zur Stabilitätserhöhung des Reaktors wurde im Jahr 1976 die Entscheidung über den Einsatz von 2%igem Uran in den Reaktoren RBMK getroffen und des weiteren wurden die Reaktoren mit dem LAR-System nachgerüstet (LAR - lokaler automatischer Regler). Jedoch auch bei dieser Anreicherung erreichte der Dampfkoeffizient der Reaktivität bei gestiegenen Abbrandwerten von 1100-1200 Megawatttage/ Brennelement und bei vorgeschriebener Abschaltreaktivität von 26-30 Steuerstäben eine Größe nahe $+5\beta_{\text{Effektiv}}$. Block IV des KKW-Tschernobyl hatte vor der Havarie ähnliche Abbrandwerte. Messungen des schnellen Leistungskoeffizienten der Reaktivität zeigten, daß bei Anstieg von $\alpha\phi$ von $-(0,2 - 0,4) \beta_{\text{Effektiv}}$ auf $+5\beta_{\text{Effektiv}}$ sich αw von $-4 \times 10^{-4} \beta_{\text{Effektiv}} / \text{MW}_{\text{th}}$ auf $+0,6 \times 10^{-4} \beta_{\text{Effektiv}} / \text{MW}_{\text{th}}$ ändert.

Alles oben gesagte bezieht sich auf Leistungsniveaus des Reaktors von über 50% der Nennleistung. Bei Leistungen unter 50% und bei verschiedenen Störfallsituationen, sowie bei Übergangsprozessen, fehlten sowohl Berechnungswerte als auch experimentelle Untersuchungen zur Bestimmung dieses Wertes. Offensichtlich haben die Projektanten des Reaktors keinerlei Besonderheiten im Verhalten des Reaktors bei geringer Leistung erwartet und vor der Havarie am 26. 04.1986 keinerlei Begrenzungen für den Betrieb auf kleiner Leistung gefordert.

Es sei hinzugefügt, daß in den Projektunterlagen des RBMK-1000 der Grenzwert für die sichere Größe des Dampfkoeffizienten der Reaktivität fehlt. Deshalb wurden alle Blöcke mit RBMK-1000 Reaktoren vor der Havarie mit ihren tatsächlich vorhandenen Werten dieses Koeffizienten betrieben.

Als sich die in ihrer Größe bedeutenden positiven Reaktivitätseffekte offenbarten, wurde dem nicht die nötige Bedeutung zugemessen und es wurde auch keine zufriedenstellende Erklärung dafür geliefert. Daß die tatsächlichen Kennwerte der Spaltzonen beträchtlich von den erwarteten Projektwerten abwichen, wurde ungenügend bewertet. Das Verhalten der RBMK-Reaktoren in Havariesituationen blieb wenig erforscht.

Die schlechte Qualität der Sicherheitsberechnungen im Projekt wird mit einer Reihe von Gründen erklärt, darunter dem chronischen Rückstand in der Entwicklung der sowjetischen Rechentechnik, sowie dem niedrigen Niveau der rechnerorientierten Me-

thodiken, die bis vor kurzer Zeit existierten. Zur Berechnung der physikalischen Kennwerte von RBMK-Reaktoren in verschiedenen Betriebsfällen benötigt man dreidimensionale instationäre Neutronen - und thermohydraulische Modelle. Derartige Modelle standen erst kurz vor der Havarie von Tschernobyl zur Verfügung und fanden erst danach Anwendung.

Die Konstruktion des Reaktors sowie die kernphysikalischen und thermohydraulischen Kennwerte des Kerns führten zu einem positivem Dampf- und Leistungskoeffizienten der Reaktivität bei stationärem Umladebetrieb des RBMK-1000. Dabei wurde für diese Koeffizienten weder für den Nennbetrieb bei voller Leistung, noch bei Zwischenwerten der Leistung, beginnend bei minimal kontrollierbarer bis zur nominalen, die nukleare Sicherheit gewährleistet, noch besonders nachgewiesen. Dies wurde weiterhin für Übergangs- und Havarieprozesse nicht getan. Damit stellte der RBMK-1000-Reaktor ein System dynamischer Instabilitäten hinsichtlich von Einwirkungen auf die Leistung wie auf den Dampfgehalt dar, die ihrerseits wiederum von vielen Parametern des Reaktorzustands abhingen.

Die Suche nach konkreten Ursachen für die Havarie wurde auch in andere Richtungen weitergeführt, da sich die Theorie von der Kavitation der Hauptkühlmittelpumpen nach sorgfältiger Analyse der registrierten Parameter und nach rechnerischen Untersuchungen nicht bestätigte.

Es stellte sich heraus, daß im Dezember 1983 beim physikalischen Anfahren der Kernkraftwerke Ignalina I und Tschernobyl IV beim Einfahren einzelner Steuerstäbe in den Kern ein Effekt der Anomalie aufgetreten war. Die Reaktivität des Systems stieg im Moment des Einführens des Stabes in den Kern und sank dann wieder ab (siehe Abb. 3). Das ist durch die Mängel in der Stabkonstruktion bedingt, die im Abschlußbericht zum physikalischen Anfahren durch ein schematisches Bild illustriert wurden (siehe Abb. 4).

Beim Ausfahren eines Stabes aus dem Reaktor verbleiben oben und unten Wassersäulen von jeweils 1,25 Meter, die bei stationärem Betrieb bei einer normalen Sinusverteilung des Neutronenfeldes keinen größeren Schaden anrichten, was man jedoch nicht von der Dynamik sagen kann. In der Anfangsphase des Einfahrens eines Stabes erscheint oben anstelle des Graphitverdrängers eine Wassersäule, und noch hö-

her anstelle von Wasser - ein stark absorbierendes Material. Diese beiden Veränderungen führen zu negativen Reaktivitätsanteilen, siehe Schema C auf Abb. 4. Unten ist es umgekehrt: Anstelle von Wasser wird Graphit eingeführt und die Reaktivität steigt. Das resultierende Leistungsverhalten kann, wie jeder Differenzeffekt, unterschiedlich sein und hängt stark von der Form der Neutronenverteilung ab, in die die Stäbe eingetaucht werden, wobei sie diese stark deformieren. Von prinzipieller Bedeutung ist hier der Fakt, daß in einem gewissen Bereich die Stäbe nicht nur keine negative Reaktivität zuführen, sondern sogar eine positive.

Die Gefährlichkeit des aufgezeigten Effekts wurde bemerkt. Es war klar, daß bei Leistungseinsenkung des Reaktors auf 50% (bei Abschalten einer Turbine) der Reaktivitätsvorrat durch die Vergiftung reduziert wird und Deformationen des Höhenfeldes bis auf K_z von 1,9 auftreten. Das Ansprechen der Reaktorschnellabschaltung kann in diesem Fall zu einer positiven Reaktivitätszufuhr führen. Es wurde vorgeschlagen, die Konstruktion der Handregelstäbe und der Schnellabsschaltstäbe so zu verändern, daß bei eingefahrenem Stab eine Wassersäule unter den Verdrängern ausgeschlossen werden konnte, sowie eine sorgfältige Analyse der Übergangsprozesse und Störfälle bei RBMK-Reaktoren durchzuführen, wobei die realen graduierten Kennwerte der vorhandenen Steuerstäbe berücksichtigt werden sollten.

Weder das eine noch das andere wurde je getan. Die Projektatoren schlugen für den RBMK-1000 vor, die Anzahl der aus dem Kern völlig ausgefahrenen Stäbe auf 150 zu begrenzen. Die übrigen müßten mindestens 0,5 Meter in den Kern eintauchen. Es ist offensichtlich, daß die Empfehlung eine Stabstellung zuließen, bei der es nach Ansprechen der Reaktorschnellabschaltung im unteren Kernbereich auf einer Höhe von 1,2 Metern zum Anstieg der Neutronenleistung kommen konnte. Folgte man diesen Empfehlungen, konnte es zu einer Abschaltreaktivität von 3-5 Regelstäben kommen. Dies widersprach den Forderungen aus den technologischen Vorschriften, die eine minimale Abschaltreaktivität von 15 Regelstäben forderte.

Es wurde angenommen, daß ein geringfügiges Überschwingen der positiven Reaktivität nur bei einem nach unten verschobenen Neutronenspektrum möglich war, und nur beim Abwurf einzelner Stäbe in den Kern. Zur ersten Annahme mit der Verschiebung des Neutronenfeldes haben bereits im Jahre 1985 die amerikanischen Physiker Randall und John geschrieben, daß eine Neutronenverteilung mit einem Sattel in der

Mitte und zwei Maxima im übrigen Bereich über die Höhe des Kerns sehr instabil ist und sich leicht deformieren läßt. Genau eine solche zweihöckrige Verteilung war unmittelbar vor der Havarie vorhanden und gerade sie wird ungünstig deformiert durch die spezifische Konstruktion der Stäbe. Die zweite Annahme, daß sich ein Überschwingen in den positiven Bereich der Reaktivität nur beim Abwurf einzelner Stäbe eintritt, war ein großer Irrtum der Reaktorprojektanten.

Im Projekt wurden die Forderungen der Vorschriften zur Nuklearen Sicherheit nicht erfüllt, wonach die Ausführungsorgane des Havarieschutzes bei beliebigen Havariezuständen das Abschalten des Reaktors in den unterkritischen Zustand gewährleisten müssen und die Bildung lokaler kritischer Massen zu verhindern haben. Der Zuwachs an Kritikalität und folglich die Bildung lokaler kritischer Massen, selbst für kurze Zeit und nur zu Beginn der Stabbewegung (siehe Abb. 3), erschien ihnen nur als geringfügige Abweichung von den Vorschriften, die jedoch katastrophale Folgen hatte. Hierzu muß bemerkt werden, daß die Projektierung des Schutz- und Steuersystems bei den RBMK-1000-Reaktoren mit ernsthaften Verletzungen der Sicherheitsvorschriften erfolgt ist.

Das Systems des Havarieschutzes der RBMK-Reaktoren war für die Kompensation folgender Reaktivitätseffekte ausgelegt:

- Trockenlaufen der technologischen Kanäle im kalten Zustand des Reaktors;
- Kondensationsschläge des Dampfes im Kern beim Abkühlen der Brennstäbe auf Temperaturen von 265°C;
- ein mögliches Hängenbleiben von einzelnen Abschaltstäben.

Die aufgeführten Beispiele für die Reaktivitätseffekte, die die Projektanten des RBMK-1000 für ausreichend hielten, um bei der Projektierung des Havarieschutzsystems berücksichtigt zu werden, umfaßt nicht das breite Spektrum verschiedener Effekte, die bereits in früheren Stadien der Reaktorentwicklung bekannt waren. So wurde z.B. nicht berücksichtigt, daß der Leistungs- und der Dampfkoeffizient der Reaktivität sich in breiten Grenzen von negativen zu positiven Werten ändern, je nach Zusammensetzung des Kerns und des Betriebszustands des Reaktors. Es wurde weiterhin nicht berücksichtigt, daß die Konstruktion der Steuerstäbe die Zufuhr einer po-

sitiven Reaktivität zu Beginn ihrer Bewegung in den Kern aus der obersten Endlage vorbestimmte.

Es ist einmal interessant, sich die Entwicklung des RBMK-1000-Projekts hinsichtlich der Anzahl und Effektivität der Steuerstäbe zu betrachten.

Im Projektentwurf für den RBMK, der 1965 entstand, waren 212 Steuer- und Schutzstäbe für eine Anreicherung des Brennstoffs von 2% U-235 vorgesehen, wogegen im technischen Projekt 179 Steuerstäbe bei einer Brennstoffanreicherung von 1,8% enthalten sind. Im Projektentwurf waren die SUS-Stäbe mit Absorber und Verdränger in einer Länge von 7 Metern vorgesehen (d.h. über die gesamte Höhe des Kerns), davon 68 Stäbe für die RESA. Im technischen Projekt jedoch war eine Länge der Absorber von 6 Metern für 146 Stäbe vorgesehen, von 5 Metern für 12 Stäbe und von 3 Metern für 21 Stäbe. Die Anzahl der Stäbe für die RESA war auf 20 bei einer Länge der Absorber von 6 Metern reduziert worden. Im endgültigen Ausführungsprojekt waren es 179 Steuerstäbe mit einer Absorberlänge von 5 Metern, bis auf 21 USP-Stäbe mit einer Absorberlänge von 3,5 Metern. Die Anzahl der RESA-Stäbe betrug 21 für die erste Ausbaustufe und 24 für die zweite Ausbaustufe der RBMK-Reaktoren. Für die zweite Ausbaustufe war die Gesamtzahl der SUS-Stäbe auf 211 ohne Veränderung der Konstruktion erhöht worden. So kam es im Ergebnis einer langen Evolution dazu, daß die Konstruktion der SUS-Stäbe so beschaffen war, daß sie die Bildung von lokalen kritischen Massen nicht verhindern konnten, da sie nicht die gesamte Kernhöhe überstrichen (die kritische Höhe des Kerns beim RBMK-1000 liegt zwischen 0,7 und 2,0 Metern je nach Zustand des Kerns).

Eine Erklärung für die Mängel im SUS-Projekt kann man in jenen Dokumenten finden, die bereits viele Jahre vor der Katastrophe entstanden waren. Im technischen Projekt stand geschrieben, daß die Bedingungen des Betriebes von Kernkraftwerken mit RBMK-Reaktoren, die an ein Verbundsystem angeschlossen sind, dessen Größe im Verhältnis zur Kraftwerksleistung relativ gering ist, ein Schutz- und Steuerungssystem nach dem klassischen Prinzip nicht vertragen, da auf ein Havariesignal hin alle Stäbe oder ein Teil der Stäbe zum schnellen und nicht steuerbaren Abbruch der Kettenreaktion führen. Das zu entwickelnde System mußte es ermöglichen, ohne Lastabwurf eine beschleunigte, steuerbare Leistungseinsenkung beginnend von der Nennleistung auf niedrigere Werte bis hin zum Eigenbedarf, zu gestatten und den

stabilen Kraftwerksbetrieb bei diesen Leistungsniveaus zu ermöglichen. Die Projektoren waren auf die völlig neuen Lösungen, die im Havarieschutzsystem gefunden wurden, stolz. Das Reaktorabfahren durch Abwurf aller Steuerstäbe war nur bei totalem Spannungsausfall vorgesehen. Bei anderen Störfällen gab es nur eine schnelle, steuerbare Leistungseinsenkung, bis auf festgelegte Leistungshöhen mit der erforderlichen Geschwindigkeit.

Es ist klar, daß diese Herangehensweise an den Havarieschutz vom Standpunkt der effektiven Arbeit des Kraftwerks im Netz und nicht vom Standpunkt der Gewährleistung der nuklearen Sicherheit entschieden worden war.

Praktisch waren alle konstruktiven Mängel des Schutz- und Steuersystems vor der Havarie bekannt. Es waren auch die technischen Lösungen zu ihrer Beseitigung geklärt, teilweise realisiert, und sie werden auch heute noch realisiert. Im Projekt des RBMK-1000 fehlt die Begründung für die Reaktorschnellabschaltung. Die Einfahrtzeit für alle Schutz- und Steuerstäbe in den Kern war gleich (18-21sec), deshalb war ihre Unterteilung in funktionale Gruppen des Havarieschutzes und der Handregelung lediglich formal und man konnte die Havarieschutz- und Handregelstäbe miteinander vertauschen. Die Autoren der Information für die IAEO bemerkten, daß "die RBMK-Reaktoren mit einer großen Zahl unabhängiger Regelstäbe versehen sind, die sich beim Ansprechen des Havarieschutzes mit einer Geschwindigkeit von 0,4m/sec in den Kern bewegen. Die geringe Bewegungsgeschwindigkeit der Regelorgane wird durch ihre große Anzahl kompensiert" [6] Daß diese Herangehensweise fehlerhaft war, wurde gerade durch den Vorfall nachgewiesen, der Anlaß für die erwähnte Information war. Eine andere Haltung konnte man übrigens von den Autoren des Vortrags 1986 auch nicht erwarten - viele von ihnen waren an der Ausarbeitung des RBMK-Projektes mitbeteiligt gewesen. Erst nach der Havarie wurde eine Reaktorschnellabschaltung ausgearbeitet und in den Kraftwerken eingeführt, mit der die Stäbe nach 2,5 sec völlig in den Kern eingetaucht sind.

Bei anderen Reaktortypen werden die Handregelstäbe für den Leistungsbetrieb zur Steuerung der sich langsam ändernden Neutronenverteilung benutzt. Beim Abfahren werden diese Stäbe für die zusätzliche Unterkritikalität des Reaktors im kalten Zustand verwendet. Bei RBMK-Reaktoren werden die Handregelstäbe ständig bei Betrieb benutzt. Mehr noch, um optimale Bedingungen für die operative Regulierung der

Leistungsdichteverteilung zu haben, muß eine bestimmte Anzahl der Stäbe immer im Kern vorhanden sein. Diese Anzahl erhielt die Bezeichnung Abschaltreaktivität. Ihr physikalischer Charakter wurde jedoch vor der Havarie ganz anders interpretiert, als danach, wo dem Personal die Unterschreitung der zulässigen Abschaltreaktivität vorgeworfen wurde. Die Forderungen in den Vorschriften beschränkten sich darauf, daß mit steigender Leistung eine wachsende Anzahl von Handregelstäben im Reaktor sein müsse, und um so höher müßte auch die Abschaltreaktivität sein, damit die Leistungsdichteverteilung stabil gehalten werden könnte. In den technologischen Vorschriften war nicht der kleinste Hinweis darüber zu finden, daß beim Nichteinhalten der vorgeschriebenen Abschaltreaktivität die Effektivität des Havarieschutzes drastisch reduziert werden könnte, und sie sogar aus einer Bremse für die Kettenreaktion in einen Beschleuniger umgewandelt werden könnte.

Es seien noch einige Worte gesagt zur Frage der sicheren Leistungskontrolle (Intensität der Kernreaktion) beim RBMK-1000. Diese erfolgt mit Hilfe von zwei Systemen: Die physikalische Kontrolle der Energieverteilung (die Geber befinden sich im Kern) und das Steuer- und Schutzsystem, dessen Geber sich sowohl außerhalb des Kerns (im Behälter des biologischen Schutzes), als auch im Kern befinden. Im Prinzip ergänzen sich diese beiden Systeme, jedes einzelne von ihnen hat jedoch wesentliche Mängel, die sich am stärksten bei geringen Leistungen offenbaren. Das hängt damit zusammen, daß das erste System die Überwachung der relativen und absoluten Leistungsdichteverteilung im Bereich von 10-120% und die Überwachung der Reaktorleistung im Bereich von 5-125% der Nennleistung gewährleistet, und das zweite System, das auf Signale der im Kern befindlichen Ionisationskammern reagiert, seine Funktionen zur Regelung des Reaktors nur bei Leistungen oberhalb von 10% der Nennleistung erfüllt. Die Kontrolle eines solchen geometrisch großen Reaktors (Durchmesser des Kerns 11,8 Meter, Höhe 7,0 Meter) bei kleiner Leistung ist enorm schwierig. Bei geringen Leistungen ist das System des lokalen Havarieschutzes und der lokalen automatischen Regelung abgeschaltet, und die Ionisationskammern am Rand fühlen nicht in den zentralen Bereich des Kerns hinein, und umso mehr fühlen sie nicht, wie die Energieverteilung über die Höhe der aktiven Zone verläuft, da alle Ionisationskammern etwa in halber Höhe des Kerns aufgehängt sind. Damit fährt der Reaktoroperator bei geringen Leistungen den Reaktor blind und verläßt sich in seinen Handlungen mehr auf die Erfahrungen und seine Intuition als auf

die Anzeigen von Geräten. Und wenn eine blinde Fahrweise des RBMK-1000 in gewissem Grade beim Anfahren eines entgifteten Reaktors noch zulässig ist, wo die Energieverteilung noch mit der vorausberechneten übereinstimmt, so ist die Steuerung bei abgesenkter Leistung eines ungleichmässig vergifteten Reaktors mit dem Risiko großer Ungleichmäßigkeiten der Verteilung, sowohl in der Höhe, als auch im Radius des Kerns, verbunden.

Ein äußerst ernster konstruktiver Mangel ist das Fehlen eines Schutzes für den Reaktorbereich vor gehäuft auftretenden Zerstörungen der technologischen Kanäle. Deshalb konnte auch die obere Reaktorplatte abreißen, wodurch die ganze Mechanik zum Einführen der Stäbe in den Kern zerstört wurde und die Stäbe sogar aus dem Kern herausgerissen wurden.

Ein häufig diskutiertes Problem ist das Fehlen eines Containments für die Reaktoranlage.

Der IV Block des KKW-Tschernobyl wurde nach einem Projekt errichtet, das ausgearbeitet wurde, als die allgemeinen Richtlinien zur Gewährleistung der nuklearen Sicherheit vom Jahr 1973 gültig waren. Entsprechend Punkt 2.7.1 dieser Richtlinien ist es zulässig, den Primärkreis außerhalb von hermetischen Räumen anzuordnen, damit "im Fall des Auftretens von Havarie-situationen die Lokalisation der entstehenden radioaktiven Stoffe in hermetischen nicht bedienbaren Räumen gewährleistet werden kann, oder ihr zielgerichteter Auswurf ermöglicht wird, wenn er unter den konkreten Bedingungen zulässig ist". Der Punkt 2.7.4 dieser Regeln lautet: "Wenn ein Teil des Primärkreises oder von Hilfssystemen außerhalb von hermetischen Räumen liegt, müssen Vorrichtungen vorgesehen werden, die die Sicherheit der Bevölkerung und des Personals im Fall des Abreißens dieses Kreises gewährleisten".

Laut Projekt ist ein Teil des Primärkreises (Rohrleitungen DN 70 und DN 300) außerhalb der hermetischen Räume gelegen. Für die Räume, in denen diese Kreislaufabschnitte liegen, sind spezielle Auströmplatten installiert, die den gerichteten Auswurf des radioaktiven Dampf-Luftgemisches in die Atmosphäre bei Zerstörungen der Rohrleitungen DN 70 und DN 300 ermöglichen. Die radiologischen Folgen bei solchen Havarien wurden mit einer Dosis von 2,1 REM auf die Schilddrüse eines Kleinkindes aufgrund von Inhalation der Jodisotope abgeschätzt, und auf diese Art wurde

begründet, daß der Verzicht auf ein vollwertiges Lokalisationssystem zulässig ist. Die Möglichkeit von schwerwiegenden Ausgangsereignissen für eine Havarie wurde nicht betrachtet, darunter Havarien mit Lecks im Reaktorraum aufgrund einer Vielzahl zerstörter technologischer Kanäle.

Die Diskussionen über die möglicherweise geringeren Folgen der Havarie vom 26.04.1986 bei Vorhandensein eines Containments haben keinerlei Sinn, da in dieser Richtung keinerlei ernsthafte Forschungsarbeiten durchgeführt wurden. Das Fehlen eines vollwertigen Lokalisierungssystems bei den RBMK-1000-Reaktoren ist als Beispiel für das Verhältnis zu den Sicherheitsfragen symptomatisch und zeugt von der Vernachlässigung der KKW-Sicherheit, die zu einer Philosophie entwickelt wurde und auf dem Prinzip der Verteidigung in der Tiefe basiert. Gerade die Katastrophe von Tschernobyl zeigte überzeugend den Preis auf, den man für Abweichungen vom Prinzip des Mehrbarrierenschutzes zahlen muß.

Der Störfall vom 30.11.1975 am Block I des KKW-Leningrad, der zu radioaktiven Auswürfen führte, setzte einen Prozeß zur Analyse der RBMK-Kennwerte in Gang. Bereits damals wurde klar, daß der Störfall die Folge von prinzipiellen Besonderheiten in der Konstruktion des Reaktors selbst war und kein Fehler des Personals, obwohl bekannt ist, daß das Betreiberpersonal mit einer Abschaltreaktivität von weit unter 15 Handregelstäben operiert hatte.

Eine Kommission von Fachleuten schlußfolgerte schon 1976, daß das Einhalten der zulässigen Temperaturen für die Brennstabhüllen und die technologischen Kanäle bei Havarien mit Störungen in der Kühlmittelzufuhr, unter Berücksichtigung solcher Faktoren wie Änderungen der Neutronenleistung beim Ansprechen des Havarieschutzes HS5 und dem Freiwerden einer positiven Reaktivität durch den Dampfeffekt, eine ungelöste Aufgabe ist. Bereits damals wurde bemerkt, daß eine wichtige Voraussetzung zur Gewährleistung der nuklearen Sicherheit die schnelle Reduzierung der Neutronenleistung mit Hilfe der Havarieschutzstäbe ist, die jene positive Reaktivität kompensieren würde, die beim schnellen Ansteigen des Dampfgehaltes im Kern nach Lecks auftreten würde und außerdem eine größere Unterkritikalität absichern könnte. Es wurde empfohlen, die Berechnungen und Experimente zur Begründung der Sicherheitssysteme und vor allem zur Änderung der Reaktivität bei schnellem Anstieg des Dampfgehaltes im Kern zu beschleunigen. Leider ist man über die Empfehlungen

nicht hinausgekommen, und das Monopol der Ämter und die Politik der Isolation erlaubten es, die tatsächlichen Gründe für den Störfall im Kernkraftwerk Leningrad vor denen zu verschweigen, die eine Reihe von KKW mit Reaktoren RBMK-1000 zu bedienen hatten.

Die Betriebserfahrungen der ersten RBMK-1000-Blöcke ließen die Projektanten des Reaktors bereits 1980 folgende Schlußfolgerungen ziehen:

- die Erhöhung des Wärmeträgerdurchsatzes durch einen Brennstoffkanal verschlechtert die dynamischen Eigenschaften des Reaktors;
- die Verringerung des Abschaltreaktivität verschiebt den Wert aller Reaktivitätskoeffizienten, außer des Brennstofftemperatureffekts, in positive Richtung;
- der Dampfkoeffizient der Reaktivität geht in den positiven Bereich über und steigt bei Erhöhung des Abbrandes;
- der Wert des positiven Reaktivitätseffekts für die Graphit-Temperatur steigt bei Vergrößerung des Abbrandes;
- mit steigendem Abbrand geht der Gesamtkoeffizient der Reaktivität beim Aufwärmen des Umwälzkreises vom negativen in den positiven Bereich über;
- das Trockenlaufen des SUS-Kühlkreises führt zum Freiwerden einer positiven Reaktivität;
- bei niedrigen Leistungen können große Ungleichmäßigkeiten in der Leistungsdichteverteilung auftreten, mit Ungleichmäßigkeitskoeffizienten bis über 10 und es kann zu einer Umverteilung der Effektivität der Steuerstäbe kommen;
- Veränderungen im Gewicht der teilweise eingetauchten Stäbe können ebenfalls durch Veränderungen im Profil des Höhenfeldes auftreten;
- infolge Deformation der Neutronenfelder sowie durch Umverteilung des Wärmeträgerdurchsatzes durch die Kanäle können dabei auch die Reaktivitätskoeffizienten für den Gesamtreaktor ihre Werte ändern.

Die aufgeführte Sammlung von Eigenschaften beim RBMK läßt nicht die Schlußfolgerung zu, daß es sich bei der Havarie um einen einmaligen Sonderfall gehandelt hätte, sondern davon, daß sie unvermeidlich war.

Im wesentlichen waren die Wege zur Erhöhung der Sicherheit von RBMK-1000-Reaktoren schon vor der Havarie klar, und sofort danach wurden die vorrangigen technischen Maßnahmen zur Erhöhung der RBMK-Sicherheit genannt, die in folgendem bestanden:

- Einsatz von 30 zusätzlichen Absorbern in den Kern der Reaktoren (im weiteren Verlauf wurden diese Zahl auf 80 erhöht);
- Erhöhung der Abschaltreaktivität auf 43-48 Handregelstäbe;
- Festlegung der minimal zulässigen Abschaltreaktivität mit 30 Handregelstäben (und nicht 15 wie es vor der Havarie war);
- Vergrößerung der Zahl der verkürzten Absorber von 21 auf 32;
- Einfahren aller SUS-Stäbe (außer den verkürzten Absorbern) auf 1,2 Meter in den Reaktorkern (Umbau der oberen Endschalter);
- Begrenzung der Bewegung verkürzter Absorberstäbe im Bereich von 3,5-1,2 Meter,
- Absicherung zur Berechnung der operativen Reaktivitätsreserve mit einem Zyklus von 5 Minuten (und nicht 15 Minuten wie vor dem Störfall);
- Verbot des Betriebes von 4 HUP bei einer Reaktorleistung unter 700 MW-thermisch (Bestätigung dafür, daß vor dem Störfall dieses Verbot nicht bestand).

Jedoch die Kenntnis von konstruktiven Mängeln und Instabilitäten von physikalischen und thermohydraulischen Kennwerten beim RBMK führten nicht zu adäquaten Maßnahmen, erstens zur Beseitigung dieser Mängel, zweitens zur Aufklärung des Personals über die Folgen der Gefährlichkeit der Kennwerte, Schulung des Personals. Die Überzeugung von der Unfehlbarkeit des Personals und das Unverständnis über den möglichen Preis der Folgen von Fehlhandlungen bei der Steuerung solcher Reaktoren führte dazu, daß die Projektanten und die Autoren der Bedienhandbücher für den RBMK dem Personal die tatsächliche Gefährlichkeit einer Reihe von Besonderheiten dieses Reaktortyps bei möglichen Handlungen und auch bei Fehlhandlungen nicht vor Augen führten. Die Festlegungen von Grenzwerten und Bedingungen des sicheren Betriebes in Vorschriften waren nie eindeutig. Eine Reihe von Schutzfunktionen waren von technischen Geräten auf das Personal übertragen worden. Technische Maßnahmen, die die fehlende Übereinstimmung zwischen RBMK-Projekt und

den Forderungen der nuklearen Sicherheit kompensiert hätten, waren nicht ergriffen worden. Die Reaktorprojektanten kannten die Mängel der Konstruktion und die Besonderheiten der Reaktorphysik, doch sie schätzten nicht die möglichen Folgen dieser Mängel ab und verstanden nicht, daß sie zur Katastrophe führen könnten. Die Erklärung für eine solche Situation kann man nicht geben, wenn man die Schuld bei konkreten Personen sucht. Das System der Beziehungen zueinander im Lande und die Erziehung einiger Generationen von Menschen nach falschem Wertmaßstab, das Abgeschottetsein, der Monopolismus der Ämter - all das führte dazu, daß die Sicherheit als Ziel allen Handels negiert wurde.

Die Flinte war also geladen, und es mußte nur noch der Abzug betätigt werden.

Was geschah am 26.04.1986 am IV Block des KKW Tschernobyl?

Etwa 24 Stunden vor der Havarie wurde der Block abgelastet, damit er gemäß Plan außer Betrieb gehen konnte. Dabei waren Experimente vorgesehen, in deren Verlauf mit genaueren Methoden die Projektkennwerte der Ausrüstung überprüft werden sollten, die zur Verhinderung von Störfällen zur Verfügung standen.

Die gewählte Ausgangsleistung für diese Versuche betrug 1000-700 Megawatt thermisch, d.h. 28-22% der Nennleistung. Doch entweder waren die Erfahrungen nicht ausreichend, oder die Xenonvergiftung, hervorgerufen durch die vorhergehende Entlastung des Blockes, war zu stark, wie dem auch sei, dem Operator gelang es nicht, die Leistung zu halten und sie sackte praktisch auf Null ab.

Versuchsleitung und Operatoren faßten den Entschluß, die Leistung wieder anzuheben, was offensichtlich die Havariesituation heraufbeschwor. Aus welchem Grunde offensichtlich? Weil es bis jetzt keine Antwort auf die Frage gibt: Von welchem Zeitpunkt an konnte man den Reaktor nicht mehr durch Abwurf von Stäben abschalten, ohne die Gefahr einer schweren Havarie heraufzubeschwören?

Über diese Situation muß jedoch jetzt gesprochen werden, denn der Vorwurf an das Personal, weitere technologische Verstöße begangen zu haben, kann entweder nicht bestätigt werden, oder sie haben keine Beziehung zu den Ursachen der Havarie und stehen in keinem Verhältnis zu ihrem Ausmaß.

Wie bereits erwähnt, wiesen die Havarieschutz- und Handregelstäbe konstruktive Mängel auf, wodurch bei ihrer Bewegung aus der oberen Endlage in den Kern in den ersten Sekunden des Einfahrens eine positive Reaktivität im Reaktor indiziert wurde. Das war dem Personal nicht bekannt. Des weiteren war dem Personal nicht bekannt, daß die Gefahr dieses Effektes mit sinkender Abschaltreaktivität steigt. Als 2 Stunden vor der Katastrophe die Leistung planmäßig abgesenkt wurde, betrug die Abschaltreaktivität etwa 30 Handregelstäbe. Die der Leistungsabsenkung folgende Xenonvergiftung und die Reduzierung des Dampfgehaltes führten zu einer weiteren Absenkung der Abschaltreaktivität, siehe Abb. 5. Das Übergangsverhalten des Blockes und der instabile Betrieb der Rechentechnik ließen das Personal ohne Informationen über die tatsächliche Abschaltreaktivität. Im Übergangsverhalten kann diese praktisch auch nicht durch Inaugenscheinnahme bestimmt werden.

Den Leistungseinbruch konnte man entsprechend der Betriebsvorschrift auch als kurzzeitigen Stillstand betrachten, und für die Leistungserhöhung mußte demzufolge entsprechend die vorhandene Abschaltreaktivität vor dem Abfahren gehalten werden. Das bedeutet etwa 30 Stäbe, um nicht der Norm zu widersprechen. Doch andererseits war der Reaktorbetrieb bei einer Abschaltreaktivität unterhalb von 15 Stäben verboten, die offensichtlich auch unterschritten worden war (hierzu muß bemerkt werden, daß die Werte für die Abschaltreaktivität auf Abb. 5 durch Berechnungen nach der Havarie bestimmt wurden). Wie dem auch sei, durch die technologischen Vorschriften vorgegebene Abschaltreaktivitäten mußten zur Sicherung einer zuverlässigen Steuerung der Neutronenflußverteilung im Reaktor eingehalten werden. Im übrigen hat dieser Vortrag sich nicht das Ziel gestellt zu klären, ob das Personal technologische Vorschriften verletzte oder nicht. Wesentlich für das Verständnis des Prozesses ist etwas anderes. Nach der Entscheidung über die Leistungserhöhung nach ihrem Einbruch war das Personal gezwungen, Handregelstäbe aus dem Reaktor zu entfernen, ohne zu verstehen, daß jede Reduzierung der Abschaltreaktivität unterhalb eines vorgegebenen Nennwerts das Havarieschutzsystem aus einem Mittel zum Abfahren des Reaktors in ein Mittel zum Durchgehen des Reaktors verwandelte.

Nun, die Entscheidung war gefallen. Die Leistung des Reaktors wurde auf 200 Megawatt erhöht, d.h. etwa auf 6% ihrer Nennleistung. Zusätzlich wurden 2 Hauptkühlmitelpumpen zugeschaltet. Hier muß ergänzt werden, daß vor der Havarie der Betrieb des Reaktors bei dieser Leistung nicht verboten war, auch nicht mit allen 8 in Betrieb

befindlichen Hauptkühlmittelpumpen. Es wurden jene Parameter stabilisiert und registriert, die für die nachfolgende Analyse der Versuchsergebnisse interessant gewesen wären. Um 01:23:04 Uhr wurde die Dampfzufuhr zur Turbine gestoppt, und der Versuch begann. In seinem Verlauf verringerten 4 Hauptkühlmittelpumpen ihren Durchsatz mit dem Auslauf des Turbogenerators. Der Gesamtdurchsatz des Kühlmittels durch den Reaktor wurde etwas geringer. Die Kavitationsreserve der Hauptkühlmittelpumpen war gering, jedoch es gab keinerlei Anzeichen einer thermischen oder physikalischen Instabilität des Reaktors. Der Havarieschutz war entgegen vielen Behauptungen in Übereinstimmung mit den Vorschriften verriegelt. Als der Versuch beendet war, nämlich 36 Sekunden nach seinem Beginn, fuhr der diensthabende Ingenieur für die Steuerung des Reaktors diesen ab, indem er den Knopf des Havarieschutzes auslöste. Keiner der registrierten Parameter (und auch keine Augenzeugenberichten derjenigen Personen, die sich zu jener Zeit in der Blockwarte aufhielten) gibt eine Erklärung dafür, warum er dies nicht früher oder später tat. Das Betätigen des Knopfes für den Havarieschutz zum Abfahren des Reaktors ruft kein Erstaunen hervor, da dies eine gewöhnliche rituelle Handlung ist, die immer durchgeführt wird, wenn der Reaktor abgefahren wird. Doch dieses Mal waren die Folgen dieser einfachen und vorgeschriebenen Handlung des Operators unvorhersehbar.

Es folgte ein intensiver und völlig unerklärlicher Anstieg der Leistung. Nach 2-3 Sekunden kam es zum Signal "Überschreitung der Havariegrenzwerte für die Leistungserhöhung und die Leistungsanstiegs geschwindigkeit", die das Ansprechen des Havarieschutzes hervorrufen. Jedoch die Havarieschutzstäbe bewegten sich schon seit 2-3 Sekunden in den Kern hinein. Nach weiteren 6-7 Sekunden brach ihre Bewegung ab. Die Geräte zeigten an, daß die Stäbe lediglich die Hälfte ihres Weges zurückgelegt hatten.

Alle Forscher sind sich darin einig, daß der Beginn für das Durchgehen des Reaktors im Einfahren der Havarieschutz- und Handregelstäbe in den Kern zu suchen ist. Auf Abb. 6 ist die Transformation der Neutronenverteilung über die Höhe in einem Schnitt durch den Kern dargestellt, und die dadurch hervorgerufen Parameteränderung der Reaktoranlage. Aus der Abbildung ist ersichtlich, daß sich in den ersten 4-5 Sekunden die Leistungsdichte im oberen Kernbereich verringert, wogegen sie im unteren Teil ungewöhnlich stark ansteigt, dort wo die Wassersäule durch eine Graphitsäule ersetzt wurde und die Reaktivität ansteigt. Die Diskussionen gehen gegenwärtig da-

rüber, wieviel Nennleistungen des Reaktors auf 1/5-1/7 des Kerns freigesetzt wurden, und wie ungleichmäßig die Leistungsdichteverteilung über den Querschnitt des Kerns war. Die zweite Streiffrage besteht darüber, ob die Neutronenleistung, die laut Anzeige der Geräte zunächst etwas abfiel, so schnell ansteigen konnte, daß nach 2-3 Sekunden die Havariesignale auftraten, die bereits oben erwähnt wurden.

Es ist keine einfache Aufgabe, für den RBMK die Ausgangsleistungsdichteverteilung zum Zeitpunkt des Startes nachzuvollziehen, ganz zu schweigen von der Dynamik. Bei realen Fehlergrößen bei der Bestimmung der Ausgangsform der Verteilung kann sich die Geschwindigkeit für den Leistungsanstieg des Reaktors um 2,5mal unterscheiden, die Anzahl der Kanäle mit kritischer Temperatur des Brennstoffs um das 8fache.

Auf derselben Abbildung sind die Veränderungen der berechneten Gesamtreaktivität und Reaktorleistung sowie die summierte Leistung dieser zwei Hälften dargestellt, die sich um mehr als das doppelte voneinander unterscheiden. Die Kurve zeigt den Druckanstieg in den Separationstrommeln und die Reduzierung des Gesamtdurchsatzes beim Kühlmittel durch den Reaktor etwa 7 Sekunden nach dem Drücken des Havarieschutzknopfes.

Die Werte über die Druckänderung und den Durchsatz sind durch festinstallierte Computerprogramme und die dazu synchronisierte Zeit für die Bewegung der Havarieschutzstäbe registriert. Die Werte der einzelnen Leistungsdichteverteilungen und der Reaktorleistung sind rechnerisch bestimmt, nach Programmen, die nur die Reaktoreffekte modellierten, ohne Beschreibung der Änderungen bei den Kreislaufparametern.

Es wird kaum möglich sein, die Leistungsdichte des Brennstoffs nach dem ersten Neutronenpik genau zu bestimmen. Es ist jedoch aus Untersuchungen japanischer Forscher bekannt, daß bei impulsartiger Leistungserhöhung, die von Sekundenbruchteilen bis zu einigen Sekunden dauern kann, ab einer bestimmten Leistungsgrenze die Brennstäbe zerstört werden. Wenn zerstörte Brennstoffteile ins Wasser gelangen, rufen sie mit ihrer Temperatur von 2000°-3000°C eine stürmische Dampfbildung und einen lokalen Druckanstieg in den technologischen Kanälen hervor. Bei einer Analyse der Zerstörungskräfte, die bei der Havarie im Kernkraftwerk Tschernobyl auf-

traten, zeigten die japanischen Fachleute, daß eine Zerstörung der Rohrkanäle auch bei einer normalen Wandtemperatur (280°C) auftreten kann, wenn diese jedoch steigt - dann durch Kontakt mit erwärmtem Brennstoff. Im letzten Fall ist dann nicht einmal eine Erhöhung der Temperatur des Kühlmittels erforderlich. Die Beschädigung mehrerer technologischer Kanäle ist für einen RBMK-Reaktor von katastrophalen Folgen, da sie zum Abriß und zur Lageverschiebung der oberen Reaktorplatte führt. Der registrierte Abbruch beim Einfahren der Stäbe auf halbem Weg zeugt davon, daß dies bereits 8-9 Sekunden nach Beginn des Auslösungsereignisses auftrat - dem Drücken des Havarieschutzknopfes. Des weiteren rief die Zerstörung von technologischen Kanälen einen Druckabfall im gesamten Kühlkreislauf hervor, sowie das gleichzeitige Sieden des Kühlmittels im gesamten Kernbereich. Die allgegenwärtige Dampfbildung rief bei Vorhandensein eines ungewöhnlich hohen positiven Dampfkoeffizienten der Reaktivität unausweichlich einen katastrophalen Leistungsanstieg des Reaktors hervor.

Katastrophen in der Industrie sind immer, im größeren oder kleineren Maße, mit der Tätigkeit der Menschen verbunden. Die Katastrophe von Tschernobyl ist darin keine Ausnahme. Die Voraussetzungen dafür (unzureichende Kennwerte und Konstruktion des Reaktors) waren lange vor ihrem Eintreten geschaffen. Doch auch in den letzten Stunden war der Beitrag des Menschen beträchtlich.

Eine Analyse der menschlichen Handlungen während der Vorbereitung und Durchführung der Versuche zeigt, daß das Personal folgende Verletzungen der Betriebsvorschriften und der Normativ-Dokumentation beging:

- Betrieb des Reaktors mit einer Abschaltreaktivität von 15 Stäben und weniger im Zeitraum zwischen 07 Uhr und 13:30 Uhr am 25.04.1986 und etwa von 01 Uhr an am 26.04.1986 bis zum Zeitpunkt der Havarie;
- Abschalten des Systems der Havariekühlung des Reaktors im gesamten Umfang;
- Heraufsetzen der Grenzwerte für den Reaktorschutz bei Höhenstandsabfall in der Separationstrommel von -600 auf -1100;
- Durchsatzerhöhung bei einzelnen Hauptkühlmittelpumpen bis auf 7000m³/h.

Außerdem ließ das Personal Abweichungen vom Versuchsprogramm zu. Schlußfolgerungen darüber, ob die Handlungen des Personals nach dem Leistungseinbruch

um 00:28 Uhr berechtigt waren, können nicht gezogen werden, da die Betriebsvorschriften, die dem Personal zur Verfügung standen, außerordentlich widersprüchlich sind.

Die Auswirkungen der größten Verstöße des Bedienpersonals von Block IV im KKW Tschernobyl auf die Ursache und den Maßstab der Havarie sind sehr ungleichmäßig. Das Abschalten des Havariekühlsystems des Reaktors wirkte überhaupt nicht auf die Entstehung der Havarie und ihren Maßstab ein. Das Zuschalten von 8 gegenüber den üblichen 6 Hauptkühlmittelpumpen erschwerte vermutlich das Durchgehen im Reaktor, das nicht mit dem Betrieb dieser Pumpen im Zusammenhang steht, was jedoch noch genauer überprüft werden muß.

Die Handlungen mit den Verriegelungswerten und das Abschalten von technologischen Schutzvorrichtungen und Blockierungen war keine Ursache für eine Havarie und hatte keine Auswirkungen auf ihren Maßstab. Diese Handlungen hatten keinerlei Bezug zum Havarieschutz des Reaktors selbst (zur Höhe der Leistung und zur Geschwindigkeit ihres Anstiegs), der vom Personal auch nicht außer Betrieb gesetzt worden war.

Die Veränderung der Ausgangsleistung für den Versuch und die nachfolgende Ablastung des Blockes hatten zur Folge, daß zusätzliche Handlungen bei der Steuerung des Blockes nötig waren, die im Programm nicht vorgesehen waren, wodurch das Risiko unglücklicher und falscher Handlungen anstieg. Außerdem bedingte die geringe Reaktorleistung eine höhere Wahrscheinlichkeit für positive Reaktivitätseffekte, die sich dadurch maximal entwickeln konnten. Obwohl es paradox klingt; doch als gefährlich erwies sich die geringe Leistung, für die in den Projektmaterialien keinerlei Untersuchungen durchgeführt wurden, für die es jedoch auch keine Begrenzungen gab. Eine Versuchsdurchführung bei den geplanten 700 Megawatt thermisch hätten möglicherweise überhaupt nicht zur Havarie geführt, jedoch die Richtigkeit dieses Gesichtspunktes muß durch weitere Untersuchungen entweder bestätigt oder verworfen werden. In jedem Fall muß die Möglichkeit eines Betriebes bei unzulässigem Leistungsniveau den Reaktorprojektanten zur Last gelegt werden, und nicht denen, die den Reaktor bedienten.

Die einzige Verletzung, die unmittelbar auf die Entstehung und in gewissem Maße auch auf die Entwicklung der Havarie Einfluß hatte, das war der Betrieb des Reaktors mit einer Abschaltreaktivität unter 15 Handregelstäben. Welche Anweisungen hatte das Personal in Bezug auf diesen Parameter?

Im Kapitel 9 der technologischen Vorschrift "Normale Betriebsparameter des Blockes und zulässige Abweichungen" wird gesagt: "Bei Nennleistung im stationären Betriebszustand muß der Wert der Abschaltreaktivität mindestens 26-30 Stäbe betragen. Der Betrieb bei einem Vorrat unterhalb von 26 Stäben wird nur mit Genehmigung des Chefingenieurs gestattet.

Bei Reduzierung der Abschaltreaktivität bis auf 15 Stäbe muß der Reaktor unverzüglich abgefahren werden. Die wissenschaftliche Leitung des Kraftwerks hat regelmäßig (einmal pro Jahr) die konkreten Bedingungen der stabilen Einhaltung der Leistungsdichteverteilung des jeweiligen Blockes zu überprüfen und, falls erforderlich, nach Abstimmung mit dem wissenschaftlichen Leiter und dem Chefkonstrukteur die Forderungen zu verschärfen." Die Widersprüchlichkeit dieser Anweisungen hinsichtlich der operativen Reaktivitätsreserve wird auch durch die nachfolgenden Zitate aus der Betriebsvorschrift illustriert, die mit der Situation um 00:28 Uhr (Leistungseinbruch) in Verbindung stehen: "6.2. Leistungserhöhung des Reaktors nach kurzzeitigem Stillstand ohne Durchgang durch die "Jodmulde" ist bei ausreichender Reaktivitätsreserve zulässig. Diese wird aus der Reserve zum Abfahren bestimmt. Die nötige Reaktivitätsreserve in Abhängigkeit vom Leistungsniveau, auf dem der Reaktor bis zum Abfahren betrieben wurde, ist in der Tabelle aufgeführt.

Tabelle 6.1.

Ende des Zitats.

"6.6.4. Die minimale Reaktivitätsreserve bei Leistungserhöhungen nach kurzzeitigem Anfahren muß mindestens 15 Stäbe betragen.

Falls beim Anheben der Handregelstäbe, beim Wiederkritischmachen des Reaktors, die Reaktivitätsreserve auf 15 Stäbe gefallen ist und weiter fällt, so sind alle Stäbe in die untere Endlage abzuwerfen...."

In der technischen Begründung der Sicherheit für die Baustufe 3 des KKW Tschernobyl gibt es jedoch folgenden Passus: "Mit Genehmigung des Hauptingenieurs wird der Betrieb unterhalb der minimalen Abschaltreaktivität gestattet, jedoch für maximal 3 Tage. Bei einer Anschaltreaktivität unter 10 Stäben ist der Betrieb des Blockes unzulässig."

Die angeführten Auszüge lassen folgende Schlußfolgerungen zu:

1. die Abschaltreaktivität war eindeutig als Mittel zur Regelung der Leistungsdichteverteilung definiert;
2. die Hinweise darüber, daß die Reduzierung der Abschaltreserve unterhalb 15 Handregelstäben möglich ist, zeugt davon, daß die Abschaltreserve nicht als Sicherheitsgrenzwert definiert worden war, dessen Verletzung zu einer Havarie hätte führen können.

Damit war die Abschaltreserve kein Maß für die Fähigkeiten des Havarieschutzes, seine Funktionen zu erfüllen. Das ist auch natürlich, da eine solche Definition als eine fälschliche Übertragung der Funktionen des Reaktorschutzes von technologischen Mitteln auf das Personal verstanden worden wäre, mit der Erwartung, daß das Personal wie ein Bordcomputer arbeiten würde. Im Projekt war des weiteren kein automatischer Schutz für die Abschaltreserve vorgesehen.

Das Personal hatte nicht die volle Gefahr bei der Reduzierung der Abschaltreserve verstanden, besonders vom Blickwinkel der Fähigkeiten des Havarieschutz, seine Funktionen zu erfüllen. Jedoch auch nach Erkennen des Problems hätte es nicht den Schutz des Reaktors vor dem Durchgehen gewährleisten können, der auf das Personal abgewälzt worden war.

In jeder Situation hatte das Personal das Recht zu hoffen, daß bei einem beliebigen Betriebsfall des Reaktors der Havarieschutz ansprechen, die Kettenreaktion effektiv unterbrechen und damit das Durchgehen des Reaktors verhindern würde. Doch so

war es nicht und bis zum Ausbruch der Havarie war das Personal der Blöcke mit RBMK nicht darüber informiert gewesen, daß die Größe der Abschaltreserve (bei der vorgegebenen Konstruktion der SUS-Stäbe vor der Havarie) weniger die Möglichkeit des Regelns der Leistungsdichteverteilung des Reaktors bestimmt, sondern vor allen Dingen die Fähigkeit des Havarieschutzes seine Funktionen projektgemäß zu erfüllen.

Bei den Kernkraftwerken mit RBMK waren viele Funktionen des Havarieschutzes (darunter auch bei Erreichen des Grenzwertes für die Abschaltreserve) auf das Personal abgewälzt worden, mit der tiefen Überzeugung, daß das Personal ein absolut sicheres Element in der komplizierten und weit verzweigten Kette für die Gewährleistung der Reaktorsicherheit sei. Doch wenn ein KKW über viele Jahre gut läuft, und so war es im KKW-Tschernobyl, kann dies dazu führen, daß die Operatoren auf unnormale Bedingungen nicht adäquat reagieren. In der Luftfahrt wird solch ein Zustand als Gutgläubigkeit bei der Steuerung bezeichnet. Und diese Gutgläubigkeit war am 26.04.1986 vorhanden. Viereinhalb Jahre nach der Havarie sagte einer der Entwickler des Reaktors: Die jahrelangen Erfahrungen beim störungsfreien Betrieb von militärischen Reaktoren in der UdSSR hatten die tiefverwurzelte Philosophie entstehen lassen, daß es ausreichend ist, eine richtige Vorschrift zur Steuerung eines Reaktors zu schreiben und damit die Sicherheit zu garantieren. Es verstand sich von selbst, daß die Vorschrift erfüllt wurde und das in jedem Fall. Es stellte sich jedoch heraus, daß sich dies überhaupt nicht von selbst verstand. Und die erste wichtigste Lehre von Tschernobyl heißt: Die Sicherheit eines KKW kann nicht auf Betriebsvorschriften beruhen. Wenn wegen der Abweichungen irgendeines Parameters der Reaktor abgefahren werden muß, hat dies automatisch zu erfolgen, ohne Einwirkungen des Operators. Mehr noch, man muß Maßnahmen vorsehen, damit ein solcher automatischer Schutz nicht von Hand außer Betrieb genommen werden kann. [8] Es bleibt lediglich zu ergänzen, daß die im Jahre 1986 gültige Vorschrift für RBMK-Reaktoren kaum als richtig anerkannt werden kann.

Und so war das Ausgangsereignis für die Havarie das Drücken des Knopfes für den Abwurf der Havarieschutzstäbe (HS5) durch den diensttuenden Ingenieur. Unmittelbare Ursache für die Havarie war der nicht steuerbare Anstieg der Reaktorleistung, der zu Beginn wegen des Reaktivitätsanstieg entstand, hervorgerufen durch die Verdänger in den SUS-Stäben. Der Anstieg der Reaktivität zu Beginn bedingte einen

beträchtlichen Leistungsanstieg, da der Reaktor eine starke positive Rückkopplung zwischen Reaktivität und Dampfgehalt im Kern besaß. In nicht geringem Maße hatte auch die niedrige Reaktorleistung zu Beginn eine Rolle gespielt, sowie die thermodynamischen Kennwerte, die erst einen maximalen Dampfeffekt der Reaktivität ermöglichten, sowie des weiteren beträchtliche Ungleichmäßigkeiten in der Leistungsdichteverteilung über das Kernvolumen.

Die Havarie von Tschernobyl paßt in ein Standardschema, das auf alle großen bekannten Katastrophen angewendet werden kann. Zu Beginn kommt es zu einer Anhäufung negativer Normabweichungen, und solche Abweichungen von den Forderungen der Sicherheitsvorschriften waren beim Projektieren dieses Reaktors in großer Menge zugelassen worden. Sie bilden eine Gesamtheit unerwünschter und im einzelnen scheinbar nicht sehr gefährlicher Eigenschaften und Ereignisse. Dann kommt es zu einem auslösenden Ereignis, im gegebenen Falle durch subjektive Handlungen des Personals hervorgerufen, wodurch das Zerstörungspotential sich voll auf das Objekt auswirken kann.

Im Lichte einer solchen Verallgemeinerung ist es ziemlich unproduktiv, nun darüber zu philosophieren, wessen Schuld größer ist: dessen, der die Waffe an die Wand hängte und nicht vermutete, daß es sich um eine Kanone handelt, oder dessen, der unvorsichtig genug war, auf den Abzugshahn zu drücken.

Zweifellos gibt es gemeinsame Gründe, die zur Havarie von Tschernobyl führten. Anders lassen sich nicht die langjährigen Anhäufungen von Verletzungen erklären, die unrechtmäßigen Handlungen bzw. die unrechtmäßige Handlungslosigkeit, all das, was insgesamt die kritische Masse bildete, bereit zur Explosion und in Erwartung des auslösenden Ereignisses.

1. Bei den im Lande juristisch nicht geklärten Rechten, Verpflichtungen und Verantwortungen der in den Prozeß der Nutzung der Kernenergie Eingebundenen trug niemand die volle Verantwortung für die Sicherheit von Kernkraftwerken. Jeder Teilnehmer des Prozesses war nur für die Bereiche seiner Arbeit verantwortlich, die er unmittelbar ausführte. Im Zusammenhang damit gewinnt die Frage der Atomgesetzgebung eine vorrangige Bedeutung.

2. Das System der Qualitätssicherung in der Kernenergetik ist ungenügend, wodurch es möglich wird, daß einer irgendetwas herstellt, doch nicht das, was nötig ist, und die anderen müssen dieses irgendetwas betreiben, jedoch nicht so, wie es sich gehört. Diese Situation hängt zusammen sowohl mit dem faktischen Fehlen einer Betreiberorganisation, sowie mit dem langen Fehlen einer effektiven Kontrollorganisation im Lande .
3. Die unzureichende Menschenführung, das unadäquate Verständnis von der Psychologie der Handlungen des Menschen und besonders des Operators, weiter die technokratische Auffassung vom Menschen als hochzuverlässigem Mechanismus, der die ihm auferlegten Funktionen garantiert erfüllt. In Wirklichkeit ist das Wesen des Menschen zweiseitig: Einerseits ist er die Hauptquelle von Fehlern, andererseits besitzt er die einzigartige Fähigkeit, auftretende Probleme zu erkennen und zu lösen.
4. Das seit Jahrzehnten anerzogene Prinzip, wonach das Ziel die Mittel heilige. Die bei der Ausführung des Programms aufgetretenen Schwierigkeiten und einzelne Forderungen der Vorschriften wurden durch jahrelange Gewohnheit an die bedingungslose Erreichung des gestellten Ziels überwunden; hilfreich dabei war das ganze System von materiellen Anreizen sowie Bestrafungen des Bedienpersonals und das in der Gesellschaft vorherrschende Verständnis von Pflicht.

Man könnte die Liste solcher Ursachen noch weiter verlängern. Ein großer Teil jedoch davon kann unter dem Gesamtbegriff "Mangel an Sicherheitskultur" zusammengefaßt werden.

Mit dem Begriff Sicherheitskultur eng verbunden sind die persönliche Beziehung zur Arbeit und die Verantwortung für die Sicherheit eines KKW. Sicherheitskultur setzt voraus, daß bei der Vorbereitung und Schulung des Personals vor allem die Gründe für die angewandte Praxis der Gewährleistung der Sicherheit genannt werden, sowie die Folgen für die Sicherheit, die auftreten können, wenn das Personal seine Verpflichtungen nicht erfüllt. Besonders betont werden Gründe für das Festlegen von Sicherheitsgrenzwerten und die Folgen ihrer Überschreitung. Sicherheitskultur setzt eine allgemeine psychologische Einstimmung auf die Sicherheit voraus, die vor allem

vom Handeln des Führungspersonals abhängt, das an der Errichtung und am Betrieb eines KKW teilnimmt.

Die Konzeption der Sicherheitskultur hat die Rahmen des reinen Kraftwerkesbetriebes gesprengt und alle Stadien im Lebenszyklus eines KKW erreicht, die irgendwie auf seine Sicherheit Einfluß haben können. Sie hat sogar die höchsten Leitungsebenen erreicht, z.B. die Gesetzesgebende und die Regierung, die entsprechend dieser Konzeption ein nationales Klima schaffen müssen, unter dem die Sicherheit Sache der tagtäglichen Aufmerksamkeit ist.

Eine Analyse der Ereignisse von Tschernobyl von der Position dieser Konzeption aus zeigt, daß Mängel in der Sicherheitskultur nicht nur für das Stadium des Kraftwerkbetriebes charakteristisch sind, sondern in nicht geringerem Maße auch für die Beteiligten an anderen Stadien der Errichtung und des Betriebes von KKW (Konstrukteure, Projektanten, Bauleute, Hersteller der Ausrüstung, Mitarbeiter der Ministerien und der Kontrollorganisationen usw.).

Eine Sicherheitskultur konnte übrigens auch nicht in einem totalitären Regime existieren, da ihre Grundlage auf Zweifeln aufgebaut ist, auf dem freien Recht des Menschen, seine eigene Meinung zu haben. Doch dies wurde im existierenden System nicht zugelassen.

Gerade deshalb ist es das allerwichtigste, Unannehmlichkeiten in der Zukunft vorzubeugen durch die allumfassende Einführung einer Sicherheitskultur als allgemeinstes Ziel, bei dessen Erreichen wir die wissenschaftlich-technischen, sozial-ökonomischen und menschlichen Prinzipien der Garantie der Sicherheit des Menschen in der modernen Welt erreichen.

Es gibt noch eine Havarieursache. Die langjährige Isolation der sowjetischen Atomwissenschaft und Technik von der Erfahrung der übrigen Welt und besonders den Erfahrungen auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit sowie des Sicherheitsmanagements. Obwohl die Sowjetunion Vollmitglied der IAEO seit dem Tag ihrer Gründung war, wurden von ihr viel zu wenig Anstrengungen unternommen, um an den wissenschaftlichen Programmen der Organisationen auf dem Gebiet der nuklearen und der Strahlensicherheit teilzunehmen, in der Annahme, daß die Hauptprobleme der Kerneenergetik auf anderen Gebieten liegen. Und dort, wo dennoch eine Teilnahme statt-

find, blieben die Ergebnisse und Kenntnisse auf einen kleinen Kreis von Menschen beschränkt, wie auch die Erfahrungen, die innerhalb des Landes gesammelt wurden. Tschernobyl zeigte die tragische Fehlerhaftigkeit einer solchen Position. Der länderübergreifende Charakter der Folgen möglicher Havarien in Kernenergieobjekten erfordert heute die Erweiterung der Zusammenarbeit unter den Ländern besonders auf diesem Gebiet. Mehr als jemals zuvor muß es eine abgestimmte (wenn nicht einheitliche) Politik und Praxis der Länder auf dem Gebiet der Verarbeitung und Nutzung von Sicherheitsnormen, der Genehmigung, Durchführung und Politik von Inspektionen und Auflagen, der Methoden bei der Bewertung der betrieblichen Sicherheit und ihrer Übereinstimmung mit den modernen Anforderungen an die Sicherheit und vieles andere geben.

Erst bei Lösung des Problems der Gewährleistung der Sicherheit in der Kernenergie auf internationaler Ebene ist es möglich, das Vertrauen der Öffentlichkeit zurückzugewinnen und die Kernenergie weiterzuentwickeln. In diesem Zusammenhang ist von besonderer Bedeutung, eine Atmosphäre der Offenheit in Sicherheitsfragen zu schaffen und die Zugänglichkeit an Informationen zum Zwecke gegenseitiger Untersuchungen zu ermöglichen.

Literatur:

1. Dolleshal, Jemeljanow
Kanalreaktoren, Moskau Atomisdat 1980
2. Nuclae Engineering and Design v. 106, N2, 1988 P.179-189

3. Analyse der ersten Phase bei der Entwicklung der Havarie am Block IV des KKW-Tschernobyl. Atomenergie v. 64 N.1 Januar 1988
4. Safety culture, safety serious N.75 - Insag - 4 IAEA Vienna, 1991
5. Zu den Ursachen und Umständen der Havarie am IV Block des KKW-Tschernobyl am 26.04.1986. Bericht der staatlichen Überwachungskommission der UdSSR, 1991
6. Informationen zur Havarie im KKW-Tschernobyl und ihre Folgen, vorbereitet für die IAEO. Atomenergie, V.61 N.5 November 1986, P.320
7. Technologische Vorschriften für den Betrieb der Blöcke III + IV im KKW-Tschernobyl. Sojus-Atomenergo, 1984
8. Kallugin: Das heutige Verständnis der Havarie. Priroda 1990 Nr. 11, Seite 70-77.

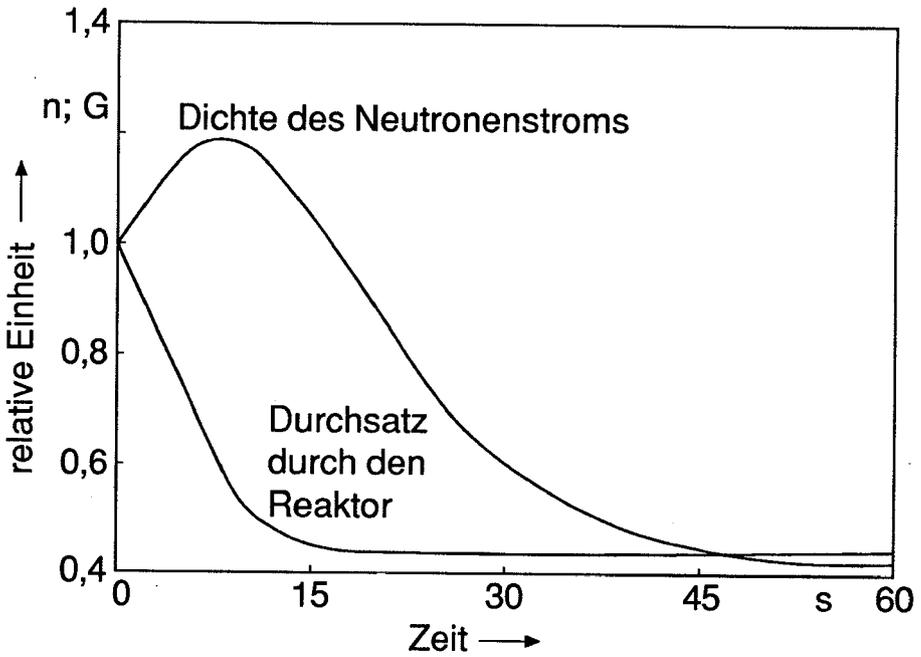


Bild 1:

**Parameteränderungen im Reaktor bei Ausfall/
Abschalten von 4 aus 6 Hauptkühlmittelpumpen**

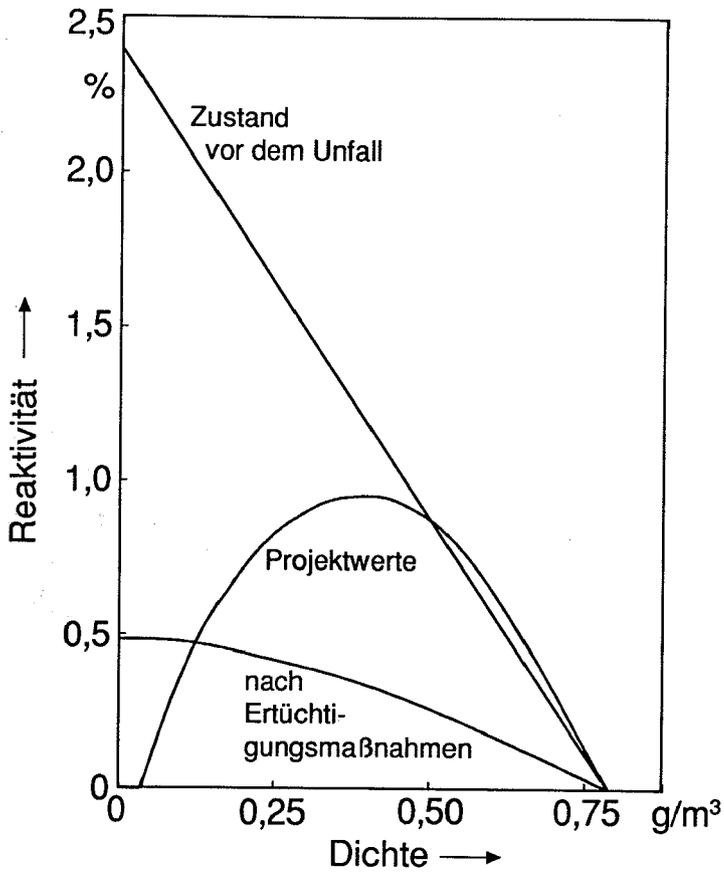


Bild 2:

**Abhängigkeit der Reaktivität
von der Kühlmitteldichte**

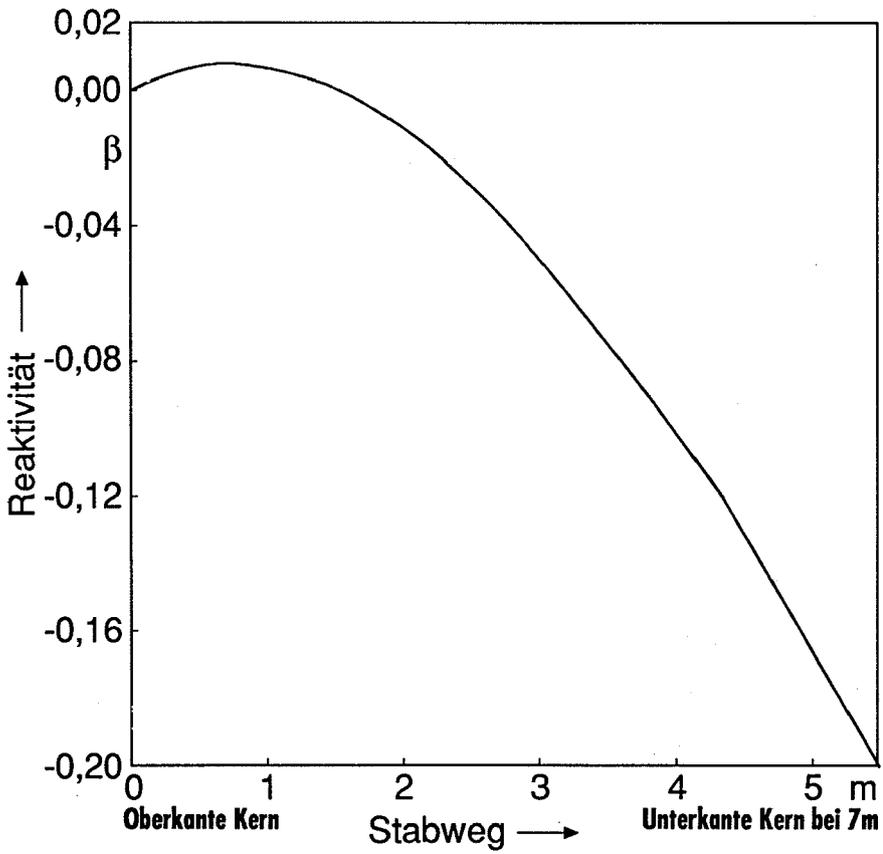
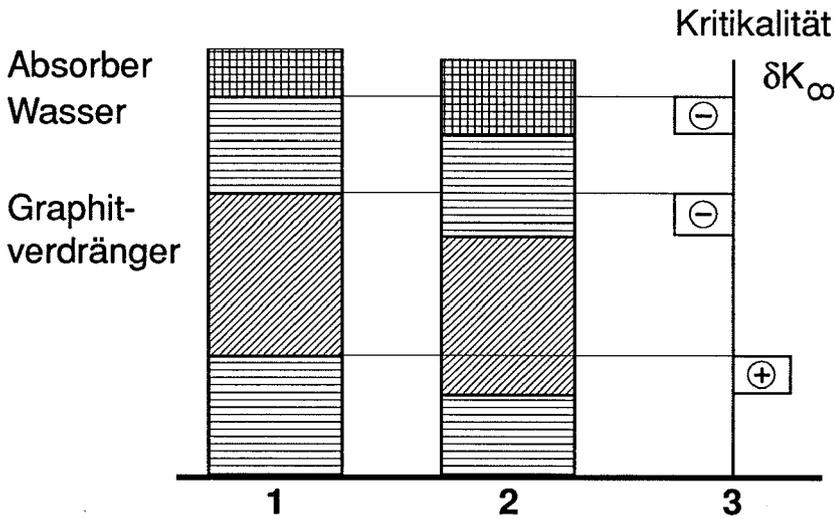


Bild 3:

Eichkurve für den Stab 42 - 35, (Phys. Anfahren des Blockes 4, KKW Tschernobyl, 1983)



- 1 ausgefahrener Stab
- 2 Stab im ersten Bereich des Eintauchens
- 3 Schematische Darstellung der Änderung von K_{∞} während des Stabeinfahrens

Bild 4:

Reaktivitätszufuhr beim Verfahren der Handregel- und der Havarieschutzstäbe

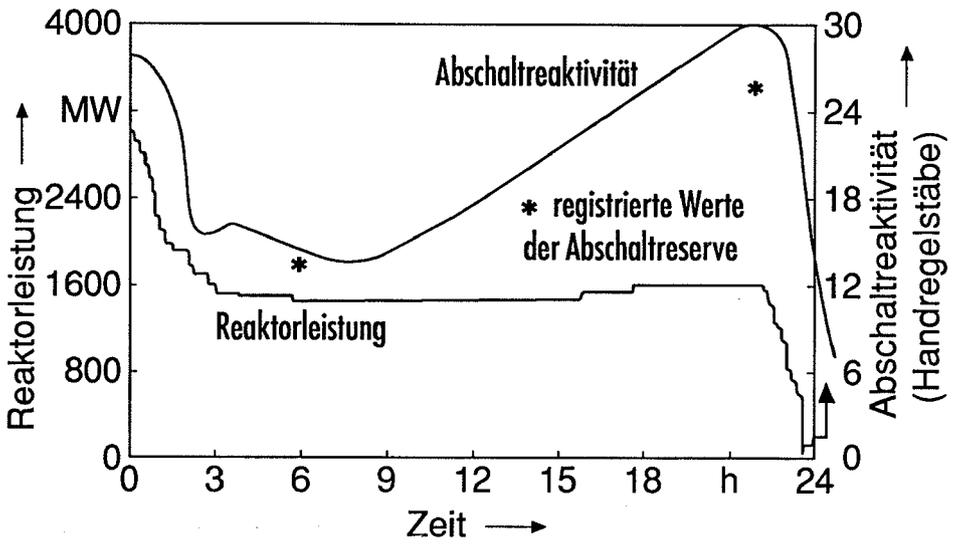


Bild 5:

Verlauf von Leistung und Reaktivität vor dem Unfall

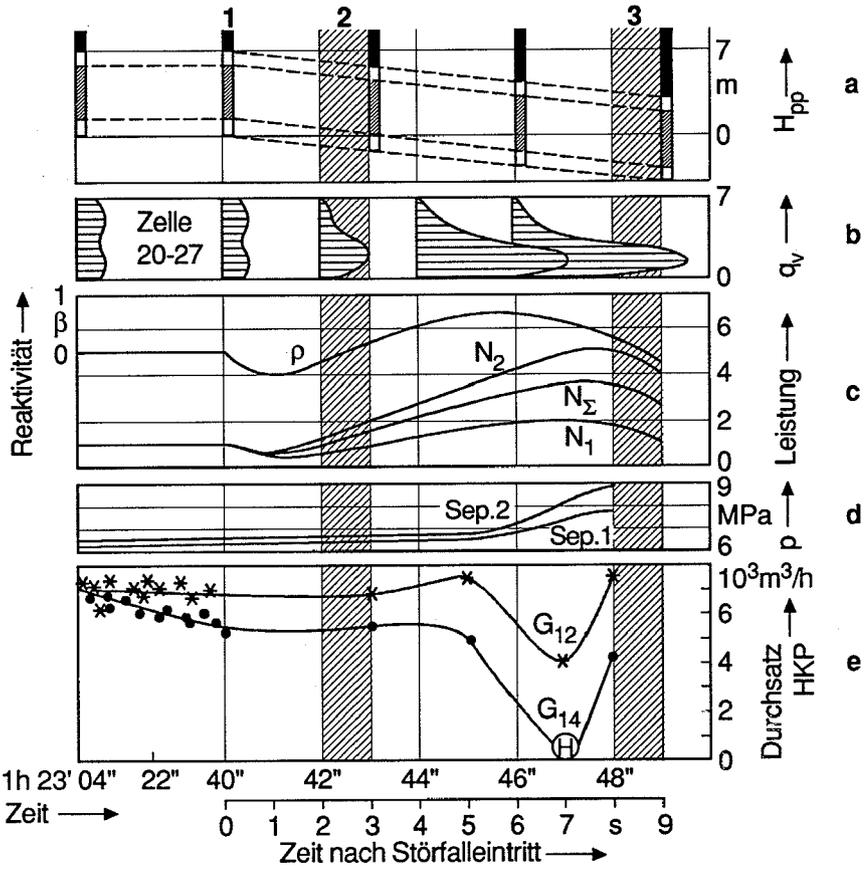


Bild 6:

Verlauf der wesentlichen Parameter des Reaktors während des Unfalls im KKW Tschernobyl

Tschernobyl und die Zukunft

N.A. Shteynberg

In Ergänzung seines vorstehenden Beitrags folgen die Ausführungen, die N.A. Shteynberg zu aktuellen Problemen in Tschernobyl gemacht hat.

Ihnen ist sicherlich gut bekannt, daß am Ort des 4. Blockes im Kernkraftwerk Tschernobyl ein in der Welt einmaliges Objekt - nämlich der Sarkophag - errichtet wurde. Seine Aufgabe besteht darin, Menschen und Natur vor der radioaktiven Strahlung und radioaktiven Emissionen zu schützen. Über den Sarkophag wird viel erzählt und gerätelt. Die Menschen haben vor dem Sarkophag Angst, obwohl sein Äußeres einen soliden und zuverlässigen Eindruck vermittelt.

Wie steht es wirklich um die Sicherheit des Sarkophags?

Ich möchte Ihnen anhand einiger Fotos (Bilder 1-4) den Zustand des Blockes nach der Explosion zeigen.

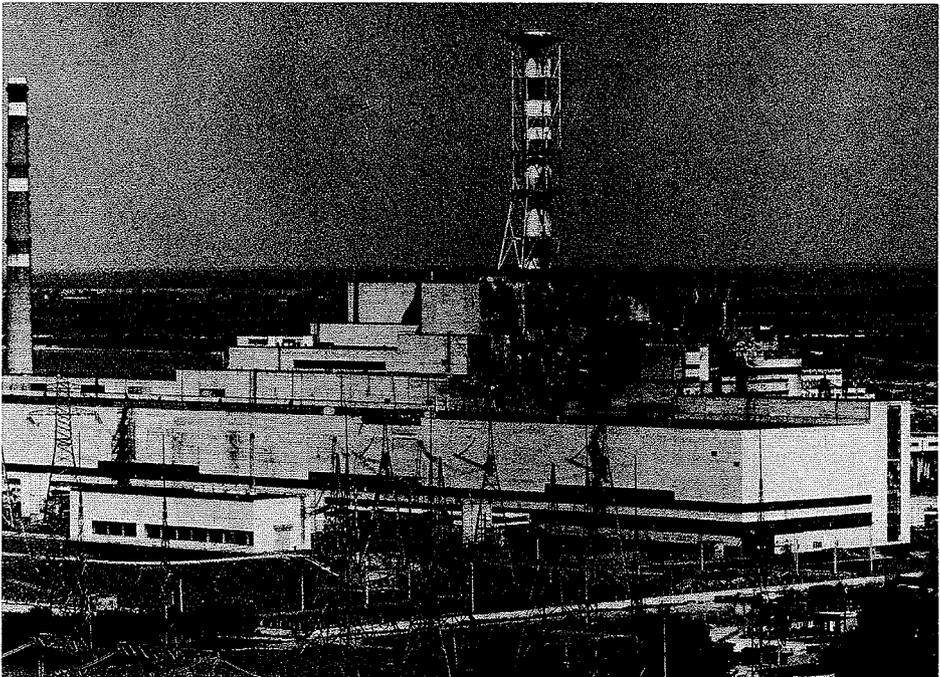


Bild 1

Sie erkennen die Baukonstruktion, die das Fundament des Sarkophags bildet. Sie müssen bitte berücksichtigen, daß die Bauarbeiten bei Strahlendosisleistungen von einigen Tausend R/h durchgeführt werden mußten.

Das erklärt auch die große Unbestimmtheit, mit der die Zuverlässigkeit des Sarkophageinschluß beurteilt werden kann. Unabhängig davon ist aber klar, daß die Lebensdauer eines solchen Objektes nicht groß ist. Bis jetzt wurden jedoch noch keine Anzeichen für eine Verschlechterung des Sarkophagzustandes erkannt.

Dieser einmalige Sarkophagbau konnte nicht wie ein normales Projekt abgewickelt werden. Manchmal vergingen nur Stunden zwischen dem ersten Entwurf und der Realisierung eines Bauabschnittes. So wurde der Sarkophag in nur fünf Monaten errichtet.

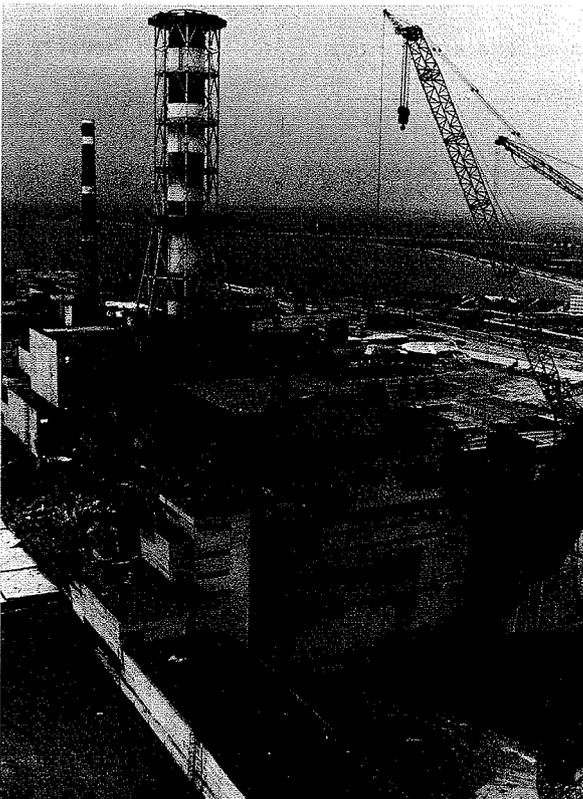


Bild 2

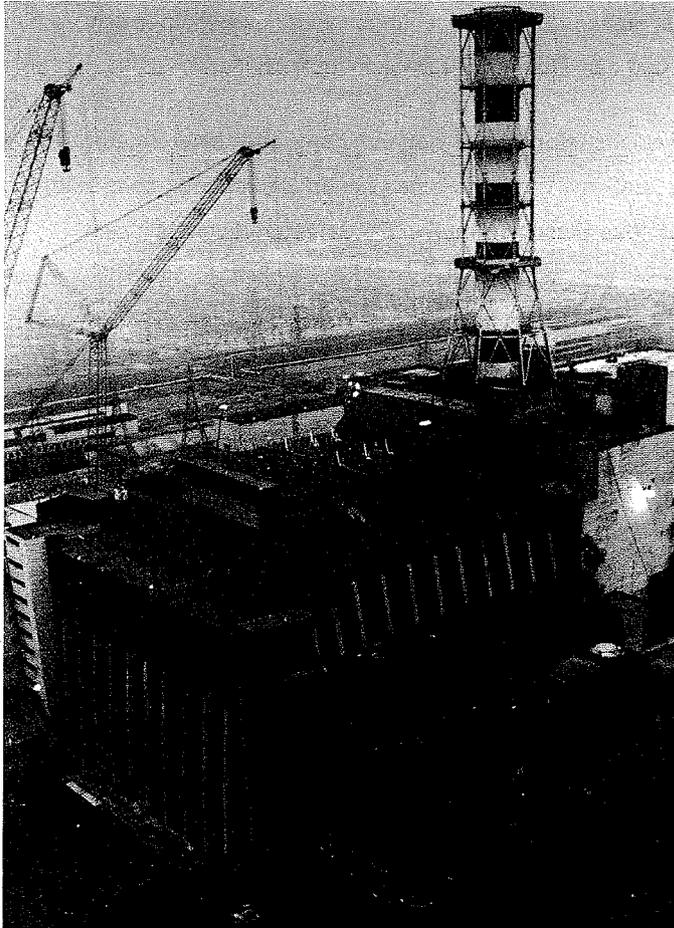


Bild 3

In welchem Zustand befindet sich der Sarkophag heute und was ist zu befürchten?

Die bisherigen Beobachtungen beziehen sich auf die Festigkeit des Sarkophags und seines Fundamentes. Die radioaktiven Emissionen betragen nur einen Bruchteil des genehmigten Grenzwertes für Kernkraftwerke.

Mit dem Fortschreiten der Untersuchungen wird das Bild über den Verbleib des Kernbrennstoffes und den Zustand der Baukonstruktion klarer.

Andererseits wächst ständig die Beunruhigung über eine Gefährdung und somit die Überzeugung, daß mit dem Bau eines neuen Sarkophags sehr bald begonnen werden muß. Der neue Einschluß muß in 5-7 Jahren fertiggestellt sein.

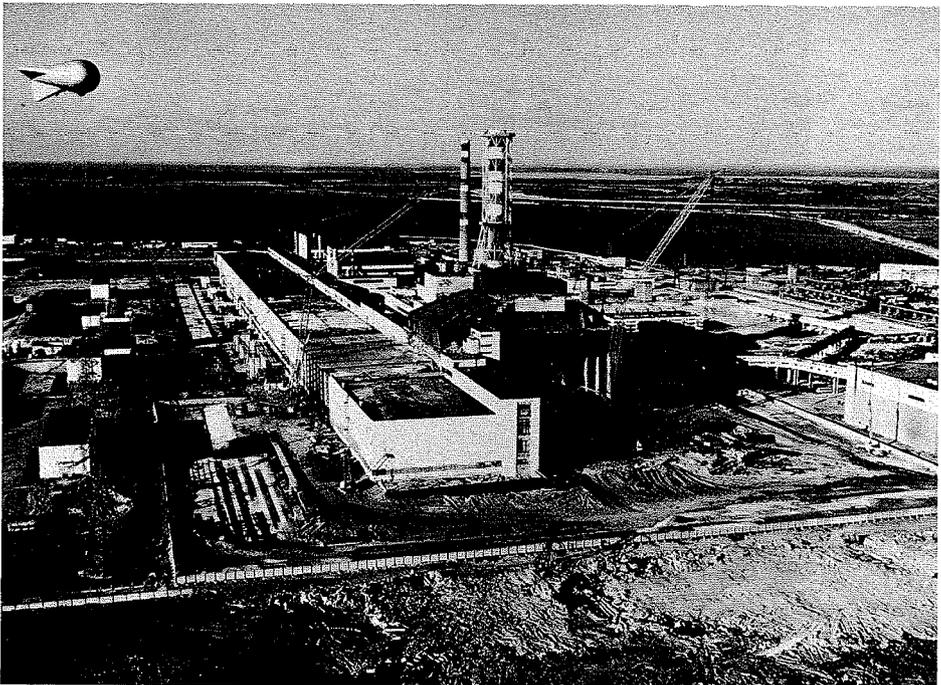


Bild 4

Warum muß ein neuer Sarkophag gebaut werden?

1. Zwischen 1987 und 1989 gelang es, in einige Räume des Bereichs vorzudringen, der dem Sarkophag als Fundament dient, und schwere Arbeiten zur Befestigung der Baukonstruktion durchzuführen. Die Herren Töpfer und Birkhofer konnten sich davon bei ihrem kürzlichen Besuch überzeugen. Zur Baukonstruktion muß gesagt werden, daß die Stahlarmierung der Konstruktion nicht korrosionsgeschützt ist. Deshalb ist die Korrosionsgeschwindigkeit nicht bekannt.
2. Die Leckfläche im Sarkophag wird auf insgesamt 1000 - 1500 m² geschätzt. Der Einsturz von Sarkophagteilen kann zum Auswurf von Brennstoffstaub führen. Damit könnten 10 t Brennstoff freigesetzt werden. Allerdings ist der Staubanteil im Anwachsen begriffen.
Beim denkbar schwersten Fall, dem Einsturz des gesamten Sarkophags, könnte sich eine Staubschicht von 1 km Breite und mehreren Kilometern Länge ausbilden. Die Aktivität dieser Schicht würde mehrere Dutzend Ci/km² betragen. Wesentliche Staubbestandteile sind Cäsium, Strontium und Plutonium. Dieses nicht ganz auszuschließende Ereignis würde für Westeuropa zwar keine Gefährdung hervorrufen, ist jedoch für die Kraftwerksumgebung ein große Gefahr.
3. Der Grundwasserspiegel ist am Standort sehr hoch. Er befindet sich nur noch ca. 1 m unter der Bodenoberfläche.
Wir befürchten deshalb das Eindringen von radioaktiven Stoffen in das Grundwasser. Bis heute wurde jedoch noch kein Eindringen festgestellt.
4. Der größte Teil des Brennstoffes ist in der Lava gebunden. Die Unterkritikalität der Brennstoffanordnung ist ausreichend groß und stellt keine Gefahr dar. Es laufen aber physikalisch-chemische Prozesse ab, die die Lavastruktur zerstören.

Die Folgen dieser Prozesse beunruhigen uns, sowohl aus Sicht des Strahlenschutzes als auch aus Gründen der nuklearen Sicherheit.

Die Zukunft des Kernkraftwerks Tschernobyl

Sicherlich ist Ihnen die Entscheidung des ukrainischen Parlamentes vom Februar 1990 bekannt, die in Betrieb befindlichen Blöcke bis Ende 1995 stillzulegen.

Nach dem Brand im 2. Block am 11. 10. 91 wurde der Stilllegungsbeschluß auf Ende 1993 vorgezogen. Block 2 bleibt mit sofortiger Wirkung abgeschaltet. Für mich ist dieser Beschluß nicht ausreichend. Schon 1987 wurde vom Staatskomitee der UdSSR die Frage über die sofortige Stilllegung aller sechs RBMK-Reaktoren der ersten Generation aufgeworfen. Das betrifft jeweils die Blöcke 1 und 2 in Leningrad, Smolensk und Tschernobyl. Natürlich würde sich die Stilllegung weiterer Kernkraftwerke schlecht auf die Energiesituation der Ukraine auswirken. Bereits heute stehen an manchen Tagen bis zu 20 Wärmekraftwerke still, weil nicht genügend organische Brennstoffe wie Öl und Kohle zur Verfügung stehen.

Jetzt wurde mit den Planungsarbeiten zur Stilllegung von Tschernobyl begonnen. Dazu werden einige Varianten ausgearbeitet. Wir haben dafür aber keine praktischen Erfahrungen und soviel ich weiß, gibt es auch im Weltmaßstab keine Erfahrung mit der Stilllegung von so großen Kernkraftwerken. Deshalb bietet sich hier eine breite Zusammenarbeit an.

Anmerkungen zum Brand am 11. 10. 1991

Das auslösende Ereignis für diesen Störfall ist in der sowjetischen und internationalen Kraftwerkstechnik nicht unbekannt. Ein analoges Ereignis fand bereits 1985 in Boxberg, einem Wärmekraftwerk in den heutigen neuen Bundesländern, statt.

Das besondere Problem besteht darin, daß der 2. Block ein Kernkraftwerk der ersten Generation ist. Es besitzt keine modernen Sicherheitssysteme.

Der Störfall bestätigte erneut, daß die RBMK-Reaktoren der ersten Generation möglichst schnell stillgelegt werden müssen. Für die Kernkraftwerke mit RBMK-Reaktoren der 2. Generation sollte nach meiner Meinung eine gemeinsame Sicherheitsbeurteilung durchgeführt werden. Im Ergebnis dieser Sicherheitsbewertung sollten realisierbare Ertüchtigungsmaßnahmen vorgeschlagen werden. Ich erörtere diese Frage schon seit einem Jahr mit deutschen, finnischen, schwedischen und französischen Fachleuten. Mir scheint, daß es nun höchste Zeit ist, mit dieser Arbeit zu beginnen. Ich bin überzeugt, daß dabei die durchgeführten Sicherheitsbeurteilungen der Kernkraftwerke in Greifswald als Beispiel zugrunde gelegt werden können.

Möglichkeiten einer internationalen Zusammenarbeit

Ich möchte die heutige Gelegenheit nutzen, die Pläne unseres neugegründeten ukrainischen Komitees zur kerntechnischen Überwachung darzustellen. Vorrangig ist die Durchführung von Sicherheitsbeurteilungen unserer Kernkraftwerke unter Teilnahme

von westlichen Fachleuten und unter Nutzung westlicher Bewertungsmethoden. Das ist für die Überprüfung erforderlich und gibt außerdem dem Westen die Möglichkeit, sich ein Bild über den Sicherheitsstatus unserer Kernkraftwerke zu machen und uns, falls erforderlich, Ratschläge und, wenn möglich, technische Hilfe zu geben. Wichtig ist, daß Sie und wir von der Richtigkeit der zu treffenden Entscheidungen überzeugt sind. Zwischen mir und den Direktoren der ukrainischen Kernkraftwerke besteht Übereinstimmung, was die Frage der Zusammenarbeit einschließlich der vollständigen Offenlegung der technischen Fakten angeht. Laßt uns mit der Arbeit beginnen!

Die entsprechenden Projekte wurden gemeinsam mit Prof. Birkhofer vorbereitet und in Brüssel bei der Europäischen Kommission eingereicht. An den vorgeschlagenen Arbeiten nehmen nicht nur ukrainische Fachleute, sondern Wissenschaftler und Techniker anderer Republiken teil. Das Sowjetsystem zerfällt schneller als vorher angenommen. Es muß wieder mit dem Aufbau einer Institution zur Überwachung von Reaktorsicherheit und Strahlenschutz begonnen werden. Dazu ist Hilfe aus zweierlei Gründen erforderlich:

1. Das Überwachungssystem muß dem internationalen Maßstab entsprechen und
2. es muß schnell aufgebaut werden.

Damit wird in der Übergangsphase sichergestellt, daß die Überwachungstätigkeit unterbrechungslos fortgesetzt wird. Gleichzeitig unterbreiteten wir der Regierung einen Vorschlag, das Komitee zur Überwachung der kerntechnischen Sicherheit in ein Komitee umzuwandeln, das auch für den sicheren Umgang mit der Kernenergie in allen Bereichen verantwortlich ist, d.h. nicht nur für Kernkraftwerke, sondern auch für Abfälle, radioaktive Quellen und Nichtweiterverbreitung. Derzeitig werden die Voraussetzungen zur Gründung eines wissenschaftlich-technischen Zentrums für Reaktorsicherheit und Strahlenschutz geschaffen. Es wird die Zusammenarbeit zwischen Betreibern, Projektanten und Wissenschaft zur Beteiligung am IAEO-Programm zur Sicherheitsbewertung von Kernkraftwerken mit WWER 440/W-213 Reaktoren organisiert.

Es gibt bei uns noch viele Probleme und Schwierigkeiten. So gibt es praktisch keinen

Haushalt für unser Staatskomitee, keine Valuta, keine Arbeitsräume. Wir wissen aber, wohin wir streben müssen, was zu tun ist und hoffen auf das Verständnis unserer auch hier versammelten Kollegen.

Autoren:

Dipl.-Ing. Wolfgang Thomas ist Leiter des Bereiches "Entsorgung" bei der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH.

Dr. Klaus Köberlein ist Leiter der Abteilung "Leichtwasserreaktoren" im Bereich "Systemanalyse" bei der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH.

Dipl.-Phys. Dieter Rittig ist Leiter des Bereiches "Betriebsverhalten" bei der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH.

Nicolay A. Shteynberg ist Leiter des staatlichen Komitees der Ukraine für Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, Kiew.

Dr. Rolf Janke ist Sachverständiger im Bereich "Systemanalyse" der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH.

Der Beitrag "Neuere Erkenntnisse zu den Ursachen des Reaktorunfalls in Tschernobyl" wurde auf der Grundlage des Vortrags erstellt, den Prof. Dr. A. Birkhofer auf der 1. Internationalen Sacharow-Konferenz im Mai 1991 in Moskau gehalten hat.

Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Schwertnergasse 1
5000 Köln 1

Forschungsgelände
8046 Garching

ISBN 3-923875-39-8