



Gesellschaft für
Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Neuere Erkenntnisse zum Unfall im Kernkraftwerk Tschernobyl

Teil 1: Zusammenfassung und Bewertung der
Informationen zur Anlage und zum Unfallablauf

Teil 2: Radiologische Auswirkungen
in der Bundesrepublik Deutschland
und im europäischen Ausland

Stand: Oktober 1986

Erste Auflage, November 1986
Zweite Auflage, Februar 1987

Dieser Bericht ist von der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH erstellt worden. Sie greift dabei u.a. auf Arbeiten zurück, die im Auftrag des BMU im Rahmen des Vorhabens SR 118 von der GRS zur Auswertung von besonderen Vorkommnissen und Betriebserfahrungen in in- und ausländischen Kernkraftwerken durchgeführt wurden.

Nachdruck, auch auszugsweise, nur mit Genehmigung der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH.



Gesellschaft für
Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Neuere Erkenntnisse zum Unfall im Kernkraftwerk Tschernobyl

Teil 1: Zusammenfassung und Bewertung der
Informationen zur Anlage und zum Unfallablauf

Teil 2: Radiologische Auswirkungen
in der Bundesrepublik Deutschland
und im europäischen Ausland

Stand: Oktober 1986

GRS-S-40 (Februar 1987)
ISBN 3-923875-13-4

Grußwort

Der Reaktorunfall in Tschernobyl ist das bislang schwerste Unglück bei der friedlichen Nutzung der Kernenergie. Er hat unser aller Einstellung zur friedlichen Nutzung der Kernenergie berührt. Jetzt, ein halbes Jahr danach, ist es möglich, ein zusammenhängendes und detailliertes Bild von den Ereignissen in Tschernobyl zu zeichnen.

Ich begrüße es außerordentlich, daß die Gesellschaft für Reaktorsicherheit als fachlich kompetente Organisation es unternommen hat, die Fülle der inzwischen vorliegenden Erkenntnisse geordnet zusammenzufassen und zu bewerten. Daß dabei ein Bericht entstanden ist, der die Geschehnisse, ihre Folgen und ihre Bedeutung für die deutschen Kernkraftwerke für eine breitere, fachlich interessierte Öffentlichkeit verständlich darstellt, halte ich für besonders wichtig.

Zur Versachlichung der Diskussion um die friedliche Nutzung der Kernenergie brauchen wir fachlich fundierte, aber trotzdem anschauliche Aufarbeitungen des technischen Geschehens. In diesem Sinne wünsche ich mir, daß von dem hier vorliegenden Informationsangebot reger Gebrauch gemacht wird.



Dr. Walter Wallmann
Bundesminister für Umwelt,
Naturschutz und Reaktorsicherheit

Vorwort

Die GRS hat bereits im Juni dieses Jahres in einem ersten Bericht die damals vorliegenden Informationen zur Kernkraftwerksanlage Tschernobyl und zum Unfallablauf zusammengefaßt und bewertet sowie die radiologischen Auswirkungen in unserem Land dargestellt. Sie legt hiermit auf der Basis eines aktuellen Wissensstandes einen zweiten Bericht mit dem Ziel vor, die Diskussionen weiter zu versachlichen.

Auf der Expertenkonferenz der IAEA in Wien, vom 25. – 29. August 1986, hat die sowjetische Delegation über ihre Untersuchungen zum Tschernobyl-Unfall vorgetragen und einen detaillierten Bericht vorgelegt.

Die sowjetischen Experten haben bei dieser Konferenz sehr ausführlich informiert. Danach sind die Ursachen des Unfalls – eine Kombination aus menschlichem Versagen und einer unzureichenden sicherheitstechnischen Auslegung – sowie das Geschehen bis zur ersten Explosion relativ gut bekannt. Zum weiteren Unfallablauf bleiben jedoch noch Fragen offen, da seine Rekonstruktion angesichts des Zerstörungsgrades der Anlage und der getroffenen schadenseindämmenden Maßnahmen schwierig ist.

Unmittelbar nach Bekanntwerden des Unfalls hat die GRS damit begonnen, den Ablauf theoretisch nachzuvollziehen und das Kernverhalten rechnerisch zu simulieren. Dabei wurde sehr schnell deutlich, daß charakteristische Eigenschaften dieses Reaktorkerns, z. B. ein positiver Dampfblasen-Reaktivitätskoeffizient, sicherheitstechnisch bedenklich sind.

Nach Angaben der Sowjets sind inzwischen für die RBMK-Reaktoren technische wie auch administrative Verbesserungsmaßnahmen zur Erhöhung der Sicherheit vorgesehen.

Der Generaldirektor der IAEA, Dr. H. Blix, hat seine Beratergruppe INSAG (International Nuclear Safety Advisory Group) beauftragt, einen zusammenfassenden Bericht über den Unfall zu erstellen sowie vorläufige Schlußfolgerungen daraus zu ziehen. Dieser Bericht ist inzwischen veröffentlicht und wurde ebenso wie die sowjetischen Unterlagen bei der Erarbeitung des vorliegenden Berichtes ausgewertet.

Die Sicherheitskonzeption der Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland wird durch den Tschernobyl-Unfall nicht in Frage gestellt. Es sind keine Phänomene aufgetreten, die nicht schon bekannt waren. Soweit sie für unsere Anlagen Bedeutung haben, sind sie bereits in der Auslegung berücksichtigt. Erkenntnisse können sich hauptsächlich zur weiteren Verbesserung von Notfallschutz-Maßnahmen ergeben. Schon seit einigen Jahren werden zum anlageninternen Notfallschutz Überlegungen angestellt, die durch den Unfall in Tschernobyl intensiviert wurden. Sie zielen darauf ab, eine massive Spaltproduktfreisetzung zu verhindern, die sich bei unterstellten schweren Schäden am Reaktor und zusätzlichem Versagen von Sicherheitseinrichtungen ergeben würden.

Tschernobyl hatte in der Sowjetunion katastrophale Auswirkungen. In der Bundesrepublik Deutschland bestand demgegenüber zu keiner Zeit eine akute Strahlengefährdung der Bevölkerung. Die auf der Basis der Umweltdaten, die aufgrund des umfangreichen Umgebungsüberwachungsprogramms verfügbar sind, durchgeführten Dosisabschätzungen zeigen in Übereinstimmung mit anderen Untersuchungen, daß die durch den Reaktorunfall bedingte Strahlenexposition der Bevölkerung insgesamt gering ist. Bei üblicher Ernährungs- und Verhaltensweise liegt die zusätzliche Strahlenexposition in weiten Teilen der Bundesrepublik Deutschland selbst im ersten Jahr – wie auch in den folgenden – deutlich unterhalb der für den bestimmungsgemäßen Betrieb kerntechnischer Anlagen zulässigen Dosishöchstwerte der Strahlenschutzverordnung. Nur in den höchstbelasteten Gebieten des südbayerischen Raumes können diese Grenzwerte geringfügig überschritten werden.

Die Dosisgrenzwerte sind im internationalen Vergleich sehr niedrig. Sie liegen auch weit unterhalb der nach den europäischen Grundnormen zulässigen Dosisgrenzwerte.

Inhalt

Teil 1: Zusammenfassung und Bewertung der Informationen zur Anlage und zum Unfallablauf

Einführung	7
Beschreibung der Anlage	7
Anlagentechnik	7
Gebäudeanordnung	9
Reaktorgebäude	9
Reaktor und Wasser-Dampf-Kreislauf	10
Neutronenphysikalisches Verhalten	13
Konstruktion, Werkstoffe und Herstellung	14
Brandschutzmaßnahmen	15
Sicherheitsmaßnahmen	15
Auslegungsstörfälle	15
Druck- und Kondensationskammern	16
Notkühlung	17
Regel- und Abschaltssystem	18
Neutronenflußinstrumentierung	19
Reaktorschutzsystem	19
Notstromversorgung	20
Administrative Sicherheitsmaßnahmen	21
Ausbildung des Personals	21
Ereignisablauf	22
Vorgesehenes Versuchsprogramm beim Abfahren	22
Chronologischer Ablauf des Ereignisses	23
Verhalten des zerstörten Kerns und Freisetzung radioaktiver Stoffe	28
Anlagenbezogene Maßnahmen und internationale Schlußfolgerungen	30
Technische Maßnahmen in Tschernobyl	30
Maßnahmen an den RBMK-Reaktoren	30
Internationale Empfehlungen	32
Diskussion des Unfallablaufes	33
Ereignisablauf bis zur Kernzerstörung	33
Verhalten des Personals	33
Ereignisablauf nach der Kernzerstörung und Freisetzung radioaktiver Stoffe	35
Brandbekämpfung	36
Konventionelle Brände	36
Graphitbrand	37
Bedeutung des Unfalls in Tschernobyl für die Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland	37
Reaktivitätsverhalten	37
Leichtwasserreaktoren (LWR)	37
THTR-300	38
SNR-300	39

Kernschmelzen und Freisetzung radioaktiver Stoffe	39	Teil 2: Radiologische Auswirkungen in der Bundesrepublik Deutschland und im europäischen Ausland	
Leichtwasserreaktoren (LWR)	40		
THTR-300	41		
SNR-300	41	Einführung	49
Brand	42	Natürliche Strahlenexposition	50
Mehrblockanlagen	43	Zivilisatorische Strahlenexposition	50
Eingriffe durch das Betriebspersonal	44	Schutzvorschriften und Dosisgrenzwerte für die Bevölkerung	51
Begrenzungseinrichtungen und Reaktorschutzsystem	44	Unfallbedingte Aktivitätsfreisetzung	52
Verhinderung von unzulässigen Eingriffen in den Reaktorschutz	45	Aktivitätstransport in der Atmosphäre und Umweltkontamination	53
Betriebsvorschriften für Prüfungen und Versuche	46	Ausbreitungsmeteorologische Bedingungen	53
Personalqualifikation	46	Umweltradioaktivität in der Bundesrepublik Deutschland	54
Zusammenfassung	47	Spaltproduktaktivität der Luft	54
Literatur	48	Kontamination des Bodens	55
		Kontamination von Oberflächengewässern	56
		Gamma-Dosisleistungsmessungen	56
		Kontamination von Nahrungs- und Futtermitteln	56
		Umweltkontamination im europäischen Ausland	59
		Nicht sowjetisches Ausland	59
		Sowjetunion (UdSSR)	60
		Vorsorgemaßnahmen zur Minderung der Strahlenexposition der Bevölkerung	61
		Maßnahmenkatalog der Bundesrepublik Deutschland und seine Grundlagen	61
		Vorsorgemaßnahmen im europäischen Vergleich	62
		Maßnahmen im Unfallgebiet	63
		Strahlenexposition der Bevölkerung durch den Reaktorunfall in Tschernobyl	64
		Strahlenexposition in der Bundesrepublik Deutschland	64
		Strahlenexposition der Bevölkerung im europäischen Ausland	69
		Nicht sowjetisches Ausland	69
		Sowjetunion (UdSSR)	70
		Anhang	71
		Literatur	73

Teil 1: Zusammenfassung und Bewertung der Informationen zur Anlage und zum Unfallablauf

Einführung

Am 26.4.1986, um 1.23 Uhr ereignete sich im sowjetischen Kernkraftwerk Tschernobyl, das in der Ukraine etwa 120 km nordwestlich von Kiew liegt, ein schwerer Unfall. In den ersten Monaten nach dem Unfall wurden offiziell nur wenige Einzelheiten über die Ursachen und den Ablauf des Unfalls bekannt. Zu dieser Zeit lagen auch keine detaillierten Unterlagen über den Aufbau, die Sicherheitsvorkehrungen und die Betriebsweisen des betroffenen Reaktortyps vor, der nur in der Sowjetunion eingesetzt wird.

Im Juni 1986 veröffentlichte die GRS einen ersten Bericht über den Unfall.

Der vorliegende zweite Bericht stellt eine Fortschreibung des Berichtes vom Juni 1986 dar. Dabei wurden überall dort, wo es aufgrund des inzwischen vorhandenen Kenntnisstandes /USSR 86/ möglich war, Präzisierungen und Ergänzungen vorgenommen. Dies betrifft insbesondere den Ereignisablauf und die Ursachen sowie die Diskussion der Bedeutung für die bundesdeutschen Kernkraftwerke.

Beschreibung der Anlage

Anlagentechnik

Am Standort Tschernobyl befanden sich vier Reaktorblöcke in Betrieb; zwei weitere sind 1,5 km südöstlich davon in Bau. Es handelt sich um graphitmoderierte Siedewasser-Druckröhren-Reaktoren mit einer elektrischen Leistung von jeweils 1000 Megawatt (RBMK-1000).

Die Blöcke 1 und 2 sind in den Jahren 1977 und 1978 in Betrieb gegangen, die Blöcke 3 und 4 in den Jahren 1982 und 1983. Die folgenden Ausführungen zur Anlagentechnik beziehen sich auf die neueren Blöcke 3 und 4, die gegenüber den älteren Anlagen in einer Reihe von Punkten fortentwickelt sind. Die Bilder 1 bis 4 vermitteln einen Eindruck von der Anordnung und dem Aufbau der Anlagen.

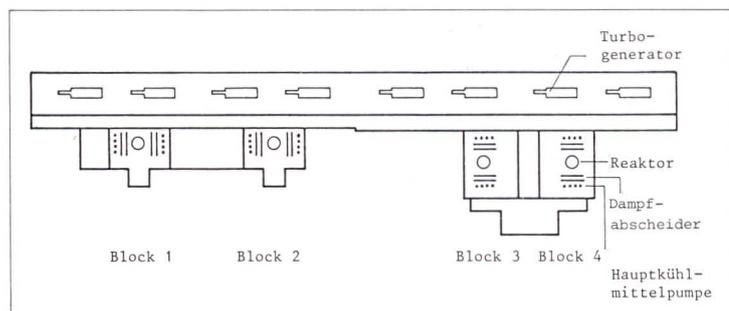
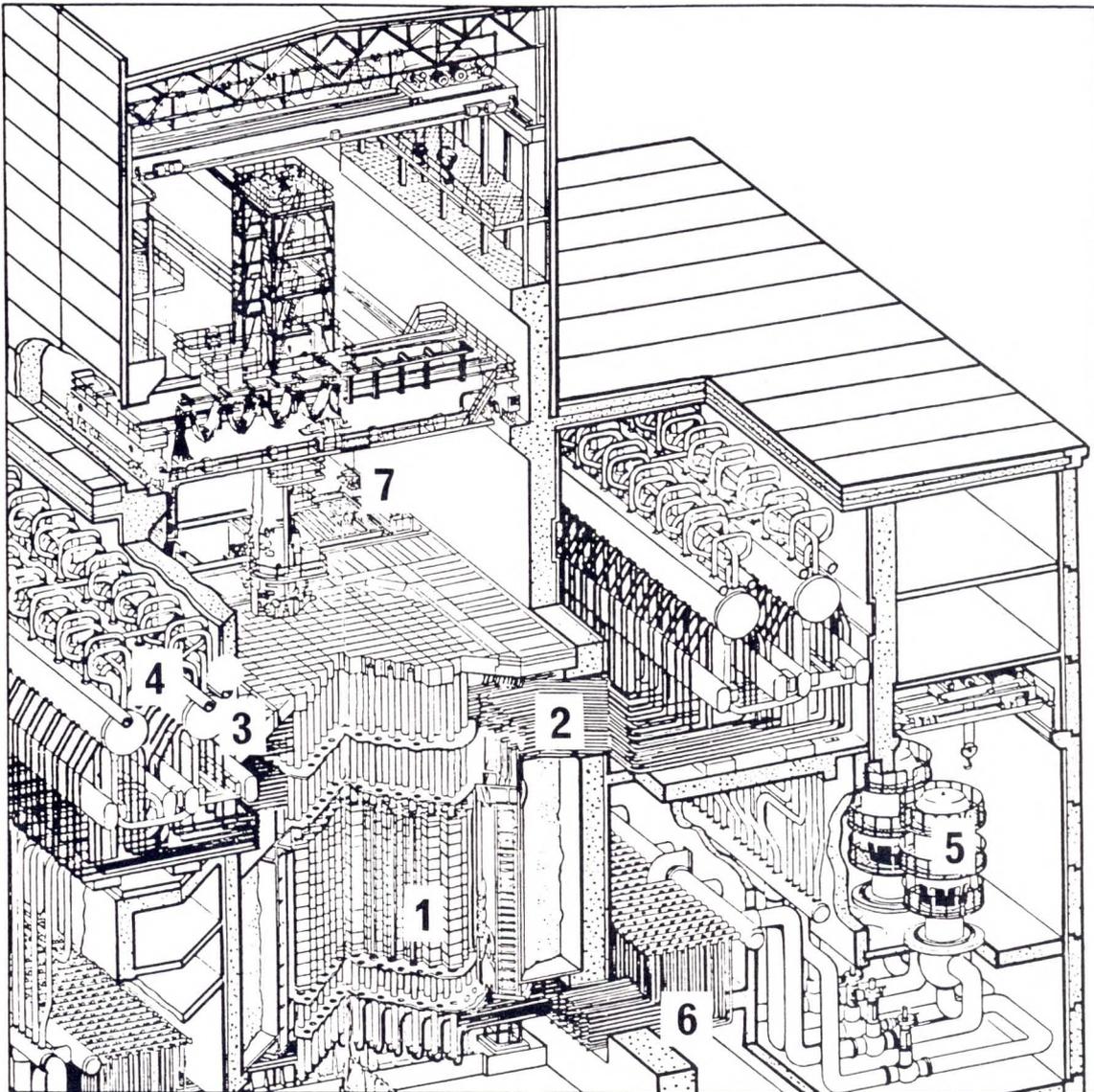


Bild 1:
Anordnung der Anlagen Tschernobyl 1 – 4



- | | |
|----------------------------------|-----------------------------------|
| 1 Reaktor | 5 Hauptkühlmittelpumpe |
| 2 Rohrleitungen (Reaktorausritt) | 6 Rohrleitungen (Reaktoreintritt) |
| 3 Dampfabseider | 7 Brennelementbecken |
| 4 Frischdampfsammler | |

Bild 4:
 Perspektivische Darstellung einer älteren Anlage vom Typ RBMK-1000 (ohne Kondensationskammer)

● Gebäudeanordnung

Die Anlagen der Baulinie RBMK-1000 werden als Doppelblockanlagen ausgeführt. Bei den Blöcken 3 und 4 sind die beiden Reaktorgebäude wie bei anderen neueren Anlagen dieses Typs mit dem dazwischenliegenden, gemeinsamen Hilfsanlagengebäude zu einem Gebäudekomplex zusammengefaßt. Parallel dazu ist das Maschinenhaus angeordnet, das die 4 Turbosätze der beiden Blöcke (2 Turbosätze pro Block) enthält. Das Maschinenhaus schließt unmittelbar an das der Blöcke 1 und 2 an, in dem sich weitere 4 Turbosätze befinden.

Maschinenhaus und Reaktorgebäude werden durch einen Zwischentrakt verbunden, in dem u.a. die separaten Warten, Schaltanlagen, Kabelkanäle und Lüftungsanlagen der Blöcke untergebracht sind.

● Reaktorgebäude

Im Reaktorgebäude befinden sich im wesentlichen der Reaktorkern, der Hauptkühlkreislauf und die Einrichtungen zum Wechseln und kurzfristigen Lagern abgebrannter Brennelemente. Daneben gibt es am Standort ein zentrales Zwischenlager, das die abgebrannten Brennelemente aller Blöcke längerfristig aufnimmt.

Die beiden neueren Blöcke 3 und 4 haben Druckkammern, die Teile des Hauptkühlkreislaufes umschließen. Die übrigen Bereiche des Reaktorgebäudes, insbesondere die Halle oberhalb des Reaktorkerns, in der sich das Becken für abgebrannte Brennelemente und die Brennelementwechselmaschine befinden, sind nicht druckfest ausgeführt.

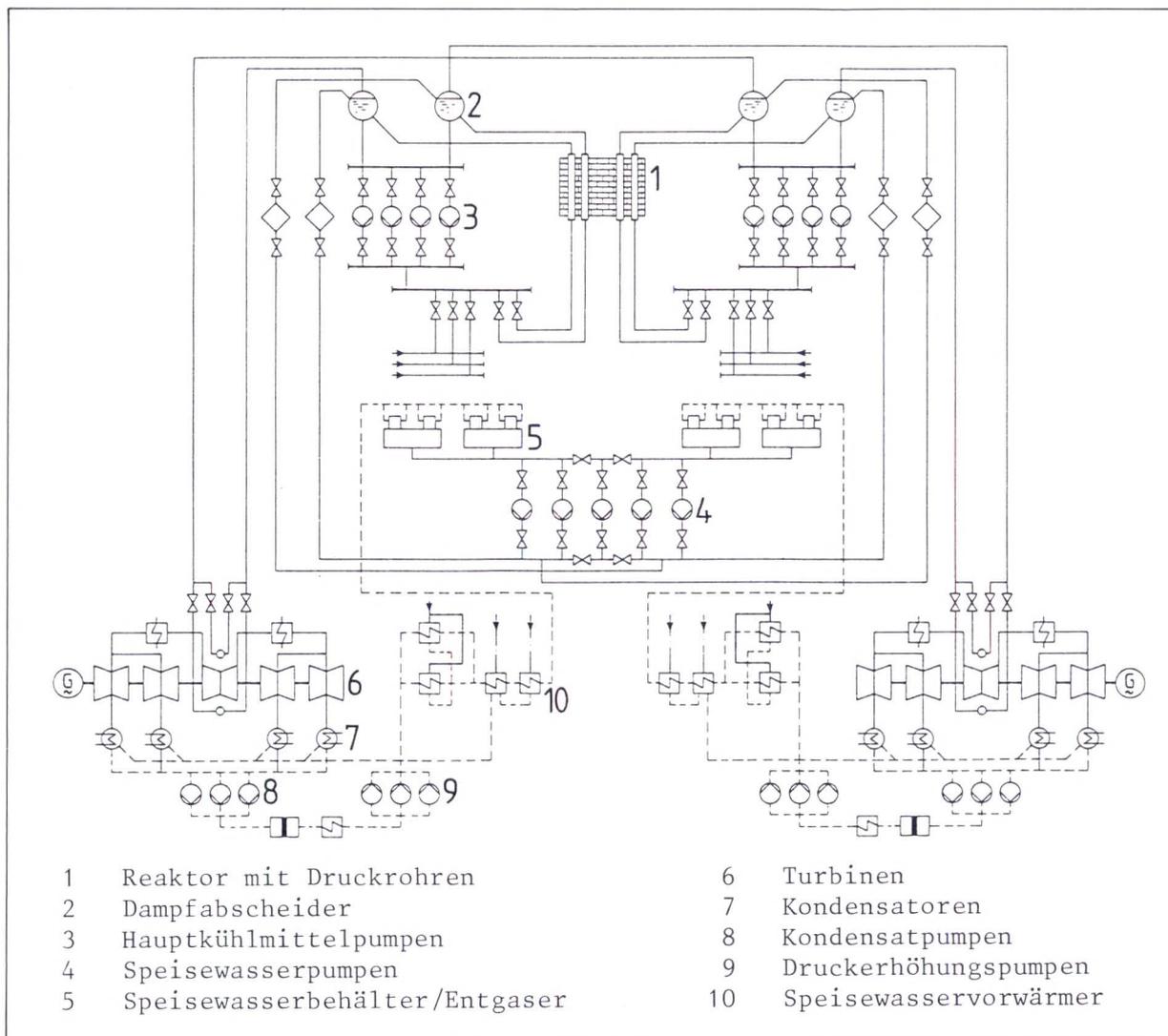


Bild 5:
Prinzipaltbild des Wasser-Dampf-Kreislaufes der Anlage Tschernobyl 4

● Reaktor und Wasser-Dampf-Kreislauf

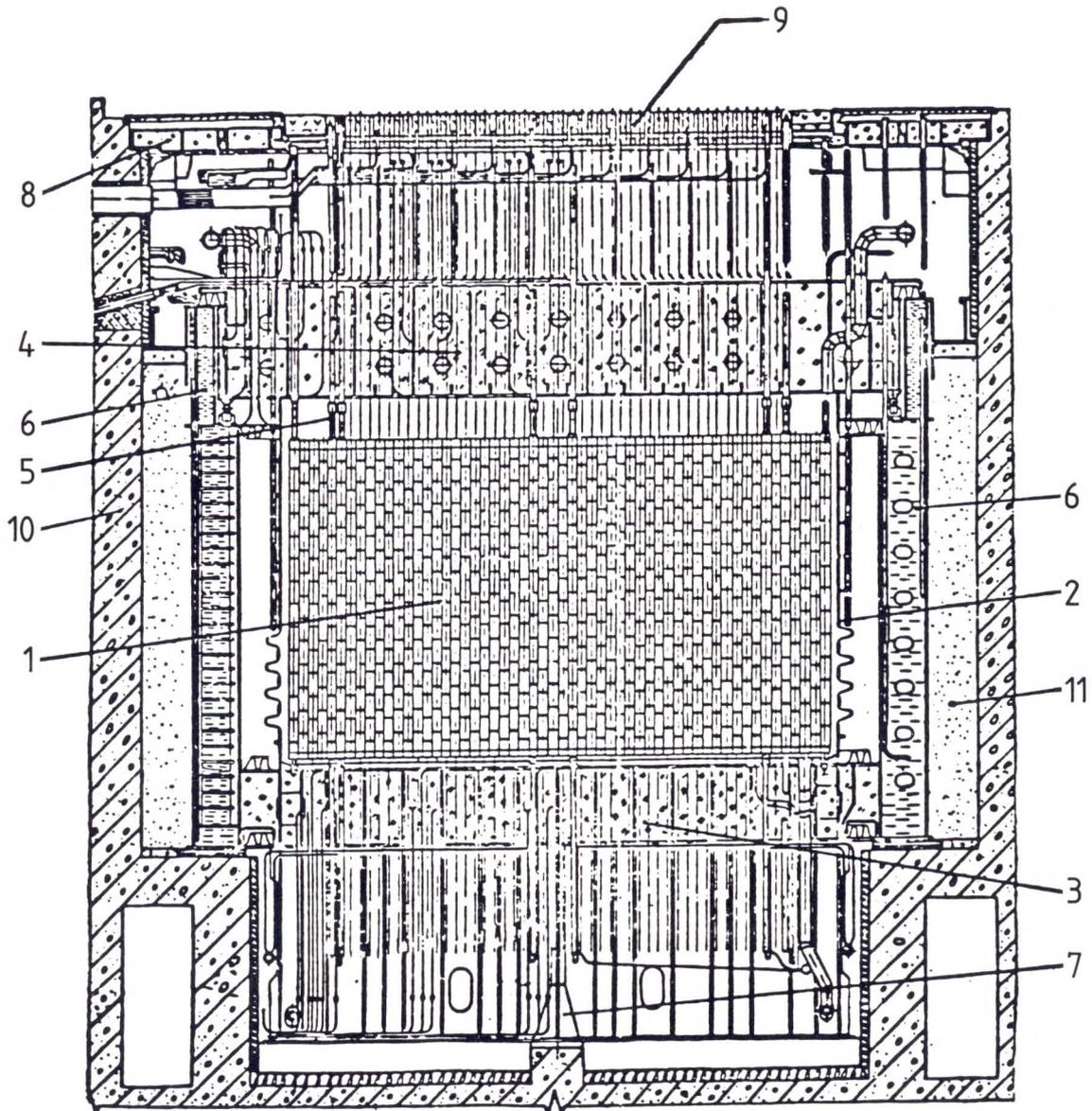
Bei den RBMK-1000-Reaktoren sind das Kühlmittel und der Moderator nicht identisch. Als Kühlmittel und Wärmeübertragungsmedium wird Wasser, als Moderator Graphit eingesetzt.

Zur Kühlung ist der Kern in zwei Hälften aufgeteilt, die strömungstechnisch weitgehend unabhängig voneinander sind (Bild 5). Die Kühlmittelumwälzung in den beiden Kernhälften erfolgt durch je eine Hauptkühlmittelschleife. Jede der Hauptkühlmittelschleifen ist mit zwei Dampfabscheidern und vier Hauptkühlmittelpumpen ausgestattet, von denen normalerweise drei in Betrieb sind und eine in Reserve steht.

Die RBMK-1000-Reaktoren arbeiten im Einkreisverfahren nach dem Siedewasserprinzip. Das Kühlmittel gelangt unterkühlt von unten in den Reaktorkern. Beim Durchströmen des Reaktorkerns wird ein Teil des Kühlmittels verdampft. Am Kernaustritt beträgt der Dampfanteil im Mittel ca. 14,5 Gew.-%. Der Dampf wird in den beiden Dampfabscheidern der zugehörigen Hauptkühlmittelschleife abgetrennt und gelangt über die Dampfleitungen, die durch Sammler verbunden sind, zu den beiden Turbosätzen. Das Kondensat aus den Turbinenkondensatoren wird über die Kondensatpumpen und die Entgaser von den Speisewasserpumpen zurück in die Dampfabscheider und damit in die Hauptkühlmittelschleifen gefördert.

Der Kühlmitteldurchsatz durch den Reaktorkern kann nicht, wie bei anderen Siedewasserreaktoren, über eine Drehzahländerung der Hauptkühlmittelpumpen geregelt werden. Die Pumpen laufen mit konstanter Drehzahl. Der Durchsatz läßt sich jedoch über Drosselventile, die auf der Druckseite jeder Pumpe angeordnet sind, in gewissem Umfang verändern.

Der Reaktorkern, d.h. die Zone, in der die Kernspaltung stattfindet, hat die Form eines Zylinders mit einer Höhe von 7 m und einem Durchmesser von ca. 12 m (Bild 6). Er ist aus quaderförmigen Graphitblöcken mit einer Grundfläche von 25 cm x 25 cm und einer Höhe von 60 cm aufgebaut, die auf einer Tragstruktur aus Stahl ruhen. Die Graphitblöcke weisen senkrechte Bohrungen zur Auf-



- | | | | |
|---|----------------------------------|----|---------------|
| 1 | Reaktorkern | 7 | Tragstruktur |
| 2 | Kernbehälter | 8 | Randabdeckung |
| 3 | Untere Kernplatte | 9 | Abdecksteine |
| 4 | Obere Kernplatte | 10 | Reaktorgrube |
| 5 | Druckrohr | 11 | Sand |
| 6 | Biologischer Schild (Wassertank) | | |

Bild 6:
Anordnung des Reaktorkerns der Anlage Tschernobyl 4

Tab. 1:
Technische Daten des RBMK-1000 Reaktors Tschernobyl 4

Reaktortyp	Siedewasser- Druckröhren-Reaktor	mittlere Stabileistung	150 W/cm
Moderator	Graphit (He/N ₂ -Inertisierung)	Moderatortemperatur	zwischen 550 °C und 700 °C
Kühlmittel	H ₂ O	Kühlmitteldurchsatz	37 600 t/h
Reaktorleistung thermisch	3200 MW	Kühlmitteltemperatur Kerneintritt	270 °C
elektrisch	1000 MW	Kernaustritt	284 °C
Turbine	2 x 500 MW	Dampfgehalt Kernaustritt mittel	14,5 %
Brennstoff	UO ₂	maximal	20,1 %
Gesamtmasse Uran	ca. 190 t	Frischdampfdruck	7 MPa
Anreicherung	ca. 2 %	Frischdampfdurchsatz	5780 t/h
Mittlerer Abbrand	20 000 MWd/t	Sicherheitseinrichtungen:	
Reaktorkern		Druckspeicher	2 Systeme à 6 Tanks
Höhe/Durchmesser	7 m / 11,8 m	Wasservolumen	je Tank 13 m ³
Anzahl Druckrohre	1661	Treibgasvolumen	je Tank 12 m ³
Anzahl Steuer- und Abschaltstäbe	211	Druck	10 MPa
davon halblange Steuer- stäbe von unten	24	Notkühlpumpen	
Stabeinfahrtgeschwindig- keit		Anzahl	3 x 2 Pumpen parallel
Regelung	20 cm/s	Kapazität	3 x 50 %
Abschaltung	40 cm/s	Förderleistung je Strang (2 Pumpen)	500 t/h
Moderatorgewicht	ca. 1700 t	Noteinspeisepumpen	
Gesamtmasse Zirkaloy	ca. 120 t	Anzahl	3
Gesamtlänge eines Druckrohres	22 m	Förderleistung je Strang	ca. 250 t/h
davon unterhalb Kern- bereich	5 m (Stahl)	Kondensationsbecken- kühlpumpen	
Kernbereich	8 m (Zr 2,5 Nb)	Anzahl	3
oberhalb Kernbereich	9 m (Stahl)	Kapazität	3 x 50 %
Druckrohr		Kondensationsbecken	
Außendurchmesser	88 mm	Anzahl	2
Stärke	4 mm	Wasservorlage gesamt	ca. 3200 t
Brennelemente pro Druckrohr	2	Druckabbausystem	
Brennstäbe pro Brennelement	18	max. Auslegungsdruck	0,45 MPa
max. Leistung pro Druckrohr	3 MW	im Bereich der unteren Anschlüsse an die Druckrohre und deren Sammler	0,08 MPa

nahme der in Bild 7 gezeigten Druckrohre (auch Arbeitskanäle genannt) und der Führungsrohre für die Absorberstäbe auf. Die 1661 Druckrohre enthalten jeweils 2 übereinander angeordnete Brennelemente mit je 18 Brennstäben. Aus neutronenphysikalischen Gründen bestehen die Druckrohre und die Hüllen der Brennstäbe aus einer Zirkonium-Niob-Legierung. Der Kühlmitteldurchsatz in den einzelnen Druckrohren kann über Eintrittsdrosseln an jedem Druckrohr in begrenztem Umfang verändert werden, um den Austrittsdampfgehalt trotz unterschiedlicher Brennelementleistung möglichst konstant zu halten.

Zur Reaktorregelung und Abschaltung sind insgesamt 211 Absorberstäbe vorgesehen, die in eigenen Rohren geführt und von einem getrennten System mit Wasser gekühlt werden. Die äußeren Bereiche des Reaktorkerns, in denen sich keine Arbeitskanäle befinden, dienen als Reflektor. Tabelle 1 enthält die wesentlichen Daten des Reaktorsystems.

Der Reaktorkern ist von einem gasdichten und druckfesten Behälter umgeben, der aus der Tragstruktur unter dem Graphitmoderator, einem zylindrischen Stahlblechmantel und der Stahlkonstruktion über dem Graphitmoderator gebildet wird. In diesem Behälter wird eine Schutzgasatmosphäre aus einem Gemisch von ca. 85 % Helium und ca. 15 % Stickstoff aufrechterhalten.

Der Brennelementwechsel kann über Verschlüsse am oberen Ende der Druckrohre während des Betriebes durchgeführt werden. Der Brennstoff, von dem rund 190 t eingesetzt sind, ist niedrig angereichertes Uran (ca. 2 % Anreicherung).

● Neutronenphysikalisches Verhalten

Das neutronenphysikalische Verhalten des Reaktors ist durch zwei Merkmale gekennzeichnet:

- Die große räumliche Ausdehnung des Reaktorkerns, die eine aufwendige Regelung der Leistung und der Leistungsverteilung erfordert, und
- die Trennung von Moderator (Graphit) und Kühlmittel (Wasser bzw. Wasserdampf), was dazu führt, daß der Dampfblasenkoeffizient positiv werden kann.

Da im RBMK-Reaktor die Absorptionswirkung des Kühlmittels einen stärkeren Einfluß hat als die Moderationswirkung (die Moderation findet zum größten Teil im Graphit statt), kann eine Vergrößerung des Dampfgehalts wegen der geringeren Absorption zu einem Reaktivitätsanstieg und somit zu einem Leistungsanstieg führen. Diese Eigenschaft wird im Dampfblasenkoeffizienten ausgedrückt. Größe und Vorzeichen des Dampfblasenkoeffizienten hängen von verschiedenen Parametern ab, u.a. vom Abbrandzustand und von der Regelstabstellung. Er ist bei stabfreiem Kern stärker positiv

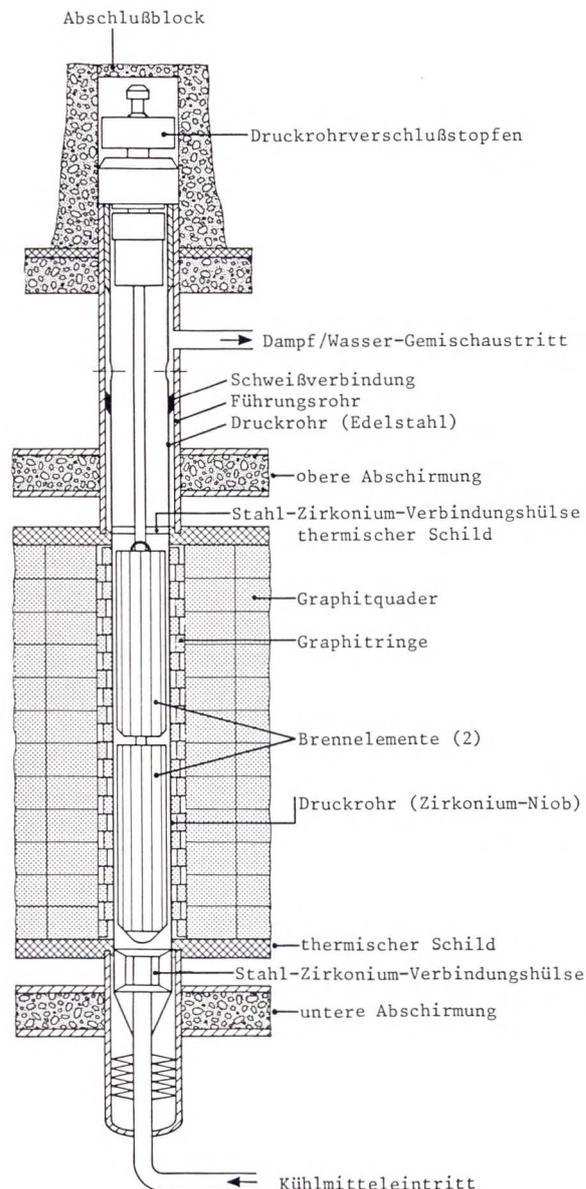


Bild 7:
Prinzipdarstellung eines Druckrohres mit Brennelementen

als bei teilweise eingefahrenen Stäben. Außerdem steigt der Wert mit zunehmendem Abbrand an. Einem positiven Dampfblasenkoeffizienten wirkt die negative Dopplerrückwirkung (negative Reaktivitätszufuhr bei steigender Brennstofftemperatur) entgegen. Für eine Brennstoffanreicherung von 2% und einen Abbrand von 20 MWd/kg werden folgende Werte für Reaktivitätskoeffizienten angegeben:

Brennstofftemperaturkoeffizient (Doppler)	$- 1,2 \cdot 10^{-5}/^{\circ}\text{C}$
Dampfblasenkoeffizient	$+ 2 \cdot 10^{-4}/\text{Vol.}\%$

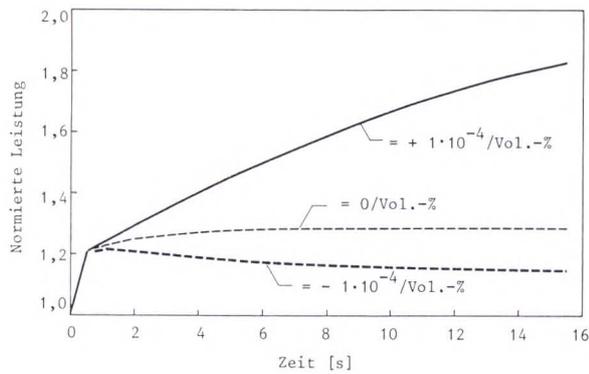


Bild 8:
Reaktivitätsstörung bei unterschiedlichen
Dampfblasenkoeffizienten (RBMK-1000)

In Bild 8 wird anhand einer Vergleichsrechnung gezeigt, wie das Verhalten des RBMK-Reaktors vom Vorzeichen des Dampfblasenkoeffizienten abhängt. Als Störung wird eine begrenzte positive Reaktivitätsrampe von 0,1 % in 0,5 s angenommen. Bei einem negativen Dampfblasenkoeffizienten von z.B. $-1 \cdot 10^{-4}/\text{Vol.}\%$ stabilisiert sich die Leistung unterhalb des Wertes unmittelbar nach Zuführung der Störung. Bei einem positiven Dampfblasenkoeffizienten von z.B. $+1 \cdot 10^{-4}/\text{Vol.}\%$ setzt sich der Leistungsanstieg weiter fort. Eine Stabilisierung ist nur durch Zufuhr negativer Reaktivität möglich.

Für das Störfallverhalten eines Reaktors mit großem positivem Dampfblasenkoeffizienten gilt, daß alle einleitenden Ereignisse, die zu einer Erhöhung des Dampfblasengehalts führen (Druckabsenkung, Durchsatzreduktion, Kerneintrittstemperaturanstieg), eine Leistungserhöhung einleiten, die sich weiter verstärkt, sofern sie nicht rechtzeitig durch die Regelung bzw. Abschaltung begrenzt wird. Deshalb muß sichergestellt werden, daß eine Reaktorabschaltung schnell genug ausgelöst und auch schnell genug wirksam wird.

Beim RBMK-Reaktor fahren die Abschaltstäbe nach Auslösung der Abschaltung mit 0,4 m/s ein. Die Einfahrzeit eines voll ausgefahrenen Stabes beträgt ca. 15 s. Da sich unzulässige Leistungsanstiege je nach Zustand innerhalb weniger Sekunden ausbilden können und da vollständig ausgefahrene Stäbe erst nach einigen Sekunden in den wirksamen Bereich vorstoßen, ist es für eine ausreichend schnelle Zufuhr der Abschaltreaktivität erforderlich, daß eine bestimmte Anzahl von Stäben immer im reaktivitätswirksamen Bereich sein muß. Der stabfreie Kern muß also eine ausreichende Überschubreaktivität besitzen, die durch entsprechend weit eingefahrene Absorberstäbe im Betrieb kompensiert wird. Für den RBMK-Reaktor wird diese Überschubreaktivität in einer Anzahl von Stäben ausgedrückt. Nach mündlichen Anga-

ben sowjetischer Experten in Wien ist das Unterschreiten einer Überschubreaktivität von 30 Stäben nur unter ganz bestimmten Bedingungen zulässig. Unterschreitet die Überschubreaktivität 15 Stäbe, ist zwingend eine sofortige Reaktorabschaltung von Hand vorgeschrieben.

Von sowjetischer Seite wurden zum Verhalten der RBMK-Reaktoren bei Teillast keine genauen Angaben gemacht. Grundsätzlich besteht aber die Vorschrift, daß ein Teillastbetrieb bei weniger als 700 MWth (ca. 20 % Nennleistung), abgesehen vom Anfahrvorgang, bei dem besondere Festlegungen zu beachten sind, nicht zulässig ist.

Eigene Rechnungen zum Teillastverhalten zeigen, daß sich hier für einige Störfälle ungünstigere Ausgangsbedingungen ergeben, als beim Vollastzustand. Da der Regelbereich für den Kühlmitteldurchsatz im Kern bei den RBMK-Reaktoren stark eingeschränkt ist, wird der Durchsatz bei Teillast nicht in gleichem Maße wie die Leistung abgesenkt. Deshalb sind auch der Kernaustrittsdampfgehalt und die Kerneintrittsunterkühlung niedriger als bei Vollast. Dies hat in Verbindung mit der gleichzeitig geringeren Brennstofftemperatur zur Folge, daß

- die Änderung des Dampfvolumenthaltes im Kern aufgrund von Störungen (z.B. Druck oder Durchsatz) größer als bei Vollast ist und
- die stabilisierende Dopplerrückwirkung über die Brennstofftemperatur langsamer als bei Vollast wirkt.

● Konstruktion, Werkstoffe und Herstellung

Die Gesamtkonstruktion des Reaktors mit seinen Kühlkreisläufen ist durch die Vielzahl der Verzweigungen der Rohrleitungssysteme, die im wesentlichen durch die hohe Zahl der Druckrohre und der Führungsrohre für die Regelstäbe bedingt ist, gekennzeichnet.

In den Kühlkreisläufen wird eine große Palette unterschiedlicher Werkstoffe eingesetzt. Dadurch ergeben sich Erschwernisse bei der Fertigung und Prüfung sowie der Qualitätssicherung allgemein. Für Teilbereiche der Rohrleitungen (Nennweiten 300 und kleiner) wird ein titanstabilisierter Chromnickelstahl verwendet. Für die großen Rohrleitungen wird ein Kohlenstoffstahl mit austenitischer Plattierung eingesetzt. Die Brennstabhüllrohre und der Teil der Druckrohre, der sich im Kernbereich befindet, bestehen aus einer Zirkoniumlegierung. Die Dampfabscheider sind aus austenitisch plattiertem ferritischem Stahl hergestellt. Die Gehäuse der Hauptkühlmittelpumpen sind Schweißkonstruktionen aus einem Chrom-Molybdän-Vanadiumstahl, der in Osteuropa für Primärkreis Komponenten eingesetzt wird. Die Innenfläche ist austenitisch plattiert. Die chemischen Analysen für die Werkstoffe lassen darauf schließen, daß keine erhöhten Anforderungen an die Zähigkeitseigenschaften der Werkstoffe gestellt werden.

Für die Herstellung, insbesondere die schweißtechnische Gestaltung, sowie die durchzuführenden Prüfungen bei der Herstellung liegen keine konkreten Angaben vor. Der Literatur ist allgemein zu entnehmen, daß als Prüfverfahren Oberflächenriß- und Durchstrahlungsprüfungen sowie Heliumlecktests eingesetzt werden. Über die Anwendung von Ultraschallprüfverfahren wird ebenfalls berichtet.

Aus den Angaben über Betriebsdrücke und Temperaturen sowie den geometrischen Abmessungen läßt sich abschätzen, daß die Bauteilbeanspruchung üblichen technischen Maßstäben entspricht. Inwieweit die Komponenten wiederkehrenden Prüfungen unterzogen werden, ist nicht bekannt.

● Brandschutzmaßnahmen

Der Graphit des Moderators ist nur unter ungünstigen Bedingungen (Temperaturen größer 800 °C, Luftzufuhr mit hohen Strömungsgeschwindigkeiten) brennbar. Zur Vermeidung einer möglichen Graphitkorrosion bei Betriebstemperatur und auch als vorbeugende Brandschutzmaßnahme befindet sich der Kern in einem inertisierten Stahlbehälter.

Andere brennbare Materialien, z.B. Schmieröle, Kabelisolierungen, sind in der Anlage, wie in jedem anderen Kernkraftwerkstyp, insbesondere im Bereich der Ölversorgung der Turbinen (Maschinenhaus) und der Hauptkühlmittelpumpen (Reaktorgebäude) sowie in Kabelkanälen und Kabelverteilungen vorhanden. Zusätzliche Brandlasten sind bei dieser Anlage aufgrund der Verwendung von brennbaren Baustoffen zur Abdichtung der Dachflächen, zur Wärmeisolierung usw. gegeben.

Der Brandschutz in der Anlage erfüllt nach sowjetischer Darstellung die Brandschutzanforderungen der IAEA-Richtlinien. Diese Richtlinien beinhalten allgemeingültige Auslegungsgrundsätze zur

- Brandverhütung,
- Branderkennung und -bekämpfung,
- Brandeindämmung,

ohne im einzelnen konkrete Festlegungen in bezug auf Qualität, Umfang und Dimensionierung von Brandschutzmaßnahmen zu treffen. Sie umfassen insbesondere ein Minimierungsgebot für brennbare Stoffe, den Einsatz von Brandmeldeanlagen in Abhängigkeit vom örtlichen Brandrisiko, Empfehlungen zur Löschwasserversorgung und zur Auslegung von ortsfesten Löschanlagen. Ebenso besteht die Forderung nach räumlicher Trennung der einzelnen Stränge sicherheitstechnisch wichtiger Systeme, so daß ihre Sicherheitsfunktion durch Brand nicht gefährdet ist.

Hinsichtlich der in der Anlage realisierten Brandschutzmaßnahmen ist bekannt:

- Innerhalb der Gebäude, die für sich Brandabschnitte darstellen, gibt es feuerwiderstandsfähig abgetrennte Bereiche für hohe Brandlasten oder sicherheitstechnisch wichtige Systeme; insbesondere sind bestimmte Kabelkanäle abgeschottet.
- Dort, wo keine bauliche Abschottung vorhanden ist, sind aktive Brandschutzmaßnahmen, z.B. Wasserlöschanlagen in Kabelräumen, vorgesehen.
- Die Löschwasserversorgung erfolgt durch ein innerhalb und außerhalb der Gebäude angeordnetes Hydrantensystem.
- Zur Betriebsmannschaft gehört brandschutztechnisch ausgebildetes Personal, welches als Löschtruppe ständig in der Anlage anwesend ist. Für die Bekämpfung größerer Brände ist zusätzlich der Einsatz der Feuerwehren der Städte Pripyat und Tschernobyl vorgesehen.

Sicherheitsmaßnahmen

In den Anlagen der RBMK-1000-Baulinie ist eine Reihe von Sicherheitsmaßnahmen zur Beherrschung von Störfällen vorgesehen. Diese beinhalten technische Einrichtungen und Handmaßnahmen, wobei einige wichtige Funktionen ausschließlich vom Betriebspersonal ausgeführt werden müssen.

● Auslegungsstörfälle

Der Umfang der Sicherheitsvorkehrungen, die für die Beherrschung von Störungen und Störfällen getroffen sind, wird im wesentlichen bestimmt durch

- das Spektrum der zugrundegelegten Störfälle,
- die Auswirkungen, die für die einzelnen Störfälle zugelassen werden, und
- die Reserven, mit denen die Beherrschung erfolgen soll und die zulässigen Auswirkungen einzuhalten sind.

Zu den zugrundegelegten Störfällen sind von sowjetischer Seite im Verlauf der Expertentagung in Wien Angaben gemacht worden. Demnach werden bei der Auslegung berücksichtigt:

- Reaktivitätsstörungen und -störfälle,
- Komponenten- und Systemversagen (z.B. Ausfall von Hauptkühlmittelpumpen, Turbinenschnellabschaltung, Fehlfunktion von Ventilen),
- Bruch einer Rohrleitung im Reaktorkühlkreislauf bis hin zur größten Leitung (Sammler mit einem Durchmesser von 900 mm),
- Brand in einem Brandabschnitt der Anlage,
- anlageninterne Überflutung,
- Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung (Notstromfall),
- Erdbeben.

Ob weitere Ereignisse bei der Auslegung berücksichtigt wurden, ist nicht bekannt. Ebenfalls ist nicht im einzelnen bekannt, welche Auswirkungen bei einem Störfall als zulässig angesehen werden.

Für die Auslegung der Sicherheitssysteme besteht die Forderung, daß ein Störfall auch dann beherrscht werden muß, wenn zusätzlich noch ein einzelner Fehler in den Sicherheitssystemen auftritt. Um dieser Forderung zu genügen, sind die Sicherheitssysteme weitgehend aus drei parallelen, gleichartigen Strängen aufgebaut, von denen jeder 50 % der erforderlichen Kapazität besitzt.

Weitere Einzelheiten zur Dimensionierung der Sicherheitssysteme wurden nicht mitgeteilt. Insbesondere sind weder Randbedingungen und Annahmen, noch Umfang, Detaillierungsgrad und zu-

grundlegende Rechenmodelle der für die Auslegung der Sicherheitssysteme erforderlichen Analysen bekannt. Eine Aussage über die Wirksamkeit der Sicherheitssysteme ist damit praktisch nicht möglich.

● **Druck- und Kondensationskammern**

Um bei einem Kühlmittelverluststörfall die Freisetzung radioaktiver Stoffe zu begrenzen und um die Leckstelle zu lokalisieren, sind Teile der Hauptkühlmittelschleifen von Druckkammern umschlossen, die durch eine doppelstöckige Kondensationskammer ergänzt werden. Die Druckkammern sind über ein System von Überströmklappen und Kondensationsrohren mit der Kondensationskammer verbunden (Bild 9).

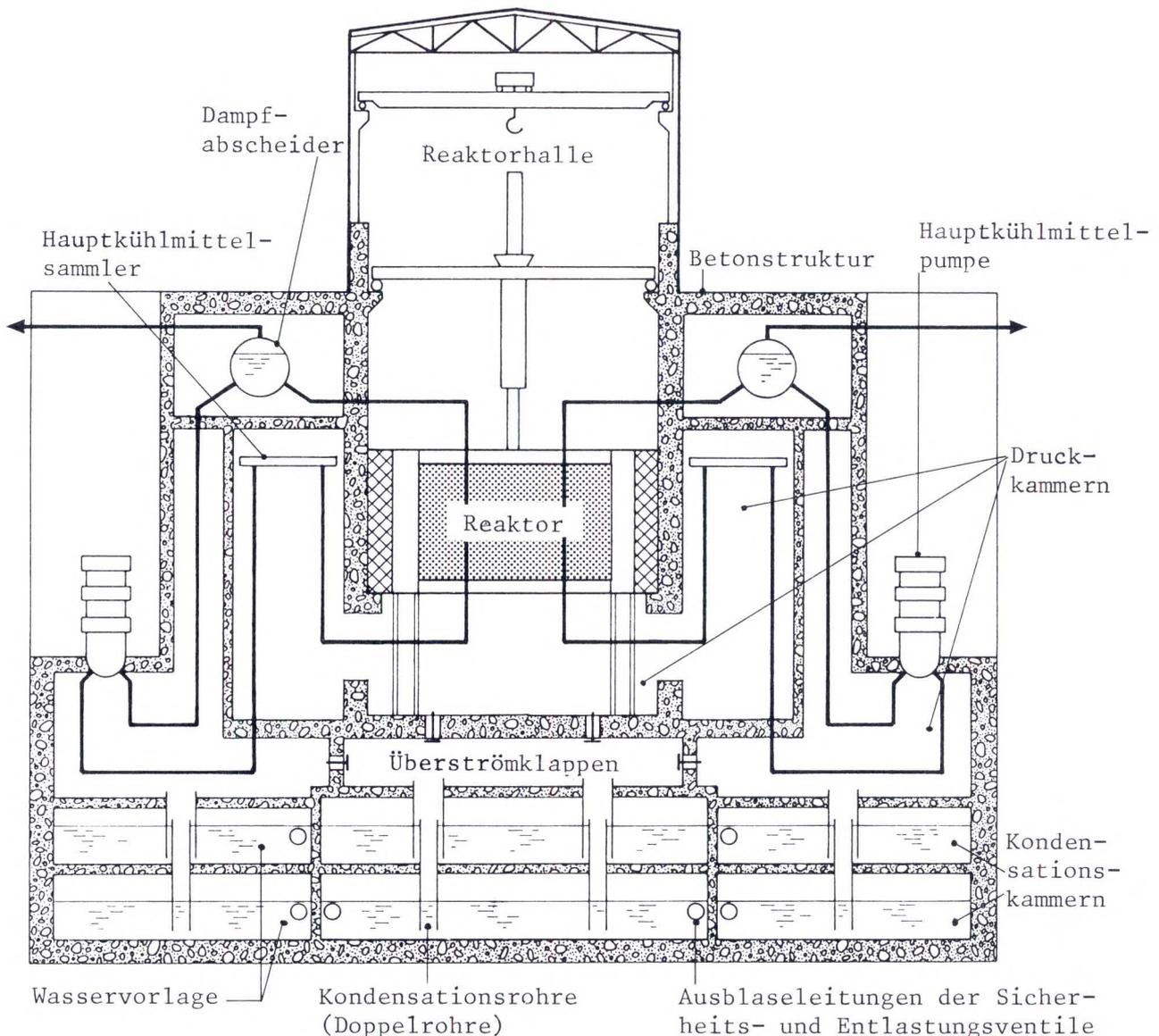


Bild 9:
Schematische Darstellung der Druck- und Kondensationskammern der Anlage Tschernobyl 4

Die Druckkammern umfassen u.a. die Gehäuse der Hauptkühlmittelpumpen, ihre saug- und druckseitigen Sammler und die Anschlußleitungen zu den einzelnen Druckrohren. Der bereits erwähnte druckfeste Behälter um den Reaktorkern ist über eigene Entlastungsleitungen mit einem abgetrennten Teil der Kondensationskammer verbunden. Der Raum oberhalb der Stahlkonstruktion über dem Reaktorkern mit den Leitungen zu den Dampfabscheidern und die Aufstellungsräume der Dampfabscheider selbst sind nicht druckfest ausgeführt. Alle Räume, die Teile der Hauptkühlmittelschleifen enthalten, werden nach Angabe der sowjetischen Experten unter einem leichten Unterdruck gehalten.

Bei Bruch einer Hauptkühlmittelleitung innerhalb der Druckkammern wird der freigesetzte Dampf über Kondensationsrohre in die Wasservorlage der Kondensationskammer geleitet und dort kondensiert. Entsprechendes gilt für den Bruch eines Druckrohres im Reaktorkern. Bei Bruch einer Rohrleitung oberhalb des Reaktorkerns oder in den Aufstellungsräumen der Dampfabscheider tritt die Leckage in die Reaktorhalle aus. Nach sowjetischen Angaben ist das Lüftungssystem in der Reaktorhalle ausreichend bemessen, um die Leckagemenge in einem solchen Fall abführen zu können, ohne daß es zu einem Druckaufbau in der Reaktorhalle und damit zu einer unkontrollierten

Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung kommt. Das Versagen eines Dampfabscheiders sowie der Bruch mehrerer Rohrleitungen werden in der Auslegung nicht betrachtet.

Bei allen Kühlmittelverluststörfällen dient das Wasser der Kondensationskammer als Vorrat für das Notkühlsystem.

Die Kondensationskammer wird auch bei Störungen mit Ausfall der Hauptwärmesenke (d.h. ohne Kühlmittelverlust) eingesetzt. In diesem Fall wird die Nachwärme des Reaktors durch Abblasen von Dampf über die Frischdampf-Sicherheitsventile und die zugehörigen Entlastungsrohre in die Kondensationskammer abgeführt.

Das Wasser in der Kondensationskammer kann durch ein System mit 3 Strängen gekühlt werden, von denen 2 ausreichen, um die Nachwärme des Reaktors abzuführen. Daneben ist ein System vorhanden, mit dem Wasserstoff, der bei einem Kühlmittelverluststörfall in die Druck- und Kondensationskammern gelangen kann, abgezogen wird.

● Notkühlung

Zur Beherrschung von Kühlmittelverluststörfällen steht ein Notkühlsystem zur Verfügung, das im wesentlichen dreisträngig (3 x 50 %) aufgebaut ist (Bild 10). Es besitzt folgende Teilsysteme:

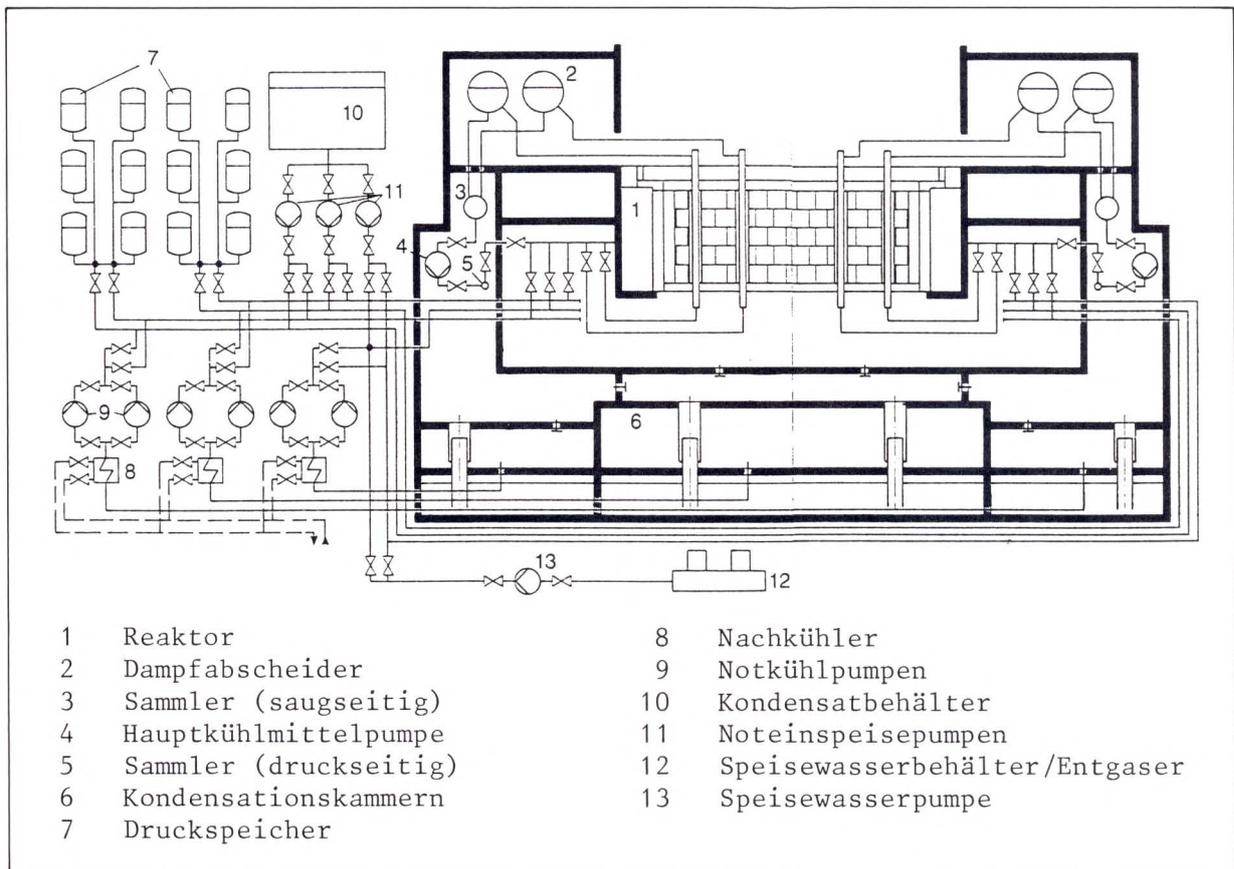


Bild 10:
Prinzipialschaltbild der Notkühlsysteme der Anlage Tschernobyl 4

- Zwei Sätze von je sechs Druckspeichern als erste und zweite Redundanz zur schnellen Einspeisung von Wasser in den Reaktorkern für die erste Phase nach einem Kühlmittelverluststörfall. Als dritte Redundanz werden Speisewasserpumpen verwendet, die hierzu auf die entsprechenden Einspeiseleitungen des Notkühlsystems geschaltet werden. Die Speisewasserpumpen werden in dieser Funktion nur für die erste Phase des Störfalles benötigt, d.h. für einen Zeitbereich von weniger als drei Minuten.
- Ein dreisträngiges Notkühlsystem für die langfristige Flutung des Reaktorkerns. Das System saugt Wasser aus der Kondensationskammer an. Pro Strang besitzt es zwei parallele Pumpen.
- Ein dreisträngiges Noteinspeisesystem. Das System saugt Wasser aus einem Kondensatvorratsbehälter an.

Die Einspeisung von Druckspeichern und Speisewasserpumpen bzw. Notkühlpumpen wird durch schnellöffnende Ventile freigegeben. Durch eine entsprechende Auswahlhaltung wird sichergestellt, daß diese Systeme in die Hälfte des Hauptkühlkreislaufes einspeisen, in der sich das Rohrleitungsleck befindet. Die intakte Hälfte des Hauptkühlmittelkreislaufes wird durch das Noteinspeisesystem versorgt.

Bei den neueren Anlagen ist der Auslegung der Notkühlung der Bruch des größten Sammlers mit einem Durchmesser von 900 mm zugrunde gelegt.

● Regel- und Abschaltssystem

Das Regel- und Abschaltssystem beim RBMK-1000-Reaktor hat folgende Aufgaben:

- Einstellung der Leistungsdichteverteilung über den Kern und Kompensation des Abbrandes durch manuelles Verfahren von Regelstäben,
- automatische Regelung der Reaktorleistung,
- automatische Stabilisierung der radial-azimutalen Leistungsdichteverteilung,
- schnelle Leistungsreduzierung bei Störungen,
- automatische Reaktorabschaltung (im weiteren Reaktornotabschaltung genannt) bei Störfällen.

Das Regel- und Abschaltssystem besitzt 211 durch elektrische Servomotoren angetriebene Regel- und Abschaltstäbe. Entsprechend ihren Aufgaben lassen sie sich in folgende Gruppen unterteilen:

- 24 automatisch betätigte Regelstäbe zur Regelung der Reaktorleistung,
- 24 halblange Regelstäbe, die von unten zur Regelung der axialen Leistungsdichteverteilung eingefahren werden,
- 163 manuelle Regel- und Abschaltstäbe zur Kompensation der Überschußreaktivität und Einstellung des Leistungsprofils.

Zur automatischen Regelung der Reaktorleistung gibt es zwei Systeme, und zwar die Regelung der mittleren Leistung und die Regelung der lokalen Leistung. Beide Regelungen wirken auf jeweils zwölf Regelstäbe.

Regelung der mittleren Leistung

Die Regelung der mittleren Leistung deckt den Leistungsbereich von 0,5 % bis 100 % ab. Sie besitzt drei Regelkreise, denen je vier Steuerstäbe zugeordnet sind. Ein Regelkreis ist im Schwachlastbetrieb (0,5 % – 10 % Leistung), die beiden anderen sind im Leistungsbetrieb (5 % – 100 % Leistung) im Eingriff. Jedem Regelkreis sind vier Ionisationskammern zugeordnet, aus deren Mittelwert der Leistungs-Istwert gebildet wird.

Regelung der lokalen Leistung

Der Leistungsbereich der lokalen Regelung liegt zwischen 20 % und 100 %. Für die Regelung selbst ist der Reaktorkern in zwölf lokale Zonen eingeteilt. Jede Zone ist mittels eines Regelstabes einzeln regelbar. Die Regelung erhält von den In-core-Neutronenfluß-Detektoren, von denen diese Regelstäbe umgeben sind, Informationen über die Leistungsdichte in den einzelnen Zonen.

Normalerweise wird im Bereich von 20% bis 100% Reaktorleistung die lokale Leistungsregelung verwendet. Diese Regelung hält die eingestellte Reaktorleistung konstant und stabilisiert außerdem die Leistungsverteilung über den Umfang des Reaktorkerns. Die Regelung der mittleren Leistung steht in Reserve, solange die lokale Leistungsregelung in Betrieb ist. Sie wird automatisch zugeschaltet, falls die lokale Leistungsregelung gestört ist oder abgeschaltet wird.

Zur Vermeidung eines unkontrollierten Aus- oder Einfahrens von Regelstäben existieren folgende Einrichtungen:

Die Fahrgeschwindigkeit der zwölf lokalen Regelstäbe ist zur Begrenzung der Reaktivitätsänderung auf 20 cm/s eingestellt. Darüber hinaus existiert eine Fahrbegrenzung, die ein kontinuierliches Verfahren der lokalen Regelstäbe für mehr als 8 s verhindert. Falls der Grenzwert für zu hohe Leistung in einem der Kanäle der lokalen Leistungsüberwachung überschritten wird, wird das weitere Ausfahren der lokalen Regelstäbe verhindert. Wird der Grenzwert im zweiten Überwachungskanal überschritten, werden zwei lokale Abschaltstäbe in der betroffenen Zone eingefahren.

Ein gleichzeitiges Ausfahren von mehr als acht bis zehn der manuell betätigten Regelstäbe wird ebenfalls automatisch verhindert. Ein Überwachungssystem registriert die Anzahl der von Hand verfahrenen Regelstäbe. Falls der festgelegte Wert überschritten ist, wird die Spannung für die Antriebsmotoren abgeschaltet, so daß die Stäbe nicht mehr verfahren werden können.

● Neutronenflußinstrumentierung

Die Neutronenflußinstrumentierung liefert die notwendigen Signale für

- den Reaktorschutz,
- die Reaktorregelung und
- die Überwachung der Leistungsdichteverteilung.

Zur Messung des Neutronenflusses sind verschiedene Meßeinrichtungen vorhanden, und zwar

- 24 Ionisationskammern außerhalb des Reaktorkerns im biologischen Schild (Wassertank), davon acht für den Anfahrbereich und 16 für den Leistungsbereich,
- 24 Incore-Leistungsdetektoren (Ionisationskammern) in Zentralpositionen von ausgewählten Brennelementen,
- 130 (n,β) -Detektoren sowie zwölf lanzenförmige Detektoren, jeweils bestehend aus sieben übereinander angeordneten (n,β) -Detektoren, in speziellen Druckrohren im Reaktorkern.

Aus den Meßsignalen der 24 Ionisationskammern außerhalb des Reaktorkerns werden im Reaktorschutzsystem die Größe der mittleren Reaktorleistung und des Gradienten von Leistungssteigerungen ermittelt und mit den zulässigen Grenzwerten verglichen. Beim Überschreiten der Grenzwerte erfolgt eine automatische Reaktornotabschaltung. Zusätzlich bilden die Signale von zwölf der 24 Ionisationskammern (vier im Anfahrbereich, acht im Leistungsbereich) die Eingangsgrößen der drei Regelkreise für die mittlere Reaktorleistung.

Die Signale der Incore-Leistungsdetektoren werden ausschließlich für lokale Regelungs- und Schutzfunktionen herangezogen. Sie sind Eingangsgrößen der zwölf Regelkreise für die lokale Leistungsregelung und der zugehörigen Schutzsysteme, mit denen die lokale Leistung überwacht und bei Überschreiten zulässiger Werte automatisch begrenzt wird.

Die 130 Einzeldetektoren und die zwölf lanzenförmigen Detektoren gehören zu einem weiteren System, mit dem die Leistungsverteilung im Reaktorkern sowohl in radialer als auch in axialer Richtung detailliert überwacht wird. Treten in einzelnen Bereichen des Kerns Abweichungen von den vorgegebenen Werten für die Leistungsdichte auf, löst das System Warnmeldungen in der Warte aus.

Die Meßwerte der Detektoren gehen, zusammen mit anderen Meßgrößen, wie etwa dem Durchsatz in den einzelnen Arbeitskanälen, parallel in den Prozeßrechner ein. Der Prozeßrechner ermittelt daraus in regelmäßigen Abständen charakteristische Größen, die nicht unmittelbar gemessen werden bzw. gemessen werden können. Beispiele sind die Leistung der einzelnen Brennelemente

und die vorhandene Überschußreaktivität. Die Ergebnisse des Prozeßrechners werden auf Druckern ausgegeben.

Über die Ansprechzeit der Neutronenflußinstrumentierung liegen keine Angaben vor.

● Reaktorschutzsystem

Das Reaktorschutzsystem regt bei einer Störung oder einem Störfall automatisch die erforderlichen Sicherheitssysteme an.

Bei Störungen des Gleichgewichtes zwischen der im Reaktorkern erzeugten und der über das Kühlmittel abgeführten Leistung oder bei Störungen des Kühlmitteldurchsatzes durch den Reaktorkern reagiert das Reaktorschutzsystem, abhängig von der Art des Ereignisses, in unterschiedlichen Stufen. Eine automatische Reaktornotabschaltung erfolgt nur in der höchsten Stufe. In den übrigen Stufen wird die Reaktorleistung automatisch auf 60 %, 50 % und 20 % reduziert.

Bei einer automatischen Reaktornotabschaltung werden alle Regelstäbe (die manuell und die von der Regelung angesteuerten Stäbe), mit Ausnahme der 24 halblangen Stäbe, vom Reaktorschutzsystem mit einer Geschwindigkeit von 0,4 m/s in den Kern eingefahren.

Bei einem eventuellen Ausfall der Versorgungsspannung für den Antrieb entkuppeln die Stäbe vom Antrieb und fallen durch Schwerkraft ein. Aufgrund der Strömungswiderstände in den Führungsrohren ist die Einfallgeschwindigkeit etwa gleich der Einfahrtgeschwindigkeit.

Bestimmend für die Dimensionierung des Notabschaltensystems ist nach Angabe der sowjetischen Experten die Reaktivitätszufuhr bei Bruch eines Sammlers der Hauptkühlmittelpumpen.

Die wesentlichen Anregekriterien für eine Reaktornotabschaltung sind:

Überschußleistung im Vergleich zum Leistungssollwert	> 10 % Nennleistung (im Leistungsbereich)
Reaktorperiode	≤ 10 s
Füllstand im Abscheider	< min. oder > max.
Druck im Abscheider	> max.
Druck in Reaktorkreislaufkammern oder Abscheiderkammern	> max.
Druck im Behälter um den Reaktorkern	> max.
Niveau im Ausgleichsbehälter des Steuerstabkühlsystems	< min.

Durchsatz durch die Steuerstabrohre < min.

Turbinenschnellabschaltung (TUSA) beider Turbosätze

Schalterfall von drei der vier Hauptkühlmittelpumpen einer Kernhälfte

Ausfall der Eigenbedarfsversorgung

Die Anregekriterien für die einzelnen Reaktor-schutzaktionen sind in 2 von 3- bzw. 2 von 4-Logik ausgeführt. Die Signale für die verschiedenen Stränge der Sicherheitssysteme werden getrennt gebildet.

Zur Vermeidung einer Notabschaltung bei Tests am Reaktorschutzsystem besteht die Möglichkeit, die Anregekriterien zu überbrücken. Welche administrativen Regelungen hierzu eingehalten werden müssen, ist nicht bekannt.

● Notstromversorgung

Für die Energieversorgung (Bild 11) der kraftwerks-eigenen Verbraucher stehen verschiedene Möglichkeiten zur Verfügung:

- die beiden Turbogeneratoren,
- das Hauptnetz,
- das Reservenetz.

Für den Fall, daß diese Versorgungsmöglichkeiten alle nicht verfügbar sind, existiert eine Notstromversorgung, von der alle sicherheitstechnisch wichtigen Verbraucher des Kraftwerks mit elektrischer Energie versorgt werden können. Wie die übrigen Sicherheitssysteme besteht die Notstromversorgung aus drei Strängen, von denen zwei für die Störfallbeherrschung ausreichen. Jeder Strang besitzt ein eigenes Dieselaggregat und eigene Batterien, die die Versorgung der zugehörigen Verbraucher sicherstellen.

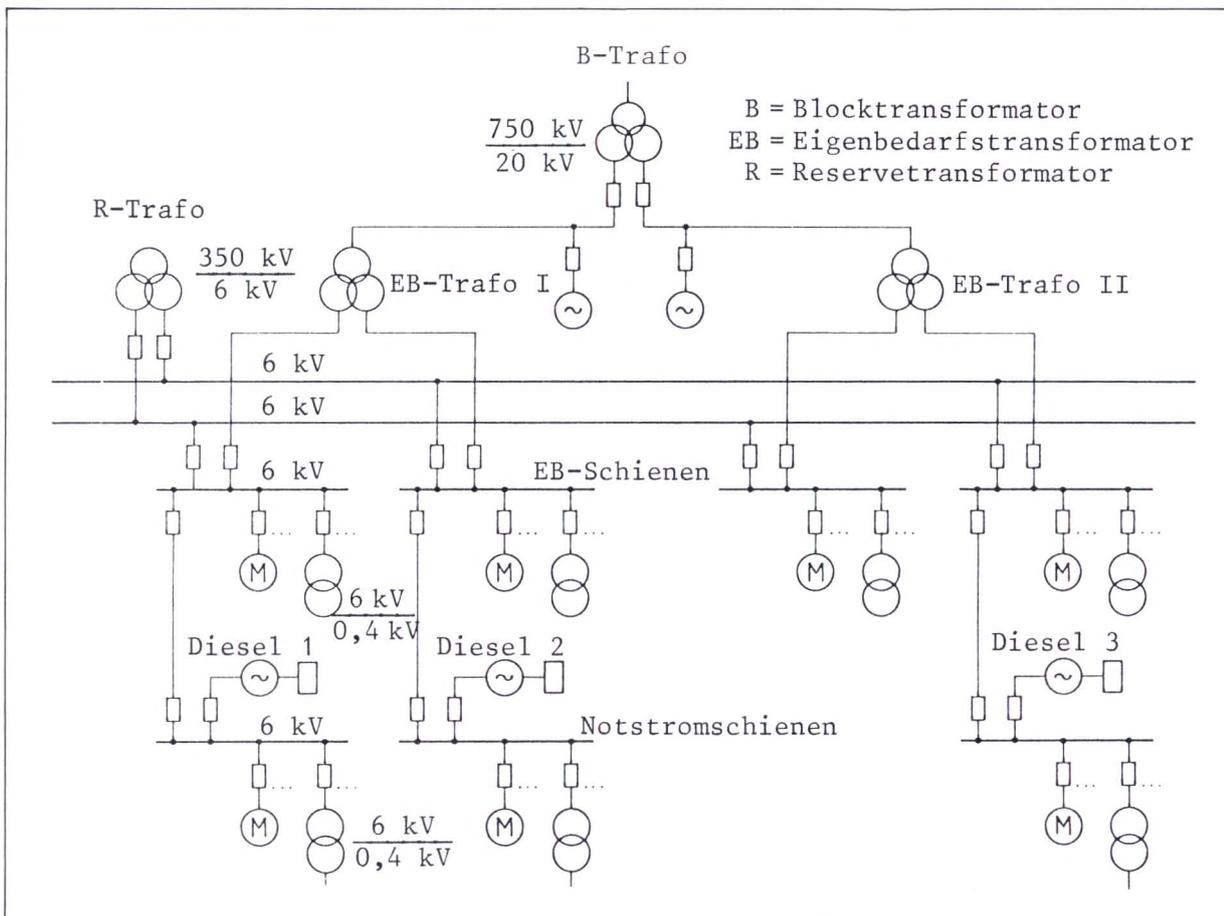


Bild 11:
Prinzipschaltbild der Eigenbedarfs- und Notstromversorgung der Anlage Tschernobyl 4

Bei einem Kühlmittelverluststörfall werden auslegungsgemäß neben den Druckspeichern Speisepumpen für die schnelle Einspeisung von Kühlmittel in den Reaktorkern verwendet. Um den Betrieb dieser Pumpen auch bei einem zusätzlich angenommenen Ausfall aller Netzversorgungen zu gewährleisten, sind die Turbogeneratoren mit speziellen Spannungsregeleinrichtungen versehen, um die Auslaufenergie der Turbinen zur Versorgung der Speisepumpen zu nutzen.

● Administrative Sicherheitsmaßnahmen

Nach sowjetischer Aussage war ein wichtiger Gesichtspunkt bei der Planung der Sicherheitseinrichtungen des RBMK-1000-Reaktors vor 20 Jahren, daß zum damaligen Zeitpunkt die Zuverlässigkeit des Menschen in einigen Punkten höher eingeschätzt wurde als die Zuverlässigkeit technischer Einrichtungen. Dementsprechend sind wichtige Sicherheitsfunktionen nicht durch Einsatz automatischer Einrichtungen abgedeckt, sondern ausschließlich durch Maßnahmen, die in Betriebsvorschriften festgelegt und vom Betriebspersonal von Hand durchzuführen sind. Dies trifft z.B. auf folgende Punkte zu:

Vermeidung unzulässiger Betriebszustände

Wegen der grundsätzlichen Gefahr einer schnellen Leistungstransiente bzw. einer Leistungsexkursion ist der Betrieb bei Leistungen unter 700 MWth (außer beim Anfahren, wo spezielle Maßnahmen vorgesehen sind) verboten. Dies ist in einer Betriebsvorschrift festgelegt und ausschließlich vom Betriebspersonal sicherzustellen, indem der Reaktor beim Unterschreiten der Leistungsgrenze von Hand abzuschalten ist.

Gewährleistung einer ausreichenden Überschußreaktivität

In allen Betriebszuständen muß eine ausreichende Zahl von Regelstäben so weit in den Kern eingefahren sein, daß sie bei Auslösung einer Reaktornotabschaltung sofort eine ausreichend große Wirksamkeit erreichen. In den Betriebsvorschriften sind Grenzen für die minimale Überschußreaktivität festgelegt, die vom Betriebspersonal durch manuelles Verfahren von Regelstäben einzuhalten sind. Wird die zulässige minimale Überschußreaktivität unterschritten, ist die Anlage nach Betriebsvorschrift sofort von Hand abzuschalten. Verriegelungen oder Reaktorschutzanregungen, die eine solche Abschaltung automatisch auslösen, gibt es nicht.

Gewährleistung eines kavitationsfreien Betriebs der Hauptkühlmittelpumpen

Unter bestimmten Betriebsbedingungen ist es möglich, daß es zur Kavitation der Hauptkühlmittelpumpen kommt (Verdampfen von Kühlmittel auf der Saugseite der Pumpe und in der Pumpe). Dies kann zu unzulässigen Beanspruchungen der Pumpen sowie zum Absinken des Massenstroms

und damit zu Leistungsschwankungen im Reaktorkern führen. Zur Vermeidung einer Kavitation der Hauptkühlmittelpumpen sind vom Betriebspersonal nach Betriebsvorschrift bestimmte Handmaßnahmen durchzuführen. Eine technische Schutzeinrichtung gibt es auch in diesem Fall nicht.

Ausbildung des Personals

Einzelheiten über Art und Umfang der Qualifizierung des in der Anlage Tschernobyl eingesetzten Betriebspersonals wurden bisher praktisch nicht bekannt. In /Ac 81/ wurde jedoch über Qualifizierungsanforderungen berichtet, die in den Ländern, die dem Rat für gemeinsame Wirtschaftshilfe angehören (RGW-Länder), zur Anwendung kommen und damit vermutlich auch in der UdSSR. Generell ist danach gefordert, daß

- das Betriebspersonal unter nahezu realen Bedingungen ausgebildet und trainiert wird,
- das Schichtpersonal auf mögliche Störungen und Schwierigkeiten im Betrieb vorbereitet wird und
- das Betriebspersonal einer Zulassungsprüfung unterzogen wird, bevor es verantwortlich in der vorgesehenen Funktion eingesetzt wird.

Diese grundsätzlichen Anforderungen gelten sowohl für die zum Betriebspersonal gehörenden Facharbeiter wie auch für die Ingenieure. Die weiteren Ausführungen in /Ac 81/ sind dann aber im wesentlichen auf die Ingenieure beschränkt. Dabei wird wiederum unterschieden zwischen Ingenieuren als

- leitendes Personal,
- Schichtpersonal (einschließlich Schichtleiter und Schichtleitervorteiler),
- Instandhaltungspersonal,
- Kontrollpersonal (Verfahrensingenieure, Physiker, Chemiker usw.).

Als Voraussetzungen für eine Tätigkeit als leitendes Personal oder als Schichtleiter bzw. -stellvertreter wird u.a. eine abgeschlossene Hochschulbildung in einer energiewirtschaftlichen Fachrichtung gefordert. Für die übrigen Ingenieur-tätigkeiten besteht die Forderung nach einer abgeschlossenen Hoch- oder Fachschulausbildung. In allen Fällen müssen die Ingenieure über eine kernkraftwerkstechnische Spezialausbildung verfügen.

Diese kernkraftwerkstechnische Spezialausbildung umfaßt

- die Grundlagen der Reaktorphysik und -verfahrenstechnik,
- die Grundsätze des Strahlenschutzes und der nuklearen Sicherheit,

- die allgemeine Kraftwerkstechnik, die Betriebsvorschriften und den Erwerb eines Befähigungsnachweises für Arbeits- und Strahlenschutz,
- die Spezialisierung für den jeweiligen Arbeitsbereich in einem Lehr- und Trainingszentrum oder in speziellen Abteilungen des Kernkraftwerks,
- eine Simulatoreausbildung über betriebliche Fahrweisen und das Verhalten bei Betriebsstörungen und Störfällen.

Die Spezialausbildung endet mit einer Zulassungsprüfung, die periodisch nach jeweils zwei Jahren oder nach einer Unterbrechung der Tätigkeit von mehr als zwei Monaten zu wiederholen ist.

Das leitende Personal hat darüber hinaus eine fünfjährige Tätigkeit in einem Kernkraftwerk, davon nicht weniger als zwei Jahre in leitender Stellung nachzuweisen. Schichtleiter und -stellvertreter müssen mindestens zwei Jahre in einem in Betrieb befindlichen Kernkraftwerk gearbeitet haben und davon ein Jahr in leitender Stellung.

Es ist zu vermuten, daß das Betriebspersonal der Anlage in Tschernobyl entsprechend diesen Anforderungen ausgebildet und qualifiziert war. Nach Angabe der sowjetischen Experten in Wien erfolgte die Simulatoreausbildung an einem Simulator für RBMK-Reaktoren in Smolensk. Einzelheiten zur Simulatoreausbildung wurden nicht bekannt.

Ereignisablauf

Vorgesehenes Versuchsprogramm beim Abfahren

Vor dem 25. April 1986 befand sich der Block 4 im 100%-Leistungsbetrieb. Er sollte am 25. April zur jährlichen Revision abgefahren werden. Im Rahmen des Abfahrens war ein Versuch an einem der Turbogeneratoren vorgesehen. Die Rotationsenergie des auslaufenden Turbogenerators wird bei einem Kühlmittelverluststörfall mit gleichzeitigem Ausfall der Netzversorgung (Notstromfall) benützt, um die Speisewasserpumpen, die als Redundanz zu den Druckspeichern verwendet werden, mit Energie zu versorgen. Die Generatoren besitzen für diesen Fall eine spezielle Erregerschaltung.

Bei entsprechenden Versuchen in der Vergangenheit war die Spannung am Generator schneller abgefallen, als angenommen worden war. Daraufhin war die Erregerschaltung modifiziert worden. Mit dem am 25. April geplanten Versuch sollte die geänderte Erregerschaltung getestet werden.

Für den Versuch gab es ein Versuchsprogramm, in dem folgende Einzelheiten festgelegt waren:

- Die Leistung der Anlage sollte vor dem Versuch zwischen 700 und 1000 MWth (ca. 20 % bis 30 %) liegen. In diesem Leistungsbereich ist ein Turbosatz in Betrieb und einer abgeschaltet.
- Die Notkühlung sollte vor dem Versuch freigeschaltet werden. Ziel dieser Maßnahme war, eine zufällige Anregung des Notkühlsystems während des Versuchs zu vermeiden.
- Unmittelbar vor dem Versuch sollten alle acht Hauptkühlmittelpumpen laufen. Dazu mußten die zwei Reservepumpen zugeschaltet werden.
- Der Versuch selbst sollte durch Schnellabschalten des in Betrieb befindlichen Turbosatzes eingeleitet werden. Entsprechend der Auslegung des Reaktorschutzsystems wird dadurch gleichzeitig eine automatische Reaktor-notabschaltung ausgelöst.
- Vier der acht Hauptkühlmittelpumpen waren bei dem Versuch als Last für den Turbogenerator vorgesehen. Dementsprechend wurden diese Pumpen vor dem Versuch von dem Turbogenerator versorgt. Mit Auslösen des Versuchs sollten sie entsprechend der abnehmenden Leistung des Generators auslaufen.
- Die übrigen vier Hauptkühlmittelpumpen sollten bei und nach dem Versuch weiterlaufen. Diese Pumpen waren deshalb mit der Netzeinspeisung verbunden.

Der Versuch wurde bei der Planung als rein konventioneller Versuch im Bereich der Elektrotechnik angesehen, bei dem keine Rückwirkung auf den nuklearen Teil erwartet wurde.

Chronologischer Ablauf des Ereignisses

Der Ereignisablauf, der zu dem Unfall führte, läßt sich im wesentlichen folgendermaßen zusammenfassen:

Die Anlage wurde am 25. April 1986, um 1.00 Uhr planmäßig zur jährlichen Revision und zu dem geplanten Versuch abgefahren. Um 14.00 Uhr, bei einer Anlagenleistung von 50 %, verzögerte sich das Abfahren zunächst, da auf Anforderung des Lastverteilers weiter in das Netz eingespeist werden mußte. Etwa neun Stunden später konnte das Abfahren auf den für den Versuch vorgesehenen Wert von ca. 20 % bis 30 % fortgesetzt werden. Bis zum 26. April, 0.28 Uhr verlief der Betrieb der Anlage praktisch normal. Bei dem zwischenzeitlichen Betrieb bei 50 % Leistung wurde entgegen den Betriebsvorschriften das freigeschaltete Notkühlsystem nicht wieder wirksam gemacht. Insgesamt blieb die Freischaltung des Notkühlsystems auf den Unfallablauf aber ohne Einfluß.

Um 0.28 Uhr, weniger als eine Stunde vor dem Unfall, unterlief der Betriebsmannschaft ein Fehler bei einer Umschaltung in der Reaktorleistungsregelung. Dadurch fiel die Reaktorleistung auf einen Wert von ca. 1 %. Da ein Leistungsbetrieb unter etwa 20 % nicht gestattet ist und aufgrund des Xenon-Aufbaus auch keine Möglichkeit bestand, diese Leistung wieder zu erreichen, hätte der Reaktor abgeschaltet und der Versuch verschoben werden müssen.

Statt dessen wurde die Leistung so weit wie möglich wieder angehoben, um den Versuch durchzuführen. Durch das instabile Verhalten und die schlechte Regelbarkeit des RBMK-Reaktors bei solch geringen Leistungen sowie das Zuschalten der Reservehauptkühlmittelpumpen laut Versuchsprogramm traten weitere Schwierigkeiten auf. Unter mehreren, gravierenden Verstößen gegen

die Betriebsvorschriften gelang es, die Reaktorleistung auf etwa 7 % anzuheben und dort zu halten.

Die Anlage befand sich unmittelbar vor Einleitung des Versuchs in einem sehr instabilen Zustand. Hinzu kam, daß zu diesem Zeitpunkt die vorgeschriebene Mindestwirksamkeit des Abschaltensystems nicht mehr vorhanden war. Dies war der Betriebsmannschaft bekannt. Die sofortige Abschaltung gemäß Betriebsvorschriften erfolgte jedoch nicht.

Statt dessen wurde ein weiteres Signal, welches bei Einleitung des Versuchs zu einer automatischen Notabschaltung des Reaktors geführt hätte, überbrückt, um den Versuch eventuell wiederholen zu können.

Um 1.23 Uhr wurde der Versuch eingeleitet. Wie vorgesehen, liefen vier Hauptkühlmittelpumpen aus. Die dadurch bedingte Verringerung des Kühlmitteldurchsatzes im Reaktorkern führte bei den vorliegenden instabilen Anlagenzuständen zunächst innerhalb einer halben Minute zu einem Leistungsanstieg auf etwa 10 % – 11 % der Nennleistung und dann in wenigen Sekunden zu einer Leistungsexkursion, die die Zerstörung von Reaktorkern und Reaktorgebäude nach sich zog. Von Hand wurde zwar noch eine Notabschaltung eingeleitet, die aber nicht mehr rechtzeitig wirksam wurde, um den Unfall zu verhindern.

Im folgenden ist der chronologische Ablauf des Ereignisses in Tabellenform wiedergegeben (Tabelle 2). Dazu wurde /IAEA 86/ herangezogen.

Zur Aufzeichnung der für den Versuch wesentlichen Meßwerte war ein großer Teil der betrieblichen Registriereinrichtungen eingesetzt worden. Die Aufzeichnung der üblichen Betriebsparameter war dadurch deutlich eingeschränkt. Zur Rekonstruktion der letzten Minuten bis zur Leistungsexkursion mußte deshalb zusätzlich auf Nachanalysen zurückgegriffen werden.

Tab. 2:
Ereignisablauf

Zeit	Fahrweise, Betriebszustand	Kommentar
25. 4. 1986		
1.00.00	100 % Leistung Beginn des Abfahrens	Das Abfahren erfolgte für die geplante Revision und die Durchführung des Versuchs.
13.05.00	50 % Leistung Unterbrechen des Abfahrens Abschalten eines Turbosatzes (Nr. 7)	

	Umschalten der zugehörigen Verbraucher auf den verbleibenden Turbogenerator (Nr. 8)	Nach der Umschaltung bestand folgende Energieversorgung der Hauptkühlmittelpumpen: 4 laufende Pumpen vom Turbogenerator Nr. 8, 2 laufende Pumpen vom Netz, 2 Reservepumpen, für die bei späterer Zuschaltung die Versorgung aus dem Netz vorgesehen war.
14.00.00	Freischalten des Notkühlsystems	Die Maßnahme wurde in Übereinstimmung mit dem Versuchsprogramm durchgeführt. Das Versuchsprogramm verletzt in diesem Punkt die Betriebsvorschriften. Das Freischalten des Notkühlsystems war für die Durchführung des Versuchs unnötig. Das Notkühlsystem war jedoch ohne Bedeutung für den Ereignisablauf bis zur Kernzerstörung.
	Verzögern des weiteren Abfahrens auf Verlangen des Lastverteilers in Kiew	Für den Weiterbetrieb der Anlage wurde das Notkühlsystem nicht wieder betriebsbereit gemacht. Damit verstieß die Betriebsmannschaft gegen die Betriebsvorschriften.
	Weiterbetrieb der Anlage mit 50 % Leistung	
23.10.00	50 % Leistung	
	Fortsetzen der Leistungsreduktion	Zielwert war gemäß Versuchsprogramm 700 - 1000 MWth, entsprechend ca. 20 % - 30 %. Dieser Zielwert wurde im Versuchsprogramm ausgewählt, weil er oberhalb der für den normalen Reaktorbetrieb minimal zulässigen Leistung von etwa 700 MWth lag.
26. 4. 1986		
0.28.00	Umschalten von lokaler Leistungsregelung auf mittlere Leistungsregelung	Die Umschaltung erfolgte entsprechend einer Empfehlung der Betriebsvorschriften.
	Abfall der Reaktorleistung unter den vorgesehenen Zielwert bis auf 30 MWth (ca. 1 %)	Der starke Abfall der Leistung wurde durch einen Fehler des Operateurs bei der Umschaltung der Regelung und zu spätes Gegensteuern von Hand verursacht.
	Anheben der Reaktorleistung durch manuelles Ausfahren von Steuerstäben in der Folgezeit	
1.00.00	Stabilisieren der Leistung bei 200 MWth (ca. 7 %)	Eine weitere Erhöhung der Reaktorleistung war aufgrund der Xenonvergiftung praktisch nicht mehr möglich, zumal die minimal zulässige Überschubreaktivität bereits unterschritten war. Der Reaktor wurde weit unterhalb des minimal zulässigen Leistungswertes betrieben und hätte schon vorher abgeschaltet werden müssen. Dies war ein Verstoß gegen die Betriebsvorschriften.
1.03.00 und 1.07.00	Zuschalten der beiden Reservepumpen in den Hauptkühlmittelschleifen	Die Zuschaltung der Reservepumpen erfolgte in Übereinstimmung mit dem Versuchsprogramm. Nach Zuschaltung der Reservepumpen waren alle acht Hauptkühlmittelpumpen in Betrieb.
	Annähern der Kühlmitteltemperatur auf der Saugseite der Hauptkühlmittelpumpen an die Sättigungstemperatur des Kühlmittels	Die Annäherung an die Sättigungstemperatur ging auf die Erhöhung des Kühlmitteldurchsatzes bei der äußerst geringen Leistung zurück.

	Überschreiten des zulässigen Wertes für den Kühlmitteldurchsatz in einigen Hauptkühlmittelpumpen	Mit dem Betrieb der Hauptkühlmittelpumpen unter derartigen Bedingungen wurde gegen die Betriebsvorschriften (Vermeidung von Kavitation der Hauptkühlmittelpumpen) verstoßen.
	Deutliches Absinken des Wasserspiegels und des Dampfdruckes in den Dampfabscheidern	Das Absinken von Wasserspiegel und Druck in den Dampfabscheidern wurde durch den fallenden Dampfblasenanteil im Reaktorkern als Folge der Erhöhung des Kühlmitteldurchsatzes bewirkt.
	Noch weiteres Herausfahren von Stäben zur Stabilisierung der Leistung	Durch das Herausfahren von Stäben wurde die negative Reaktivitätszufuhr als Folge des geringeren Dampfblasenanteils im Kern kompensiert. Damit kam es zu einem weiteren Unterschreiten des vorgeschriebenen Mindestwertes der Überschubreaktivität.
1.19.00	Erhöhen der Speisewassereinspeisung in die Dampfabscheider	Mit dieser Maßnahme sollte der Wasserspiegel in den Dampfabscheidern wieder angehoben werden.
	Blockieren der Anregesignale für eine Reaktornotabschaltung durch Wasserspiegel oder Druck in den Dampfabscheidern	Mit dieser Maßnahme sollte eine Reaktornotabschaltung bei Schwankungen von Wasserspiegel oder Druck in den Dampfabscheidern verhindert werden. Das Blockieren der Anregesignale stellte eine Verletzung der Betriebsvorschriften dar.
1.19.30	Anstieg des Wasserspiegels in den Dampfabscheidern. Überschreiten des dreifachen Wertes des für die Leistungsabfuhr erforderlichen Speisewasserdurchsatzes	
	Eintritt von kälterem Hauptkühlmittel in den Reaktorkern	Durch die Erhöhung des Speisewasserdurchsatzes sank die Kühlmitteltemperatur am Kerneintritt, was zu einer weiteren Reduktion des Dampfblasengehalts im Reaktorkern auf einen Wert von annähernd Null und damit zu einer erneuten Zufuhr negativer Reaktivität führte. Da das automatische Ausfahren von Regelstäben nicht ausreichte, um dies zu kompensieren, mußten zusätzlich weitere Regelstäbe von Hand ausgefahren werden.
	Automatisches Ausfahren von Regelstäben	
	Manuelles Ausfahren von Regelstäben	
	Weiterer Abfall des Druckes in den Dampfabscheidern	
1.19.58	Schließen der Frischdampf-Umleitstation	Durch diese gezielte Maßnahme des Operateurs sollte der Druckabfall in den Dampfabscheidern verlangsamt werden.
1.21.50	Überschreiten des vierfachen Wertes des für die Leistungsabfuhr erforderlichen Speisewasserdurchsatzes	
	Weiteres Ansteigen des Wasserspiegels und Abfallen des Druckes in den Dampfabscheidern	Durch Absinken des Frischdampfdruckes wurden ausreichend Dampfblasen im Reaktorkern produziert, um den Einfluß des hohen Speisewasserdurchsatzes zu kompensieren.
	Schnelles Absinken des Speisewasserdurchsatzes	Das Niveau in den Dampfabscheidern war angestiegen, so daß der Speisewasserdurchsatz wieder reduziert werden konnte.

1.22.10	<p>Eintritt von wärmerem Hauptkühlmittel in den Reaktorkern</p> <p>Automatisches Einfahren von Regelstäben</p> <p>Stabilisieren des Wasserspiegels in den Dampfabscheidern</p>	<p>Die Erhöhung der Kerneintrittstemperatur war eine Folge der vorangegangenen Reduktion des Speisewasserdurchsatzes. Sie bewirkte einen Anstieg des Dampfblasengehalts im Reaktorkern und damit eine Zufuhr positiver Reaktivität, die von der Regelung kompensiert wurde.</p>
1.22.30	<p>Erreichen von etwa 2/3 des zur Leistungsabfuhr erforderlichen Wertes für den Speisewasserdurchsatz</p> <p>Unterschreiten des zulässigen Mindestwertes der Überschußreaktivität um 50 %</p>	<p>Dem Operateur gelang es nicht, den Speisewasserdurchsatz auf den korrekten Wert einzustellen. Die Regelung des Speisewasserdurchsatzes ist nicht für geringe Reaktorleistung ausgelegt, so daß in diesem Bereich Schwierigkeiten auftreten können.</p> <p>Die Ermittlung von Leistungsdichteverteilung und Stabilisierung erfolgte in regelmäßigen Abständen mit dem Prozeßrechner. Sie diente u.a. zur Kontrolle der betrieblichen Überschußreaktivität. Die aktuellen Ergebnisse waren der Betriebsmannschaft zu diesem Zeitpunkt bekannt. Nach Betriebsvorschrift ist bei Unterschreiten des zulässigen Mindestwertes der Überschußreaktivität zwingend eine sofortige Abschaltung des Reaktors gefordert. Die Abschaltung wurde nicht vorgenommen.</p>
1.22.45	<p>Speisewasserdurchsatz unverändert zu tief</p> <p>Stabilisieren der Dampfblasenbildung im Reaktorkern</p> <p>Allmählicher Anstieg des Drucks in den Dampfabscheidern</p>	
1.23.04	<p>Ca. 7 % Leistung (200 MWth)</p> <p>Blockieren des Signals für die Schnellabschaltung des Reaktors bei Abschaltung beider Turbinen</p> <p>Schließen der Turbinenschnellschlußventile des in Betrieb befindlichen Turbosatzes</p> <p>Reaktorleistung weiterhin ca. 7 %</p>	<p>Das Signal für die Notabschaltung wurde blockiert, um den Versuch ggf. wiederholen zu können. Das Blockieren des Signals war im Versuchsprogramm nicht vorgesehen und stellt einen gravierenden Verstoß gegen die Betriebsvorschriften dar. Wäre die Notabschaltung automatisch bei Versuchsbeginn ausgelöst worden, wäre es nicht zu dem Unfall gekommen.</p> <p>Mit Schließen der Turbinenschnellschlußventile begann der Versuch. Der Betriebsmannschaft war klar, daß sie eine Transiente eingeleitet hatte, die eine Reaktornotabschaltung erfordert hätte.</p>
1.23.10	<p>Absinken des Dampfblasengehalts im Reaktorkern</p> <p>Automatisches Ausfahren einer Regelstabgruppe</p>	<p>Durch das Schließen der Turbinenschnellschlußventile stieg der Frischdampfdruck, was zur Reduktion des Dampfblasengehalts im Reaktorkern und damit zur Zufuhr negativer Reaktivität führte. Um dies zu kompensieren, fuhr die Regelung automatisch Regelstäbe aus.</p>
1.23.21	<p>Verringern des Kühlmitteldurchsatzes im Reaktorkern. Anstieg der Temperatur des Hauptkühlmittels am Kerneintritt</p> <p>Automatisches Einfahren von zwei Regelstabgruppen</p>	<p>Da vier der acht Hauptkühlmittelpumpen versuchsbedingt mit dem abgeschalteten Turbosatz ausliefen, reduzierte sich der Kühlmitteldurchsatz. Als Folge stiegen die Kerneintrittstemperatur und der Dampfblasengehalt im Reaktorkern, was eine Zufuhr positiver Reaktivität bedeutete. Das Regelsystem versuchte, dies auszugleichen.</p>

1.23.31	Langsamer Anstieg der Reaktorleistung	Der Anstieg der Reaktorleistung erklärt sich daraus, daß die automatische Regelung beim vorliegenden Betriebszustand nicht mehr in der Lage war, den aus dem positiven Dampfblasenkoeffizienten resultierenden Anstieg der Gesamtreaktivität zu kompensieren.
1.23.40	Ca. 10 % - 11 % Leistung Handauslösung der Reaktor-notabschaltung	Die Auslösung der Reaktornotabschaltung erfolgte auf Anweisung des Schichtleiters. Da mit Ausnahme der zwölf automatischen Regelstäbe alle übrigen Stäbe voll aus dem Reaktorkern ausgefahren waren, zeigte das Einfahren der Stäbe zunächst keine Wirkung.
1.23.43	Starker Anstieg der Reaktorleistung Auslösen der Alarme „Reaktorleistung > max“ und „Reaktorperiode < min“ Starker Anstieg der berechneten Brennstofftemperatur	Die Reaktornotabschaltung wurde nicht schnell genug wirksam, um eine Leistungsexkursion zu verhindern. Durch den starken Leistungsanstieg kam es zur großflächigen Verdampfung von Kühlmittel an den Brennstäben. Dadurch verringerte sich die Wärmeübertragung von den Brennstäben an das Kühlmittel und führte zu einem Anstieg der Brennstofftemperatur.
1.23.44	Extrem schneller Anstieg der Reaktorleistung	Nachträgliche Rechnungen lassen darauf schließen, daß die Reaktorleistung zu diesem Zeitpunkt das 100fache der Nennleistung des Reaktors erreichte.
nach 1.23.44	Zerstören von Reaktorkern und Reaktorhalle Ausschleudern brennender Materialien aus dem Reaktor. Entstehen von über 30 Bränden	Von Augenzeugen außerhalb des betroffenen Reaktors wurden zwei explosionsartige Vorgänge im Abstand von wenigen Sekunden beobachtet.
gegen 5.00.00	Brände gelöscht Abschalten von Block 3	
27. 4. 1986		
1.13.00	Abschalten von Block 1	Die Blöcke 1 und 2 wurden erst einen Tag nach dem Unfall abgeschaltet.
2.13.00	Abschalten von Block 2	
ab 27. 4. 1986 bis 10. 5. 1986	Zuschütten des Reaktors mit verschiedenen Materialien	Mit dieser Maßnahme sollten die Spaltproduktfreisetzung und die Direktstrahlung aus dem zerstörten Reaktor begrenzt und der zwischenzeitlich eingetretene Brand des Graphits im Kernbereich gelöscht werden.
ab 4. 5. 1986	Einblasen von Stickstoff in den Kernbereich	Diese Maßnahme diente zur Kühlung des Reaktorkerns.
6.5.1986	Weitgehende Beendigung der Spaltproduktfreisetzung aus dem zerstörten Reaktor	Der starke Abfall in der Spaltproduktfreisetzung war vermutlich auf das Abdecken des Kernbereichs und die Reduzierung der Kerntemperatur durch die Stickstoffkühlung zurückzuführen.

Verhalten des zerstörten Kerns und Freisetzung radioaktiver Stoffe

Bereits kurze Zeit nach dem Unfall wurde begonnen, von Hubschraubern aus die Gamma-Bodenstrahlung in der Umgebung der Anlage zu messen. Aus diesen Messungen wurden Isokonzentrationslinien (Linien gleicher Konzentration) bestimmt. Durch Integration über einen größeren Entfernungsbereich konnten die ersten Abschätzungen über die Freisetzung aus der Anlage vorgenommen werden. Diese Abschätzungen wurden in der Folgezeit durch weitere Messungen ergänzt. Danach sind neben den Edelgasen ca. $1,8 \cdot 10^{18}$ Bq ($5 \cdot 10^7$ Ci) radioaktiver Stoffe aus dem Reaktor freigesetzt worden. Dies entspricht etwa 3 – 4 % des Kerninventars. Die Unsicherheit der angegebenen Aktivitätsfreisetzungen wurde mit ± 50 % abgeschätzt. Für die Aktivitätsmenge der freigesetzten radioaktiven Edelgase wurde etwa der gleiche Wert wie für die übrigen radioaktiven Stoffe abgeschätzt.

An verschiedenen Punkten in der UdSSR wurden zeitabhängige nuklidspezifische Messungen durchgeführt. Die vorhandene Datenbasis ist bisher erst zu einem Teil ausgewertet. Hierbei zeigte sich, daß die Proben eine sehr heterogene Nuklidverteilung aufweisen. Es gab Proben, die nur ein Element enthielten (z.B. 100 % Cäsium); in anderen Proben war kaum Cäsium, dafür aber mehr als 90 % Cer vorhanden. Aus den ersten Resultaten wurde dann ein zeitabhängiger Freisetzungsverlauf ermittelt, der vier unterschiedliche Phasen erkennen läßt:

1. Phase

Diese Phase wurde durch die Leistungsexkursion bestimmt. Die Leistungsexkursion führte im Sekundenbereich zu einer sehr starken Energiezufuhr in den Brennstoff, wobei sich dieser zum Teil bis auf etwa 4000 – 5000 °C aufheizte. Folge davon war ein Überdruckversagen der Brennstäbe und eine starke Fragmentierung von etwa 30 % des Brennstoffs (sowjetische Schätzung), der in das umgebende Wasser schlagartig freigesetzt wurde. Der Kontakt mit dem Wasser bewirkte eine plötzliche starke Dampfbildung und damit eine beträchtliche Druckerhöhung in den Druckrohren. Diese sind dabei wahrscheinlich geplatzt. Das aus den Gebäuden geschleuderte Kernmaterial deutet darauf hin, daß auch Verschlüsse von Druckrohren versagt haben.

Der während der Leistungsexkursion entstandene Dampf und das aus dem Reaktorkühlkreislauf ausströmende Wasser-Dampf-Gemisch führten zu einem Druckaufbau im Reaktorraum. Dabei wurde die obere Kernplatte (Gewicht ca. 1000 t) angehoben und senkrecht gestellt. Dies hatte zur Folge, daß alle Druckrohre abgerissen und die horizonta-

len Leitungen von den Druckrohren zu den Dampfabscheidern abgesichert wurden.

Nach 2 – 3 Sekunden erfolgte ein zweiter explosionsartiger Vorgang. Es ist nicht klar, ob dies eine Wasserstoffexplosion oder eine zweite Leistungsexkursion war.

In der ersten Phase wurde ca. 1 % des Inventars der nicht edelgasförmigen radioaktiven Stoffe in Form von Brennstoffpartikeln aus dem Gebäude geschleudert. Durch den thermischen Auftrieb gelangten die radioaktiven Stoffe in große Höhen (ca. 1,5 km).

2. Phase

Die zweite Phase dauerte vom 1. bis 5. Tag nach Unfalleintritt (27.4. - 1.5.86). Einen Tag nach Unfalleintritt wurden erste Gegenmaßnahmen ergriffen, um die Folgen einzudämmen. Wesentliche Ziele dabei waren

- den Brand des Graphitmoderators, der sich nach dem Unfall entwickelt hatte, zu ersticken,
- einer eventuellen Rekritikalität des zerstörten Kerns vorzubeugen,
- die Temperatur im Kernbereich zu begrenzen bzw. zu senken,
- die Spaltproduktfreisetzung zu reduzieren und
- die Direktstrahlung abzuschirmen.

Durch die Gegenmaßnahmen ging die Freisetzung auf ca. 1/6 der Anfangsfreisetzung zurück. Gleichzeitig wurde der thermische Auftrieb vermindert, wodurch sich die Freisetzungshöhe auf 200 – 400 m reduzierte. Die nuklidspezifische Zusammensetzung der freigesetzten nicht edelgasförmigen radioaktiven Stoffe entsprach im wesentlichen der Zusammensetzung, wie sie während des Betriebs im Brennstoff vorlag, d.h. die Freisetzung fand in erster Linie in Form von Brennstoffpartikeln statt. Die Edelgase wurden in den ersten Tagen nahezu vollständig aus der Anlage freigesetzt.

3. Phase

Die dritte Phase erstreckte sich über vier Tage, vom 2. – 5.5.86. Sie ist gekennzeichnet durch einen Anstieg der Freisetzung bis auf ca. 70 % der Anfangsfreisetzung. Das beobachtete Nuklidspektrum zeigte gegenüber der vorangegangenen Phase einen größeren Anteil an leichtflüchtigen Nukliden wie Jod, Cäsium und Tellur. Am 5.5. wurde festgestellt, daß die Schüttung über dem Kern um ca. 1,5 m zusammengefallen war.

4. Phase

Diese Phase begann am 10. Tag, dem 6.5.86, mit einem plötzlichen Abfall der Freisetzung um ca. zwei Größenordnungen. In der Folgezeit nahm die Freisetzung weiter kontinuierlich ab und betrug Ende Mai noch $7 \cdot 10^{11}$ Bq (ca. 20 Ci) pro Tag.

Bild 12 zeigt die Abschätzungen für die täglich freigesetzten radioaktiven Stoffe bis zum 11. Tag nach Unfalleintritt. Die angegebenen Aktivitätsfreisetzungsraten sind zerfallskorrigiert auf den 6. Mai normiert worden, d.h. sie weisen nur den Anteil der einzelnen radioaktiven Stoffe aus, der noch am 6. Mai vorhanden war. Damit wird die Freisetzung in den ersten Tagen erheblich (um Anteile kurzlebiger Nuklide) unterschätzt. So betrug nach sowjetischen Angaben z.B. die tatsächliche Freisetzung am ersten Tag nicht $4,4 \cdot 10^{17}$ Bq ($1,2 \cdot 10^7$ Ci), sondern $7,4 - 8,1 \cdot 10^{17}$ Bq ($2,0 - 2,2 \cdot 10^7$ Ci). Die ausgewiesenen Freisetzungsraten enthalten auch nicht den Anteil edelgasförmiger Spaltprodukte. Die in dieser Abbildung verwendeten Daten sind keine Meßwerte, sondern basieren auf Abschätzungen, die auf einer Bewertung des Ereignisablaufs bzw. auf Messungen der in der Umgebung abgelagerten Aktivität beruhen.

Die Verteilung des Brennstoffs außerhalb des Gebäudes wird von sowjetischer Seite wie folgt angegeben:

auf dem Anlagen-
 gelände: 0,3 – 0,5 % des Kerninventars
 0 – 20 km: 1,5 – 2,0 % des Kerninventars
 > 20 km: 1,0 – 1,5 % des Kerninventars.

Es wurden Proben von Brennstoff gefunden, die zu U_3O_8 oxidiert waren. Die Größenverteilung der Aerosole, die aus dem Reaktor freigesetzt wurden, war sehr breit gestreut. Es wurden Partikel mit einem Durchmesser von weniger als $1 \mu\text{m}$ bis hin zu Partikeln von mehreren $10 \mu\text{m}$ gefunden. Zur chemischen Form der freigesetzten Nuklide gab es von sowjetischer Seite keine Angaben.

Aus Messungen der Gammastrahlung kann geschlossen werden, daß sich der größte Teil des Kerns unterhalb der unteren Kernplatte befindet. Es ist jedoch nicht feststellbar, ob der Brennstoff geschmolzen oder nur fragmentiert ist. Geringe Anteile des Brennstoffes befinden sich noch innerhalb des eigentlichen Kernbereichs und im Bereich der oberen horizontalen Leitungen.

Nach Auskunft der sowjetischen Experten blieb das zur Kurzzeitlagerung abgebrannter Brennelemente in der Reaktorhalle vorhandene Becken intakt. In dem Wasserbecken befanden sich zur Zeit des Unfalls ca. 100 Brennelemente.

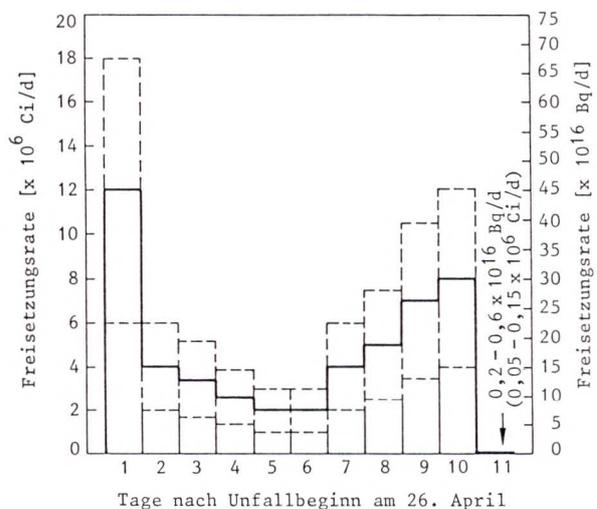


Bild 12:
 Zeitlicher Verlauf der Aktivitätsfreisetzung aus der Anlage Tschernobyl 4 nach dem Unfall (ohne Edelgase, Bandbreite $\pm 50\%$)

Anlagenbezogene Maßnahmen und internationale Schlußfolgerungen

Technische Maßnahmen in Tschernobyl

Für die Verhinderung einer Ausweitung des Unfalls und die Verringerung der Unfallfolgen waren in den ersten Tagen nach dem Unfall Bemühungen zur Beurteilung des Brennstoffzustands und seiner möglichen Veränderungen besonders wichtig. Neben Messungen wurden zu diesem Zweck Berechnungen und Untersuchungen durchgeführt.

Die unmittelbar begonnene Wassereinspeisung zur Kernkühlung wurde wegen Erfolglosigkeit und Gefährdung der anderen Blöcke durch Überflutung schon nach ca. einem halben Tag wieder abgebrochen. Bald nach dem Unfall waren ca. 30 Militärhubschrauber zugegen und begannen, einen Tag danach, mit dem Abwurf von verschiedenen Materialien auf den Reaktorkern. Die größten Mengen wurden zwischen dem 27. April und 2. Mai abgeworfen. Diese Arbeiten waren am 10. Mai beendet. Insgesamt kamen die aufgeführten Mengen zum Einsatz, die folgendes bewirken sollten:

- 40 t Borcarbid (B_4C) zur Verminderung der Gefahr einer Rekritikalität,
- 800 t Dolomit $[(CaMg)CO_3]$ zur Bildung von CO_2 (Erstickung des Brandes) und Energieabsorption,
- 1800 t Lehm und Sand zur Filterung von Spaltprodukten,
- 2400 t Blei zur Abschirmung, Abdichtung und Energieabsorption.

In einem Radius von 30 km wurden in den ersten Tagen nach dem Unfall 135 000 Menschen evakuiert, davon 49 000 aus der Ortschaft Pripyat und 12 000 aus der Ortschaft Tschernobyl.

Am 4. und 5. Mai wurde in den Bereich des Reaktorkerns von unten gasförmiger Stickstoff eingeblasen. Dazu wurden Schläuche mit einigen abgesägten Rohren verbunden. Am 6. Mai war der Reaktor abgekühlt und die Spaltproduktfreisetzung weitgehend beendet.

In der ersten Zeit nach dem Unfall war es praktisch nicht möglich abzuschätzen, ob die unteren Ebenen der Gebäudekonstruktion in Mitleidenschaft gezogen würden. Deshalb begann man, unter dem Gebäudefundament eine Vorrichtung zur künstlichen Wärmeableitung in Form eines flachen, auf einer Betonplatte montierten Wärmetauschers zu installieren. Ende Juni waren diese Arbeiten abgeschlossen.

Der vom Unfall betroffene Reaktorblock soll langfristig eingeschlossen werden (Bild 13). Ziel des Einschlusses ist es, eine normale Strahlenbelastung auf dem umgebenden Gelände und in der Luft zu erreichen und zu verhüten, daß zukünftig Aktivität in die Umgebung freigesetzt wird. Folgende Bauten wurden bzw. werden zum Einschluß des Blocks errichtet:

- äußere Schutzwände um die Anlage,
- innere Betontrennwände zwischen dem dritten und dem vierten Block, wobei das Maschinenhaus und der Gebäudeteil, der den beiden Reaktorgebäuden an der nördlichen Seite vorgelagert ist, einbezogen sind,
- eine Metalltrennwand im Maschinenhaus zwischen dem zweiten und dem dritten Block,
- eine Schutzabdeckung über dem betroffenen Teil des Maschinenhauses.

Das Reaktorgebäude und die anderen, dem vierten Block zugeordneten Gebäude sollen hermetisch abgedichtet werden. Die Einsturzstelle an der nördlichen Seite des Reaktorgebäudes soll zum Einschluß und zum Schutz vor radioaktiver Strahlung aus dem Reaktorblock einbetoniert werden. Zur Entlüftung des hermetischen Einschlusses wird ein offenes System mit Reinigung der Abluft durch Aerosolfilter und Abgabe über den vorhandenen Kamin in die Atmosphäre installiert. Damit besteht auch die Möglichkeit, innerhalb des Einschlusses gegebenenfalls Messungen durchzuführen. Außerdem ist eine Unterdruckhaltung im Bereich des eingeschlossenen Reaktors möglich.

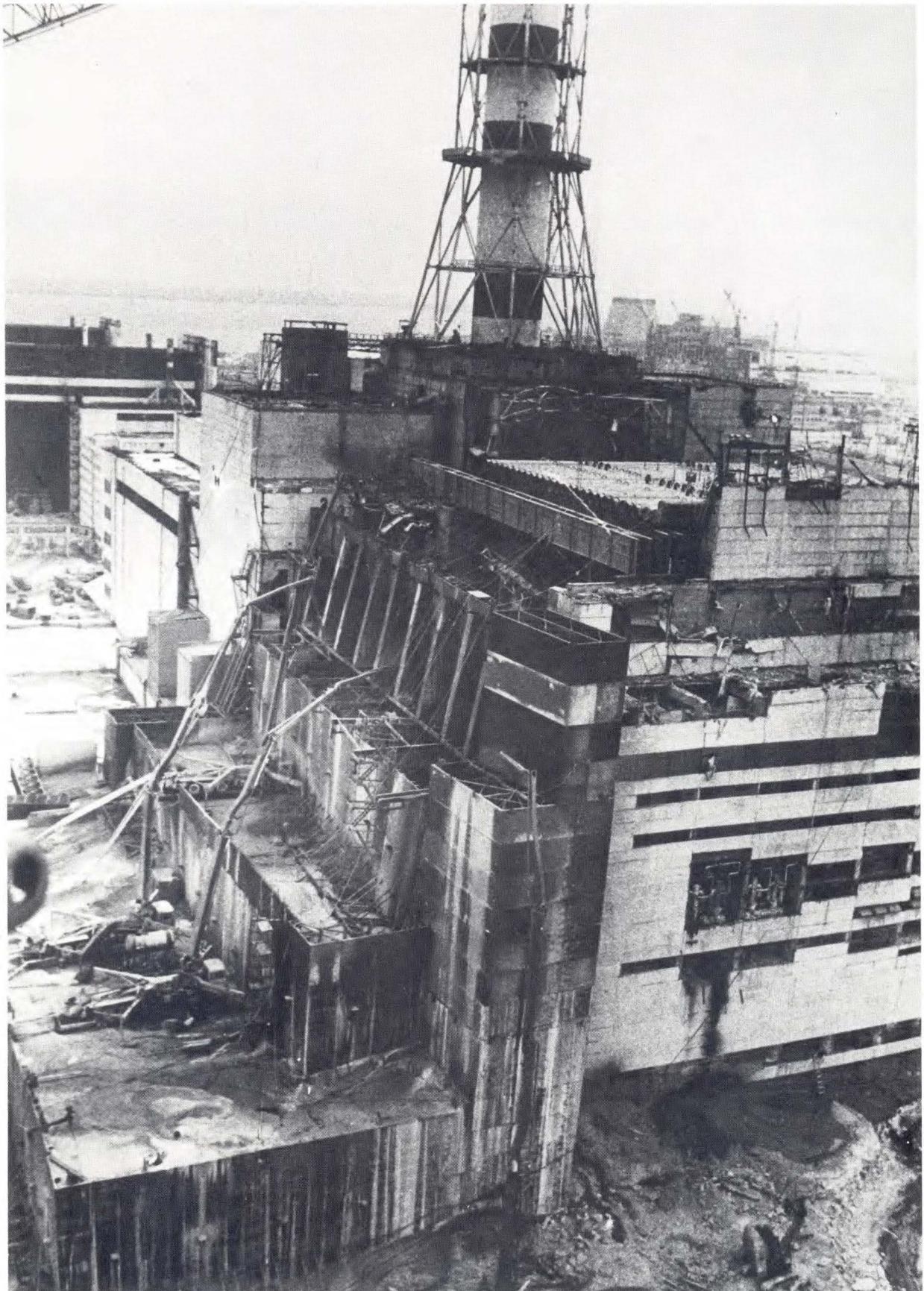
Maßnahmen an den RBMK-Reaktoren

Aufgrund der bei dem Unfall deutlich gewordenen Schwachstellen wurden folgende vorläufige Maßnahmen zur Erhöhung der Sicherheit der RBMK-Reaktoren getroffen:

- Die Regelstäbe wurden mit Endschaltern ausgerüstet, so daß sie nicht mehr vollständig ausgefahren werden können, sondern mindestens eine Eintauchtiefe von 1,2 m sichergestellt bleibt. Die Stäbe können so schneller wirksam werden.
- Die betriebliche Überschubreaktivität wurde, in der Anzahl von Stäben ausgedrückt, von 30 auf 70 bis 80 erhöht.
- Bei Leistungen < 700 MWth wird der Reaktor automatisch abgeschaltet.

Langfristig sind folgende Maßnahmen vorgesehen:

- Die Anfangsanreicherung des Brennstoffs soll von 2 % auf 2,4 % erhöht werden, was eine Abnahme des positiven Dampfblasenkoeffizienten zur Folge hat.



*Bild 13:
Einschluß der Anlage Tschernobyl 4. Im Vordergrund links die Errichtung der äußeren Beton-Schutzwände
um die Anlage. (Foto: TASS/Jürgens)*

- Die Zahl der Arbeitskanäle soll reduziert werden, um zusätzliche, nicht verfahrbare Absorberstäbe installieren zu können.

Mit letzteren beiden Maßnahmen soll erreicht werden, daß die Reaktivitätszufuhr bei beliebiger Veränderung der Kühlmitteldichte so begrenzt ist, daß damit eine prompt überkritische Leistungsexkursion ausgeschlossen wird.

Weitere geplante Maßnahmen sind:

- Zusätzliche Anzeigen für den Abstand der Hauptkühlmittelpumpen von der Kavitation,
- Installation eines Systems zur automatischen Berechnung der betrieblichen Überschubreaktivität mit Alarmgabe bei Unterschreitung zulässiger Werte,
- Entwicklung eines schnellen Abschaltsystems (Abschaltzeit 1 – 2 s).

Weiterhin sind Verbesserungen im Bereich der Betriebsorganisation vorgesehen.

Internationale Empfehlungen

Die INSAG kommt in ihrer Auswertung der Wiener Expertenkonferenz und der nachfolgenden Diskussionen mit sowjetischen Fachleuten im wesentlichen zu folgenden Schlußfolgerungen aus dem Tschernobyl-Unfall /IAEA 86/:

- Im Verlauf des Unfalls sind keine bisher unbekannt oder in Forschungsarbeiten nicht berücksichtigten Phänomene aufgetreten.
- Für die Sicherheit in Betrieb befindlicher Kernkraftwerke sind von besonderer Bedeutung:
 - Personaltraining unter spezieller Berücksichtigung des Verständnisses über die Vorgänge im Reaktor und beim Reaktorbetrieb einschließlich der Schulung an Simulatoren, die auch die Vorgänge bei schweren Unfällen realistisch wiedergeben,
 - interne und externe Überprüfung des Kraftwerksbetriebs, um eine schwindende Aufmerksamkeit, die aus dem Routinebetrieb entstehen kann, zu verhindern,
 - ständiges Bewußtsein des Personals, welche sicherheitstechnische Bedeutung jedes Abweichen von Betriebsvorschriften haben kann.
- Für die Auslegung der einzelnen Reaktortypen wird die Bedeutung eines gestaffelten Sicherheitskonzeptes hervorgehoben, das die folgenden Stufen umfaßt:

- inhärent stabiler Reaktor,
- automatisch eingreifende Sicherheitssysteme bei unzulässigen Abweichungen von normalen Anlagenzuständen,
- letzte, passive Spaltproduktbarriere für den Fall, daß die vorgelagerten Sicherheitsvorkehrungen versagt haben sollten.

- Für Entwicklungen im Bereich Mensch-Maschine-Wechselwirkung werden als Schwerpunkte angegeben:

- Klare Darstellungen und Aufbereitung sicherheitsrelevanter Anlagendaten einschließlich geeigneter Diagnosehilfen,
- automatische, schnelle und schwer abschaltbare Einrichtungen, die die Anlagenzustände in zulässigen Grenzen halten und so konzipiert sind, daß sich aus dem bestimmungsgemäßen Betrieb keine Notwendigkeiten ergeben, das System zu umgehen.

Die INSAG hat empfohlen, die grundlegenden Sicherheitsprinzipien für existierende und künftige Reaktortypen niederzulegen, wobei die Ergebnisse von Nach-Störfall-Analysen besonders beachtet werden sollen. Darüber hinaus wurde von der INSAG eine verstärkte internationale Zusammenarbeit u.a. auf folgenden Gebieten angeregt:

- Analyse schwerer Unfälle für alle Reaktortypen,
- probabilistische Sicherheitsstudien,
- Aus- und Fortbildung von Kernkraftwerkspersonal,
- Mensch-Maschine-Wechselwirkung,
- Betrieb von Kernkraftwerken einschließlich Fahrweisen bei Versuchen,
- internationale Sicherheitsüberprüfungen von Kernkraftwerken,
- Informationsaustausch besonderer Vorkommnisse in Kernkraftwerken,
- Brandverhütungs- und -bekämpfungstechniken.

Weitere Empfehlungen hat die INSAG auf dem Gebiet des Strahlenschutzes ausgesprochen. Hierzu wird auf /IAEA 86/ verwiesen.

Diskussion des Unfallablaufes

Ereignisablauf bis zur Kernzerstörung

Trotz noch offener Einzelfragen, besonders was die Regel- und Sicherheitssysteme sowie die Betriebsanweisungen betrifft, ist eine geschlossene Diskussion der wesentlichen Zusammenhänge sowie der Auswirkungen der Fehlhandlungen bereits möglich. Dazu haben eigene Rechnungen, die vor und während der Wiener Konferenz durchgeführt wurden, wesentlich beigetragen. Insgesamt ist die von sowjetischer Seite gegebene Beschreibung des Unfallablaufs bis hin zur Leistungsexkursion nachvollziehbar und plausibel.

Entscheidend wurde der Unfallablauf durch die Vorbereitung und die Durchführung des geplanten Versuchs geprägt.

Bei der Versuchsvorbereitung machte die Betriebsmannschaft Bedienungsfehler und verletzte in gravierender Weise Betriebsanweisungen.

Dadurch wurde die Reaktoranlage im Verlauf der Vorbereitungsphase in einen für diesen Reaktortyp äußerst gefährlichen Zustand (niedrige Leistung, sehr hoher Kühlmitteldurchsatz durch den Kern) gebracht. Das Kühlmittel zwischen Dampfabscheider und Reaktorkern hatte beinahe Sättigungsbedingungen erreicht und der Neutronenfluß reagierte empfindlich auf Änderungen der fluiddynamischen Parameter des Kühlsystems. Außerdem lag nach Angaben bei der IAEA-Expertentagung der Dampfblasenkoeffizient aufgrund der geringen Leistung und der praktisch vollständig ausgefahrenen Regelstäbe mit ca. $+3 \cdot 10^{-4}$ Vol.-% um rund 50 % über dem normalen Wert.

Kleine Änderungen im Druck und Kerndurchsatz oder in der Eintrittsunterkühlung verursachen in einem solchen Zustand über den positiven Dampfblasenkoeffizienten eine starke Änderung des Neutronenflusses und damit der Leistung. Das heißt, eine geringfügige Reduzierung des Reaktordruckes oder des Kerndurchsatzes führt zu einer starken Leistungserhöhung.

Die Betriebsmannschaft konnte den Reaktor in einen solch gefährlichen Zustand manövrieren, indem sie mehrere Anregesignale für die Abschaltung blockierte. Aus den vorliegenden Angaben kann jedoch auch abgeleitet werden, daß die Anlage unter Verletzung von Betriebsanweisungen auch dann in solche oder ähnlich gefährliche Zustände gebracht werden kann, wenn keine unzulässigen Eingriffe in das Sicherheitssystem vorgenommen werden.

Ebenfalls wesentlich für den weiteren Ereignisablauf war, daß die minimal zulässige betriebliche

Überschußreaktivität um mehr als die Hälfte unterschritten wurde und die vorgeschriebene Reaktornotabschaltung nicht erfolgte.

Die Versuchsdurchführung begann mit der Abschaltung des letzten in Betrieb befindlichen Turbogenerators. Normalerweise erfolgt hierbei eine automatische Reaktornotabschaltung. Die Anregung war jedoch ausgeschaltet worden. Diese Notabschaltung wäre im vorliegenden Fall zeitig genug wirksam geworden, um den Unfall zu verhindern.

Die Hauptursache für die starke Reaktivitätszufuhr im Verlauf des Versuchs war der Rückgang des Kerndurchsatzes infolge der Drehzahlreduzierung bei vier Hauptkühlmittelpumpen nach Abschalten des Turbogenerators.

Wie von sowjetischen Experten nachträglich durchgeführte Rechnungen zeigen, kam es dadurch zu einer prompt überkritischen Leistungsexkursion, in deren Verlauf die Reaktorleistung kurzzeitig auf mehr als das Hundertfache des Nennwertes anstieg. Die Leistungsexkursion wurde im wesentlichen durch die Doppler-Rückwirkung gebremst. Ob es unmittelbar anschließend zu einer zweiten Exkursion gekommen ist (wie die sowjetischen Rechnungen ausweisen), kann noch nicht mit Sicherheit bestätigt werden. Aufgrund des insgesamt vorhandenen Reaktivitätspotentials ist eine solche Exkursion möglich. Die sowjetischen Ergebnisse über den Verlauf der ersten Exkursion konnten durch eigene Rechnungen, die nach Bekanntwerden der Anfangs- und Randbedingungen noch während der Wiener Konferenz durchgeführt wurden, bestätigt werden.

In weiteren eigenen Rechnungen wurde untersucht, ob es, ausgehend vom Anlagenzustand vor Versuchsbeginn, andere Einleitungsereignisse gibt, die ebenfalls zu einer Exkursion führen können. Es wurde festgestellt, daß Störungen mit einer schnellen Druckabsenkung eine noch schnellere positive Reaktivitätszufuhr hervorrufen. Dabei ist nicht auszuschließen, daß die Reaktivität so schnell zugeführt wird, daß auch bei voll funktionfähigem Abschaltssystem keine rechtzeitige Reaktornotabschaltung mehr erfolgt.

Verhalten des Personals

Das Verhalten des Personals war in Verbindung mit erheblichen Schwächen in der Anlagenauslegung die Ursache für den Unfall im Kernkraftwerk Tschernobyl.

Schon das Programm für den geplanten Versuch wies deutliche Mängel auf. Der Versuch wurde als rein elektrotechnischer Test eingestuft, bei dem keine Rückwirkungen auf den Reaktor erwartet wurden. Sicherheitsaspekte wurden unzureichend berücksichtigt. Die notwendige Abstimmung mit

der für die nukleare Sicherheit zuständigen Fachabteilung im Kraftwerk unterblieb. Die Versuchsführung war einem Elektroingenieur ohne kerntechnische Spezialkenntnisse übertragen. Im Versuchsprogramm war lediglich festgelegt, daß Abweichungen vom vorgeschriebenen Programm vom Schichtleiter freizugeben waren.

Im Versuchsprogramm selbst war die Freischaltung des Notkühlsystems vorgesehen, die nach sowjetischen Angaben für die Durchführung des Versuchs unnötig war und eine Verletzung der Betriebsvorschriften darstellte. Jedoch hatte das Notkühlsystem keine Bedeutung für den Ereignisablauf bis zur Kernzerstörung.

Weitere Fehler wurden beim Abfahren der Anlage und der Versuchsvorbereitung vom Betriebspersonal begangen. Im wesentlichen waren dies:

- Betrieb der Anlage (Unterbrechung des Abfahrvorgangs) mit freigeschaltetem Notkühlsystem

Für den längerfristigen Weiterbetrieb der Anlage gemäß Anforderung des Lastverteilers in Kiew wurde das Notkühlsystem entgegen den Betriebsvorschriften nicht wieder betriebsbereit gemacht.

- Verringern der Leistung unter den im Versuchsprogramm vorgesehenen Zielwert

Der Abfall der Leistung unter den Zielwert wurde durch einen Fehler des Operateurs bei der Umschaltung der Regelung und durch zu spätes Gegensteuern von Hand verursacht. Der Reaktor wurde im weiteren Ereignisablauf weit unterhalb des minimal zulässigen Leistungswertes betrieben und hätte entsprechend den Betriebsvorschriften von Hand abgeschaltet werden müssen. Dies unterblieb.

- Unterschreitung des vorgeschriebenen Mindestwertes der Überschubreaktivität

Durch manuelles Ausfahren von Steuerstäben in unzulässigem Maß wurde versucht, die Reaktorleistung vor dem Versuch soweit wie möglich anzuheben. Dabei wurde der erforderliche Mindestwert der betrieblichen Überschubreaktivität deutlich unterschritten. Die entsprechend den Betriebsvorschriften zwingend notwendige Reaktornotabschaltung erfolgte nicht.

- Zuschalten der Reservepumpen in den Hauptkühlmittelschleifen

Die Zuschaltung der Reservepumpen erfolgte in Übereinstimmung mit dem Versuchsprogramm und wäre auf dem für den Versuch vorgeschriebenen Leistungsniveau unschädlich gewesen. Unter den herrschenden Bedingungen stellte diese Betriebsweise jedoch einen Verstoß gegen die Vorschriften (Vermeidung von Kavitation der Hauptkühlmittelpumpen) dar.

- Blockieren der Anregung für eine Reaktornotabschaltung über niedrigen Druck und niedrigen Wasserspiegel in den Dampfabscheidern

Die Betriebsmannschaft war bestrebt, den Versuch trotz des unzulässigen Betriebszustandes des Reaktors durchzuführen und blockierte die Signale entgegen den Betriebsvorschriften, um einer eventuellen Abschaltung des Reaktors vor dem Versuch vorzubeugen.

- Blockieren der Anregung für eine Reaktornotabschaltung bei Abschaltung beider Turbinen

Das Versuchsprogramm sah zu Versuchsbeginn die Abschaltung des in Betrieb befindlichen Turbosatzes vor. Entsprechend der Auslegung ist dies mit einer automatischen Reaktornotabschaltung verbunden. Eine Abweichung hiervon war im Versuchsprogramm nicht vorgesehen. Das Blockieren der Anregung stellte einen gravierenden Verstoß gegen die Betriebsvorschriften und das Versuchsprogramm dar. Dies geschah, um den Versuch, falls erforderlich, wiederholen zu können.

Die wesentlichen, den Unfallablauf bestimmenden Fehlhandlungen des Personals wurden innerhalb der letzten Stunde vor Unfalleintritt vorgenommen. Insgesamt wurde mehrfach und in gravierender Form gegen die Betriebsvorschriften verstoßen. Wahrscheinliche Gründe für diese Verfehlungen waren:

- Ungenügendes Sicherheitsbewußtsein

Bei dem Fehlverhalten handelt es sich um bewußte und grobe Verstöße gegen bindende Vorschriften. Die Häufung und das Gewicht der Fehlhandlungen deuten darauf hin, daß die Betriebspraxis durchgehend, nicht nur isoliert am 26. 4. 86, von einer Haltung mangelnden Bewußtseins für Sicherheitsfragen gekennzeichnet war.

- Erfolgswang

Die Anlage Tschernobyl 4 war in ihrer Betriebszeit bis zum Unfall am 26.4.86 sehr erfolgreich betrieben worden; sie war der erfolgreichste der RBMK-Reaktoren gewesen. Das Personal besaß nach sowjetischen Angaben ein großes Vertrauen in die eigenen Fähigkeiten und war offensichtlich bestrebt, diesen Ruf mit einer erfolgreichen Versuchsdurchführung zu unterstreichen.

- Unzureichende Kenntnisse über das dynamische Verhalten des Reaktors

Da ein bewußtes Herbeiführen des Unfalls ausgeschlossen werden kann, wird das Vorgehen des Personals nur verständlich, wenn man davon ausgeht, daß es das physikalische Verhalten des Reaktors im Bereich niedriger Leistung

gen nicht ausreichend kannte. Das Blockieren der Anregungen für eine automatische Reaktornotabschaltung deutet auf die Überzeugung hin, den Reaktor mit einer Handauslösung der Reaktornotabschaltung jederzeit ausreichend rasch abschalten zu können.

Ereignisablauf nach der Kernzerstörung und Freisetzung radioaktiver Stoffe

Eine Bewertung der Aktivitätsfreisetzung aus dem Tschernobyl-Reaktor ist auch heute noch mit großen Unsicherheiten behaftet. Die Analyse wird dadurch erschwert, daß die vorgelegten Daten eine große Streubreite zeigen. So liegt beispielsweise das in Europa gemessene Isotopenverhältnis von Cs134 zu Cs137 bei ca. 0,5 und stimmt recht gut mit Inventarberechnungen überein. Demgegenüber wird von sowjetischer Seite ein ca. 3fach höherer Wert angegeben. Weiterhin zeigen die in der Luft in Tschernobyl gemessenen Aktivitätskonzentrationen gemäß /USSR 86/ (Teil II, Anhang 4, Tabelle 4.10) im Vergleich zu den offiziellen Angaben über den Freisetzungsverlauf deutliche Abweichungen.

Für eine wissenschaftliche Bewertung fehlen auch qualifizierte Meßdaten, wie beispielsweise Temperaturmessungen im Kernbereich in der Anfangsphase oder Proben aus dem Kern, die Aufschlüsse über chemische Reaktionen und Nuklidzusammensetzung geben könnten. Es ist sehr zweifelhaft, ob es in Zukunft hierzu bessere Daten geben wird.

Die auf der vorhandenen Datenbasis von sowjetischer Seite ermittelten nuklidspezifischen Gesamtfreisetzungen sind in Tabelle 3 aufgeführt. Bei einer Bewertung des Freisetzungsverhaltens

Tab.3:
Geschätzte Freisetzungsanteile des Kerninventars aus dem zerstörten Tschernobyl-Reaktor

Nuklidgruppe	Freisetzungsanteil ¹⁾ (%)
Edelgase	bis zu 100
Jod	20
Cs	10 – 13
Te	15
Ru	2,9
Sr, Ba	4,0, 5,6
Mo, Zr, Ce	2,3 – 3,2
Pu, Cm, Np	3,0 – 3,2

¹⁾ Die angegebenen Werte enthalten auch den Anteil, der durch die Explosionen direkt aus den Gebäuden freigesetzt wurde.

überrascht es, daß sich die angegebenen Gesamtfreisetzungsanteile der einzelnen Nuklide mit Ausnahme der Edelgase um nicht mehr als einen Faktor 10 unterscheiden, d.h. nuklidspezifische Prozesse spielten hier keine ausschlaggebende Rolle.

Dazu wird von sowjetischer Seite folgende Erklärung abgegeben:

Während der Exkursion wurde der Brennstoff auf sehr hohe Temperaturen aufgeheizt. Er wurde dadurch teilweise mechanisch fragmentiert bzw. teilweise verdampft und gelangte so, zusammen mit den Spaltprodukten, zu einem gewissen Anteil in den Graphit oder lagerte sich an Oberflächen der Strukturen in sehr kleiner Partikelform ab. Die bei einer Exkursion auftretenden Temperaturen von etwa 4000 – 5000 °C bewirken, daß sämtliche Nuklide ähnliches Freisetzungsverhalten zeigen. Im weiteren Verlauf des Unfalls nahm die Temperatur des Brennstoffs wieder ab und stabilisierte sich auf niedrigem Niveau (nach sowjetischer Abschätzung auf einen Wert von unter 800 °C). Für diese Abnahme der Temperatur sind mehrere Effekte verantwortlich. Aufgrund seiner großen Wärmekapazität konnte der Graphit einen großen Teil der Nachzerfallswärme der Spaltprodukte aufnehmen. Darüber hinaus waren die abgelagerten Brennstoff- und Spaltproduktpartikel durch die Fragmentierung und die hierdurch erzeugte große Oberfläche durch Luft gut kühlbar. Während des weiteren Verlaufs hat sich offenbar eine Konvektionsströmung gebildet, die durch den Graphitbrand weiter verstärkt wurde. Diese Kühlung verhinderte auf der einen Seite das weitere Durchschmelzen des Kerns, verursachte aber auf der anderen Seite eine mechanische Aufwirbelung der abgelagerten Partikel, wodurch Brennstoff und Spaltprodukte in der Luftströmung suspendiert nach außen gelangen konnten. Die nuklidspezifische Zusammensetzung bei dieser mechanischen Freisetzung entspricht in etwa der Zusammensetzung im Brennstoff, wie sie von sowjetischer Seite vom 2. bis zum 5. Tag auch beobachtet wurde.

Ab dem 6. Tag wurde wieder ein erhöhter Anstieg leichtflüchtiger Nuklide im Spektrum beobachtet, was offensichtlich auf eine Erhöhung der Temperatur hindeutet, da leichtflüchtige Nuklide bei steigender Temperatur neben der mechanisch bedingten Freisetzung schon nennenswerte Dampfdrücke aufweisen und daher zusätzlich über Verdampfungsprozesse ebenfalls freigesetzt werden können. Eine befriedigende Erklärung für den Temperaturanstieg wurde von sowjetischer Seite nicht gegeben.

Interessanter noch als der Anstieg der Freisetzung ist der plötzliche Abfall. Dies wird auf das Abkühlen des Brennstoffs im Reaktor durch Einblasen von Stickstoff erklärt. Es wurde beobachtet, daß es am 5./6. Mai zu einem Einsturz des Abdeckmaterials um ca. 1,5 m kam, wodurch offensichtlich die Sauerstoffzufuhr stark eingeschränkt wurde und der Graphitbrand erlosch.

Insgesamt läßt sich feststellen, daß das Nuklid-spektrum – verursacht durch die Fragmentierung des Brennstoffs und bedingt durch die lange Dauer der Freisetzung bei niedrigen Temperaturen – einen erheblichen Anteil schwerflüchtiger Spaltprodukte und auch des Brennstoffs mit seinen Aktivierungsprodukten enthalten hat (Tabelle 3).

Dieses Nuklidspektrum unterscheidet sich deutlich von den in Skandinavien und in der Bundesrepublik Deutschland gemessenen Spektren, wo im Nuklidspektrum ein erheblich größerer Anteil an leichtflüchtigen Nukliden wie Jod, Cäsium und Tellur gegenüber Nukliden wie Barium, Strontium, Neptunium und Plutonium beobachtet wurde. Dieses Nuklidspektrum läßt sich nur verstehen, wenn neben der oben diskutierten mechanischen Freisetzung zusätzlich noch eine nennenswerte Freisetzung über Verdampfungsprozesse stattfindet, d.h. Temperaturen in Teilbereichen des Kerns noch auf hohem Niveau (im Bereich von 1600 – 2000 °C) vorhanden sind. In der Abkühlphase nach der Leistungsexkursion am ersten Tag waren diese Voraussetzungen offensichtlich gegeben. Die in Westeuropa beobachtete nuklidspezifische Zusammensetzung der Aktivitäten, die aus der Emission am 1. Tag stammen, lassen sich somit in befriedigender Weise erklären. Emissionen vom 3. und 4. Tag, die aufgrund der Ausbreitungsbedingungen auch noch in der Bundesrepublik Deutschland gemessen wurden, zeigen jedoch ebenfalls eine starke Anreicherung der flüchtigen Nuklide Jod und Cäsium im Nuklidspektrum. Dies steht im Widerspruch zu den sowjetischen Angaben, daß das in dieser Phase freigesetzte Nuklidspektrum in seiner Zusammensetzung dem des Kerns während des Betriebs ähnelt. Zur Zeit gibt es für diese Diskrepanz keine befriedigende Erklärung.

In den von sowjetischer Seite ermittelten Freisetzungsraten ist nicht der Anteil enthalten, der über die Grenzen der UdSSR hinaus transportiert wurde. Die höchsten Aktivitätswerte auf dem Boden außerhalb der UdSSR wurden in Schweden festgestellt. Werden die in Schweden abgelagerten Cs-Aktivitäten integriert, so ergibt sich, daß ca. 2 % des Cs-Inventars dort abgelagert wurde. Zu beachten ist, daß die höchsten Konzentrationswerte an der Küste aufgetreten sind und Ablagerungen in die Ostsee nicht erfaßt werden konnten. Die insgesamt aus der UdSSR transportierte Aktivitätsmenge dürfte bei den leichtflüchtigen Nukliden mindestens noch einmal einen Beitrag liefern, der vergleichbar ist mit der von sowjetischer Seite angegebenen Aktivitätsfreisetzung am 1. Tag.

Brandbekämpfung

Unmittelbar nach der nuklearen Exkursion und der wenige Sekunden darauf folgenden zweiten Explosion entstanden konventionelle Brände im Bereich der Blöcke 3 und 4, bei denen insbesondere brenn-

bare Dacheindeckungen, Isolier- und Strukturmaterialien, aber auch Öl und Kabel brannten. Der davon völlig unabhängige Graphitbrand entwickelte sich in größerem Umfang erst im Verlauf des weiteren Ereignisablaufes.

● Konventionelle Brände

Die konventionellen Brände wurden ausgelöst durch heiße Teile (Brennstoff, Brennelementteile, Graphitblöcke), die bei den Explosionen aus dem Kernbereich herausgeschleudert wurden und auf entflammbare Materialien trafen. Durch Zerstörung ölführender Rohrleitungen und durch die infolge Kabelzerstörungen verursachten Kurzschlüsse ergaben sich noch weitere Brandursachen, so daß insgesamt über 30 Brandherde entstanden. Schwerpunkte waren der Turbogenerator Nr. 7 von Block 4, die Dächer der Gebäude von Block 3 und 4 sowie Brände in Hilfsanlagen dieser beiden Blöcke.

Schon vier Minuten nach den Explosionen begann die Brandbekämpfung durch im Kernkraftwerk anwesende Feuerwehrräfte. Diese wurden innerhalb kürzester Zeit durch die alarmierten Feuerwehren der Städte Pripjat und Tschernobyl unterstützt, die speziell für die Brandbekämpfung im Kernkraftwerk zuständig sind. Insgesamt waren in dieser Phase 42 Feuerwehrlleute im Einsatz. Primäres Ziel der Brandbekämpfung war zunächst, den benachbarten Block 3, größere Ölbehälter und Kabelkanäle zu schützen. Schwierigkeiten ergaben sich bei der Brandbekämpfung aufgrund der durch die Explosionen verursachten Gebäudeschäden, die dadurch eingeschränkte Zugänglichkeit (z.B. im Dachbereich auf 70 m Höhe), durch starke Rauchentwicklung und hohe Temperaturen. Die Ausrüstung der Feuerwehrlleute mit Atem- und Wärmeschutz war für diese Einsatzbedingungen nicht ausreichend.

Wegen der Zerstörung von baulichen Brandschutzvorkehrungen (Brandwänden) konnte eine Brandausbreitung in vielen Bereichen nur durch den Einsatz der Feuerwehr verhindert werden. Als Löschmittel wurden Wasser und Löschschaum eingesetzt. Letzterer diente auch zur Abdeckung abgelagerter radioaktiver Stoffe, um ein Aufwirbeln zu verhindern. Die Hydrantensysteme zur Löschwasserversorgung waren nach sowjetischer Darstellung einsatzfähig.

Nach ca. 40 Minuten waren die Brände im Bereich des Maschinenhauses und der Dächer von Block 3 und 4 unter Kontrolle, nach ca. 60 Minuten die im Bereich des Reaktor Gebäudes von Block 4. Insgesamt waren die konventionellen Brände nach dreieinhalb Stunden gelöscht.

Diese Brandbekämpfungszeiten deuten unter den gegebenen Bedingungen und den damit verbundenen Schwierigkeiten auf einen außergewöhnlichen Einsatz der Feuerwehrmannschaft hin. Zumindest in den ersten Stunden ist dabei offen-

sichtlich nicht auf die Strahlengefährdung geachtet worden. Hinzu kam, daß die Ausrüstung keinen Schutz vor der hohen Direktstrahlung, vor direktem Hautkontakt (Kontamination) und vor dem Einatmen radioaktiver Stoffe (Inhalation) bot. So ist zu erklären, daß es sich bei den nach dem Ereignis eingetretenen Todesfällen um Personen handelte, die bei der frühen Brandbekämpfung eingesetzt waren. Nach sowjetischen Angaben lag die Strahlenexposition dieser Personen zwischen 200 und 1600 rem.

● Graphitbrand

Obwohl durch die Explosionen unmittelbar ein Lufteinbruch in den Kernbereich erfolgte, entwickelte sich der Graphitbrand erst mit einer deutlichen zeitlichen Verzögerung nach Aufheizung des Graphits durch den Brennstoff. Entscheidend dabei ist das hohe Wärmespeichervermögen des Graphits und die Tatsache, daß nennenswerte Reaktionsgeschwindigkeiten erst bei höheren Temperaturen (800 bis 1000 °C) gegeben sind, d.h. der Graphit mußte sich erst entsprechend weit über seine betriebliche Temperatur aufheizen.

Nach sowjetischen Angaben wurden etwa 25 % der Graphitblöcke, hauptsächlich aus dem Bereich der oberen Abschirmung, ausgeworfen. Diese Graphitblöcke, die bei Betriebstemperatur schon leicht glühen – und in der Dunkelheit dadurch identifiziert werden konnten – brannten im eigentlichen Sinne noch nicht. Sie wurden von der Feuerwehr mit Wasser abgekühlt. Die im Kernbereich verbliebenen Graphitblöcke heizten sich von ihrer betrieblichen Temperatur (500 bis 650 °C) bis zum Graphitbrand auf. In der Anfangsphase sorgte die starke Konvektionsströmung durch die Nachwärmeleistung des zerstörten Kerns und später durch die Thermik des Graphitbrandes für eine ausreichende Sauerstoffzufuhr.

Die Graphittemperatur blieb vermutlich in den ersten fünf Tagen unterhalb von 1000 °C. Ab dem zweiten Tag wurden verschiedene Materialien abgeworfen, von denen insbesondere Sand, Lehm und Dolomit auch der Eindämmung des Graphitbrandes dienten. Es ist anzunehmen, daß die Graphittemperatur, ähnlich wie die Brennstofftemperatur, aufgrund der abgeworfenen wärmeisolierenden Abdeckung kurzzeitig auf Temperaturen bis 1500 °C anstieg. Welche Graphitmengen abgebrannt sind, ist derzeit nicht bekannt. Von sowjetischer Seite wurde abgeschätzt, daß mindestens 10 % der insgesamt 1700 t Graphit verbrannt sind. Eigene Abschätzungen ergeben einen höheren Wert.

Bedeutung des Unfalls in Tschernobyl für die Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland

Reaktivitätsverhalten

Das Reaktivitätsverhalten der RBMK-Reaktoren wird wesentlich durch die positive Dampfblasenrückwirkung bestimmt. Ein positiver Dampfblasenkoeffizient ist sicherheitstechnisch nachteilig. In der Auslegung dieser Anlage und ihrer Sicherheitssysteme müßte diese Eigenschaft entsprechend berücksichtigt werden. Vor allem müßten die Auswirkungen schneller Reaktivitätseinträge durch das inhärent sichere Verhalten und/oder eine entsprechende Auslegung der Sicherheitssysteme in den zulässigen Grenzen gehalten werden.

● Leichtwasserreaktoren (LWR)

Eine wesentliche Auslegungsanforderung an Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland ist die Sicherstellung eines inhärent sicheren Kernverhaltens. Um dies zu gewährleisten, wird im Genehmigungsverfahren gefordert, daß jeder der beiden wesentlichen Reaktivitätskoeffizienten (Doppler- und Dampfblasenkoeffizient) immer negativ ist. Dadurch wird erreicht, daß die Leistungsregelung nicht dauernd im Eingriff sein muß und daß bei positiven Reaktivitätsstörungen der Leistungsanstieg über die negativen Reaktivitätsrückwirkungen begrenzt wird.

Beim An- und Abfahren ist zu berücksichtigen, daß der Kühlmitteltemperaturkoeffizient, der im Leistungsbereich immer negativ ist, bei niedrigen Kühlmitteltemperaturen positiv werden kann. Dieser Temperaturbereich liegt deutlich unterhalb der Temperaturen des Leistungsbereichs von 280 – 330 °C. Bei Siedewasserreaktoren (SWR) ist der mögliche positive Reaktivitätsbeitrag so gering, daß er durch die negative Doppler- und Dampfblasenrückwirkung schon bei geringer Leistung kompensiert wird. Im Druckwasserreaktor (DWR) ist der Reaktivitätsbeitrag der Kühlmitteltemperatur von der Borkonzentration und der Kühlmitteltemperatur selbst abhängig. Zur Begrenzung des möglichen positiven Reaktivitätsbeitrags wird der DWR nur oberhalb einer vorgegebenen Kühlmitteltemperatur (etwa 260°C) kritisch gemacht. Das Kritischmachen des Reaktors wird vom Reaktorschutzsystem überwacht. Auch bei Fehlhandlungen des Betriebspersonals kann es durch das inhärente Verhalten, bedingt durch die negative Dopplerrückwirkung und die bei steigenden Temperaturen wieder negativ werdende Kühlmittelrückwirkung, zu keiner Leistungsexkursion kommen.

Die Analyse von Reaktivitätsstörfällen infolge Verringerung der Absorption (nach Stabausfahren und Stabauswurf oder nach Borentzug bei DWR) ist ebenfalls Bestandteil des Genehmigungsver-

fahrens. Dabei werden sowohl die schnellstmögliche Reaktivitätszufuhr, wie z.B. Stabauswurf beim Bruch eines Stutzens der Stabdurchführung im Druckbehälterdeckel für DWR, als auch die größtmögliche Reaktivitätszufuhr beim Ausfahren aller Stäbe analysiert. Es wird nachgewiesen, daß auch unter konservativen Annahmen (z.B. Ausfall der ersten Schnellabschaltanregung) keine Auslegungsgrenzwerte des Kerns überschritten werden.

Beim SWR ist im Vergleich zum RBMK-Reaktor sichergestellt, daß der Dampfblasenkoeffizient bei allen Betriebszuständen global und lokal negativ ist. Obwohl beide Reaktortypen nach dem Siedewasserprinzip arbeiten, unterscheidet sich das dynamische Verhalten eines SWR dadurch grundsätzlich von dem des RBMK. Durch diesen negativen Rückwirkungseffekt ergibt sich beim SWR ein Selbstregelverhalten des Kerns gegenüber Durchsatzänderungen, d.h. mit abnehmendem Kühlmitteldurchsatz nimmt die Reaktorleistung ab. Diese Eigenschaft wird zur Leistungsregelung genutzt, die im oberen Leistungsbereich über Veränderungen der Drehzahl der Hauptkühlmittelpumpen und nicht über Steuerstäbe erfolgt. Weiterhin wirkt sich dieses Kernverhalten auch positiv bei Kühlmittelverluststörfällen und beim Pumpenausfall aus. So ist z.B. beim Ausfall aller Kühlmittelpumpen keine Reaktorschnellabschaltung erforderlich, weil die Leistung ausreichend rasch über die negative Dampfblasenrückwirkung abgesenkt wird.

In Bild 14 wird am Beispiel des RBMK-Reaktors der Einfluß des Dampfblasenkoeffizienten auf den Leistungsverlauf bei einer Durchsatzreduzierung verdeutlicht. Ausgehend vom Zustand der Anlage Tschernobyl vor dem Versuch (7 % Leistung, ca. 110 % Kerndurchsatz) wurde ein Ausfall aller Hauptkühlmittelpumpen, angenähert durch eine Durchsatzreduzierung um 70 % in 20 s, angenommen. Bei einem positiven Dampfblasenkoeffizienten kommt es schnell zu einer Exkursion. Bei einem negativen Koeffizienten, wie er für einen SWR typisch ist, nimmt die Leistung durch den Selbstregel Effekt rasch ab.

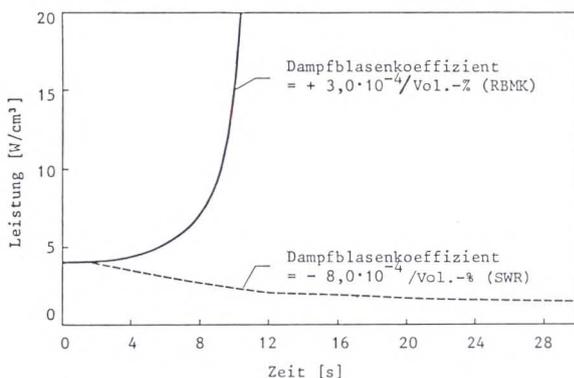


Bild 14: Reaktorleistung beim Auslaufen der Hauptkühlmittelpumpen bei positiven oder negativen Dampfblasenkoeffizienten (RBMK-1000)

Für Störungen, die während der Lebensdauer der Anlage zu erwarten sind, z. B. Notstromfall oder Ausfall der Hauptwärmesenke, wurde darüber hinaus für DWR und SWR der Ablauf bei unterstelltem Ausfall der Schnellabschaltung untersucht. Das Ergebnis ist, daß auch diese Abläufe beherrscht werden.

● THTR-300

Der Hochtemperaturreaktor mit kugelförmigen Brennelementen unterscheidet sich von LWR und SNR prinzipiell dadurch, daß sich aufgrund der kontinuierlichen Beschickung nach einer bestimmten Anlaufphase ein Gleichgewichtskern ausbildet. Da mit dieser Betriebsweise keine Reaktivitätsreserven zur Kompensation des Abbrandes vorzuhalten sind, benötigt der THTR-300 als Ausgleich für Beladeunsicherheiten eine Überschubreaktivität von lediglich 2 %. Sie wird im laufenden Betrieb von zwölf der 36 im Reflektor angeordneten Regelstäbe kompensiert, die gleichzeitig noch der Temperatur- und Teillastregelung zwischen 40 % und 100 % dienen. Die restlichen 24 Reflektorstäbe bilden die erste Abschalteneinrichtung des THTR-300. Sie sind so ausgelegt, daß sie den Reaktor aus jedem Betriebszustand schnell in den unterkritischen Zustand abschalten können. Soll der Reaktor langfristig abgeschaltet bleiben, so ist das Nachfahren von Kernstäben frühestens nach einer halben Stunde notwendig.

Das zweite systemtechnisch vollkommen unabhängige Abschaltensystem des THTR-300 besteht aus 42 in die Kugelschüttung einfahrenden Kernstäben. Sie sind für sich allein in der Lage, den Reaktor aus jedem Betriebszustand heraus kalt unterkritisch zu machen und beliebig lange kalt unterkritisch zu halten.

Der Reaktorkern des THTR-300 ist so ausgelegt, daß Temperaturerhöhungen aufgrund der schnellen Rückkopplungseigenschaften eine Abnahme des Neutronenflusses und damit der Reaktorleistung bewirken. Dieser negative Temperaturkoeffizient ist ein wesentliches Merkmal der inhärenten Sicherheit des THTR-300. Er schwankt je nach Betriebszustand (Erstkern/Gleichgewichtskern, Stäbe ein- oder ausgefahren, Xenon im Gleichgewicht oder abgeklungen) zwischen $- 12,5 \cdot 10^{-5} / \text{K}$ und $- 2,3 \cdot 10^{-5} / \text{K}$. Die Größe des Temperaturkoeffizienten besitzt insofern sicherheitstechnische Bedeutung, als der durch die Abkühlung des Kerns bedingte Reaktivitätsgewinn für die Bemessung der Abschalteneinrichtungen berücksichtigt werden muß.

Beim THTR-300 können Reaktivitätstransienten und -störfälle durch fehlerhaftes Fahren von Absorberstäben, Wassereintrich oder Temperaturänderungen hervorgerufen werden. Dabei kann es beim Gleichgewichtskern maximal durch Fehlfahren von Absorberelementen zu einer Reaktivitätszufuhr von 0,043 %/s kommen. Die anderen Reaktivitätsstörungen liegen um mehr als eine Größenordnung darunter. Im Genehmigungsverfahren

wurde nachgewiesen, daß auch im ungünstigsten Fall keine Auslegungswerte des Reaktorkerns überschritten werden.

Die Verwendung von keramischen Materialien (Graphit) und inertem Kühlmittel (Helium) führt dazu, daß beim THTR-300 thermisches Versagen auch beim Ausfall der Schnellabschaltsysteme (ATWS-Störfälle) ausgeschlossen ist. Über den negativen Temperaturkoeffizienten schaltet sich der Reaktor selbständig aus. Dieses Anlagenverhalten ist am AVR, einem HTR kleiner Leistung, in einem Experiment nachgewiesen worden.

● SNR-300

Nach dem Regelungskonzept des SNR-300 werden sowohl die Kernaustrittstemperatur als auch der Kühlmitteldurchsatz durch den Kern mit engen Schwankungsbreiten (Regelbänder) geregelt. Im Leistungsbetrieb sind daher nur sehr geringe Reaktivitätsschwankungen aufgrund von Temperatur- oder Durchsatzfluktuationen zu erwarten.

Statistischen Unregelmäßigkeiten in den die Kernaustrittstemperatur beeinflussenden Parametern Leistung, Kühlmitteldurchsatz und Kerneintrittstemperatur wirken die inhärent sicheren Reaktivitätskoeffizienten entgegen. Sie können von diesen kompensiert werden, ohne daß es eines zwingenden Eingriffes der Anlagenregelung bedarf. Die Summe aller relevanten Reaktivitätsrückwirkungen ist sowohl im Falle eines Leistungsanstiegs oder einer Erhöhung der Kernaufwärmspanne als auch bei einem Anstieg der Kerneintrittstemperatur negativ, so daß die Reaktorleistung auch ohne Eingreifen der Regelung abnimmt. Die einzelnen Reaktivitätsbeiträge stammen aus dem Doppler-Effekt sowie aus Materialdichte- (Hüllrohr-, Strukturstahl- und Natriumdichte) und axialen Brennstoffausdehnungs- und Brennelementverbiegungseffekten. Den überwiegenden Beitrag liefert der negative, schnell wirkende Doppler-Effekt, der den Leistungskoeffizienten auf jeder Laststufe und zu jeder Zeit negativ macht.

Überschreitet das Ausmaß einer Störung die Regelbandbreiten der geregelten Größen, so wirkt neben den Reaktivitätskoeffizienten die Anlagenregelung der Störung entgegen. Wegen der geringen Kernabmessungen und der großen mittleren freien Weglänge der Neutronen kann der Reaktor mit nur einem Regelstab geregelt werden. Liegt die Ursache der Störung in der Anlagenregelung selbst oder ist die Regelung nicht in der Lage, die Reaktorleistung oder die Reaktoraustrittstemperatur unterhalb festgelegter Grenzwerte zu halten, so wird die Reaktorregelung automatisch außer Betrieb gesetzt. Eventuell anstehende Fahrbewegungen des Regelstabes werden unterbrochen und zwei unabhängige Regelsysteme, die Temperaturbegrenzungseinrichtung und die Leistungsbegrenzungseinrichtung, treten in Aktion, indem bis zur Kompensation der Störung zwei Trimmstäbe in den Kern eingefahren werden.

Sind auch diese Systeme nicht in der Lage, den Anlagenzustand zu stabilisieren, was bei einer Reihe von Auslegungstörfällen der Fall ist, so wird durch das Reaktorschutzsystem eine Reaktorschnellabschaltung ausgelöst. Der SNR-300 ist mit zwei unabhängigen Reaktorschutzsystemen ausgestattet, welche jedes für sich in der Lage sind, Störungen in der Kernkühlung oder Ereignisse, die dazu führen werden, rechtzeitig zu erkennen und den Reaktor abzuschalten. Das Erstabschaltsystem besteht aus neun Absorberelementen, das Zweitsystem aus drei. Wegen der hohen Absorberwirksamkeit wird dem Kern durch die Schnellabschaltung soviel Reaktivität entzogen, daß bereits ein Stab des Zweitabschaltsystems oder, je nach Anlagenausgangszustand, ein bis drei Absorber des Erstabschaltsystems ausreichend sind, den Reaktor sicher abzuschalten.

Kernschmelzen und Freisetzung radioaktiver Stoffe

In der Bundesrepublik Deutschland werden Unfälle mit schweren Kernschäden dem Bereich des Restrisikos zugeordnet, da aufgrund der umfangreichen Sicherheitsvorkehrungen ihr Eintreten extrem unwahrscheinlich ist. Jedoch werden zusätzlich zu den im Genehmigungsverfahren geforderten Sicherheitsnachweisen für das zu unterstellende Störfallspektrum im Rahmen von weiterführenden Forschungsarbeiten zur Reaktorsicherheit seit etwa 1970 vielfältige Untersuchungen zur Analyse von Kernschmelzunfällen und damit verbundenen Auswirkungen vorgenommen. Die Untersuchungen erfolgten in enger internationaler Zusammenarbeit. Sie haben zu einem vertieften Verständnis der beim Kernschmelzen auftretenden Phänomene geführt.

Die Ergebnisse der Analysen von Kernschmelzunfällen lassen sich in ihren Grundzügen auf verschiedene Reaktortypen übertragen. Im einzelnen können Kernschmelzabläufe jedoch stärker auch von spezifischen Anlagenmerkmalen und konstruktiven Ausführungen der verschiedenen Reaktorbauvarianten bestimmt werden.

Wie bereits ausgeführt, zeigte der Unfallablauf in Tschernobyl folgende charakteristische Merkmale, die durch die speziellen Eigenschaften des RBMK-Reaktors geprägt waren:

- Infolge der Leistungsexkursion wurde der Brennstoff in der Anfangsphase
 - auf Temperaturen bis etwa 5000 °C aufgeheizt,
 - fragmentiert und
 - durch mechanische Energie aus dem Kernbereich ausgeworfen.
- Nach der Leistungsexkursion sanken die Temperaturen im Kern nach sowjetischen Abschätzungen infolge der großen Wärmekapazität des Graphits, der starken Verteilung des Brenn-

stoffs und der hohen Konvektionsströmung durch den offenliegenden Kernbereich unter den Schmelzpunkt des Brennstoffs.

- Da der zerstörte Kern nicht in einem Sicherheitsbehälter eingeschlossen war, konnten die freigesetzten radioaktiven Stoffe unmittelbar in die Umgebung entweichen.
- Die Freisetzung radioaktiver Stoffe dauerte mehrere Tage; wegen des Graphitbrandes erfolgte sie in große Höhen.
- Die relativen Anteile der einzelnen Nuklidgruppen an der Freisetzung unterschieden sich mit Ausnahme der Edelgase um weniger als einen Faktor 10.

Dieser Ablauf unterscheidet sich grundsätzlich von den Abläufen, die den Untersuchungen von Unfällen mit Kernzerstörung hinsichtlich der in der Bundesrepublik Deutschland eingesetzten Reaktortypen zugrunde lagen. Die Ergebnisse aus diesen Untersuchungen werden daher im wesentlichen ohne direkten Vergleich mit dem Ablauf in Tschernobyl diskutiert.

● Leichtwasserreaktoren (LWR)

Im deutschen Forschungsprogramm zu Kernschmelzvorgängen in Leichtwasserreaktoren wurden vor allem ausführliche Untersuchungen für den Druckwasserreaktor vorgenommen. Die Analysen haben u.a. gezeigt, daß bei realistischen Annahmen weniger Systeme zur Kühlung des Reaktorkerns benötigt werden, als die Rechnungen im Rahmen des Genehmigungsverfahrens mit konservativen Annahmen ergeben haben. In den meisten Fällen genügt eines der vier vorhandenen Teilsysteme im Gegensatz zu den zwei in Genehmigungsverfahren als erforderlich unterstellten Teilsystemen. Bei einer flexiblen Verwendung von Betriebs- und Sicherheitssystemen, sogenannten Accident-Management-Maßnahmen, bestehen darüber hinaus auch bei einem weitgehenden Ausfall von Systemen noch Möglichkeiten, ein Kernschmelzen zu verhindern oder seine Folgen zu reduzieren.

Ein Kernschmelzen ist nur dann möglich, wenn man bei einem Störfall über längere Zeit den Ausfall aller Nachkühlsysteme bzw. den vollständigen Ausfall der Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern unterstellt. In diesem Falle heizt sich der Kern infolge der Nachwärmeproduktion auf, der Brennstoff und die Strukturmaterialien des Kerns schmelzen. Die Schmelze gelangt in den Bodenbereich des Druckbehälters und bei dessen Versagen in den Sicherheitsbehälter. Der Unfall in Three Mile Island, der einzige Kernschmelzunfall in einem kommerziellen Leichtwasserreaktor, hat gezeigt, daß die Integrität des Druckbehälters durch Kühlung eines auch bereits teilweise geschmolzenen Kerns erhalten werden kann, so daß sowohl der Großteil der radioaktiven Stoffe im Primärkreis verblieb als auch die Wärmeabfuhr weiterhin über die Dampferzeuger erfolgen konnte. Die Belastungen für den Sicherheitsbehälter blieben dadurch weit unter den Auslegungsgrenzen.

Wird angenommen, daß der Druckbehälter durchschmilzt, so gelangen im weiteren Verlauf des Unfalls größere Anteile von Schmelzmasse in Kontakt mit Wasser aus dem Sicherheitsbehältersumpf. Die ständige Verdampfung von Sumpfwasser führt zu einem steten Druckanstieg im Sicherheitsbehälter. Da die im Sicherheitsbehälter vorhandenen Betonstrukturen eine hohe Kapazität zur Wärmeaufnahme besitzen, erfolgt der Druckaufbau langsam. So vergehen bei einem DWR wenigstens vier bis fünf Tage, bis der Druck im Sicherheitsbehälter auf einen Wert (0,8 bis 0,9 MPa) angestiegen ist, bei dem ein Versagen eintreten kann.

Die aus der Kernschmelze freigesetzten Spaltprodukte werden daher über mehrere Tage im Sicherheitsbehälter zurückgehalten. In dieser Zeit baut sich die anfangs hohe Konzentration der in die Sicherheitsbehälteratmosphäre freigesetzten Spaltprodukte über Ablagerung und Abscheidung an den Wänden weitgehend ab. Ein spätes Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters wäre somit nur mit einer entsprechend reduzierten Freisetzung von radioaktiven Stoffen nach außen verbunden.

Da die Versagensgrenzen des Sicherheitsbehälters erst nach mehreren Tagen erreicht werden, steht Zeit zur Verfügung, um mit gezielten Maßnahmen, z.B. einer begrenzten Druckentlastung, das Versagen des Sicherheitsbehälters weiter zu verzögern oder überhaupt zu verhindern. Entsprechende Maßnahmen werden zur Zeit im Rahmen von Überlegungen zum anlageninternen Notfallschutz diskutiert.

Unfallabläufe, die zu größeren Freisetzungen führen können, sind nur dann möglich, wenn der Sicherheitsbehälter vor allem in der frühen Phase des Kernschmelzablaufs durch kurzfristige sehr hohe Belastungen gefährdet wird oder von Anfang an undicht ist.

Zu betrachten sind drei Möglichkeiten, die zu einem frühzeitigen Verlust der Rückhaltefunktion des Sicherheitsbehälters führen können:

- Dampfexplosion,
- H₂-Verbrennung/Explosion und
- Leckage des Sicherheitsbehälters.

In den letzten Jahren wurden in den USA, in der Bundesrepublik Deutschland und anderen Ländern breit angelegte experimentelle und theoretische Untersuchungen zur Dampfexplosion durchgeführt. Diese Untersuchungen zeigen, daß einzelne begrenzte Dampfexplosionen zwar möglich sind, eine heftige Dampfexplosion, die den Reaktordruckbehälter und zugleich den Sicherheitsbehälter zerstört, als Unfallpfad jedoch ausgeschlossen werden kann.

Des Weiteren wurden Unfallabläufe untersucht, bei denen für den Sicherheitsbehälter kurzfristige Druckspitzen aus einer Verbrennung von Wasserstoff resultieren können. Dabei zeigte sich, daß der Sicherheitsbehälter bei einer frühzeitig unterstellten Zündung des Gasgemisches die aus der Verbrennung verursachte globale Belastung aufnehmen kann. Eine frühzeitige Zündung ist wahrscheinlich, da die Zündfähigkeit bei zunehmendem Anteil des Wasserdampfes in der Sicherheitsbehälteratmosphäre abnimmt. Derzeit werden die Belastungen untersucht, die sich abhängig von verschiedenen räumlichen und zeitlichen Verteilungen der Gasgemische im Sicherheitsbehälter ergeben.

Unfallabläufe, bei denen der Sicherheitsbehälter von Anfang an undicht ist, sind nur denkbar, wenn zusätzlich zum Kernschmelzen auch ein Versagen der mindestens doppelt vorhandenen Abschlußorgane (z.B. der Lüftungsleitungen) am Sicherheitsbehälter unterstellt wird. Die aus der Schmelze freigesetzten Spaltprodukte können dann direkt aus dem Sicherheitsbehälter entweichen. Die Ergebnisse entsprechender Freisetzungsberechnungen zeigen jedoch, daß selbst in einem solchen äußerst ungünstigen Fall die Spaltprodukte in hohem Maße noch im Sicherheitsbehälter und den umgebenden Gebäuden zurückgehalten werden können. Zur Zeit werden darüber hinaus Maßnahmen untersucht, mit denen ein Sicherheitsbehälterabschluß selbst bei einem eventuellen Versagen des sehr zuverlässigen automatischen Abschlusses sichergestellt werden kann.

Für das Spektrum der freigesetzten Nuklide ist von Bedeutung, daß sich der Kern langsam auf Schmelztemperatur aufheizt. Dabei kommt es zunächst zur Freisetzung der leichtflüchtigen Nuklide wie Jod, Cäsium und Tellur und bei noch weiter steigender Temperatur zu einem geringen Anteil auch zu einer Freisetzung schwerer flüchtiger Nuklide wie Barium, Strontium oder auch Plutonium. Die Variation der Freisetzung zwischen den leichtflüchtigen Nuklidgruppen und den schwerflüchtigen Nukliden kann dabei mehr als fünf Zehnerpotenzen betragen, während die nuklidspezifische Freisetzung aus Tschernobyl lediglich innerhalb einer Zehnerpotenz schwankte.

Untersuchungen zum Siedewasserreaktor liegen in entsprechender Detaillierung wie für den Druckwasserreaktor in der Bundesrepublik Deutschland noch nicht vor. Risikostudien in den USA und in Schweden haben für die dort untersuchten Anlagen keine signifikanten Unterschiede zwischen DWR- und SWR-Anlagen gezeigt. Da die in amerikanischen und schwedischen Siedewasserreaktoren eingesetzten Sicherheitsbehälter anders aufgebaut sind als die in den meisten deutschen Anlagen, sind die Ergebnisse nicht direkt übertragbar. Arbeiten für detaillierte bundesdeutsche Untersuchungen zu möglichen Kernschmelzabläufen in Siedewasserreaktoren werden zur Zeit vorbereitet.

● THTR-300

Der THTR-300 unterscheidet sich in einigen sicherheitstechnisch wichtigen Merkmalen von anderen Reaktortypen. Das als Kühlmittel verwendete Edelgas Helium reagiert chemisch nicht mit den Brennelementen oder sonstigen Kerneinheiten und ist neutronenphysikalisch neutral. Das einzige wesentliche mit dem RBMK-1000 gemeinsame Auslegungsmerkmal ist die Verwendung von Graphit als Moderator.

Der Kern des Reaktors enthält kugelförmige Brennelemente, die aus Graphit bestehen. Die Brennelemente enthalten den Brennstoff in Form von kleinen, mit einer mehrlagigen Beschichtung aus pyrolytischem Kohlenstoff versehenen Brennstoffteilchen. Diese sind quasi homogen in die Graphitmatrix eingebunden, so daß eine direkte thermische Kopplung zwischen Brennstoff und graphitischem Kohlenstoff besteht. Die Beschichtung der Brennstoffteilchen hat sehr gute Rückhalteigenschaften für Spaltprodukte. Eine erhebliche Spaltproduktfreisetzung kann erst bei Temperaturen weit oberhalb des Auslegungswertes von 1300°C erfolgen. Graphit behält bis zu Temperaturen von ca. 3500°C seinen festen Aggregatzustand bei. Da solche Temperaturen nicht erreicht werden können, ist beim Hochtemperaturreaktor ein Kernschmelzen bei Ausfall der Kühlung auszuschließen.

Bei dem mit Blick auf die Freisetzung ungünstigsten Verlauf eines Kernaufheizunfalls, verursacht durch einen nicht behebbaren Ausfall der Kernkühlung in Kombination mit einer langsamen Druckentlastung über ein nicht wieder abgesperrtes Sicherheitsventil in der Gasreinigungsanlage, erreichen die Brennelementtemperaturen nach ca. 4 Tagen in einem kleinen Volumenteil des Reaktorkerns Höchstwerte von 2250 °C. Die Mittelwerte bleiben unter 1500 °C. Bei den Rechnungen wurde lediglich die Kühlung des Spannbetonbehälters als intakt vorausgesetzt. Der Einschluß von Spaltprodukten durch die Brennelemente bleibt bei diesen Temperaturverhältnissen weitgehend gewahrt.

● SNR-300

In den Analysen hypothetischer Störfälle mit Kernschäden unterscheidet man für den SNR-300 – anders als beim Leichtwasserreaktor – grundsätzlich zwischen Störfallabläufen, in denen der Kern langsam schmilzt oder nach Versagen der Reaktorschnellabschaltung durch eine Leistungsexkursion zerstört werden kann.

Die erste Möglichkeit einer Kernzerstörung durch langsames Schmelzen kann nur eintreten, wenn nach einer Reaktorschnellabschaltung neben der betrieblichen Hauptwärmesenke alle Nachwärme-(NWA-)Systeme ausfallen. Fünf unabhängige NWA-Systeme stehen zur Verfügung (drei sogenannte strangspezifische und zwei Tauchkühlsysteme), von denen jedes allein die Nachwärme

sicher abführen kann. Alle Systeme sind notstromversorgt, die beiden Tauchkühlsysteme darüber hinaus gegen Einwirkungen von außen (Flugzeugabsturz, Explosion, Erdbeben) geschützt.

Aber auch der Ausfall aller NWA-Systeme hat noch nicht zwingend eine Kernschmelze zur Folge. Gelingt es nämlich, die Lüftungsklappen der beiden Tauchkühlsysteme innerhalb von fünf Stunden zu öffnen, was eine einfache Handmaßnahme ist, so kann die Nachwärme allein durch Naturumlauf in den Natriumkreisläufen über deren Isolierverluste abgeführt werden.

Die zweite potentielle Möglichkeit für eine Kernzerstörung setzt eine Störung des Leistungsbetriebes voraus, die eine Reaktorschnellabschaltung erfordert. Dafür stehen zunächst zwei unabhängige Reaktorschnellabschaltsysteme mit insgesamt zwölf Abschaltstäben zur Verfügung, von denen je nach Anlagenzustand ein bis maximal drei Stäbe zur Abschaltung des Kerns erforderlich sind. Nur bei einem nahezu vollständigen Ausfall beider Reaktorschnellabschaltsysteme können die auslösenden Ereignisse

- unkontrollierter Leistungsanstieg (maximale Störung: Gleichzeitiges Ausfahren des Regelstabes und aller Trimmstäbe),
- Kühlmitteldurchsatzstörung bei konstanter Leistung (maximale Störung: Ausfall aller Primärpumpen),
- unzureichende Abfuhr der erzeugten Wärme in den nachgeschalteten Wärmeübertragungssystemen (maximale Störung: Ausfall der Hauptwärmesenke)

aus dem Leistungsbetrieb heraus zu einer Kernzerstörung führen. Dies würde mit Überschreiten der Natriumsiedetemperatur geschehen, die bei Nennleistung ca. 300 K über der Betriebstemperatur liegt. Dabei würde der Reaktor durch den dann dominierenden positiven Natrium-Dampfblasenkoeffizienten einen Reaktivitätsschub erfahren, der die Reaktorleistung selbsttätig erhöht und den Vorgang der Kernzerstörung bis hin zu der damit verbundenen Unterkritikalität bewirkt.

Obwohl die beschriebenen Ereignisabläufe aufgrund der Anzahl und Zuverlässigkeit der vorgeschalteten Betriebs- und Sicherheitssysteme nach menschlichem Ermessen ausgeschlossen sind, ist der SNR-300 wegen seines Prototyp-Charakters für diese Reaktorbaulinie auch gegen eine Kernzerstörung, verbunden mit einer Leistungsexkursion, ausgelegt. Dadurch ist auch sichergestellt, daß nach Eintreten einer Kernzerstörung jeglicher Art die Nachwärme langfristig abgeführt werden kann. Die radioaktiven Bestandteile des zerstörten Kerns bleiben im Sicherheitsbehälter eingeschlossen. Es kommt zu keiner unkontrollierten Freisetzung von Radioaktivität in die Umgebung.

Brand

Bei der Bedeutung der Brandereignisse in Tschernobyl für den Brandschutz in bundesdeutschen Anlagen ist zu unterscheiden zwischen dem Brand konventioneller Brandlasten (z.B. Kabel, Schmieröle, brennbare Baustoffe, insbesondere Bitumen) und dem Brand anlagentypspezifischer Materialien (z.B. Graphit, Natrium).

Konventionelle Brandlasten und Zündquellen lassen sich auch in den Kernkraftwerken der Bundesrepublik Deutschland trotz einer angestrebten Minimierung und vorbeugender Maßnahmen nicht gänzlich vermeiden. Das praktizierte Brandschutzkonzept hat deshalb zum Ziel, einen konventionellen Brand in der Anlage selbst unter ungünstigen Randbedingungen so zu beherrschen, daß die Brandwirkungen maximal eine Redundanz sicherheitstechnisch wichtiger Systeme erfassen können. Dazu werden vorzugsweise bauliche Maßnahmen mit feuerwiderstandsfähigen Abtrennungen, ausreichende räumliche Trennung, Löscheinrichtungen und der Einsatz von Betriebspersonal zur Brandbekämpfung vorgesehen. Nach den derzeitigen Erkenntnissen aus dem Unfallablauf ist die konsequente Einhaltung des oben genannten Schutzzieles von großer Bedeutung für die Begrenzung von Brandfolgen.

Die konventionellen Brände in Tschernobyl und ihre Folgen hinsichtlich Schäden in der Anlage und gesundheitlicher Schäden bei den Feuerwehrcräften wurden wesentlich beeinflusst durch

- die Explosionswirkungen und die daraus resultierenden Schäden an Gebäuden und baulichen Brandschutzmaßnahmen,
- die Leichtbauweise, insbesondere im Bereich des Maschinenhauses und der Hilfsanlagen sowie in Teilbereichen des Reaktorgebäudes, und
- eine unzureichende Ausrüstung der Feuerwehrcräfte hinsichtlich Strahlenschutz, aber auch Atem- und Wärmeschutz.

Die Gebäudeausführung der Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland zeichnet sich durch eine grundsätzlich massive Bauweise aus, bei der auch bautechnische Brandschutzmaßnahmen vorrangig berücksichtigt werden. Ereignisse, in deren Folge gravierende Schäden an den Gebäuden, Anlagenteilen und baulichen Brandschutzmaßnahmen entstehen können, sind entweder aufgrund inhärenter physikalischer Eigenschaften und der getroffenen Auslegung (z.B. gegen Einwirkungen von außen) unmöglich oder können praktisch ausgeschlossen werden. Deshalb kann es zu konventionellen Brandereignissen mit einer hohen Strahlenexposition der Feuerwehr durch massive Freisetzungen hochradioaktiver Stoffe praktisch nicht kommen.

Anlagentypspezifische Brandlasten sind in der Bundesrepublik Deutschland im THTR-300 (Graphit als Moderator, Reflektor und Matrixmaterial für Brennelemente) und im SNR-300 (Natrium als Kühlmittel) vorhanden.

Die dichte und druckfeste Spannbetonumschließung des Reaktorkerns und des Primärkühlmittels Helium (Auslegungsdruck 4,6 MPa) beim THTR-300 unterscheidet sich so wesentlich von der Umschließungskonstruktion des Reaktors in Tschernobyl, daß Ereignisse mit größerem Lufteinbruch und nachfolgenden Graphit-Sauerstoff-Reaktionen, auch unter Berücksichtigung der derzeitigen Erkenntnisse aus dem Unfall in Tschernobyl, für den THTR-300 ausgeschlossen werden können. Ein Abbrennen des Graphits setzt die massive Zufuhr von Luft voraus; dazu sind ausreichend große Öffnungen im Spannbetonbehälter nötig. Entsprechend große Durchführungen sind beim THTR-300 doppelt verschlossen. Der sogenannte Kaminzug ist beim THTR-300 aufgrund der Anordnung und der Querschnitte von Durchführungen sowie ihrer Ausführung praktisch auszuschließen. Dies trifft auch zu für Ereignisse, die zu einer Zerstörung des Spannbetonbehälters führen können.

Eine Reaktion des Graphits ist beim THTR-300 ebenfalls bei einem Wassereintritt in den Reaktorkern möglich. Zu einem Wassereintritt in den Reaktorkern kann es durch einen Rohrreißer in einem Dampferzeuger kommen. Im Genehmigungsverfahren wurden mehrere Bruchlagen (auch Vielfachbrüche) an einem Dampferzeuger mit und ohne speisewasserseitige Absperrung des defekten Dampferzeugers untersucht. Relevante Ergebnisse in diesem Zusammenhang waren:

- In allen Fällen bleibt der Primärkreisdruck weit unter dem Versagensdruck des Spannbetonbehälters einschließlich der Behälterabschlüsse und des Liners.
- Beim Auftreten eines Rohrreißers in einem Dampferzeuger wird eine Schnellabschaltung ausgelöst. Die Nachwärmeabfuhr wird durch das Notkühlsystem gewährleistet, wobei schon die Funktion einer Dampferzeuger-Gebläseeinheit zur Nachwärmeabfuhr ausreicht.
- Aufgrund der Abkühlung der Brennelemente werden innerhalb kurzer Zeit Temperaturen erreicht, bei denen die Graphitkorrosion nur noch in geringem Umfang stattfindet. Durch Messung der entsprechenden Reaktionsraten wurde nachgewiesen, daß die Graphitkorrosion bei dem betrachteten Störfall sehr gering ist. Zündfähige Gasgemische können sich dabei nicht bilden.

Beim SNR-300 ist ein Mehrbarrieren-Inertisierungskonzept vorhanden, um einen Brand radioaktiven Natriums im Raumbereich der Natriumprimärkreisläufe zu verhindern. Freie Natriumoberflächen werden mit Argon, alle Räume mit primärkühlmittelführenden Systemen mit Stickstoff iner-

tisiert. Durch diese Maßnahmen ist auch bei Leckagen in diesen Systemen mit einem Brand und einer Freisetzung radioaktiver Stoffe nicht zu rechnen. In Bereichen der nicht radioaktiven Natriumführenden Sekundärkreisläufe sind spezielle Brandschutzmaßnahmen (inertisierte Leckauffangsysteme, Pulverlöschanlagen) vorgesehen, mit denen die Branddauer bei Natriumleckagen so reduziert werden kann, daß eine Brandausbreitung mit Ausfall sicherheitstechnisch wichtiger Systeme unwahrscheinlich ist.

Mehrblockanlagen

Bei dem Unfall in Block 4 wurde die Sicherheit der übrigen am Standort befindlichen Blöcke durch die

- Gefahr des Übergreifens von Bränden und durch die

- radiologische Belastung aus dem Unfall

beeinträchtigt.

An Kraftwerksstandorten in der Bundesrepublik Deutschland, an denen sich mehr als ein Kernkraftwerksblock befindet, werden bei der technischen Ausrüstung der Anlagen deren gegenseitige Einflußmöglichkeiten berücksichtigt.

Bezüglich Brand ergibt sich bei deutschen Mehrblockanlagen keine andere Situation als bei Einzelblockanlagen; d.h. es werden Brandschutzmaßnahmen getroffen, um die redundanten Einrichtungen vor einem gemeinsamen brandbedingten Ausfall zu schützen. Darüber hinaus sind bei nahezu allen Mehrblockanlagen in der Bundesrepublik Deutschland die einzelnen Blöcke durch große Abstände räumlich getrennt. Aufgrund dieser Abstände, die teilweise größer als 100 m sind, ist das Übergreifen eines Brandes auf den Nachbarblock von vornherein nicht möglich.

Bei den Mehrblockanlagen, bei denen einzelne Gebäude eines Blocks unmittelbar an Gebäude des Nachbarblocks angrenzen, sind die sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen der Einzelblöcke, die auch im Brandfall funktionsfähig bleiben müssen, jeweils in verschiedenen Gebäuden oder Gebäudebereichen untergebracht. Diese Gebäude oder Gebäudebereiche sind wiederum durch feuerbeständige Trennwände und durch eine entsprechende Auslegung der Abschlüsse, z.B. Türen und Rohr- und Kabeldurchführungen, vor einer Brandübertragung besonders geschützt.

Hinsichtlich der Freisetzung radioaktiver Stoffe gilt für alle Mehrblockanlagen in der Bundesrepublik Deutschland, daß bei einem Auslegungsstörfall in einem Block ein uneingeschränkter Aufenthalt in der Kraftwerkswarte des anderen Blockes möglich ist.

Darüber hinaus wurden als Planungsgrundlage für anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen bei den Anlagen, die derzeit an Standorten mit einem bereits in Betrieb befindlichen Block errichtet werden, massive Freisetzungen aus dem vorhandenen Block postuliert.

Bei derartigen Überlegungen ist von Bedeutung, daß es bei den in der Bundesrepublik Deutschland verwendeten Reaktoren selbst beim postulierten völligen Ausfall wesentlicher Sicherheitseinrichtungen nicht zu einem Unfallablauf mit Freisetzungen in so kurzer Zeit und in der Höhe wie in Tschernobyl kommt. Dieser vergleichsweise langsamere Unfallablauf trägt dazu bei, daß kurzfristig nach der Abschaltung erforderliche Maßnahmen bei der nicht betroffenen Nachbaranlage ohne Gefährdung des Betriebspersonals durchgeführt werden können. Zur langfristigen Kühlung sind dann nur wenige Systeme notwendig, die darüber hinaus auch keine permanente Bedienung benötigen.

Eingriffe durch das Betriebspersonal

Wesentlich für den Ablauf des Unfalls war, daß die Anlage Tschernobyl vom Betriebspersonal in einen Betriebszustand gebracht wurde, aus dem eine prompt überkritische Leistungsexkursion möglich war. Dabei wurden sowohl bindende Betriebsvorschriften übertreten als auch Anreizesignale für die Reaktornotabschaltung blockiert. In diesem Zusammenhang ist zu berücksichtigen, daß ein Blockieren der Reaktornotabschaltung bei RBMK-Reaktoren nicht erforderlich ist, um die Anlage in einen Zustand zu bringen, von dem aus eine schnelle Leistungsexkursion möglich ist. Hierzu genügt die Überschreitung von Betriebsvorschriften.

In der Auslegung der RBMK-Reaktoren hat das Betriebspersonal für wichtige Sicherheitsfunktionen eine entscheidende Bedeutung. Dies gilt insbesondere für die Vermeidung unzulässiger Betriebszustände und die Gewährleistung einer ausreichenden Wirksamkeit des Abschaltsystems.

Das Auslegungskonzept bundesdeutscher Reaktoren unterscheidet sich in diesem Punkt grundlegend vom Konzept der RBMK-Reaktoren. Hier wurden von vornherein in großem Umfang technische Einrichtungen vorgesehen, um sowohl beim Betrieb der Anlagen als auch bei Störfällen ein Überschreiten der festgelegten Parameter durch Eingreifen automatischer Begrenzungs- und Schutzsysteme zu verhindern. Damit kommt in bundesdeutschen Kernkraftwerken dem Betriebspersonal eine ganz andere Bedeutung zu als in der Tschernobyl-Anlage.

● Begrenzungseinrichtungen und Reaktorschutzsystem

Bundesdeutsche Kernkraftwerke sind neben dem Reaktorschutzsystem mit umfangreichen Begrenzungseinrichtungen ausgestattet.

Die Begrenzungseinrichtungen liegen von der Priorität ihrer Maßnahmen zwischen der betrieblichen Regelung und dem Reaktorschutzsystem. Sie sind weitgehend in gleicher Qualität ausgeführt wie das Reaktorschutzsystem und arbeiten wie dieses vollautomatisch.

Die Begrenzungseinrichtungen lösen bei Anlagenstörungen, die von der betrieblichen Regelung nicht abgefangen werden bzw. die auf Fehler in der Regelung zurückgehen, automatische Gegenmaßnahmen aus. Damit sollen Störungen bereits im Vorfeld so begrenzt werden, daß ein Eingreifen des Reaktorschutzsystems nicht erforderlich wird.

Die Begrenzungseinrichtungen sorgen weiter dafür, daß bestimmte sicherheitstechnisch wichtige Parameter in ihren spezifizierten Bereichen bleiben. Werden durch die Regelung oder vom Betriebspersonal Aktionen ausgelöst, bei denen einer dieser Parameter den vorgegebenen Bereich verlassen würde, sperrt die Begrenzung diese Aktion automatisch. Dies gilt z.B. für die Einhaltung der erforderlichen Abschaltreaktivität, d.h. im Gegensatz zu den RBMK-Reaktoren wird die erforderliche Abschaltreaktivität unter allen Betriebsbedingungen automatisch durch die Begrenzungseinrichtungen sichergestellt.

Das Reaktorschutzsystem hat die Aufgabe, bei Störungen und Störfällen, die von der betrieblichen Regelung und den Begrenzungseinrichtungen nicht abgefangen werden konnten, entsprechende Maßnahmen einzuleiten. Im wesentlichen handelt es sich dabei um die Reaktorschnellabschaltung sowie um Maßnahmen zur Aufrechterhaltung der Kühlung des Reaktorkerns und zum Einschluß der Spaltprodukte.

Die Auslegung des Reaktorschutzsystems geht von dem Prinzip aus, daß vollautomatische Einrichtungen in der ersten Zeit nach einer Störung oder einem Störfall schneller und zuverlässiger arbeiten als die Betriebsmannschaft. Entsprechend besteht die Anforderung, daß die Beherrschung einer Störung oder eines Störfalles in den ersten 30 Minuten automatisch erfolgt, ohne daß Handmaßnahmen erforderlich sind.

An die Zuverlässigkeit des Reaktorschutzsystems werden sehr hohe Anforderungen gestellt. Aus diesem Grund ist es, wie die übrigen Sicherheitssysteme, mehrsträngig aufgebaut. Zusätzlich stehen für die Anregung von Aktionen überwiegend mehrere Signale zur Verfügung, die von verschiedenen physikalischen Meßgrößen abgeleitet werden. Wo nur eine physikalische Größe herangezogen

gen werden kann, ist die Signalbildung in der Regel aus unterschiedlichen Gerätetypen aufgebaut. Das Reaktorschutzsystem ist so konstruiert, daß eventuelle Fehler weitgehend selbstmeldend sind; d.h. Fehler werden vom Reaktorschutzsystem sofort erkannt und auf der Warte angezeigt. Für die Auslösekriterien der Reaktorschneidabschaltung wird darüber hinaus das „Fail-safe“-Prinzip angewendet, d.h. Fehler wirken sich in Richtung einer Auslösung aus.

Das Reaktorschutzsystem hat Vorrang vor allen anderen Signalen. Dies gilt auch für Handmaßnahmen. Eventuelle Handmaßnahmen, die im Widerspruch zum Reaktorschutz stehen, werden blockiert.

Das Reaktorschutzsystem befindet sich in eigenen Räumen, die zum Teil in anderen Bereichen des Gebäudes oder aber in anderen Gebäuden liegen. Die verschiedenen Redundanzen des Reaktorschutzsystems sind in getrennten Räumen untergebracht. Alle Räume sind verschlossen, wobei der Zutritt über ein Schließsystem auf bestimmte Personen beschränkt ist. Die Elektronik, aus der das Reaktorschutzsystem aufgebaut ist, befindet sich in speziellen Schränken, die ebenfalls verschlossen sind.

Der Zugang zum Reaktorschutzsystem wird durch Meldeeinrichtungen überwacht, auf der Warte angezeigt und dokumentiert. So ist es nachträglich möglich, genau zu rekonstruieren, an welchen Schränken des Schutzsystems gearbeitet worden ist.

● Verhinderung von unzulässigen Eingriffen in den Reaktorschutz

Im Lauf des Ereignisses in Tschernobyl wurden von der Betriebsmannschaft Anreagesignale für die Reaktornotabschaltung unwirksam gemacht. Dies war offensichtlich in einfacher Weise von der Warte aus mit entsprechenden Schlüsselschaltern möglich.

Zwei der Anreagesignale, die vor dem Unfall entgegen den Betriebsvorschriften unwirksam gemacht wurden, müssen bei bestimmten Anlagenzuständen (Anfahren) routinemäßig blockiert werden, da der Reaktor anderenfalls nicht hochgefahren werden kann. Diese Schaltheandlungen waren der Betriebsmannschaft vertraut. Dadurch ist ein Einfluß auf die Hemmschwelle, eine solche Handlung auch bei einem anderen Anlagenzustand auszuführen, nicht auszuschließen.

Vergleichbare Eingriffsmöglichkeiten in den Reaktorschutz, insbesondere in die Reaktorschneidabschaltung, gibt es in bundesdeutschen Kernkraftwerken in der Warte nicht. Da der Reaktorschutz Vorrang vor allen anderen Maßnahmen hat, sind von der Warte aus nur solche Schaltheandlungen möglich, die nicht im Widerspruch zum Reaktorschutz stehen. Im wesentlichen unterscheidet man hier zwei Arten von Schaltheandlungen:

– In bestimmten Anlagenzuständen (z.B. beim Anfahren) müssen einzelne Anreagesignale aus physikalischen Gründen unterbunden werden. Die entsprechenden Schaltheandlungen werden bei Erreichen der vorgegebenen Anlagenzustände vom Reaktorschutz freigegeben. Bei Verlassen dieser Anlagenzustände werden die blockierten Anreagesignale in der Regel automatisch wieder vom Reaktorschutzsystem aktiviert. In den Fällen, wo dies von Hand vorgesehen ist und das Anreagesignal nicht rechtzeitig zugeschaltet wird, greifen die Begrenzungseinrichtungen bzw. das Reaktorschutzsystem sofort ein und verhindern eine weitere Steigerung der Reaktorleistung bzw. lösen eine Schnellabschaltung aus.

– Die Auslegung der Sicherheitssysteme sieht vor, daß bei gewissen Störfällen abhängig von ihrem Ablauf einzelne Anreagesignale, die nach der Auslösung vom Reaktorschutzsystem gespeichert werden, von der Warte aus zurückgesetzt werden können (z.B. beim DWR Rücksetzen des Signals „Druckhalterfüllstand < min“ bei einem kleinen Leck im Reaktorkühlkreislauf). Voraussetzung hierfür ist, daß die entsprechenden Grenzwerte nicht mehr anstehen und die Freigabe vom Reaktorschutzsystem vorliegt. Sobald die Grenzwerte wieder erreicht werden sollten, wird das Reaktorschutzsignal wieder wirksam und das Rücksetzen aufgehoben.

Zu Wartungs-, Kalibrier- und Prüfzwecken sind Arbeiten an den Elektronikschränken notwendig, die strengen Vorschriften und Kontrollen unterliegen. Während des Betriebs sind solche Arbeiten nur in sehr begrenztem Umfang zulässig. Ein Beispiel ist die Suche und der Austausch einer defekten Elektronik-Karte. Nicht erlaubt sind z.B. Veränderungen an Grenzwerten des Reaktorschutzsystems, die in den Sicherheitsspezifikationen festgeschrieben sind. Dies darf nur nach Genehmigung durch die Aufsichtsbehörde im Beisein des Technischen Überwachungs-Vereins durch das Instandhaltungspersonal erfolgen.

Arbeiten am Reaktorschutzsystem werden nach einem genau festgelegten Verfahren, in das die verschiedenen Fachabteilungen des Kraftwerks eingebunden sind, freigegeben. Vor Ausführung der Arbeit ist zusätzlich die Freigabe durch den Schichtleiter erforderlich.

Trotz der umfangreichen Sicherungsmaßnahmen ist letztlich die Möglichkeit nicht auszuschließen, daß unzulässige Eingriffe in das Reaktorschutzsystem vorgenommen werden können. Im Gegensatz zum Ereignis in Tschernobyl, wo das Blockieren von Reaktorschutzanregungen mit einem Schalter von der Warte aus durchgeführt werden konnte, müßten bei einem bundesdeutschen Kernkraftwerk sehr umfangreiche Maßnahmen durchgeführt werden.

Um z.B. eine automatische Reaktorschnellabschaltung bei unzulässiger Reaktorleistung zu verhindern, müßten Eingriffe in den Elektronikschranken der verschiedenen Redundanzen des Reaktorschutzsystems vorgenommen werden. Da die betriebliche Regelung und die Begrenzungseinrichtungen unabhängig vom Reaktorschutzsystem sind und ebenfalls leistungsreduzierende Maßnahmen bei einem unzulässigen Anstieg der Reaktorleistung einleiten, müßten auch in diesen Systemen Eingriffe vorgenommen werden. Insgesamt würden solche Eingriffe eine erhebliche Zeit, detaillierte Kenntnisse und eine genaue Planung erfordern. Es ist schwer vorstellbar, daß solche Maßnahmen als spontane Reaktion der Betriebsmannschaft beim Eintreten unvorhergesehener Störungen oder Betriebsabläufe kurzfristig durchführbar sind und eine Auslösung der automatischen Maßnahmen zur Leistungsbegrenzung bzw. Abschaltung verhindert werden kann.

● **Betriebsvorschriften für Prüfungen und Versuche**

Der Unfall im Kernkraftwerk Tschernobyl ereignete sich im Rahmen eines Versuchs, der beim Abfahren der Anlage durchgeführt wurde. Nach sowjetischen Angaben war der Versuch hinsichtlich sicherheitstechnischer Aspekte unzureichend geplant.

Die Betriebsvorschriften eines bundesdeutschen Kernkraftwerks sind im Betriebshandbuch niedergelegt. Zu diesen Betriebsvorschriften gehören unter anderem alle sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenparameter und Grenzwerte, Vorschriften für das An- und Abfahren sowie die Durchführung von Prüfungen.

Auch bei bundesdeutschen Kernkraftwerken werden in gewissem Umfang Prüfungen und Versuche, insbesondere beim An- und Abfahren, durchgeführt, wobei die technische Absicherung der Anlagen durch das Reaktorschutzsystem erhalten bleibt.

Prüfungen und Versuche lassen sich wie folgt unterteilen:

- Prüfungen, die im Betriebshandbuch festgelegt sind, im einzelnen durch Prüfanweisungen geregelt werden und von der zuständigen Behörde nach Prüfung durch den Gutachter genehmigt worden sind,
- sonstige Prüfungen und Versuche.

Die gemäß Betriebshandbuch festgelegten Prüfungen werden in regelmäßigen Abständen durchgeführt. Treten Abweichungen von den festgelegten Verfahrensschritten und Parametern auf, ist die Prüfung abzubrechen und die Aufsichtsbehörde einzuschalten.

Alle übrigen Prüfungen und Versuche müssen im einzelnen geplant und durch die verschiedenen Abteilungen des Kraftwerks freigegeben werden. Häufig wird zur Planung der Hersteller der Anlage hinzugezogen.

In allen Fällen, wo die im Betriebshandbuch spezifizierten sicherheitstechnisch bedeutsamen Größen oder Betriebsweisen berührt sein könnten, müssen die Planungsunterlagen der Aufsichtsbehörde zur Genehmigung eingereicht werden. Der Versuch darf erst nach Freigabe durch die Behörde ausgeführt werden. Im Regelfall fordert die Aufsichtsbehörde die Teilnahme des Technischen Überwachungs-Vereins bei der Durchführung des Versuchs.

● **Personalqualifikation**

Bei dem Ereignisablauf in Tschernobyl hat offensichtlich auch eine wichtige Rolle gespielt, daß dem Betriebspersonal die physikalischen Zusammenhänge bei kritischen Anlagenzuständen nicht ausreichend bewußt waren. Ob dies auf mangelhafte Personalschulung zurückzuführen war oder ob auch grundsätzlich Einstellungsfragen über die Art der Behandlung kerntechnischer Probleme eine Rolle gespielt haben, ist offen.

Allein auf die Schulung bezogen, bestehen zumindest nach den vorliegenden allgemeinen Informationen keine greifbaren Unterschiede zu dem Betriebspersonal in der Bundesrepublik Deutschland. Zu den Schulungsinhalten im einzelnen können keine Aussagen gemacht werden.

In der Bundesrepublik Deutschland werden Fragestellungen im Zusammenhang mit Zuständen jenseits der Auslegungsgrenzen von Kernkraftwerken intensiv behandelt. Es ist deshalb davon auszugehen, daß das Bewußtsein des Betriebspersonals für die Bewertung derartiger Vorgänge geschärft ist.

Zusammenfassung

Der vorliegende Bericht gibt eine Darstellung des Unfalls in Tschernobyl. Er geht auf die Auslegung der Anlage sowie die Ursachen und Auswirkungen des Unfalls ein und gibt eine Bewertung bezüglich bundesdeutscher Anlagen.

Der Unfall war auf erhebliche Schwächen in der sicherheitstechnischen Auslegung des RBMK-Reaktors in Verbindung mit gravierenden Fehlhandlungen des Betriebspersonals zurückzuführen.

Eine wichtige Ursache für die Leistungsexkursion war der positive Dampfblasen-Koeffizient, der bei gewissen Betriebszuständen zu einer prompten Überkritikalität führen kann. Es war nicht durch technische Maßnahmen sichergestellt, daß solche Betriebszustände nicht erreicht oder daß mögliche Leistungsexkursionen sicher beherrscht werden können. Statt dessen sollten solche Leistungsexkursionen im wesentlichen durch die Einhaltung von Betriebsvorschriften vermieden werden. Dadurch wurde es möglich, daß das Fehlverhalten des Personals so schwerwiegende Folgen hatte.

Der Unfall hatte massive Freisetzungen radioaktiver Stoffe zur Folge, weil der zerstörte Kern nicht in einem dichten Sicherheitsbehälter eingeschlossen war und die radioaktiven Stoffe unmittelbar in die Atmosphäre gelangen konnten. Daraus resultierten eine hohe Kontamination der Umgebung sowie starke Expositionen des Betriebspersonals und der Feuerwehrräfte. Dies führte insbesondere unter den Feuerwehrlern zu Todesfällen. Die Abgabe radioaktiver Stoffe dauerte über mehrere Tage an. Die Spaltprodukte wurden infolge des thermischen Auftriebs durch die Brände, und hier im wesentlichen durch den Graphitbrand, in den ersten Tagen in große Höhen getragen, so daß sie sich über große Entfernungen ausbreiten konnten.

Trotz der Brände und der hohen Strahlenexposition in der unmittelbaren Umgebung konnte die Nachkühlung an den drei nicht betroffenen Blöcken sichergestellt werden. Am betroffenen Block wurden einen Tag nach dem Unfalleintritt Maßnahmen zur Eindämmung des Schadensausmaßes eingeleitet.

Nach sowjetischen Abschätzungen sank die Temperatur des Brennstoffs wegen der hohen Wärmekapazität des Graphits und der starken Luftzirkulation im Bereich des zerstörten Kerns relativ schnell auf Werte unterhalb der Schmelztemperatur ab. Der zerstörte Kern hat die Betondecke über der Kondensationskammer nicht durchdrungen.

Zur Bewertung des Unfalls im Hinblick auf Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland ist festzustellen:

Bei den in der Bundesrepublik Deutschland eingesetzten Leichtwasserreaktoren handelt es sich um

Reaktortypen, die sich erheblich von dem in Tschernobyl verwendeten RBMK-1000 unterscheiden:

- Leistungsexkursionen, die zur Zerstörung von Brennstoff führen könnten, sind aufgrund der physikalischen Auslegung und konstruktiven Eigenschaften der Reaktoren ausgeschlossen.
- Die Reaktoren sind mit zuverlässigen Begrenzungs- und Abschaltvorrichtungen ausgerüstet, die ausreichend schnell und wirksam sind, um mögliche Reaktivitätsanstiege ohne Schäden an Brennstäben zu beenden.
- Der Ausfall der Schnellabschaltung wurde für alle Reaktortypen untersucht und führt in keinem Fall zu unzulässigen Aktivitätsabgaben in die Umgebung.
- An das Reaktorschutzsystem wird generell die Anforderung gestellt, daß es bei Störfällen die Anlage automatisch in einen Zustand überführt, bei dem für mindestens 30 Minuten keine Maßnahmen durch das Personal erforderlich sind.
- Der Reaktorschutz hat Vorrang vor Schaltheilungen des Personals.
- Die Reaktoren besitzen einen druckfesten Sicherheitsbehälter, der von einem Stahlbetongebäude umgeben ist.

Insgesamt sind bei dem Unfall keine bisher unbekannt oder in Forschungsarbeiten nicht berücksichtigten Phänomene aufgetreten. Die vorliegenden Erkenntnisse ergeben keinen Anlaß für eine Neubewertung der Sicherheitsbeurteilung der Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland.

Literatur

- /USSR 86/ USSR State Committee on the Utilization of Atomic Energy:
The Accident at the Chernobyl Nuclear Power Plant and its Consequences
Information compiled for the IAEA Expert's Meeting, 25 – 29 August 1986, Vienna
Part I. General Material, Draft, August 1986
Part II. Annexes 1, 3, 4, 5, 6, Draft, August 1986
Annexes 2, 7, Draft, August 1986

Post Accident Review Meeting Slides, Part I
Post Accident Review Meeting Slides, Part II
- /Ac 81/ G. Ackermann et. al.:
Qualifikation und Ausbildung des Betriebspersonals von Kernkraftwerken in den RGW-Ländern
Kernenergie, Bd. 25, II.2, 1981
- /IAEA 86/ International Atomic Energy Agency:
Summary Report on the Post-Accident Review Meeting on the Chernobyl Accident
IAEA Safety Series No. 75-INSAG-1, Vienna 1986

**Teil 2:
Radiologische Auswirkungen
in der
Bundesrepublik Deutschland
und im
europäischen Ausland**

Einführung

Bereits unmittelbar nachdem das Unfallsausmaß von Tschernobyl offenbar wurde, sind sowohl auf nationaler wie auch internationaler Ebene zahlreiche Aktivitäten und Bemühungen in Gang gesetzt worden mit dem Ziel, die radiologischen Unfallauswirkungen zu erfassen und, soweit notwendig und möglich, zu begrenzen. Die Aufgabe einer Bestandsaufnahme, Analyse und kritischen Bewertung der radiologischen Auswirkungen mußte demgegenüber angesichts der dramatisch erscheinenden Ereignisse und aufgrund von anfänglich bestehenden Informationsdefiziten zunächst in den Hintergrund treten. Die in diesem Zeitraum erstellten Berichte, Publikationen etc. waren daher notwendigerweise unvollständig und somit vorläufiger Natur.

Nachdem die akute Gefahrensituation am Unfallort gebannt ist und der internationale Informationsaustausch intensiviert werden konnte, bietet sich mittlerweile ein vollständigeres Bild der mit dem Reaktorunfall in Tschernobyl verbundenen radiologischen Auswirkungen und der Maßnahmen zur Begrenzung der Unfallfolgen. Der vorliegende Bericht gibt eine zusammenfassende Übersicht über diesen Themenkreis für den Bereich der Bundesrepublik Deutschland, das benachbarte Ausland und die Sowjetunion.

Die im vorliegenden Bericht verwendeten kernphysikalischen, radiologischen und strahlenbiologischen Begriffe zur Beschreibung der Eigenschaften radioaktiver Stoffe und der Wirkungen ionisierender Strahlen sind im Anhang zusammenfassend dargestellt und erläutert. Die im Strahlenschutz gebräuchlichsten und international vereinheitlichten radiologischen Größen und ihre Einheiten (SI-System) sind in Tabelle 1 angegeben.

Tab. 1:
Definitionen und Einheiten radiologisch relevanter Größen

Größe	SI-Einheit	Größendefinition	alte Einheit	Einheiten- zeichen	Umrechnung
Aktivität	Becquerel Einheiten- zeichen: Bq 1 Bq = 1 s ⁻¹	Anzahl radioaktiver Kernumwandlungen pro Zeiteinheit	Curie	Ci	1 Ci = 3,7 · 10 ¹⁰ Bq
Energie- dosis	Gray Einheiten- zeichen: Gy 1 Gy = 1 J/kg	Gesamte absorbierte Strahlungsenergie in der Masseneinheit	Rad	rd	1 rd = 10 ⁻² Gy
Äqui- valent- dosis	Sievert Einheiten- zeichen: Sv 1 Sv = 1 J/kg	Energiedosis multipli- ziert mit dem dimen- sionslosen Bewer- tungsfaktor der vor- liegenden Strahlenart	Rem	rem	1 rem = 10 ⁻² Sv
Ionen- dosis	Coulomb pro Kilogramm Einheiten- zeichen: C/kg	Elektrische Ladung eines Vorzeichens der in einer luftgefüllten Ionisationskammer erzeugten Ionen, dividiert durch die Masse der darin enthaltenen Luft	Röntgen	R	1 R = 2,58 · 10 ⁻⁴ C/kg
Energie- dosis- leistung	Gray pro Sekunde (bzw. Gray pro Stunde) Einheitenzeichen: Gy/s (bzw. Gy/h)	Energiedosis pro Zeiteinheit	Rad pro Sekunde (bzw. Rad pro Stunde)	rd/s rd/h	1 rd/s = 10 ⁻² Gy/s 1 rd/h = 10 ⁻² Gy/h
Äqui- valent- dosis- leistung	Sievert pro Sekunde (bzw. Sievert pro Stunde) Einheitenzeichen: Sv/s (bzw. Sv/h)	Äquivalentdosis pro Zeiteinheit	Rem pro Sekunde (bzw. Rem pro Stunde)	rem/s rem/h	1 rem/s = 10 ⁻² Sv/s 1 rem/h = 10 ⁻² Sv/h
Ionen- dosis- leistung	Ampere pro Kilo- gramm Einheiten- zeichen: A/kg	Ionendosis pro Zeiteinheit	Röntgen pro Sekunde (bzw. Röntgen pro Stunde)	R/s R/h	1 R/s = 2,58 · 10 ⁻⁴ A/kg 1 R/h = 7,17 · 10 ⁻⁸ A/kg

Natürliche Strahlenexposition

Seit seiner Entstehung ist der Mensch fortwährend einer natürlichen Strahlenexposition ausgesetzt. Sie trifft uns als kosmische Strahlung aus dem Weltraum, als terrestrische Strahlung durch den Gehalt an natürlichen radioaktiven Stoffen im Erdreich und in den Baumaterialien unserer Häuser und Wohnungen, sowie als innere Strahlung durch natürliche radioaktive Nuklide, vornehmlich Tritium, Radiokohlenstoff (C14), Kalium 40 und einige Aktiniden, die mit der Nahrung und durch Inhalation in den menschlichen Körper gelangen.

Tabelle 2 gibt einen Überblick über die Strahlenexposition durch natürliche Strahlenquellen.

Die jährliche Strahlenexposition durch kosmische Strahlung variiert je nach Höhenlage zwischen 0,3 mSv (30 mrem, Meeresspiegel) bis 1,3 mSv (130 mrem, Zugspitze). Die terrestrische Strahlenexposition liegt im gleichen Wertebereich und

hängt vor allem von den in der Erdkruste enthaltenen Radionukliden der Uran- und Thoriumzerfallsreihen ab. In Menzenschwand im Schwarzwald steigt die externe terrestrische Strahlung aufgrund des erhöhten Urangehaltes des Bodens bis auf Werte von 1,65 mSv (165 mrem)/a an. Auch bei der Strahlenexposition durch Radionuklide in Baustoffen treten je nach Baumaterial Werte zwischen 0,11 und 2,4 mSv (11 und 240 mrem)/a auf.

Insgesamt variiert die natürliche Strahlenexposition der Bevölkerung der Bundesrepublik Deutschland in einem Bereich von etwa 1,5–4 mSv/a (150–400 mrem/a).

Zivilisatorische Strahlenexposition

Durch die weitverbreitete Anwendung von radioaktiven Stoffen und Strahlenquellen in der Medizin, Forschung und Technik ist der Mensch einer zu-

Tab. 2:
Strahlenexposition durch natürliche Strahlenquellen (nach UNSCEAR /UN 82/)

Strahlenquelle	Effektive Jahresdosis [mSv (mrem)]		
	Externe Strahlenexposition	Interne Strahlenexposition	Gesamt
● Kosmische Strahlenquellen			0,27 (27)
Kosmische Strahlung	0,25 (25)		
Kohlenstoff 14, Tritium		0,02 (2)	
● Terrestrische Strahlenquellen			
Kalium 40	0,12 (12)	0,18 (18)	0,3 (30)
Uran/Radium-Reihe davon durch Inhalation von Radon 222 und kurzlebigen Zerfallsprodukten	0,09 (9)	1,01 (101)	1,1 (110)
Thorium-Reihe davon durch Inhalation von Radon 220 und kurzlebigen Zerfallsprodukten	0,14 (14)	0,19 (19)	0,33 (33)
		0,17 (17)	
Summe der natürlichen Strahlenexposition	0,6 (60)	1,4 (140)	2,0 (200)

sätzlichen zivilisatorischen Strahlenexposition ausgesetzt. Weitere Beiträge liefert der Fallout durch die Kernwaffenversuche der 50er und 60er Jahre sowie durch die betriebsbedingten Ableitungen von kerntechnischen Anlagen. Hierbei lassen sich nur durchschnittliche Werte angeben. Der dominierende Beitrag geht auf die medizinische Strahlenanwendung zurück und liefert etwa 0,5 – 1 mSv/a (50 – 100 mrem/a). Die Strahlenexposition durch die Anwendung radioaktiver Stoffe in Forschung und Technik wird mit etwa 0,02 mSv/a (2 mrem/a) angegeben und für alle übrigen Quellen mit Werten unterhalb von 0,01 mSv (1 mrem) pro Jahr beziffert.

Schutzvorschriften und Dosisgrenzwerte für die Bevölkerung

Das Strahlenschutzrecht der Bundesrepublik Deutschland ist im wesentlichen im Atomgesetz (AtG) und in der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) verankert.

Zweckbestimmung des Atomgesetzes ist der Schutz des Lebens, der Gesundheit und von Sachgütern vor den Gefahren der Kernenergie und der schädlichen Wirkungen ionisierender Strahlen. Schutzobjekte sind somit der Mensch, Sachgüter und die Umwelt.

Im Rahmen des Strahlenschutzrechtes hat der Gesetzgeber Schutzziele formuliert und Dosisgrenzwerte für die Bevölkerung für den bestimmungsgemäßen Betrieb von und für Störfälle in kerntechnischen Anlagen festgelegt.

Schutzziel für den **bestimmungsgemäßen Betrieb** von kerntechnischen Anlagen ist es, die Strahlenexposition für die Bevölkerung zu begrenzen und unter Beachtung des Standes von Wissenschaft und Technik auch unterhalb der festgelegten Dosisgrenzwerte so niedrig wie möglich zu halten. Die Beachtung dieses Schutzzieles und Strahlenschutzgrundsatzes ist bereits im Planungsstadium einer kerntechnischen Anlage nachzuweisen. Die dabei einzuhaltenden Dosisgrenzwerte für die Bevölkerung (§ 45 StrlSchV) sind in Tabelle 3 angegeben.

Ausgehend vom Ganzkörpergrenzwert von 0,3 mSv (30 mrem) bezeichnet man dieses Vorgehen auch als „30-mrem-Konzept“. Der Wert von 0,3 mSv (30 mrem) liegt innerhalb des Variationsbereiches der natürlichen Strahlenexposition von 1,5 – 4 mSv/a (150 – 400 mrem/a).

Tab. 3:
Dosisgrenzwerte für die Bevölkerung nach § 45 StrlSchV

Organ	Jahresdosis an der ungünstigsten Einwirkungsstelle durch radioaktive Ableitung mit	
	Abluft [mSv (mrem)]	Abwasser [mSv (mrem)]
Ganzkörper	0,3 (30)	0,3 (30)
Lunge, Leber etc.	0,9 (90)	0,9 (90)
Knochen	1,8 (180)	1,8 (180)
Schilddrüse	insgesamt 0,9 (90 mrem) über Nahrungsketten	

Tab. 4:
Störfallrichtwerte gemäß § 28 StrlSchV

Organ	Äquivalentdosis [Sv(rem)]
Ganzkörper	0,05 (5)
Knochen	0,3 (30)
Lunge, Leber, Schilddrüse	0,15 (15)
Haut, ausgenommen Hände und Füße	0,3 (30)

Die in der Bundesrepublik Deutschland geltenden Grenzwerte für die Bevölkerung liegen deutlich niedriger als die von der Internationalen Strahlenschutzkommission empfohlenen und in den EG-Grundnormen für den Gesundheitsschutz der Bevölkerung der Mitgliedsstaaten der Europäischen Gemeinschaften festgeschriebenen Grenzwerte von 5 mSv (500 mrem) pro Jahr für den Ganzkörper /ICRP 77, EG 80/.

Schutzziel bei **Störfällen** in kerntechnischen Anlagen ist es, jede Strahlenexposition im Interesse des Gesundheitsschutzes der Bevölkerung und der Umwelt auf das erforderliche und vertretbare Maß zu begrenzen. Dazu dürfen bei der Planung und Auslegung baulicher und sonstiger technischer Schutzeinrichtungen gegen Störfälle in oder an einer kerntechnischen Anlage als Körperdosen in der Umgebung der Anlage im ungünstigsten Störfall höchstens die Dosiswerte gemäß § 28(3) StrlSchV zugrunde gelegt werden. Die sogenannten Störfallrichtwerte gemäß § 28(3) StrlSchV sind in Tabelle 4 angegeben. Ein Kernkraftwerk erfüllt die gesetzlichen Anforderungen der StrlSchV, wenn Störfallanalysen zeigen, daß bei Auslegungsstörfällen die Strahlenexposition an der ungünstigsten Einwirkungsstelle in der Umgebung die Störfallrichtwerte nicht überschreitet.

Für über Auslegungsstörfälle hinausgehende **unvorhersehbare Ereignisse oder Unfälle** wird im Rahmen des allgemeinen Katastrophenschutzes Vorsorge getroffen. Unfälle sind solche potentiellen Ereignisse, deren Eintreten nach den Maßstäben rationaler Vernunft ausgeschlossen werden kann.

Die Notfallschutzmaßnahmen haben zum Ziel, die Auswirkungen von Unfällen durch aktives Eingreifen soweit wie möglich zu mildern. Der in der Rechtsetzungskompetenz der Länder liegende Katastrophenschutz umfaßt z. B. Maßnahmen wie Warnung und Unterrichtung der Bevölkerung, Ausgabe von Jodtabletten, Evakuierung u.a.

Unfallbedingte Aktivitätsfreisetzung

Die derzeit verfügbaren Angaben über die mit dem Reaktorunfall in Tschernobyl verbundenen Aktivitätsfreisetzungen beruhen in erster Linie auf sowjetischen Informationen. Danach kann davon ausgegangen werden, daß etwa $1,8 \cdot 10^{18}$ Bq (50 MCi) längerlebige, nicht edelgasförmige Radionuklide aus dem Reaktorkern freigesetzt wurden, was etwa 3 – 4 % des nichtflüchtigen Kerninventars entspricht. Die Menge der radioaktiven Edelgase, die letztlich quantitativ freigesetzt wurden, wird auf eine ähnliche Größenordnung beziffert.

Der Freisetzungsverlauf der nicht- oder schwerflüchtigen Radionuklide innerhalb der ersten beiden Wochen nach Unfallbeginn ist in Bild 1 dargestellt.

Im Freisetzungsverlauf sind vier Zeitphasen erkennbar:

Phase 1 ist gekennzeichnet durch ein kurzzeitig sehr hohes Temperaturniveau, verbunden mit einer starken Fraktionierung des Brennstoffes. Die Edelgase werden zu einem erheblichen Anteil freigesetzt sowie ca. 1 % des Kerninventars der übrigen Radionuklide durch mechanischen Auswurf aus dem Gebäude.

Phase 2 dauert vom 1. bis 5. Tag nach Unfalleintritt und ist durch sich auf niedrigerem Niveau stabilisierende Temperaturverhältnisse mit erheblich reduzierten Freisetzungen gekennzeichnet.

Phase 3 dauert etwa vom 6. bis zum 9. Tag und ist durch einen erneuten Temperaturanstieg gekennzeichnet mit einer daraus resultierenden Anreicherung der leicht flüchtigen Radionuklide im Nuklidpektrum, z. B. Jod, Cäsium und Tellur.

Phase 4 ist gekennzeichnet durch eine erhebliche Abnahme der Aktivitätsfreisetzung ab dem 11. Tag nach Unfalleintritt. Ende Mai lag die Aktivitätsfreisetzungsrates noch bei etwa $7,4 \cdot 10^{11}$ Bq (20 Ci) pro Tag.

Tab. 5:
Geschätzte Freisetzunganteile aus dem zerstörten Reaktorkern (nach /USSR 86/)

Nuklidgruppe	Freisetzunganteil (%)
Edelgase	bis zu 100
Jod	20
Cs	10 – 13
Te	15
Ru	2,9
Sr, Ba	4,0; 5,6
Mo, Zr, Ce	2,3 – 3,2
Pu, Cm, Np	3,0 – 3,2

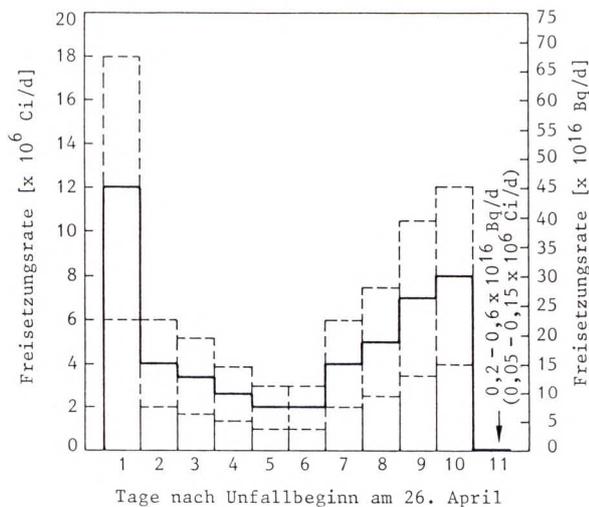


Bild 1:
Geschätzte tägliche Aktivitätsfreisetzung aus dem zerstörten Reaktorkern (ohne Edelgase, Bandbreite 50%)

Die auf sowjetischen Angaben beruhenden Freisetzungsraten aus dem zerstörten Reaktorkern – bezogen auf das Kerninventar – sind für verschiedene Elementgruppen in Tabelle 5 zusammengestellt.

Detaillierte Angaben über die physikochemische Form der freigesetzten Radionuklide, insbesondere Cäsium und Jod betreffend, liegen zur Zeit noch nicht vor. Die Partikelgrößenverteilung der aerosolförmigen Freisetzungen erstreckte sich über einen weiten Bereich.

Infolge des im Reaktor herrschenden Graphitbrandes und der anfallenden Zerfallswärme (thermischer Auftrieb) erfolgte die radioaktive Freisetzung bis zum 27. April 1986 überwiegend in größere Höhen (ca. 1,7 km) der Atmosphäre. In den darauf folgenden Tagen wurde die Freisetzungshöhe jedoch durch den Abwurf von Abdeckmaterial auf den zerstörten Reaktor auf ca. 200 – 400 m reduziert.

Aktivitätstransport in der Atmosphäre und Umweltkontamination

Ausbreitungsmeteorologische Bedingungen

Aufgrund der Zerstörung des Reaktorkerns wurde ein erheblicher Teil des Aktivitätsinventars in die bodennahe Atmosphäre freigesetzt, durch thermischen Auftrieb in größere Höhen transportiert, dort von der Höhenströmung erfaßt und über weite Teile Europas ausgebreitet. Messungen von Vertikalprofilen der Aktivitätskonzentration weisen ein Maximum bei etwa 1700 m Höhe auf; infolgedessen werden die Windfeldverhältnisse in etwa 1500 m Höhe, die aus Routinebeobachtungen der Wetterdienste in 12stündigem Abstand bestimmt werden können, als maßgeblich für den atmosphärischen Transport angesehen.

Am 26.4.1986 gelangten die radioaktiven Freisetzungen aufgrund der Großwetterlage vorwiegend in den skandinavischen Raum, da zu diesem Zeitpunkt der Wind in Richtung Nordwesten vorherrschte. Die Emissionen der ersten Tageshälfte des 27.4. zogen zunächst über Polen in Richtung Ostsee, wo sie, bedingt durch ein Zwischenhoch, in südwestliche Richtung umgelenkt wurden. Ab Anfang Mai wurden diese Emissionen etwa auf dem gleichen Weg – jedoch mit 24 Stunden Verzögerung – über Süd- und Westdeutschland geführt, ebenso wie die Emissionen, die in der zweiten Tageshälfte des 27.4. abgegeben wurden (Bild 2).

Vom 28.4., 0.00 UTC (Universal Time Coordinated) bis zum Mittag des 29.4. erfolgte von Tschernobyl aus der atmosphärische Transport nach Osten. Ab 29.4., 12.00 UTC konnten für ca. 1,5 Tage erneut radioaktive Stoffe in Richtung Westeuropa transportiert werden, und zwar über den Balkan und Norditalien hinweg. Dort teilte sich möglicherweise die Aktivitätsfahne und zog teils in Richtung Mittel- und Süditalien, teils in den südöstlichen Teil der Bundesrepublik Deutschland und weiter nach Norden. Ab dem 1.5. erfolgte die Ausbreitung zunehmend in südlichere Richtungen (Balkan, Vorderasien; Bild 3).

Die Trajektorienverläufe, die eine räumliche Ungenauigkeit von ca. 150 km und eine zeitliche Verschiebung im Bereich von sechs bis zwölf Stunden aufweisen können, stimmen recht gut mit den Verläufen von Meßwerten an verschiedenen nationalen und internationalen Meßorten überein und sind in ihren Grundzügen auch durch vergleichbare Untersuchungen anderer Institutionen bestätigt worden, vgl. z.B. /Di86, Le86, Si 86, WHO 86/.

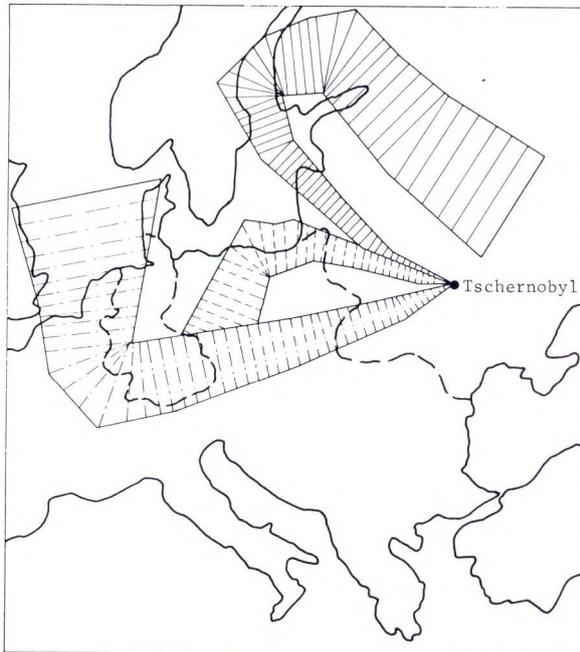


Bild 2:
 Angenäherter Trajektorienverlauf in 1500 m Höhe
 für die Starttermine
 26.4. (—)
 27.4., erste Tageshälfte (---); diese Trajektorie
 verläuft etwa ab 1.5. weiter auf dem Weg (-·-)
 27.4., zweite Tageshälfte (-·-)

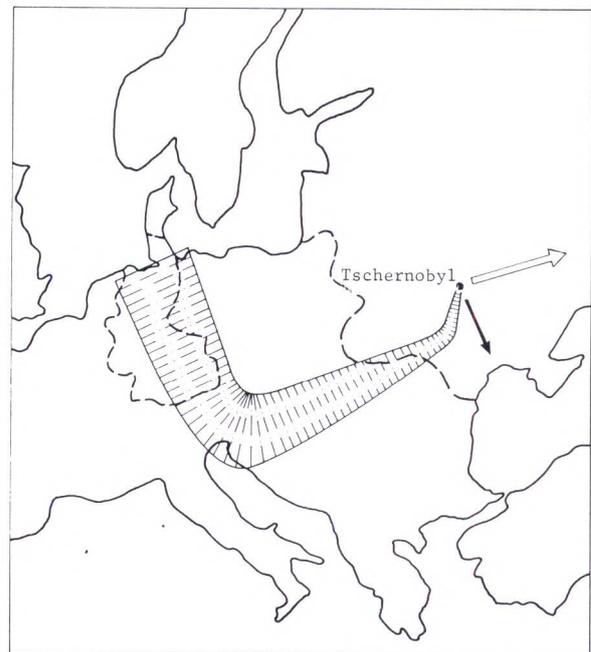


Bild 3:
 Angenäherter Trajektorienverlauf
 für die Starttermine
 28.4. bis 29.4. mittags (—→)
 29.4. mittags bis einschließlich 30.4. (-·-)
 ab 1.5. (—→)

Die Ausarbeitung der in den Bildern 2 und 3 gezeigten Trajektorien wurde in Zusammenarbeit mit dem Deutschen Wetterdienst, der Kernforschungsanlage Jülich und dem Kernforschungszentrum Karlsruhe durchgeführt /Pa 86a/.

Umweltradioaktivität in der Bundesrepublik Deutschland

Nach den ersten Hinweisen auf eine erhöhte Umweltkontamination in Skandinavien am 28.4.1986 wurde auch in der Bundesrepublik Deutschland ein umfassendes Umgebungsüberwachungsprogramm zur Messung der Umweltradioaktivität initiiert bzw. bestehende intensiviert. Die routinemäßige Überwachung der Umweltradioaktivität wird durch entsprechende Bundes- (Leitstellen) und Landesdienststellen (Meßstellen) wahrgenommen. Dieses Meßprogramm wurde im Falle Tschernobyl ergänzt durch Messungen der Kernforschungszentren in Jülich, Karlsruhe und Geesthacht, der Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung, Neuherberg, des Bundesgesundheitsamtes, der Betreiber von Kernkraftwerken und anderer Institutionen, z.B. Universitäten. Das Meß-

programm umfaßte nahezu alle relevanten Umweltmedien, insbesondere jedoch die Bereiche Luft, Niederschläge, Boden, Bewuchs, Nahrungsmittel, Trinkwasser, Gewässer, Abwässer u.a.

Die radiologisch relevanten Ergebnisse des Meßprogrammes werden nachfolgend auszugsweise dargestellt und diskutiert.

● Spaltproduktaktivität der Luft

Die vom Deutschen Wetterdienst kontinuierlich durchgeführten Messungen der Gesamt-Beta-Aktivität sowie die Messungen der I131- und Cs137-Konzentration in der bodennahen Luft zeigen übereinstimmend, daß die mit einer kräftigen Luftströmung aus Ost – Nordost herangeführten kontaminierten Luftmassen im Verlaufe des 30.4.1986 den bayerischen Raum erreichten und dann über Südwest- und Westdeutschland geführt wurden. Am 30.4.1986 (nachmittags) erreichte die Spaltproduktkonzentration im bayerischen Raum ein erstes ausgeprägtes Maximum, dem im Abstand von etwa 24 Stunden ein zweites folgte (Bild 4). Im westdeutschen Raum läßt sich eine ähnliche – wengleich zeitverschobene – Zeitfolge der Aktivitätskonzentration beobachten.

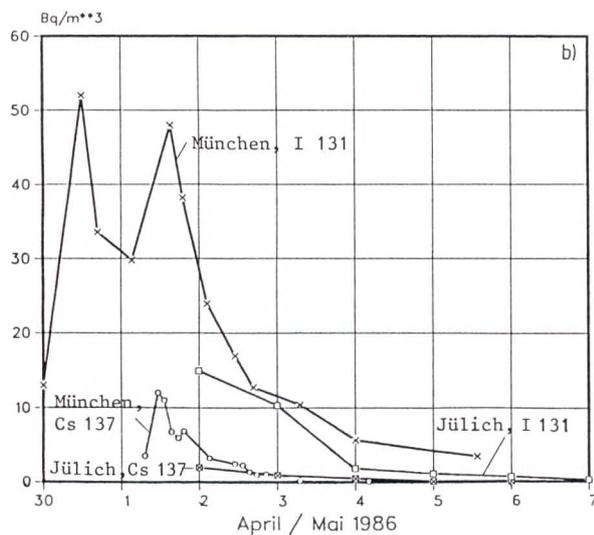
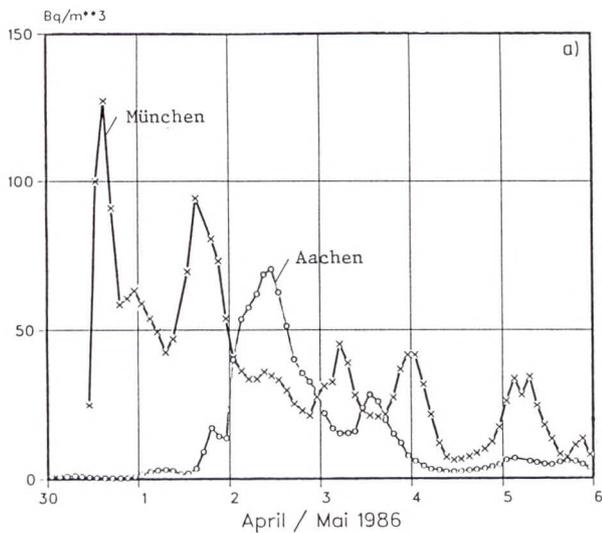


Bild 4:
Zeitlicher Verlauf der Gesamt-Beta-Aktivität (a)
und I131- und Cs137-Konzentration (b)
der bodennahen Luft
in den Gebieten München und Aachen/Jülich

Die Messungen der einzelnen Stationen weisen in Übereinstimmung mit anderen ein deutliches Konzentrationsgefälle von Süden nach Norden aus. Dies wird auch durch die Messungen der Boden- und Nahrungsmittelkontamination bestätigt. Von entscheidender Bedeutung für diese Feststellung ist die Tatsache, daß während der Hauptdurchzugszeit der kontaminierten Luftmassen im bayerischen Raum mit Gewittern verbundene teilweise heftige Niederschläge einsetzten. Diese Regenfälle führten zu einer deutlichen Verringerung (Auswaschen) der Aktivitätskonzentration der Luft und zu einer entsprechenden Aktivitätserhöhung des Bodens und Bewuchses. Da die Ergiebigkeit der

Niederschläge lokal und regional sehr unterschiedlich war, lassen sich auch die sehr großen Unterschiede der Boden- und Nahrungsmittelkontamination erklären.

In den Umweltproben wurden Isotope des Jods (I131, I132, I133), des Cäsiums (Cs134, Cs136, Cs137) sowie von Strontium, Zirkonium, Niob, Molybdän, Technetium, Ruthenium, Tellur, Barium, Lanthan und Cer nachgewiesen. Aktinide, wie z.B. Plutonium, wurden generell nur in Spuren angetroffen. Bezüglich der relativen Aktivitätsanteile dieser Isotope in Umweltproben liegt ein umfangreiches Datenmaterial vor, vgl. z. B. /GSF 86, Kö 86, Dr 86, Ad 86, FHH 86/.

In den ersten Tagen dominierten in den Umweltproben die Isotope des Jods, insbesondere I131 und Te132-I132, sowie in geringerem Umfange die Radionuklide Cs 134/137, Lanthan und Ruthen. Die übrigen Spaltprodukte waren im allgemeinen nur in geringeren Mengen vorhanden. Zum Zeitpunkt der Konzentrationsmaxima im bayerischen Raum betrug der Anteil des aerosolgebundenen Jod 131 etwa 40 %, während der Rest in elementarer gasförmiger Form (ca. 25 %) und organisch gebunden vorlag /Wi 86/.

● Kontamination des Bodens

Aufgrund der unterschiedlichen Kontamination der bodennahen Luftmassen und der meteorologischen Gegebenheiten während des Durchzuges der Aktivitätswolke, insbesondere bezüglich des Auftretens und Stärke von Niederschlägen, wurden dem Boden zeitlich und räumlich unterschiedliche Aktivitätsmengen zugeführt.

Zur Veranschaulichung werden in Tabelle 6 einige typische, Anfang Mai ermittelte Meßwerte für die maximale Bodenkontamination durch die Radionuklide I131 und Cs137 angegeben (nach /BMU 86, GSF 86, Kö 86, GRS 86/).

Die Ablagerung der radioaktiven Stoffe auf der Bodenoberfläche führte zu einer Kontamination des Bewuchses und zu einem Anstieg der Ortsdosisleistung in Bodennähe.

Tab. 6:
Maximale Bodenkontamination in der ersten Maiwoche an ausgewählten Standorten

Standort	I131	Cs137
	[kBq/m ²]	
Südostbayern	32	20
München/Neuherberg	90	20
Offenbach	5	1,3
Berlin	5	1,3
Karlsruhe	10	1,5
Aachen/Jülich	2,6	1,0
Zum Vergleich:		
Kumulierter Kernwaffenfallout von 1954-1966	—	ca. 4

● Kontamination von Oberflächengewässern

Mit dem Abfluß der anfallenden Niederschläge erhöhte sich im allgemeinen auch die Aktivitätskonzentration in den Oberflächengewässern. Die Aktivitätskonzentrationen lagen jedoch in den meisten Flußläufen unterhalb von 10 Bq/l für I131 bzw. 3 Bq/l für Cs137. Die höchsten Kontaminationswerte wurden Anfang Mai in der Donau mit etwa 190 Bq/l I131 und 60 Bq/l Cs137 gefunden.

Die Cäsium 134- und Cäsium 137-Aktivität im Oberflächenwasser von Nord- und Ostsee erhöhte sich von einem Grundpegel von ca. 0,03 Bq/l kurzzeitig auf ca. 2 Bq/l und ging bis Ende Mai auf unter 0,5 Bq/l zurück. Anfängliche Jod 131-Meßwerte von bis zu 8 Bq/l gingen im gleichen Zeitraum auf weniger als 0,5 Bq/l zurück /BMU 86/.

● Gamma-Dosisleistungsmessungen

Die Zunahme der bodennahen Ortsdosisleistung über das natürliche Niveau von etwa 0,1 $\mu\text{Sv/h}$ (0,01 mrem/h) ist ein direktes Maß für die externe Strahlenexposition und die in der Luft und auf der Bodenoberfläche befindliche Aktivitätsmenge.

Im norddeutschen Raum erhöhte sich die Gamma-Dosisleistung Anfang Mai nach Niederschlägen kurzzeitig um etwa 0,1 $\mu\text{Sv/h}$ (0,01 mrem/h), d. h. auf das Doppelte des natürlichen Pegels.

In Karlsruhe wurde im Zeitraum bis 7. Mai 1986 eine mittlere Zunahme der Beta-Gamma-Dosisleistung um das 3-6fache des natürlichen Niveaus beobachtet.

In Südbayern stieg die Gamma-Dosisleistung nach den heftigen Gewitterregen Anfang Mai kurzfristig maximal bis auf 1,1 $\mu\text{Sv/h}$ (0,1 mrem/h), das 10fache des normalen Untergrundes, an. In Nordbayern wurden dagegen nur Gamma-Dosisleistungen bis maximal zum 2fachen des normalen Untergrundes gemessen.

Die Bilder 5a und 5b geben einen zusammenfassenden Überblick über die länderspezifischen Gamma-Dosisleistungen für den Zeitraum Anfang Mai 1986 und ihren zeitlichen Verlauf bis zum 21./22. Mai 1986. Die angegebenen Werte repräsentieren Mittelwerte der Gamma-Dosisleistung für das jeweilige Land. Zeitlich begrenzte und räumliche Abweichungen der lokalen Gamma-Dosisleistung vom Mittelwert sind möglich.

Der zeitliche Abfall der Ortsdosisleistung wird im wesentlichen durch den Zerfall der Radionuklide I131 und Te132-I132 bestimmt.

Kontamination von Nahrungs- und Futtermitteln

Aufgrund der Bedeutung des Radionuklidtransportes über Nahrungsketten bis zum Menschen wurde der Aktivitätsüberwachung von Nahrungs- und Futtermitteln im Rahmen des Überwachungsprogramms der Bundesrepublik Deutschland eine besondere Priorität eingeräumt. Dabei stand – entsprechend dem Entwicklungsstand der Vege-

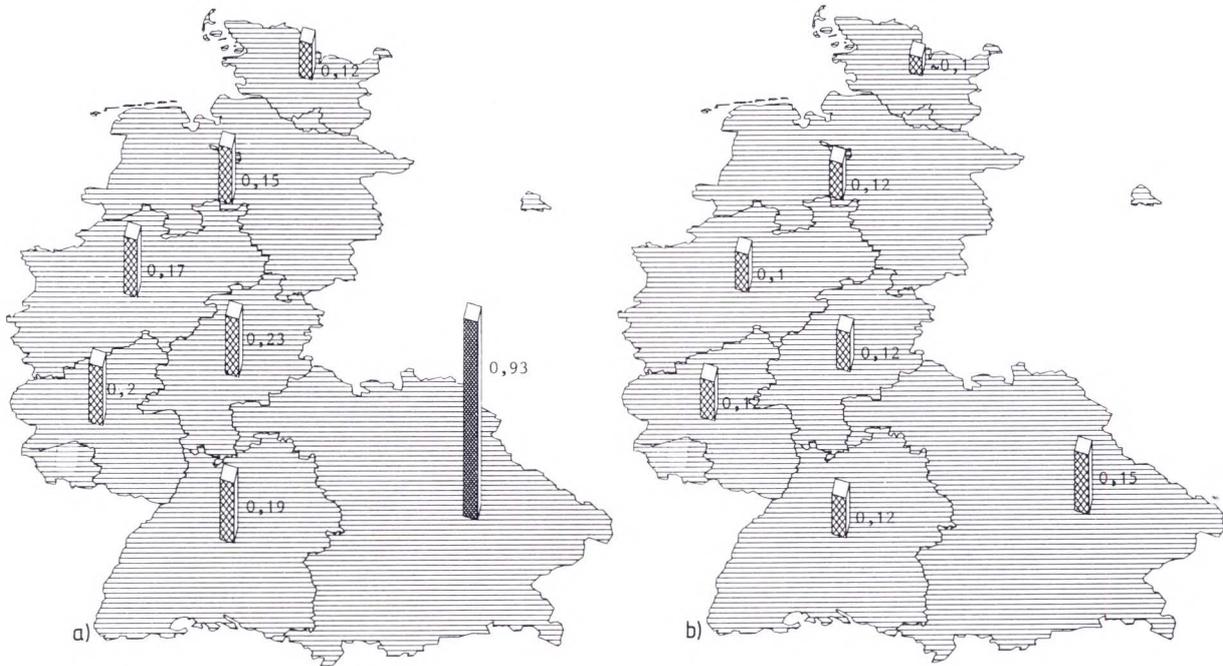


Bild 5:
Mittlere Gamma-Dosisleistung ($\mu\text{Sv/h}$) in der Bundesrepublik Deutschland a) Zeitraum 2. – 4. Mai 1986
b) Zeitraum 21. – 22. Mai 1986

tation Anfang Mai – zunächst neben der Messung von Milch- und Milchprodukten die Überwachung aller Blattgemüsesorten, wie Salat, Spinat etc., im Vordergrund des Interesses. Ab Mitte Mai wurde das Überwachungsprogramm intensiviert und auch auf andere Nahrungsmittel ausgedehnt.

In den Nahrungsmitteln wurde im allgemeinen eine Vielzahl von Radionukliden nachgewiesen. Von diesen Radionukliden sind jedoch aufgrund ihres Anteils im Spaltproduktspektrum und bestimmter radioökologischer Eigenschaften, z. B. sich in bestimmten Nahrungsketten anzureichern, sowie strahlenbiologischer Faktoren nur einige Isotope des Jods (I131, I133) und des Cäsiums (Cs134, Cs137) von radiologischer Bedeutung. Die anderen auf dem Boden und Bewuchs befindlichen Radionuklide sind demgegenüber von wesentlich geringerer Bedeutung. Dies gilt z.B. für Strontium und in noch höherem Maße für Radionuklide, die nur in Spuren anzutreffen sind.

Die Bilder 6, 7 und 8 geben einen allgemeinen Überblick über den zeitlichen und räumlichen Verlauf der Aktivitätskonzentration ausgewählter Nahrungs- und Futtermittel in der Bundesrepublik Deutschland, nämlich für Milch, Blattgemüse und Grünfutter.

Bei den Werten handelt es sich um **Landesmittelwerte** der Nahrungs- und Futtermittelkontamination in den Ländern Nordrhein-Westfalen und Bayern. Die Angaben basieren auf Erhebungen unterschiedlicher Institutionen und Probenahmen an räumlich gestreuten Stellen. Die einzelnen Aktivitätsmeßwerte zeigen erfahrungsgemäß selbst bei einer lokal begrenzten Probenahme eine erhebliche Schwankungsbreite.

Bild 6 zeigt als vergleichende Darstellung den mittleren Kontaminationsverlauf von I131 und Cs137 auf Blattgemüse, insbesondere Salat und Spinat, in den Ländern Nordrhein-Westfalen und Bayern. In Übereinstimmung mit anderen Messungen ist ein deutliches Kontaminationsgefälle von etwa einer Größenordnung von Süden nach Norden feststellbar. In Einzelfällen wurden in Bayern Maximalwerte für Blattgemüse von bis zu 20 000 Bq I131 und 3000 Bq Cs137 pro Kilogramm Frischgewicht gemessen.

Im Laufe des Sommers ging die Aktivitätskonzentration von Blattgemüse – wie auch der meisten anderen Lebensmittel – aufgrund der physikalischen Halbwertszeit, insbesondere bzgl. I131, sowie biologischer Faktoren auf ein praktisch bedeutungsloses Niveau zurück.

Der Kontaminationsverlauf für Blattgemüse, der durch einen raschen Abfall der Aktivitätskonzentration nach Überschreiten des Kontaminationsmaximums gekennzeichnet ist, ist typisch für oberflächenkontaminierte Vegetation unter Freilandbedingungen. Dominierender Kontaminationsmechanismus war in beiden Ländern die nieder-

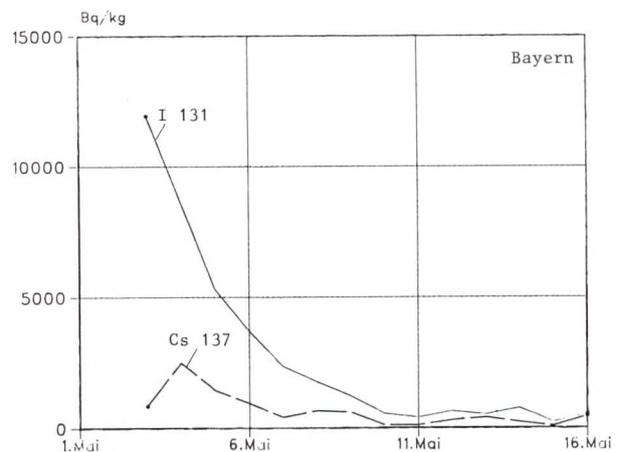
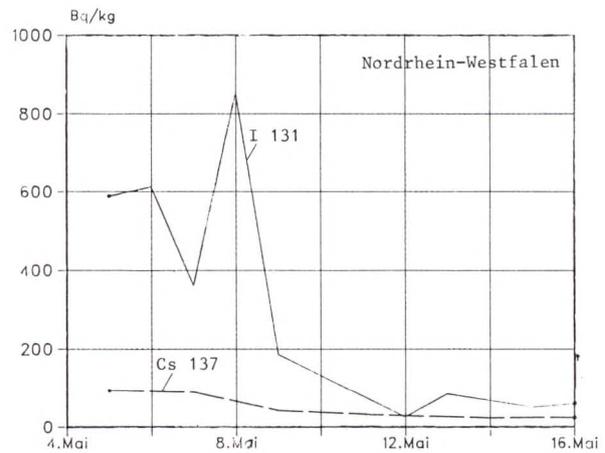


Bild 6:
Mittlere I131- und Cs137-Aktivitätskonzentration von Blattgemüse in Nordrhein-Westfalen und Bayern

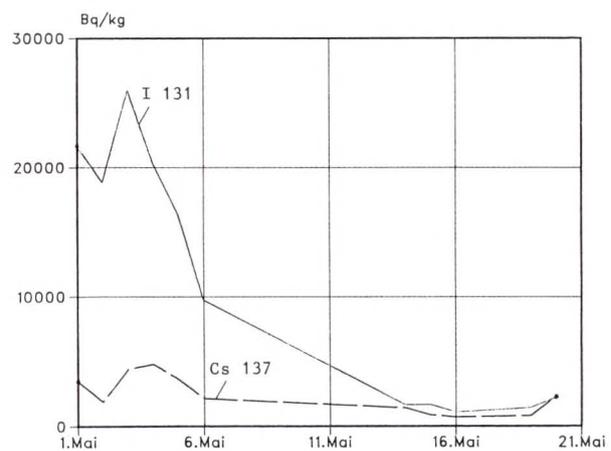


Bild 7:
Mittlere I131- und Cs137-Aktivitätskonzentration von Gras und Futtermitteln in Bayern

schlagsbedingte Ablagerung von Radionukliden aus der Atmosphäre. Der Aktivitätsrückgang beruht neben dem radioaktiven Zerfall vor allem auf dem witterungsbedingten Abtrag von Ablagerungen auf der Vegetationsoberfläche, z.B. durch Abwaschen, und der wachstumsbedingten Zunahme an Biomasse.

Bei Wurzelgemüse wie Radieschen, Kohlrabi etc. wurden insgesamt geringere Aktivitätskonzentrationen gefunden.

Bild 7 zeigt den Kontaminationsverlauf von I131 und Cs137 in Gras und Futtermitteln in Bayern, wo im allgemeinen die höchsten Kontaminationswerte in der Bundesrepublik Deutschland beobachtet wurden.

Bild 8 zeigt den mittleren Kontaminationsverlauf von I131 und Cs137 der Milch, vorwiegend Molke- und Reife- oder Vollmilch, in den Ländern Nordrhein-Westfalen und Bayern. Demnach wurde die höchste Milchkontamination in Bayern beobachtet, wobei vereinzelt Werte bis zu 1000 Bq/l gemessen wurden. Demgegenüber lag die Aktivitätskonzentration der Milch in Nordrhein-Westfalen um eine Größenordnung darunter (Süd-Nord-Gefälle).

Es ist bemerkenswert, daß die I131-Konzentration der Milch bereits wenige Tage nach dem Aktivitätseintrag auf dem Boden (Anfang Mai) ihr Maximum erreichte und dann, der Abnahme der Futtermittelkontamination folgend, relativ rasch zurückging.

Im Fleisch von Rindern, Schweinen und Wild wurden erst ab dem zweiten Drittel des Monats Mai deutlich erhöhte I131- und Cs137-Konzentrationswerte festgestellt. Dabei wurden je nach Viehhaltungs- und Fütterungsart signifikante Unterschiede im Kontaminationsniveau festgestellt. So war die Kontamination von Tieren mit überwiegender Stallhaltung generell umso niedriger, je weniger Grünfütterung zugefüttert wurde. Im Landesmittel lag die I131- und Cs137-Aktivitätskonzentration von Fleischwaren aus den Bundesländern Nordrhein-Westfalen und Bayern Mitte bis Ende Mai in einem Wertebereich gemäß Tabelle 7. In den Innereien von Schlachttieren, z.B. der Schilddrüse, und in Wild wurden jedoch zum Teil deutlich höhere Aktivitätskonzentrationen gemessen.

Inzwischen, d. h. bis Ende September 1986, ist die Kontamination von Lebensmitteln mit wenigen Ausnahmen, z. B. einige Waldpilzarten, insgesamt selbst für längerlebige Radionuklide so weit zurückgegangen, daß Empfehlungen im Hinblick auf Verzehr- oder Verbrauchsbeschränkungen auch in anfänglich höher kontaminierten Gebieten der Bundesrepublik Deutschland nicht mehr erforderlich sind, vgl. Empfehlung der Strahlenschutzkommission vom 25.9.1986.

Zum Vergleich sind nachfolgend einige typische Cs137-Kontaminationsmeßwerte von Nahrungs-

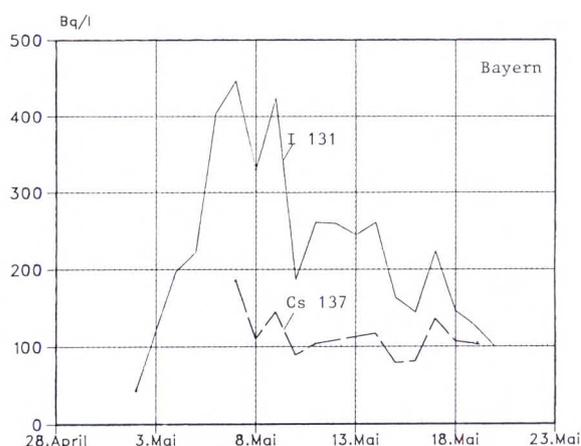
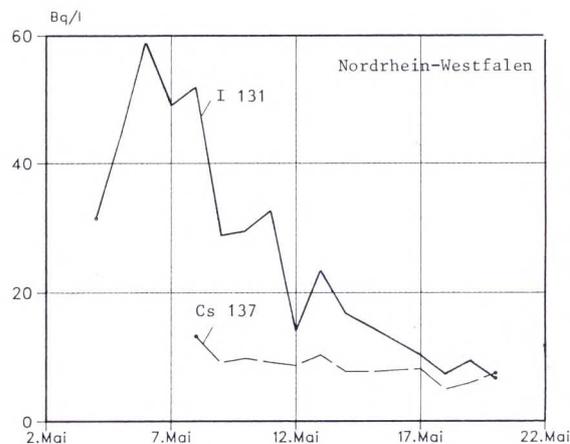


Bild 8:
Mittlere I131- und Cs137-Aktivitätskonzentration der Milch in Nordrhein-Westfalen und Bayern

Tab. 7:
Mittlere I131- und Cs137-Aktivitätskonzentration von Fleisch im Zeitraum von Mitte bis Ende Mai 1986

Fleischart	Mittlere Aktivitätskonzentration von Fleischwaren (Bq/kg)	
	Nordrhein-Westfalen*)	Bayern
	I131	
Rind (Muskulatur)	3 – 15	200-300
Schwein	< 5	
	Cs137	
Rind (Muskulatur)	10 – 30	ca. 300
Schwein	< 5	

*) Werte nach /MWMT 86/

mitteln aus dem Zeitraum vor dem Reaktorunfall aufgrund des Kernwaffenfallouts angegeben (nach /BMI 82):

Milch und Milchprodukte:	0,1 – 1 Bq/l
Blatt- und Wurzelgemüse:	0,1 – 1 Bq/kg Frischgewicht
Getreide:	0,1 – 1 Bq/kg Frischgewicht
Honig:	1,8 Bq/kg
Rind- und Schweinefleisch:	0,2 – 2 Bq/kg
Wild:	0,2 – 17 Bq/kg
Maronen:	75 Bq/kg Frischgewicht

Umweltkontamination im europäischen Ausland

● Nichtsowjetisches Ausland

Aufgrund der ausbreitungsmeteorologischen Verhältnisse während und unmittelbar nach dem Reaktorunfall in Tschernobyl wurden z.T. beträchtliche Aktivitätsmengen in Richtung der süd-, mittel- und nordeuropäischen Staaten transportiert. In Übereinstimmung mit der Großwetterlage am 26.4.1986, die zu einer anfänglichen Ausbreitung der radioaktiven Freisetzungen in nordwestlicher Richtung führte, wurden die ersten Anzeichen eines Anstieges der Umgebungskontamination (außerhalb der UdSSR) in Finnland und Schweden aufgezeichnet (vgl. Bild 2). Das volle Ausmaß der Umgebungskontamination in Skandinavien wurde jedoch erst am 28./29.4. offensichtlich. So wurde in Süd-Finnland am 29.4. eine Zunahme der Gamma-Ortsdosisleistung bis auf Werte von 300 – 350 μ R/h

registriert (Normalpegel ca. 10 μ R/h). Abschätzungen deuten darauf hin, daß ca. 4/5 der über dem nichtsowjetischen Teil Europas deponierten Menge I131 und ca. 2/3 des Cäsiums in Skandinavien abgelagert worden sind. Daraus resultierende Kontaminationswerte des Bodens und von Nahrungsmitteln sind in Tabelle 8 zusammengestellt.

Am 27./28.4.1986 erfolgte der Transport der radioaktiven Freisetzungen zunächst in westliche, dann in südwestliche Richtung mit der Folge einer Kontamination der ost-, süd- und mitteleuropäischen Staaten, darunter die Bundesrepublik Deutschland. Diese Situation führte im allgemeinen zu einem raschen Anstieg (innerhalb von einigen Stunden) der Ortsdosisleistung und der Bodenkontamination in diesen Ländern. Die rasche Zunahme war besonders ausgeprägt in Gegenden, in denen intensive Niederschläge die Deposition der luftgetragenen Radionuklide begünstigten. Die in diesem Zusammenhang beobachtete sehr heterogene räumliche Kontaminationsverteilung ist ebenfalls auf den Einfluß des Niederschlags als dominierender Ablagerungsmechanismus zurückzuführen. Das Nuklidspektrum der radioaktiven Ablagerungen war im allgemeinen ausgezeichnet durch die Präsenz der Radionuklide Tellur 132 und Jod 131 sowie Ruthen 103 und Cäsium 134/137.

Eine vergleichende Übersicht der im nichtsowjetischen Teil Europas gemessenen Gamma-Dosisleistungen, der Bodenkontamination und der Aktivität von Nahrungsmitteln gibt Tabelle 8.

Die Angaben beruhen im wesentlichen auf Erhebungen der Weltgesundheitsorganisation /WHO 86/ und beziehen sich auf den Zeitraum der höchsten Umgebungskontamination Anfang Mai 1986.

Tab. 8:
Umweltkontamination und Gamma-Dosisleistung im europäischen Ausland

Land	Gamma-Dosisleistung**) [μ R/h]	Bodenkontamination [kBq/m ²]		Aktivitätskonzentration			
		I131	Cs137	Gemüse [Bq/kg]		Milch [Bq/l]	
				I131	Cs137	I131	Cs137
Belgien	≤ 150			≤ 1100		≤ 280	
CSSR	≤ 70					1500	
Dänemark	≤ 12	≤ 3					
Finnland	0 – 370	10 – 130	1 – 17		0 – 30	≤ 30*)	≤ 100
Frankreich		0,7 – 6	0,5 – 2			75 – 480	
Großbritannien	1 – 50	0,7 – 3				2 – 15*)	
Italien				≤ 4000	100 – 1000	< 500*)	≤ 100
Niederlande	1 – 12	0,5 – 3					
Österreich	2 – 230						
Polen	10 – 440	0,1 – 200					
Rumänien						< 7000	
Schweden	2 – 500	0,1 – 170					
Schweiz	20 – 150			0 – 3700		< 1100	185
Ungarn	24 – 43	80 – 150				50 – 120*)	
Jugoslawien	< 150					50 – 150*)	

*) Molkeemilch

**) Werte für Ende April/Anfang Mai 1986

● Sowjetunion (UdSSR)

Hinsichtlich der Umweltkontamination innerhalb der UdSSR liegen derzeit nur beschränkte quantitative Angaben vor. Nach dem vom „Staatskomitee für die Nutzung der Kernenergie in der UdSSR“ kürzlich herausgegebenen Situationsbericht /USSR 86/ läßt sich jedoch schlußfolgern, daß die

Kontamination von Nahrungs- und Futtermitteln im Unfallgebiet ein so hohes Niveau erreichte, daß sie für den sofortigen Verbrauch ungeeignet waren.

Als Richtwert für ein Verbrauchsverbot von Milch wird eine I131-Konzentration von 3700 Bq/l (0,1 µCi/l) angegeben. Dieser Wert scheint sowohl im

Tab. 9:
Aktivitätskonzentrationen in Nahrungsmitteln

	Region	Nuklid	Aktivitätskonzentration
Gemüse	Byelorussland	I131	$\leq 3,7 \cdot 10^5$ Bq/kg ($\leq 10^{-5}$ Ci/kg)
Fleisch	–	Cs137	$3,7 \cdot 10^2 - 3,7 \cdot 10^3$ Bq/kg ($10^{-8} - 10^{-7}$ Ci/kg)
Wasser	Kiew Reservoir (3. 5. 1986)	I131	$1,11 \cdot 10^3$ Bq/l ($3 \cdot 10^{-8}$ Ci/l)
Wasser	Kiew Reservoir	Gesamtaktivität	$3,7$ Bq/l (10^{-10} Ci/l)
Sediment	Kiew Reservoir	Gesamtaktivität	$3,7 \cdot 10^2 - 3,7 \cdot 10^3$ Bq/kg ($10^{-8} - 10^{-7}$ Ci/kg)

Tab. 10:
Dosisleistung im Unfallgebiet

Ort	Zeitpunkt der Messung	Ortsdosisleistung
Pripyat*)	26. 4. 86, 21.00 Uhr	14 – 140 mR/h**) (1 m über Grund)
Pripyat	27. 4. 86	180 – 600 mR/h
Pripyat	27. 4. 86, 17.00 Uhr (nach Evakuierung)	360 – 1000 mR/h
Pripyat	6. 5. 86	100 – 300 mR/h
Innerhalb der Abluftfahne (1,2 km Höhe) in 5 – 10 km Entfernung	27. 4. 86	1000 mR/h
In Anlagennähe	27. 4. 86	> 100 mR/h
In Anlagennähe nach Dekontamination der Umgebung (Gamma-Dosis)	–	20 – 30 mR/h
50 – 60 km westlich und nördlich der Anlage	11. 5. 86	≤ 5 mR/h
Kiew	1. 5. 86	0,5 – 0,8 mR/h
Kiew	31. 5. 86	$\cong 0,1$ mR/h
Zum Vergleich: Natürliche Untergrundstrahlung		0,01 mR/h

*) Pripyat ist eine Kleinstadt (49 000 Einwohner) nordwestlich des Reaktorstandortes, die bereits am 27. 4. 1986 aufgrund der radiologischen Gegebenheiten evakuiert wurde.

**) 1mR/h ~ 10^{-2} mSv/h (1 mrem/h)

engeren Unfallgebiet als auch darüber hinaus zum Teil erheblich überschritten worden zu sein. Im einzelnen werden folgende I131-Konzentrationen der Milch im Mai 1986 für die höchstkontaminierten Regionen des Unfallgebietes angegeben:

Gomel'skaya:
 $0,74 \cdot 10^3 - 3,7 \cdot 10^5$ Bq/l ($0,02 - 10 \mu\text{Ci/l}$)

Bryanskaya:
 $0,74 \cdot 10^3 - 4,81 \cdot 10^4$ Bq/l ($0,02 - 1,3 \mu\text{Ci/l}$)

Mogilevskaya:
 $0,74 \cdot 10^3 - 7,4 \cdot 10^4$ Bq/l ($0,02 - 2,0 \mu\text{Ci/l}$)

Orlovskaya:
 $3,7 \cdot 10^2 - 2,96 \cdot 10^4$ Bq/l ($0,01 - 0,8 \mu\text{Ci/l}$)

Tul'skaya:
 $0,22 \cdot 10^4 - 2,41 \cdot 10^5$ Bq/l ($0,06 - 6,5 \mu\text{Ci/l}$)

Biestovskaya:
 $7,4 \cdot 10^3 - 3,33 \cdot 10^5$ Bq/l ($0,2 - 9,0 \mu\text{Ci/l}$)

Süd Byelorussland:
 $3,7 \cdot 10^5$ Bq/l (ca. $1 \mu\text{Ci/l}$)

Für andere Nahrungsmittel ergaben sich im Mai 1986 die in Tabelle 9 angegebenen Aktivitätskonzentrationen.

Bei oberflächenkontaminierten Futtermitteln (Klee) wurden für die verschiedenen Radionuklide in Standortnähe folgende Aktivitätskonzentrationen gemessen:

Cer 144:	$7,4 \cdot 10^4$ Bq/kg ($2 \cdot 10^{-6}$ Ci/kg)
Cer 141:	$5,18 \cdot 10^4$ Bq/kg ($1,4 \cdot 10^{-6}$ Ci/kg)
Jod 131:	$4,81 \cdot 10^4$ Bq/kg ($1,3 \cdot 10^{-6}$ Ci/kg)
Ruthen 103:	$4,44 \cdot 10^4$ Bq/kg ($1,2 \cdot 10^{-6}$ Ci/kg)
Ruthen 106:	$2,92 \cdot 10^4$ Bq/kg ($7,9 \cdot 10^{-7}$ Ci/kg)
Barium 140:	$2,48 \cdot 10^4$ Bq/kg ($6,7 \cdot 10^{-7}$ Ci/kg)
Cäsium 134:	$1,18 \cdot 10^4$ Bq/kg ($3,2 \cdot 10^{-7}$ Ci/kg)
Cäsium 137:	$9,25 \cdot 10^3$ Bq/kg ($2,5 \cdot 10^{-7}$ Ci/kg)
Zirkonium 95:	$5,55 \cdot 10^4$ Bq/kg ($1,5 \cdot 10^{-6}$ Ci/kg)
Molybdän 95:	$7,4 \cdot 10^4$ Bq/kg ($2,0 \cdot 10^{-6}$ Ci/kg)
Lanthan 140:	$1,96 \cdot 10^4$ Bq/kg ($5,3 \cdot 10^{-7}$ Ci/kg)

Bezüglich der im engeren und weiteren Unfallgebiet aufgetretenen Dosisleistungen liegen ebenfalls einige Angaben vor. Sie sind in Tabelle 10 zusammengestellt.

Vorsorgemaßnahmen zur Minderung der Strahlenexposition der Bevölkerung

Maßnahmenkatalog der Bundesrepublik Deutschland und seine Grundlagen

Aufgrund der erheblichen Entfernung zum Unfallort und gestützt auf die Ergebnisse des umfangreichen Umgebungsüberwachungsprogramms wurde bereits frühzeitig deutlich, daß die Situation einer akuten Strahlengefährdung der Bevölkerung in der Bundesrepublik Deutschland nicht gegeben war. Dem Strahlenschutzgrundsatz folgend, jede Strahlenexposition so niedrig zu halten, wie dies unter Berücksichtigung der Umstände des Einzelfalles vernünftigerweise erreichbar ist, wurden von der Bundesregierung Anfang Mai verschiedene Vorsorgemaßnahmen zur Minderung der Strahlenexposition der Bevölkerung in Kraft gesetzt. Der Maßnahmenkatalog umfaßte u.a. folgende Aktivitäten und Empfehlungen:

– Versorgung von Besuchern des Unfallgebietes

Reisende aus dem Unfallgebiet wurden beraten und auf Möglichkeiten einer Kontaminationsuntersuchung hingewiesen.

– Kontaminationsuntersuchung von Fahrzeugen aus Osteuropa

Ab 1. Mai 1986 wurden Fahrzeuge an den Grenzübergangsstellen auf Kontamination überprüft und erforderlichenfalls dekontaminiert oder zurückgewiesen. Als Grenzwert für die Oberflächenkontamination wurde ein Wert von $100\,000$ Bq/m² festgelegt.

– Importbeschränkungen für Nahrungsmittel aus Osteuropa

Am 1. Mai 1986 wurde ein generelles Einfuhrverbot für frische Nahrungsmittel, insbesondere Gemüse, Obst, Fleisch und Geflügel, aus osteuropäischen Staaten verhängt.

– Festsetzung einer Höchstgrenze von Jod 131 in Milch und Frischgemüse

Auf Empfehlung der Strahlenschutzkommission wurden Verbrauchsbeschränkungen für kontaminierte Milch und Frischgemüse verfügt.

Dabei wurden folgende I131-Richtwerte für die Freigabe zum Verbrauch festgelegt:

Frischmilch aus	
Molkereien:	500 Bq/l
Frischgemüse:	250 Bq/kg Frischgewicht.

Im südlichen Teil der Bundesrepublik führte diese Regelung zu einer fast vollständigen Vernichtung der Blattgemüseernte.

Grundlage dieser Empfehlung war die Überlegung, daß abweichend von den Störfallrichtwerten der Strahlenschutzverordnung (§ 28(3) StrlSchV) unter den gegebenen Umständen die Schilddrüsendosis eines Kleinkindes einen Wert von 0,03 Sv (3 rem), d.h. ein Fünftel des Störfallrichtwertes, nicht überschreiten sollte.

Durch die relativ restriktive Festsetzung der Freigabegrenze für Blattgemüse war gleichfalls gewährleistet, daß auch die direkte Zufuhr aller anderen Radionuklide über den Nahrungspfad limitiert wurde.

Abweichend von den Empfehlungen der Bundesregierung wurden auf Länderebene zum Teil restriktivere Freigabegrenzwerte für Milch eingeführt. So wurden z.B. in den Ländern Berlin 100 Bq/l, in Hamburg und Schleswig-Holstein 50 Bq/l und in Hessen 20 Bq/l als Freigabegrenzwert für den Milchverbrauch verwendet.

Einfuhrverbot für Lebensmittel in die Staaten der Europäischen Gemeinschaft (EG)

Durch Beschluß der EG vom 12. Mai 1986 wurde die Einfuhr von Lebensmitteln aus osteuropäischen Staaten zunächst generell ausgesetzt. Diese Regelung wurde später durch Erlaß von Höchstwerten bezüglich der Cäsium-Kontamination von Nahrungsmitteln ersetzt:

Milch- und Milchprodukte: 370 Bq/l
 Kleinkindernahrung: 370 Bq/l
 sonstige Lebensmittel: 600 Bq/kg

Diese Grenzwerte sind nach Verlängerung zunächst bis zum 28. Februar 1987 gültig.

Vorsorgemaßnahmen im europäischen Vergleich

Erlaß und Durchführung von Vorsorgemaßnahmen bei kerntechnischen Notfällen liegen im Ermessen eines jeden Staates. Empfehlungen internationaler Organisationen, wie z. B. der Internationalen Atomenergie Organisation IAEA, haben in diesem Zusammenhang allenfalls orientierenden Charakter, sind aber keineswegs rechtlich bindend.

Die radiologische Situation im europäischen Ausland war – mit Ausnahme der UdSSR – generell dadurch gekennzeichnet, daß eine akute Strahlengefährdung der Bevölkerung nicht bestand. Dementsprechend war die Zielsetzung aller Vorsorgemaßnahmen – wie in der Bundesrepublik Deutschland – darauf ausgerichtet, die Strahlenexposition so niedrig wie vernünftigerweise erreichbar zu halten. Obwohl demselben Grundsatz wie die Bundesrepublik folgend, haben die europäischen Nachbarstaaten jedoch teilweise unterschiedliche Schutzmaßnahmen und Eingreifrichtwerte eingesetzt.

Tab. 11: *Vorsorgemaßnahmen und Eingreifrichtwerte nach dem Reaktorunfall in Tschernobyl: Ein europäischer Vergleich*

Staat	Verbrauchsbeschränkungen für				Grünfutterverbrauchsbeschränkungen	Importbeschränkungen
	– Milch [Bq/l]		– Gemüse [Bq/kg]			
DDR					– Bis 2. 5. 1986 keine spez. Maßnahmen –	
Finnland	I131: 2000 Cs137: 1000			Cs137: 1000		
Dänemark	keine Angaben verfügbar				ja	
Frankreich	β/γ : 2000	β/γ : 2000			ja	
Niederlande	Schafsmilch und -käse				ja	
Polen	I131: 1000					
Schweden	I131: 2000 Cs134/137: 300	Cs137: 300	Cs137: 300	ja		Fleisch/Gemüse
Österreich	β/γ : 370	Verbrauchsverbot für Freilandgemüse				
Ungarn	β/γ : 500	β/γ : 350				
Zum Vergleich:						
Bundesrepublik Deutschland	I131: 500	I131: 250			ja	Fleisch/Gemüse
EG-Länder	Cs134/137: 370	Cs134/137: 600	Cs134/137: 600			

Die Zusammenstellung in Tabelle 11 gibt einen Überblick über die getroffenen Maßnahmen und Eingreifrichtwerte ausgewählter Länder. Die Tabelle hat nur vergleichenden Charakter und erhebt keinesfalls Anspruch auf Vollständigkeit. Die unterschiedlichen Maßnahmen und Grenzwerte reflektieren die Ermessensspielräume der Entscheidungsträger unter den gegebenen Bedingungen.

Maßnahmen im Unfallgebiet

Mit der anlässlich der IAEA-Expertentagung in Wien, August 1986, vorgelegten Dokumentation über den Reaktorunfall und seine Folgen läßt sich erstmals ein genaueres Bild über die radiologischen Auswirkungen und Notfallschutzmaßnahmen im Unfallgebiet skizzieren. Als Schutzziel für die Anwendung von Vorsorgemaßnahmen bei kerntechnischen Unfällen wird – in Übereinstimmung mit international akzeptierten Regeln – vorrangig von der Vermeidung von akuten Strahlenwirkungen ausgegangen.

Dazu wurden folgende Eingreifrichtwerte zur Begrenzung der Strahlenexposition der Bevölkerung zugrunde gelegt:

Verbrauchsbeschränkungen für

- Milch: 3700 Bq/l (10^{-7} Ci/l) I131, entsprechend 0,3 Sv (30 rem) Schilddrüsendosis (Kleinkinder)
- sonstige Nahrungsmittel: 0,05 Sv (5 rem) Ganzkörperdosis Kontaminationsgrenzwerte sind nicht im einzelnen spezifiziert.

Aufenthaltsbeschränkungen im Freien: Eingreifrichtwerte nicht im einzelnen spezifiziert. Praxis deutet auf einen Wert von 0,2-0,3 Sv (20-30 rem).

- Jodprophylaxe: Eingreifrichtwerte nicht im einzelnen spezifiziert. Praxis deutet auf einen Wert von 0,2 – 0,3 Sv (20 – 30 rem).
- Evakuierung:
- Nicht gerechtfertigt bei Ganzkörperdosis < 0,25 Sv (25 rem)
 - Erforderlich bei Ganzkörperdosis > 0,75 Sv (75 rem)

Die Anwendung dieser Eingreifrichtlinien führte dazu, daß die Bewohner in der näheren Umgebung, über die die radioaktive Abluftfahne anfänglich hinwegzog, relativ früh zum Verbleiben in den Häusern aufgefordert wurden. Nach Verschlechterung der radiologischen Situation wurde die Bevölkerung von Pripjat – eine Kleinstadt nordwestlich der Reaktoranlage mit 49 000 Einwohnern – am 27. April 1986 evakuiert, nachdem bereits zuvor Maßnahmen zur Jodprophylaxe und Verbrauchsbeschränkungen für Nahrungsmittel, insbesondere für Milch und Gemüse, eingeführt wurden.

Die übrigen Bewohner der 30km-Zone um den Reaktor (ca. 85 000 Personen) wurden dagegen erst in der Zeit vom 4. – 5. Mai 1986 evakuiert. In der weiteren Umgebung wurden ebenfalls Schutzvorkehrungen, insbesondere Verbrauchsbeschränkungen für Nahrungsmittel, eingeführt.

Durch die Anwendung dieser Schutzmaßnahmen wurde nach sowjetischen Angaben sichergestellt, daß eine Strahlenexposition der Bevölkerung von etwa 0,25 Sv (25 rem) nicht überschritten wurde.

Alle Evakuierten wurden einer medizinischen und radiologischen Untersuchung unterzogen. Besondere Aufmerksamkeit wurde Kindern (insgesamt 100 000), einschließlich solchen von außerhalb der 30km-Zone, gewidmet. Der Personaleinsatz zur Durchführung der medizinischen und radiologischen Untersuchungen (Bild 9) umfaßte u. a. 1240 Ärzte, 360 ärztliche Assistenten, 720 Medizinstudenten, 920 Schwestern und 2720 Helfer.



*Bild 9:
Ärztliche und radiologische
Untersuchung
eines Ingenieurs der
Reaktoranlage in Tschernobyl
(Foto: TASS/Jürgens)*

Eine Wiederbesiedlung des weiträumig kontaminierten Unfallgebietes ist nach sowjetischen Angaben nur nach entsprechender Dekontamination möglich. Dazu wurden in **Wohngebieten** vornehmlich flüssige Dekontaminationsmethoden, d. h. Absprühen der festen Oberflächen mit Deko-Lösungen, angewendet. Die Restaktivität der Gebäudeoberflächen (Stein- und Holzhäuser mit Blech- und Schieferdächern) lag nach Dekontamination im Bereich der Untergrundstrahlung. Der Mengenverbrauch der Deko-Lösungen wird mit 10 – 15 l/m² angegeben.

Die dekontaminationsbedingt um den Faktor 2 – 2,5 mit Radionukliden angereicherte obere Bodenschicht entlang der Gebäudewände wurde entweder maschinell umgebrochen oder entfernt.

Die kontaminierten **landwirtschaftlichen Nutzflächen** sollen prinzipiell wieder nutzbar gemacht werden. Dazu sind, soweit erforderlich, folgende technischen und administrativen Maßnahmen vorgesehen:

- Spezialisierung des Anbaues auf „non-food“-Produkte,
- Immobilisierung der Radionuklide durch Anwendung geeigneter Sorbentien und
- Dekontamination der oberen Bodenschicht durch Abtrag oder chemische Agentien, z. B. Latex-Emulsion.

Strahlenexposition der Bevölkerung durch den Reaktorunfall in Tschernobyl

Strahlenexposition in der Bundesrepublik Deutschland

Zur Bestimmung der Strahlenexposition durch die radioaktiven Stoffe, die im Verlaufe des Reaktorunfalls in Tschernobyl freigesetzt wurden, sind prinzipiell folgende Expositionspfade zu berücksichtigen:

- Externe Bestrahlung aus der kontaminierten Atmosphäre (Wolkenstrahlung)
- Externe Bestrahlung durch radioaktive Bodenablagerungen (Bodenstrahlung)
- Aktivitätsaufnahme durch kontaminierte Atemluft (Inhalation)
- Aktivitätsaufnahme mit der Nahrung (Ingestion).

Die Quantifizierung der Strahlenexposition und ihrer Einzelbeiträge erfolgt mittels entsprechender Rechenmodelle unter Berücksichtigung vorliegender Immissionsmeßgrößen, wie die zeitintegrierte Aktivitätskonzentration der Luft, sowie von Angaben über das Radionuklidverhalten in der Biosphäre und der Lebens- und Verhaltensgewohnheiten der Bevölkerung.

Im Hinblick auf das Verständnis und die Bewertung der für die einzelnen Expositionspfade berechneten Organ- und Körperdosen ist folgender Aspekt von grundsätzlicher Bedeutung:

Jedes Individuum ist im Rahmen der normalen Lebensführung unausweichlich einer bestimmten unfallbedingten Strahlenexposition durch externe Bestrahlung (Wolken- und Bodenstrahlung) sowie durch Inhalation kontaminierter Atemluft ausgesetzt. Die Möglichkeiten zur Reduktion oder Vermeidung dieser Expositionsanteile sind relativ beschränkt.

Demgegenüber wird die Strahlenexposition eines Menschen durch Ingestion, d.h. Verzehr kontaminierter Nahrungsmittel, in erheblichem Ausmaß durch individuelle, selbstbestimmbare Faktoren beeinflusst, d.h. ein Individuum ist nur dann und in einem Umfang einer Strahlenexposition über diesen Expositionspfad ausgesetzt, wie es tatsächlich kontaminierte Nahrungsmittel verbraucht. In der Zeit nach Tschernobyl haben viele Bürger – den zahlreichen Empfehlungen folgend – ihre Ernährungsgewohnheiten zeitweise geändert und sind auf andere Nahrungsmittel ausgewichen, die nicht oder nur geringfügig kontaminiert waren. Die Bevölkerung ist daher wahrscheinlich in geringem Umfang exponiert worden als dies im folgenden unterstellt wird.

Alle quantitativen Dosisangaben sind deshalb nur als Abschätzungen – häufig als obere Abschätzungen – zu verstehen und zwar insbesondere dann, wenn es sich um in die Zukunft reichende Betrachtungen handelt. Im einzelnen ergibt sich für die verschiedenen Expositionspfade folgendes Bild:

Wolkenstrahlung

Die mit dem Reaktorunfall verbundene externe Bestrahlung aus der kontaminierten Umgebungsluft ist in Übereinstimmung mit anderen Publikationen ohne radiologische Bedeutung und liegt größenordnungsmäßig unterhalb von 0,001 mSv (0,1mrem), vgl. z.B. /GSF 86/.

Bodenstrahlung

Auf der Bodenoberfläche abgelagerte radioaktive Substanzen unterliegen unter natürlichen Umgebungsbedingungen einer Vielzahl von witterungsbedingten Prozessen, die – neben dem radioaktiven Zerfall – zu einem Abbau oder einer Umverteilung dieser Bodenablagerungen führen. Über die damit einhergehende langsam fortschreitende Reduktion des bodennahen Strahlenfeldes liegen verschiedene Untersuchungen vor, z.B. /Ga 64, Wa 82/. Auf der Basis dieser Erkenntnisse und unter Berücksichtigung der Aufenthaltszeit einer Person im Freien läßt sich die Strahlenexposition der Bevölkerung abschätzen.

Ausgehend von den landestypischen Bodenkontaminationswerten gemäß Tabelle 12 und einer 50%igen Aufenthaltszeit im Freien ergeben sich die in Tabelle 13 angegebenen Dosiswertschätzungen für die Bevölkerung im ersten Jahr bzw. für 50 Jahre. Die Rechnungen zeigen, daß die Radionuklide Cs134 und Cs137 mit zusammen ca. 98 % den weitaus größten Dosisbeitrag liefern.

Inhalation

Die Abschätzung der Inhalationsdosis beruht im wesentlichen auf den in Bild 4 angegebenen Kontaminationsverläufen in der Umgebungsluft. Die den Rechnungen zugrunde liegende zeitintegrierte Aktivitätskonzentration für I131 und Cs137 an den Standorten München und Aachen/Jülich ist in Ta-

Tab. 12:
Immissionsmeßwerte zur Abschätzung der Strahlenexposition

Isotop	Standort	Zeitintegrierte Aktivitätskonzentration in der Luft [Bq · h/m³]	Ablagerung auf dem Boden und Bewuchs [Bq/m²]
I131	München	3000	35000
	Aachen/Jülich	670	3600
Cs137	München	480	20000
	Aachen/Jülich	70	1000

belle 12 angegeben. Die Beiträge der übrigen Radionuklide wurden ebenfalls berücksichtigt.

Bei der Berechnung von Inhalationsdosen aus der zeitintegrierten Aktivitätskonzentration in der Umgebungsluft wurden Atemraten von 20 m³/Tag für Erwachsene und 5,2 m³/Tag für Kleinkinder angesetzt /BMI 79/. Eine Reduktion der luftgetragenen Aktivität innerhalb von Gebäuden wurde nicht berücksichtigt.

Ingestion

Zur Abschätzung der Strahlenexposition durch Ingestion wurde von den landestypischen Kontaminationsmeßwerten der Länder Nordrhein-Westfalen und Bayern sowie **durchschnittlichen** Pro-Kopf-Verbrauchsmengen der Bevölkerung ausgegangen. Im einzelnen wurden folgende Nahrungsmittelkategorien berücksichtigt:

- Frischmilch,
- Blattgemüse, z. B. Spinat, Salat,
- Wurzelgemüse, z. B. Rettich, Radieschen,
- Obst,
- Fleisch und Fleischwaren, z. B. von Kalb, Rind und Schwein.

Im Falle von Kleinkindern wurde eine ausschließliche Frischmilchversorgung mit ca. 0,8 l/Tag betrachtet.

Weiterhin wurde berücksichtigt, daß das derzeitige Kontaminationsniveau von Nahrungsmitteln tierischen Ursprungs, insbesondere der Milch und des Fleisches von Rindern und Mastschweinen, möglicherweise zunächst nicht weiter zurückgeht, sondern, bedingt durch die Verfütterung von kontaminierten Futtermitteln, z.B. Silage, Heu etc., während der Wintermonate etwa auf dem Herbstniveau bleibt oder einen leichten Anstieg erfährt. Die Höhe eines eventuellen Kontaminationsanstiegs hängt von verschiedenen Faktoren ab, wie z.B. der Zusammensetzung und Kontamination der verschiedenen Futtermittel, z.B. Mischungen verschiedener Grasschnitte, und den konkreten Fütterungs- und Mastbedingungen. Diese Bedingungen können im Einzelfall erhebliche Unterschiede aufweisen. Für die vorliegenden Rechnungen wurden in Anlehnung an neuere Futtermittel-Aktivitätsmessungen aus dem Raume Nordrhein-Westfalen und Bayern /Wi 86, He 86/ folgende daraus resultierende Nahrungsmittel-Kontaminationswerte für Cs137 im Winterhalbjahr 1986/87 zugrundegelegt:

Nordrhein-Westfalen

Milch: 5 Bq/l
Rindfleisch: 10 Bq/kg
Schweinefleisch: 5 Bq/kg

Bayern

Milch: 70 Bq/l
Rindfleisch: 140 Bq/kg
Schweinefleisch: 50 Bq/kg

Tab. 13:
Potentielle Strahlenexposition der Bevölkerung in Nordrhein-Westfalen und Bayern im ersten Jahr infolge des Reaktorunfalls in Tschernobyl

Expositions- pfad	Radio- nuklid	Dosis kritisches Organ [mSv]	Effektive Äquivalentdosis	
			Kleinkinder [mSv]	Erwachsene [mSv]
Nordrhein-Westfalen				
Wolkenstrahlung	Alle Nuklide		< 0,001	< 0,001
Bodenstrahlung	Cs134/137		ca. 0,01 (ca. 0,08 über 50 Jahre)	ca. 0,01
Inhalation	I131	0,15 (Schilddrüse, Erwachsene) 0,32 (Schilddrüse, Kleinkinder)	0,01	0,005
Ingestion	Cs137 Alle Nuklide		0,0001 ca. 0,02	0,0005 ca. 0,015
	I131	0,2 (Schilddrüse, Erwachsene) 2,0 (Schilddrüse, Kleinkinder)*)	0,06*)	0,007
	Cs134/137 Alle Nuklide		0,02*) ca. 0,08*)	0,05 0,06
Bayern				
Wolkenstrahlung	Alle Nuklide		< 0,001	< 0,001
Bodenstrahlung	Cs134/137		ca. 0,2 (ca. 1,5 über 50 Jahre)	ca. 0,2
Inhalation	I131	0,7 (Schilddrüse, Erwachsene) 1,5 (Schilddrüse, Kleinkinder)	0,04	0,02
Ingestion	Cs137 Alle Nuklide		0,001 ca. 0,12	0,003 ca. 0,08
	I131	0,9 (Schilddrüse, Erwachsene) 17 (Schilddrüse, Kleinkinder)*)	0,5*)	0,03
	Cs134/137 Alle Nuklide		0,2*) ca. 0,7*)	0,36 ca. 0,4

*) Expositionsbeitrag bei ausschließlichem Milchverbrauch

Der Cs134-Kontaminationsanteil beträgt zur Zeit etwa die Hälfte des Cs137-Kontaminationspegels.

Die sich aufgrund dieser Überlegungen ergebende potentielle Strahlenexposition von Erwachsenen und Kleinkindern über den Nahrungspfad ist in Tabelle 13 zusammengestellt.

Aufgrund der Modellrechnungen können folgende Feststellungen getroffen werden:

- Die Radionuklide I131, Cs134 und Cs137 liefern den überwiegenden Beitrag zur Strahlenexposition durch Ingestion.
- Die Strahlenexposition ist aufgrund der Kontamination der Pflanzenoberflächen im ersten Jahr sehr viel höher als in den folgenden Jahren. Gegenüber der direkten Kontamination der Pflanzenoberfläche liefert die Aufnahme über die Wurzeln in den folgenden Jahren nur einen geringen Beitrag zur Aktivitätsaufnahme.

Zwischenresümee

Eine zusammenfassende Darstellung der länderspezifischen Ergebnisse für die Einzelnuklide und Expositionspfade findet sich in Tabelle 13. Die Äquivalentdosen für Erwachsene und Kleinkinder sind generell als landestypische Schätzwerte, zum Teil jedoch als obere Dosisabschätzungen, zu verstehen.

Angegeben sind sowohl die Äquivalentdosen für das kritische, d. h. höchstexponierte Körperorgan als auch die effektive Äquivalentdosis für Kleinkinder und Erwachsene. Die effektive Äquivalentdosis ist dabei als die aussagekräftigere Bezugsgröße zu werten, da sie die potentiellen biologischen Wirkungen einer Strahlenexposition verschiedener Organe in einer Maßzahl zusammenfaßt.

Lokale, regionale und individuelle Abweichungen von den angegebenen Dosiswertschätzungen – und zwar insbesondere zu niedrigeren Dosen hin – sind möglich und aufgrund der bereits erläuterten Nahrungsmittelsubstitution sogar wahrscheinlich. Eine Überschreitung der Dosiswertschätzungen dürfte dagegen – wenn überhaupt – nur auf Einzelfälle beschränkt sein. Eine solche Situation ist insbesondere denkbar bei ausgeprägten Präferenzen

im Ernährungsverhalten, z. B. bei erheblichem Genuß von bestimmten Pilzen, Innereien von Wild, bestimmten Fischarten u. a.

Hinweise auf den Realitätsbezug und die Qualität der o.g. Dosisabschätzungen lassen sich aus einigen Meßkampagnen, die an verschiedenen Stellen in der Bundesrepublik Deutschland durchgeführt wurden, ableiten.

Messungen der I131-Aktivität in Münchner Kindern ergaben Jodinkorporationen (Inhalation und Ingestion) entsprechend einer mittleren Schilddrüsendosis von weniger als 3 mSv (300 mrem) /SSK 86/. Diese deutlich unterhalb den Angaben dieser Untersuchung liegenden Werte können durch die bereits erwähnten dosismaximierenden Annahmen über den Milchverbrauch von Kleinkindern erklärt werden.

Weiterhin liegen zum Vergleich die Ergebnisse von Cs137-Ganzkörpermessungen verschiedener Personenkollektive aus der Bundesrepublik Deutschland vor (Bild 10). Danach lag die Cs137-Kontamination von Erwachsenen im September 1986 bei folgenden Werten (hier zitiert mit freundlicher Genehmigung des Bundesgesundheitsamtes, Institut für Strahlenhygiene, Neuherberg, und der

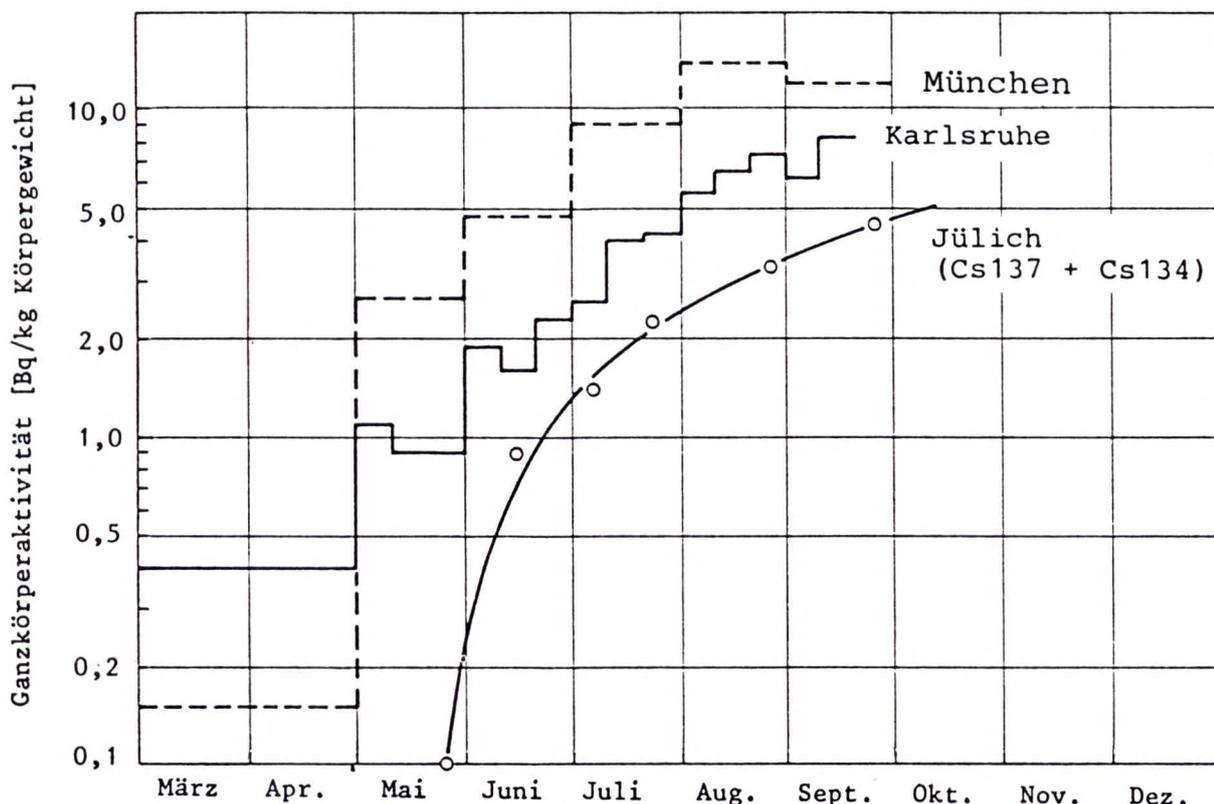


Bild 10:
Mittlere Cs137-Ganzkörperaktivität von Referenzpersonen in der Bundesrepublik Deutschland

Kernforschungszentren in Jülich /Ja 86/ und Karlsruhe /Do 86/):

München: ca. 12 Bq/kg Körpergewicht
 Karlsruhe: ca. 8 Bq/kg Körpergewicht
 Jülich: ca. 4 Bq/kg Körpergewicht

Diese gemessenen Kontaminationswerte führen unter Einbeziehung des Cs134-Beitrages zu einer jährlichen Strahlenexposition des Ganzkörpers von etwa 0,02-0,05 mSv (2-5 mrem). Sie liegt somit für Nordrhein-Westfalen leicht und für Bayern sogar deutlich unterhalb der prognostizierten Cs134/137-Ganzkörperdosis gemäß Tabelle 13. Diese Feststellung kann trotz des relativ beschränkten Umfanges an Einzelmessungen als Hinweis dafür gelten, daß es sich bei den Werten der Tabelle 13 um eine nach oben orientierte Dosisabschätzung handelt.

Zu Vergleichszwecken sei in diesem Zusammenhang auch auf das natürlich vorkommende Radioisotop Kalium 40 (K40) im Menschen hingewiesen (K40 verhält sich ähnlich wie Cs137). Die im Standard-Menschen (70 kg Körpergewicht) enthaltene Kaliummenge von 140 g entspricht einem Aktivitätsinventar an K40 von ca. 4400 Bq bzw. ca. 60-65 Bq pro Kilogramm Körpergewicht. Dies ergibt eine mittlere jährliche effektive Dosis von ca. 0,18 mSv (18 mrem) /SSK 86/.

Bewertung und Vergleich

Die Strahlenexposition der Bevölkerung der Bundesländer Nordrhein-Westfalen und Bayern als Folge des Reaktorunfalls in Tschernobyl ist im Überblick für alle Expositionspfade nochmals in Tabelle 14 zusammengestellt und für das erste Jahr und die 49 Folgejahre angegeben.

Danach ergeben sich die höchsten Dosisbeiträge der Bevölkerung erwartungsgemäß für alle Expositi-

tionspfade im ersten Jahr. In den 49 Folgejahren wird die Strahlenexposition der Bevölkerung jedoch im wesentlichen nur noch durch externe Exposition, nämlich Bodenstrahlung, und in geringem Maße durch Ingestion bestimmt.

Deutlich erkennbar ist das Süd-Nord-Kontaminationsgefälle, das sich auch in den berechneten Organ- und Körperdosen widerspiegelt. Die angegebenen Dosiswerte für Nordrhein-Westfalen können aufgrund ähnlicher Kontaminationsverhältnisse für weite Bereiche der Bundesrepublik Deutschland als repräsentativ angesehen werden.

Die Größenordnung der Dosiswertschätzungen in Tabelle 14 wie auch die auf Meßkampagnen beruhenden Werte müssen vor dem Hintergrund der natürlichen Strahlenexposition und deren Schwankungsbreite gesehen werden. Der diesbezügliche Vergleich in Tabelle 14 zeigt, daß die unfallbedingte Strahlenexposition der Bevölkerung sowohl in Nordrhein-Westfalen als auch in Bayern deutlich unterhalb der natürlichen Strahlenexposition liegt. Diese Feststellung gilt für das erste Jahr nach dem Unfall und in noch höherem Maße in allen Folgejahren.

Schon kleinere Unterschiede in der individuellen Lebensweise, wie Eigenschaften des Baumaterials des bewohnten Gebäudes oder Urlaub im Hochgebirge, führen zu Unterschieden bei der natürlichen Strahlenexposition des Menschen von vergleichbarer Größenordnung wie der unfallbedingte Dosisbeitrag.

Aufgrund des Vergleichs mit der natürlichen Strahlenexposition kann daher zusammenfassend festgestellt werden, daß die strahlungsinduzierten gesundheitlichen Risiken für die Bevölkerung der Bundesrepublik Deutschland aufgrund des Reaktorunfalls in Tschernobyl nicht signifikant sind.

Tab. 14:
 Strahlenexposition der Bevölkerung in Nordrhein-Westfalen und Bayern als Folge des Reaktorunfalls in Tschernobyl

Expositionsart	Effektive Äquivalentdosis [mSv]		
	im 1. Jahr		in den 49 Folgejahren insgesamt
	Kleinkinder / Erwachsene		Erwachsene
Nordrhein-Westfalen:			
Externe Exposition:	ca. 0,02		ca. 0,07
Interne Exposition:	< 0,1	< 0,08	*)
Bayern:			
Externe Exposition:	ca. 0,2		ca. 1,3
Interne Exposition:	< 0,8	< 0,5	*)
Vergleich mit der natürlichen Strahlenexposition:	1,5 – 4,0		75 – 200

*) Jahresdosen klein im Vergleich zur Dosis im 1. Jahr

Tab. 15:

Mittlere effektive Äquivalentdosis der Bevölkerung in den europäischen Nachbarstaaten infolge des Reaktorunfalls in Tschernobyl

Land	Mittlere effektive Äquivalentdosis [mSv] im 1. Jahr		Referenz
	Externe Bestrahlung	Interne Bestrahlung	
Finnland		Erwachsene: 0,5 Kinder: 0,65	Pa 86 b
Frankreich		Bevölkerung (Milch/Gemüse): 0,03	CEA 86
Italien		Erwachsene: 0,05 – 0,1 Kinder: 0,05 – 0,15 Säuglinge: 0,1 – 0,25	ENEA 86
Spanien	0,0001		CSN 86
Schweden		Erwachsene/Kinder: 0,4 Kritische Bevölkerungsgruppe: einige mSv Lappen (Rentierfleisch): bis 10 mSv und mehr	Sn 86
Schweiz	0,11	Erwachsene: 0,35	Ca 86
Zum Vergleich: WHO-Abschätzung für Europa	0,001 (Frankreich) – 0,1 (Polen)	Inhalat. I131 (Erw.): 0,001 – 0,1 Schilddrüse: 0,05 – 200 Erwachsene Cs134/137: < 1 (0,002 Folgejahre)	WHO 86
Bundesrepublik Deutschland (vorliegender Bericht)	ca. 0,02 – 0,2	Erwachsene: 0,08 – 0,5 Kleinkinder: 0,1 – 0,8*)	

*) Obere Abschätzung bei ausschließlichem Milchverbrauch

Strahlenexposition der Bevölkerung im europäischen Ausland

Zur Frage der Strahlenexposition der Bevölkerung in den europäischen Nachbarstaaten, einschließlich der UdSSR, liegen zwischenzeitlich verschiedene Dosisabschätzungen vor. Zwecks Vervollständigung des Bildes der radiologischen Unfallauswirkungen werden diese Informationen nachfolgend zusammengefaßt.

Generell ist anzumerken, daß der Informationsstand aus den einzelnen Ländern ebenso wie die Vorgehensweise zur Bestimmung der Strahlenexposition der Bevölkerung zum Teil sehr uneinheitlich ist. Trotz dieser potentiellen Mängel werden diese Angaben – und zwar ohne Überprüfung auf Konsistenz – im folgenden wiedergegeben. Alle Zahlenwerte haben daher nur orientierenden Charakter.

● Nichtsowjetisches Ausland

Die derzeit verfügbaren Angaben über die Strahlenexposition der Bevölkerung im nichtsowjetischen Ausland sind in Tabelle 15 zusammenfassend dargestellt. Die Aufstellung umfaßt in erster Linie Dosisangaben für Länder in Mittel-, Süd-, West- und Nordeuropa. Entsprechende Angaben für den osteuropäischen Raum lagen für diese Untersuchung nicht vor.

Soweit möglich sind die Dosisangaben getrennt nach der Expositionsart, dem Radionuklid und der Personengruppe aufgeführt. Wegen weiterer Einzelheiten sei auf die Originalarbeiten verwiesen.

Zu Vergleichszwecken sind ebenfalls die Dosisabschätzwerte der Weltgesundheitsorganisation vom Juli 1986 für den europäischen Raum sowie die entsprechenden Werte dieser Untersuchung für die Bundesrepublik Deutschland angegeben.

Das sich insgesamt abzeichnende Bild über die regional zugeordneten Organ- und Körperdosen der Bevölkerung ist konsistent mit den bekannten Kontaminationspegeln dieser Länder.

● **Sowjetunion (UdSSR)**

Alle derzeit verfügbaren Informationen über die radiologischen Unfallauswirkungen basieren ausschließlich auf sowjetischen Angaben /USSR 86/. Danach ergibt sich bzgl. der Strahlenexposition der Bevölkerung im engeren und weiteren Umkreis des Unfallortes folgendes Bild:

Zur Begrenzung der Strahlenexposition der Bevölkerung wurden sowohl im Nah- als auch im Fernbereich entsprechende Notfallschutzmaßnahmen eingeführt. Die Maßnahmen umfaßten je nach den radiologischen Gegebenheiten eine oder mehrere der folgenden Aktivitäten:

- Information und Unterrichtung der Bevölkerung,
- Verbrauchsbeschränkungen von Nahrungsmitteln,
- Aufenthaltsbeschränkungen im Freien,
- Verteilung von Jodtabletten,
- Evakuierung.

Durch die Gesamtheit dieser Maßnahmen konnte im allgemeinen eine Begrenzung der Ganzkörperexposition der Bevölkerung auf Werte kleiner als 0,25 Sv (25 rem) erreicht werden. Akute Strahlenschäden wurden nach sowjetischen Angaben unter der Zivilbevölkerung nicht beobachtet.

Im einzelnen sind des weiteren Dosisangaben (Individual- und Bevölkerungsdosen) für die Bevölkerung innerhalb und außerhalb der 30km-Sicherheitszone verfügbar:

Bevölkerung innerhalb der 30km-Zone

Individualdosen

Pripyat (49 000 Personen; evakuiert am 27.4.1986)

- Ganzkörperdosis durch äußere γ -Strahlung: 0,015 – 0,05 Sv (1,5 – 5 rem)
- Hautdosis durch β -Strahlung: 0,1 – 0,2 Sv (10 – 20 rem)
- Schilddrüsenedosis durch Jod-Inhalation: 0,015 – 0,3 Sv (1,5 – 30 rem)

Individualdosen

sonstige Bewohner (85 000 Personen; evakuiert vom 3. – 5.5.1986):

- Ganzkörperdosis durch äußere γ -Strahlung: < 0,25 Sv (25 rem)
in Einzelfällen bis 0,3 – 0,4 Sv (30 – 40 rem)

Bevölkerungsdosis

- durch äußere γ -Strahlung: $1,6 \cdot 10^4$ man-Sv
(ca. 135 000 Personen) ($1,6 \cdot 10^6$ man-rem)

Bevölkerung außerhalb der 30km-Zone (bis ca. 1000 km)

Individualdosen

- Ganzkörperdosis durch äußere γ -Strahlung: 1 – 14 mSv (0,1 – 1,4 rem) im 1. Jahr
3 – 50 mSv (0,3 – 5 rem) in 50 Jahren
- Schilddrüsenedosis in Einzelfällen bis zu über den Milchpfad: einigen Sv (100 rem)

Bevölkerungsdosis (ca. $75 \cdot 10^6$ Pers.)

- durch äußere γ -Strahlung: $9 \cdot 10^4$ man-Sv
($9 \cdot 10^6$ man-rem) im 1. Jahr
 $2,9 \cdot 10^5$ man-Sv
($29 \cdot 10^6$ man-rem) in 50 Jahren
- Cs134/137 Ingestion: $2,1 \cdot 10^6$ man-Sv
($210 \cdot 10^6$ man-rem) in 70 Jahren

Anhang

Erläuterung einiger Fachbegriffe

Radioaktivität Die Eigenschaft bestimmter Atomkerne oder sogenannter Radionuklide, sich ohne äußere Einwirkung unter Abgabe einer nuklidspezifischen Strahlung umzuwandeln, wird als Radioaktivität bezeichnet. Radionuklide sind charakterisiert durch ihre Aktivität und ihre Halbwertszeit.

Aktivität Die Aktivität eines Stoffes gibt die Anzahl der Atomkerne an, die sich pro Zeiteinheit spontan umwandeln oder zerfallen. Die gesetzlich festgelegte Maßeinheit der Aktivität ist das Becquerel (Bq). Ein radioaktiver Stoff hat die Aktivität von 1 Bq, wenn sich in ihm pro Sekunde 1 Atomkern durch radioaktiven Zerfall umwandelt.

Eine zwar veraltete, aber noch immer gebräuchliche Maßeinheit der Aktivität ist das Curie (Ci). Es kennzeichnet die Aktivität von 1 Gramm Radium, in dem $3,7 \cdot 10^{10}$ (= 37 Milliarden) Kernumwandlungen pro Sekunde stattfinden. Es gilt demnach die Umrechnung $1 \text{ Ci} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Bq}$.

Halbwertszeit Die Halbwertszeit eines Radionuklides gibt an, in welcher Zeit sich die Hälfte einer Atomkernmenge umwandelt. Die Halbwertszeiten von Radionukliden können sehr unterschiedlich sein und reichen von Bruchteilen einer Sekunde (Polonium 214) bis zu mehreren Milliarden Jahren (Uran 238).

Ionisierende Strahlen Bei der Umwandlung eines Radionuklides wird die freigesetzte Strahlung entweder als elektromagnetische Strahlung (Gamma-Strahlung) oder in Form von Teilchen (Alpha-Strahlung oder Beta-Strahlung) abgegeben. Die Energie dieser ionisierenden Strahlung ist fast immer groß genug, um beim Auftreffen auf Materie durch Energieübertragung physikalische Primärreaktionen wie die Anregung und Ionisation von Atomen und Molekülen hervorzurufen.

Biologische Strahlenwirkungen Bei Bestrahlung von belebter Materie, wie z.B. Körpergewebe, können als Folge der Primärreaktio-

nen unterschiedliche, auf zellulärer Ebene ablaufende biochemische Wirkungsmechanismen ausgelöst werden, z.B. Veränderungen von Stoffwechselprozessen, Mutationen etc. Diese biologischen Strahlenwirkungen werden maßgeblich bestimmt durch die Strahlungsenergie, die auf das Gewebe übertragen wird. Je nach Manifestationszeitpunkt der biologischen Strahlenwirkungen unterscheidet man **akute Strahlenwirkungen** und **Spätschäden**.

Akute Strahlenwirkungen wie Übelkeit, Durchfälle etc., die auch als somatische Frühschäden oder nichtstochastische Schäden bezeichnet werden, manifestieren sich nur am exponierten Individuum nach einer Bestrahlung mit sehr hohen Dosen ($> 1 \text{ Gy}$ [100 rad]), und zwar bereits kurzzeitig nach der Bestrahlung (Stunden bis Tage). Die Schwere des Schadens hängt vor allem von der Dosis ab.

Bei strahleninduzierten Spätschäden oder sogenannten stochastischen Schäden ist zwischen somatischen und genetischen Strahlenwirkungen zu unterscheiden. Erstere manifestieren sich am exponierten Individuum nach einer Latenzzeit von Jahren bis Jahrzehnten, z.B. Leukämie, letztere dagegen nur in der Nachkommenschaft des bestrahlten Individuums. Wesentliches Merkmal der Strahlen-spätschäden ist, daß nur die Wahrscheinlichkeit ihres Auftretens von der Dosis abhängt und nicht die Schwere des Strahlenschadens.

In bezug auf die quantitative Beschreibung der Wirkungen von ionisierenden Strahlen auf belebte Materie sind drei Begriffe zu unterscheiden:

- die Energiedosis,
- die Äquivalentdosis und
- die effektive Äquivalentdosis.

Energiedosis Die Energiedosis ist ein Maß für die im Körpergewebe hervorgerufenen physikalischen Primärprozesse und beschreibt die auf das Gewebe übertragene Energie.

Die gesetzlich festgelegte Maßeinheit der Energiedosis ist das Gray (Gy). 1 Gy entspricht einer Energieübertragung von 1 Joule pro Kilogramm Gewebe.

Äquivalentdosis

Die biologische Wirkung ionisierender Strahlen auf Gewebe hängt außer von der übertragenen Energie von verschiedenen modifizierenden Faktoren ab, wie z.B. der Strahlenart. Als vereinheitlichende Bezugsgröße zur Beschreibung der biologischen Wirksamkeit ionisierender Strahlen ist daher der Begriff der Äquivalentdosis eingeführt worden. Sie ergibt sich aus dem Produkt der Energiedosis und einem Bewertungsfaktor. Für den Bewertungsfaktor (Q) werden im allgemeinen folgende Zahlenwerte verwendet:

Röntgen- und Gammastrahlen:	Q = 1
Beta-Strahlen:	Q = 1
Neutronen nicht bekannter Energie:	Q = 10
Alpha-Strahlen:	Q = 20

Die gesetzlich festgelegte Maßeinheit der Äquivalentdosis ist das Sievert (Sv). 1 Sv entspricht z. B. einer Energiedosis von 1 Gy (= 1 Joule pro Kilogramm Gewebe) durch Gamma-Strahlung.

Neben dieser neuen Einheit Sv wird auch noch die alte Einheit Rem (rem) benutzt. 1 Sv entspricht 100 rem = 100 000 mrem.

Effektive Äquivalentdosis

Zur einheitlichen Beurteilung der Strahlengefährdung des Menschen infolge der karzinogenen und mutagenen Wirksamkeit ionisierender Strahlen wurde von der Internationalen Strahlenschutzkommission der Begriff der "effektiven Äquivalentdosis" eingeführt. Sie ergibt sich aus der Summe der mit Wichtungsfaktoren multiplizierten Äquivalentdosen einzelner Organe. Damit soll insbesondere der unterschiedlichen Strahlensensitivität einzelner Organe bei heterogenen Bestrahlungsbedingungen Rechnung getragen werden. Die effektive Äquivalentdosis ermöglicht damit eine einheitliche Risikobewertung bei verschiedenen Expositionsbedingungen.

Die Maßeinheit der effektiven Äquivalentdosis ist ebenfalls das Sievert.

Literatur

- /Ad 86/ Adolph, J. et al.:
On-Line-Messung der spezifischen
Aerosolaktivität
Atomwirtschaft, 7, 393 – 394, Juli
1986
- /BMI 79/ Der Bundesminister des Innern:
Allgemeine Berechnungsgrundlage
für die Strahlenexposition bei radio-
aktiven Ableitungen mit der Abluft
oder in Oberflächengewässer (Richt-
linie zu § 45 StrlSchV)
Gemeinsames Ministerialblatt, 30.
Jahrgang, Nr. 21, 1979
- /BMI 82/ Der Bundesminister des Innern:
Umweltradioaktivität und Strahlenbe-
lastung
Jahresbericht 1982, Bonn
- /BMU 86/ Der Bundesminister für Umwelt, Na-
turschutz und Reaktorsicherheit:
Bericht über den Reaktorunfall in
Tschernobyl, seine Auswirkungen
und die getroffenen bzw. zu treffen-
den Vorkehrungen
Bonn, 18. Juni 1986
- /Ca 86/ Cartier, F. et al: Abschätzung der
radiologischen Auswirkungen des
Reaktorunfalls von Tschernobyl auf
die Schweiz durch Vergleich mit dem
Fallout der Atombombentests
Bundesamt für Energiewirtschaft,
Würenlingen (Schweiz) HSK-AN-
1780/KSA-AN-1225, 3. Juni 1986
- /CEA 86/ Commissariat à l'Energie Atomique
L'Accident de Tchernobyl
Rapport IPSN No 2 – Revision 1
21. Mai 1986
- /CSN 86/ Consejo de Seguridad Nuclear:
Informe-Resumen sobre el Impacto
en Espana del Accidente de la C.N.
Chernobyl
IAEA General Conference, Vienna,
October 1986
- /Di 86/ Dickerson, M.H., und T.J. Sullivan:
ARAC Response to the Chernobyl Re-
actor Accident
UCID-20834, July 1986
- /Do 86/ Doerfel, H.-J.:
Persönliche Mitteilung
Kernforschungszentrum Karlsruhe
GmbH.
Karlsruhe, 7. Oktober 1986
- /Dr 86/ Dreisigacker, E.:
Der Fallout an drei Orten im Vergleich
Phys. Bl. 42(6), 164 (1986)
- /ENEA 86/ Radiological Consequences in Italy
of the Chernobyl Accident
Report at May 27, 1986
ENEA-DISP, DOC/DISP(86)1
Rome, June 1986 (Engl. Version)
- /EG 80/ Der Rat der Europäischen Gemein-
schaften:
Richtlinie des Rates vom 15. Juli 1980
zur Änderung der Richtlinien, mit de-
nen die Grundnormen für den Ge-
undheitsschutz der Bevölkerung
und der Arbeitskräfte gegen die Ge-
fahren ionisierender Strahlungen
festgelegt werden.
Amtsblatt der Europäischen Gemein-
schaften L246, 1 – 72, 17.9.1980
einschl. der Änderungen dieser Richt-
linie vom 3. September 1984
Amtsblatt der Europäischen Gemein-
schaften L265, 1 – 156, 5.10.1984
- /FHH 86/ Freie und Hansestadt Hamburg
(Hrg.):
Gesundheitliche Folgen des Reaktor-
unfalls in Tschernobyl für die Ham-
burger Bevölkerung (Teil 1)
Gesundheitsbehörde, Hamburg, Juli
1986
- /Ga 64/ Gale, H.H. et al.:
Weathering of Caesium-137 in Soil
Nature 201, 257-261 (1964)
- /GRS 86/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit:
Der Unfall im Kernkraftwerk Tschernobyl
GRS-S-39, Köln, Juni 1986, ISBN
3-923875-11-8
- /GSF 86/ Gesellschaft für Strahlen- und Um-
weltschutz:
Umweltradioaktivität und Strahlenex-
position in Südbayern durch den
Tschernobyl-Unfall
Bericht des Instituts für Strahlen-
schutz, München-Neuherberg, GSF-
Bericht 16/86, 15. Juni 1986
- /He 86/ Heinemann, K.:
Persönliche Mitteilung
Kernforschungsanlage Jülich,
Jülich, Oktober 1986
- /ICRP 77/ International Commission on Radio-
logical Protection:
Recommendations of the Internatio-
nal Commission on Radiological Pro-
tection
ICRP Publication 26 (1977)
- /IAEA 86/ International Atomic Energy Agency:
Summary Report on the Post-Acci-
dent Review Meeting on the Cherno-
byl Accident
IAEA Safety Series, No. 75-INSAG-1,
Vienna, 1986

- /Ja 86/ Jacobs, H.:
Persönliche Mitteilung
Kernforschungszentrum Jülich,
Jülich, 9. Oktober 1986
- /Kö 86/ König, L.A. et al.:
Der Reaktorunfall von Tschernobyl –
Meßergebnisse des Kernforschungszentrums Karlsruhe
Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH, Karlsruhe, KfK 4115 (1986)
- /Le 86/ de Leeuw, F.A.M.M. et al.:
The Chernobyl Accident: Model Calculations of Concentration and Deposition of radioactive Releases
Nat. Inst. of Public Health and Environmental Hygiene, Bilthoven, Netherlands, June 1986
- /MWMT 86/ Der Minister für Wirtschaft, Mittelstand und Technologie des Landes Nordrhein-Westfalen:
Radioaktivitätsmessungen der amtlichen Meßstellen in Nordrhein-Westfalen und der Kernforschungsanlage Jülich nach dem Reaktorunglück Tschernobyl
Düsseldorf, 1986
- /Pa 86a/ Panitz, H.J. et al.:
Analyse der Ausbreitungsvorgänge nach dem Reaktorunfall von Tschernobyl
Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH,
Karlsruhe, Juni 1986
- /Pa 86b/ Paakkola, O.:
Contamination of Foods in Finland due to the Tschernobyl Accident
Paper presented at the European Meeting of Toxicology Forum, Geneva, September 1986
- /Si 86/ ApSimon, H.M. et al.:
An initial Assessment of the Chernobyl-4 Reactor Accident Release Source
J. Soc. Radiol. Prot. 6(3), 109-119 (1986)
- /Sn 86/ Snihs, J.O.:
Consequences in Sweden of the Chernobyl Accident
IAEA General Conference, Scientific Programme for Safety, Vienna, October 1986
- /SSK 86/ Veröffentlichungen der Strahlenschutzkommission, Band 5:
Auswirkungen des Reaktorunfalls in Tschernobyl in der Bundesrepublik Deutschland
Herausgegeben vom Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit
G. Fischer Verlag, Stuttgart, 1986
- /UN 82/ United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation: Ionizing Radiation: Sources and Biological Effects, 1982 Report to the General Assembly,
United Nations, New York, 1982
- /USSR 86/ USSR State Committee on the Utilization of Atomic Energy:
The Accident at the Chernobyl Nuclear Power Plant and its Consequences Working Document for the IAEA Post-Accident Review Meeting
Vienna, August 1986 (Draft)
- /Wa 82/ Warming, L.:
Weathering and Decontamination of Radioactivity deposited on Asphalt Surfaces
Risø National Laboratory, Roskilde, Risø-M-2273 (1982)
- /WHO 86/ World Health Organization (WHO):
Chernobyl Reactor Accident, Report of a Consultation, May 6, 1986
World Health Organization, Regional Office for Europe, Copenhagen, 1986
- /Wi 86/ Winkelmann, I. et al.:
Ergebnisse von Radioaktivitätsmessungen nach dem Reaktorunfall in Tschernobyl
Institut für Strahlenhygiene des Bundesgesundheitsamtes, Neuherberg, ISH-Bericht, Heft 99 (1986); (im Druck)

Schlußbemerkung

Der vorliegende Bericht stützt sich auf eine Vielzahl von Informationen von Institutionen, Organisationen und von Einzelpersonen aus dem In- und Ausland. Eine ins einzelne gehende Aufzählung und Würdigung dieser Einzelbeiträge würde den bewußt engen Rahmen dieses Berichtes übersteigen. All denjenigen, die in kooperativer Weise zur Vervollständigung und zum Gelingen dieses Berichtes beigetragen haben, sei hiermit in kollektiver Form aufrichtig gedankt.

Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Schwertnergasse 1
5000 Köln 1

Forschungsgelände
8046 Garching

ISBN 3 - 923875 - 13-4