



---

Gesellschaft für  
Reaktorsicherheit (GRS) mbH

---

# Der Unfall im Kernkraftwerk Tschernobyl

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

Teil 2: Radiologische Auswirkungen  
in der Bundesrepublik Deutschland

Stand 6. 6. 1986



---

**Gesellschaft für  
Reaktorsicherheit (GRS) mbH**

---

# **Der Unfall im Kernkraftwerk Tschernobyl**

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

Teil 2: Radiologische Auswirkungen  
in der Bundesrepublik Deutschland

Stand 6. 6. 1986

---

GRS-S-39 (Juni 1986)  
ISBN 3 - 923875 - 11-8

# Inhalt

## Teil 1: Zusammenfassung und Bewertung vorliegender Informationen zur Anlage und zum Unfallablauf

Einführung	3
Beschreibung der Anlage und Kenntnisstand zum Unfall im Kernkraftwerk Tschernobyl	4
Beschreibung der Anlage	4
Anlagentechnik	4
Sicherheitssysteme	9
Betriebliche Aspekte	12
Vorläufige Bewertung	12
Bekanntgewordene Informationen zum Ereignisablauf	13
Diskussion der vorhandenen Informationen zum Ablauf	14
Vorläufige Bewertung des Unfalls in Tschernobyl im Hinblick auf Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland	17
Leistungsexkursion	17
Kernschmelzen	18
Brand	20
Zusammenfassung	21
Ausgewählte Literatur	22

## Teil 2: Radiologische Auswirkungen in der Bundesrepublik Deutschland

Einleitung	23
Maßeinheiten	23
Die natürliche Strahlenbelastung	23
Die Strahlenexposition durch zivilisatorische Strahlenquellen	24
Zulässige Dosisgrenze für die Bevölkerung	24
Strahlenexposition in der Bundesrepublik Deutschland infolge des Reaktorunfalls in Tschernobyl	25
Ausbreitungsbedingungen	25
Gemessene Konzentrationen radioaktiver Stoffe	28
Resultierende Strahlenexpositionen aus Umweltkontaminationen	30
Bewertung und Vergleich der Strahlenexposition	32
Literatur	32

---

## **Vorwort**

Das außerordentliche Interesse der Öffentlichkeit an den Geschehnissen in Tschernobyl hat die GRS veranlaßt, eine erste Zusammenstellung der bisher verfügbaren Informationen vorzulegen. In diesem Bericht sind vielfältige Einzelinformationen aus Literatur, offiziellen Verlautbarungen, Meldungen und Fachdiskussionen zusammengefügt. Viele Sachverständige unterschiedlicher Fachrichtungen unseres Hauses haben dazu beigetragen. Die Wissensbasis reicht noch nicht, eine abschließende Bewertung durchzuführen. Eine Reihe wichtiger Fragen müssen noch offen bleiben. Eines läßt sich allerdings jetzt schon feststellen: durch den Unfall sind keine Phänomene bekanntgeworden, die bisher unbekannt waren oder das Sicherheitskonzept Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland in Frage stellen könnten.

Soweit wir wissen, ist bisher im Westen keine nach unseren Kriterien und Methoden durchgeführte und nachvollziehbare Sicherheitsanalyse russischer Reaktoren bekanntgeworden. Deshalb ist auch die Behauptung unzutreffend, Tschernobyl habe die westlichen Experten widerlegt, denn der nach Ansicht der Experten nicht zu erwartende Fall sei dennoch eingetreten. Leider stehen uns keine ausreichenden, wissenschaftlich fundierten Aussagen über die Sicherheit russischer Kernkraftwerke zur Verfügung. Umso mehr wären wir daran interessiert, eine derartige Analyse in Kooperation mit russischen Experten durchzuführen, vor allem im Hinblick auf die Förderung des internationalen Erfahrungsaustauschs und die Verminderung länderübergreifender Risiken.

Dieser Bericht ist eine nüchterne wissenschaftliche Bestandsaufnahme. Er ist frei von sensationsheischen Darstellungen und soll in erster Linie den technisch interessierten Bürger über die Ereignisse in Tschernobyl und deren Folgen für unser Land sachlich informieren.

Betroffen machen uns die Opfer der Katastrophe und diejenigen, die infolge ihres Einsatzes an der zerstörten Anlage durch die hohe Strahlenexposition gesundheitliche Schäden davongetragen haben.

Köln/Garching, 5. Juni 1986

Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

---

---

**Teil 1:  
Zusammenfassung und  
Bewertung vorliegender  
Informationen  
zur Anlage und zum  
Unfallablauf**

---

## **Einführung**

Am 26. 4 1986 ereignete sich im sowjetischen Kernkraftwerk Tschernobyl, das in der Ukraine etwa 120 km von Kiew entfernt liegt, ein schwerer Unfall. Der betroffene Reaktortyp wird nur in der Sowjetunion eingesetzt. Über seinen Aufbau, die Sicherheitsvorkehrungen und Betriebsweisen liegen keine detaillierten Unterlagen vor. Ebenso sind bisher offiziell nur wenige Einzelheiten über die Ursache und den Ereignisablauf bekanntgeworden.

Ziel dieses Berichtes ist, auf der Grundlage vorhandener Informationen ein vorläufiges Bild über die Anlage, den Ereignisablauf und die radiologischen Auswirkungen in der Bundesrepublik Deutschland zu geben sowie eine erste Bewertung vorzunehmen.

Als Informationen über die Anlage mußten in erster Linie Veröffentlichungen für vergleichbare Anlagen herangezogen werden. Sie treffen auf die Anlage in Tschernobyl wahrscheinlich weitgehend zu, auch wenn dies nicht in allen Details gesichert ist. Darüber hinaus wurden über bestehende Kontakte, insbesondere zur International Atomic Energy Agency (IAEA), zur Organization for Economic Cooperation and Development (OECD), zu den USA, zu Schweden und Finnland weitere Informationen über die Anlage und den Unfall beschafft.

Im ersten Teil der Ausarbeitung wird auf die Anlage und den Unfall sowie auf die mit dem Unfall verbundene Freisetzung radioaktiver Stoffe eingegangen. Eine erste Bewertung des Unfalls bezüglich seiner Bedeutung für Kernkraftwerke der Bundesrepublik Deutschland schließt diesen Teil des Berichts ab. Für Juli/August dieses Jahres hat die UdSSR eine ausführliche Dokumentation über den Unfall in Tschernobyl angekündigt. Eine weitergehende Bewertung kann voraussichtlich erst nach Vorliegen dieses Berichts durchgeführt werden.

Im zweiten Teil der Ausarbeitung werden die radiologischen Auswirkungen, die sich in der Bundesrepublik Deutschland als Folge des Unfalls ergeben haben, behandelt.

# Beschreibung der Anlage und Kenntnisstand zum Unfall im Kernkraftwerk Tschernobyl

## Beschreibung der Anlage

### ● Anlagentechnik

Am Standort Tschernobyl befinden sich vier Reaktorblöcke in Betrieb, zwei weitere sind im Bau. Es handelt sich um graphitmoderierte Siedewasser-Druckröhrenreaktoren 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 1984. 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 Anordnung und Aufbau der Anlagen.

### *Gebäudeanordnung*

Die Anlagen der Baulinie RBMK-1000 werden als Doppelblockanlagen ausgeführt. Bei Tschernobyl 3 und 4 sind die beiden Reaktorgebäude mit dem dazwischen-

liegenden, gemeinsamen Hilfsanlagegebäude zu einem Gebäudekomplex zusammengefaßt. Parallel dazu ist das für alle vier Blöcke gemeinsame Maschinenhaus angeordnet, das die insgesamt acht Turbosätze (zwei pro Block) enthält.

Maschinenhaus und Reaktorhalle 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 Druckkammern sind über ein System von Überströmklappen und Kondensationsrohren mit einer doppelstöckigen Kondensationskammer verbunden. 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 1:

Die Kernkraftwerksanlage Tschernobyl nach dem Unfall vom 26. 4. 1986. Im Vordergrund rechts der zerstörte Block 4. (Quelle: TASS/Jürgens)

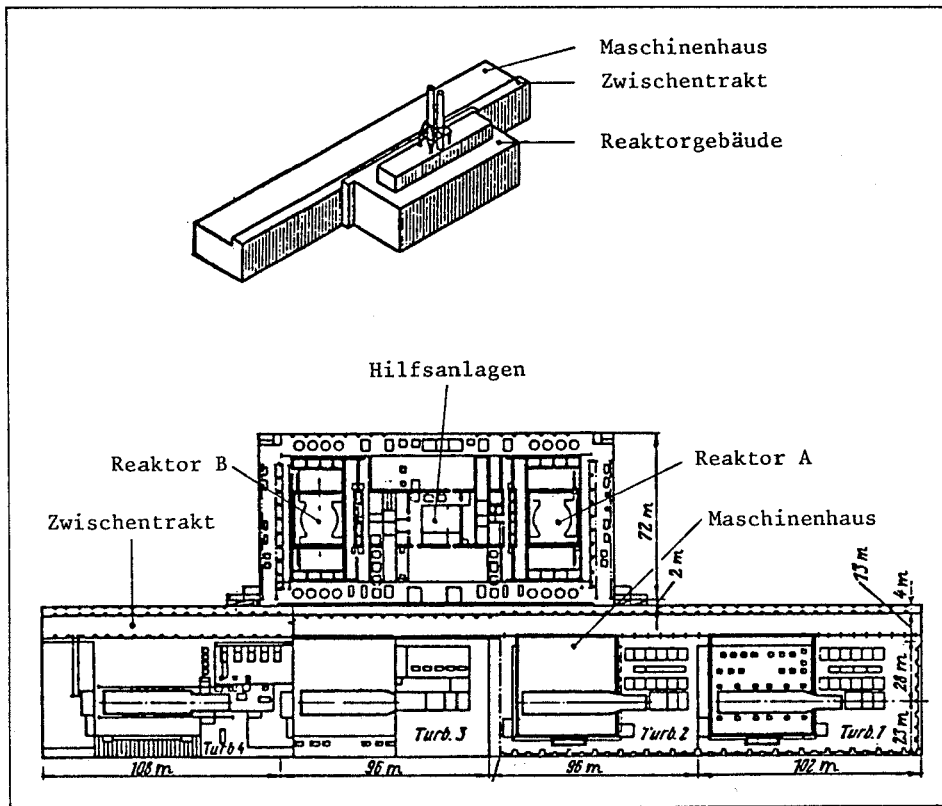


Bild 2:  
Grundriß der Anlage  
Smolensk  
(Tscherobyl 3 und 4)

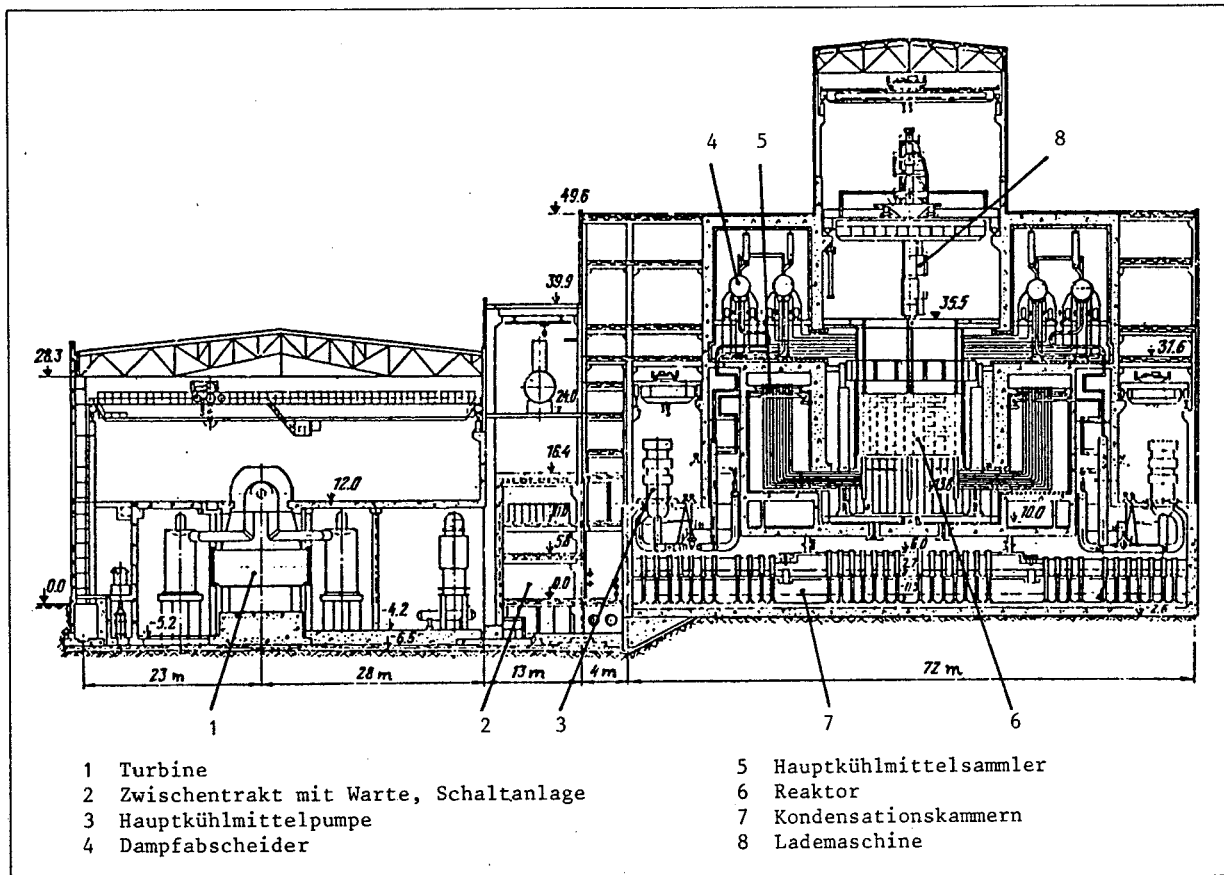
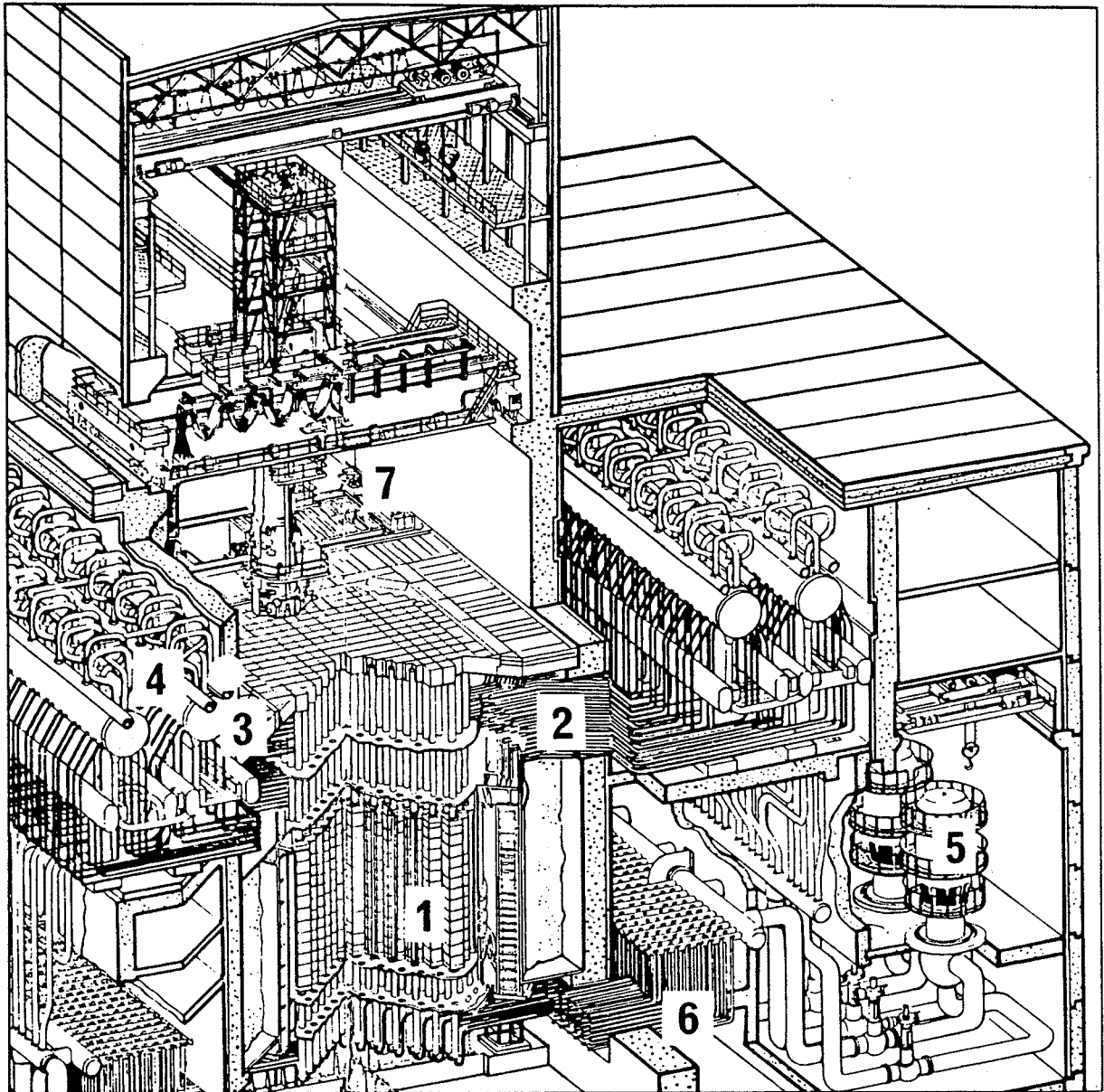


Bild 3:  
Schnittzeichnung der Anlage Smolensk (Tscherobyl 4)



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

Bild 4:

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

#### Reaktorkühlkreislauf

Die RBMK-1000-Reaktoren arbeiten im Einkreisverfahren nach dem Siedewasserprinzip. Das Kühlmittel und der Moderator sind nicht identisch. Als Moderator wird Graphit eingesetzt. Bezüglich der Kühlung ist der Kern in zwei Hälften aufgeteilt, die weitgehend unabhängig voneinander sind. Die Kühlmittelumwälzung in den beiden Kernhälften erfolgt durch je eine Hauptkühlmittelschleife. Jede der Hauptkühlmittelschleifen ist mit vier Hauptkühlmittelpumpen ausgestattet (Bild 5).

Beim Durchströmen des Reaktorkerns wird ein Teil des Kühlmittels verdampft. Am Kernaustritt beträgt der Dampfanteil ca. 15 Vol.%. Der Dampf wird in den beiden Wasser/Dampf-Separatoren der zugehörigen Hauptkühlmittelschleife abgetrennt und gelangt über die Dampfleitungen, die durch Sammler verbunden sind, zu den beiden Turbosätzen. Das Kondensat aus den Maschinenkondensatoren wird über die Kondensatpumpen und die Entgaser von den Speisepumpen zurück in die Wasser/Dampf-Separatoren und damit in die Hauptkühlmittelschleifen gefördert.



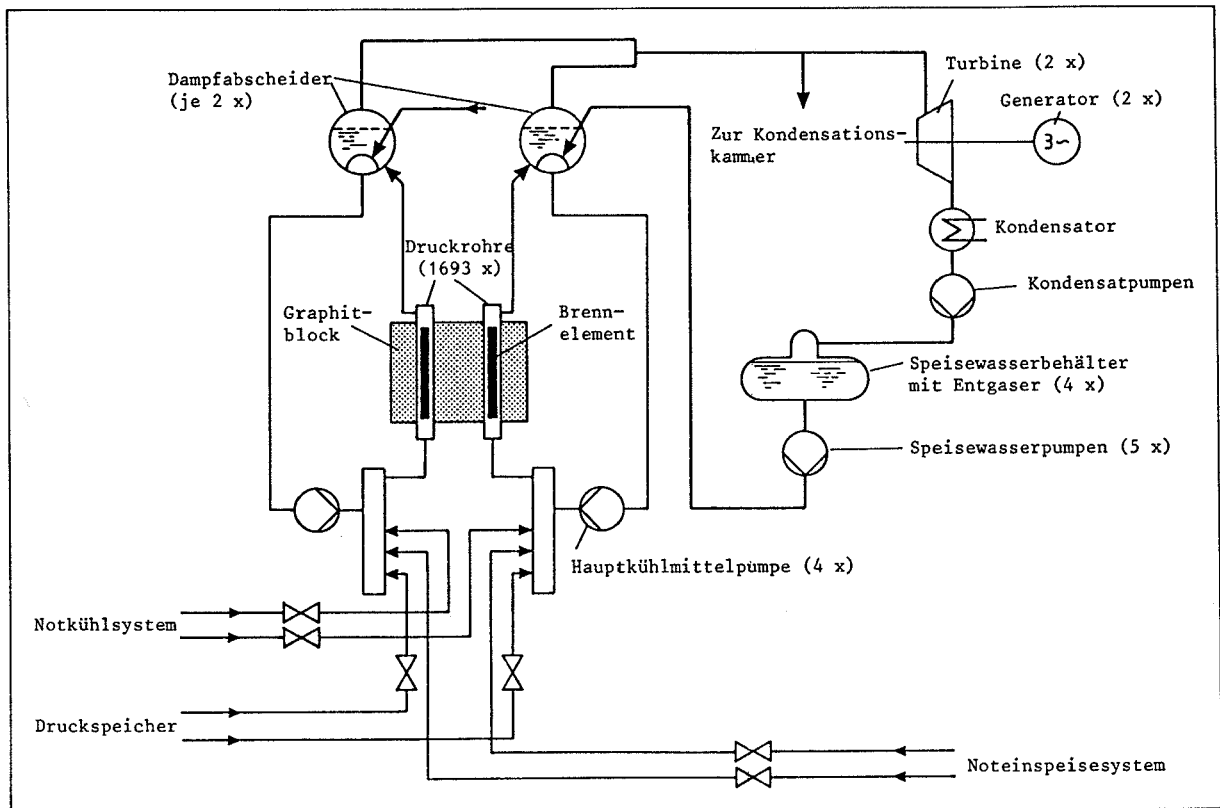


Bild 5:  
Prinzipaltbild der Anlage Tschernobyl 4

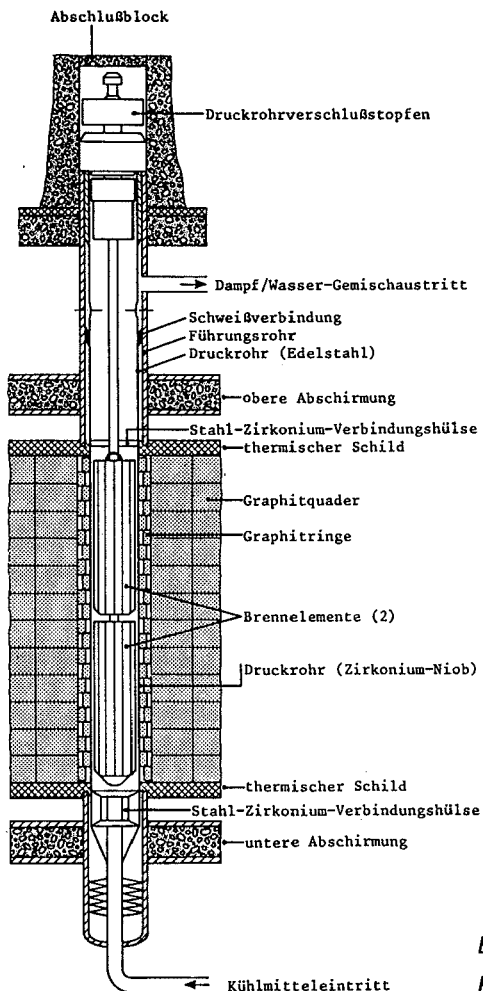


Bild 6:  
Prinzipdarstellung eines Druckrohres mit Brennelementen

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. Der Graphitmoderator ist aus quaderförmigen Blöcken mit einer Grundfläche von 25 cm x 25 cm und einer Höhe von 20 cm aufgebaut, die auf einer Tragestruktur aus Stahl ruhen. Die Graphitblöcke weisen senkrechte Bohrungen zur Aufnahme der in Bild 6 gezeigten Druckrohre (auch Arbeitskanäle genannt) und der Absorberstäbe auf. Die ca. 1700 Druckrohre, die die Brennelemente enthalten, werden von unten nach oben vom Kühlmittel durchströmt. Zur Reaktorregelung und -abschaltung sind 178 Absorberstäbe vorgesehen. Der Graphitblock ist von einem dichten Stahlblechmantel umgeben, in dem eine Schutzgasatmosphäre aus 40 % Helium und 60 % Stickstoff aufrechterhalten wird, um den Graphit vor Oxidation zu schützen. Tabelle 1 enthält die wesentlichen Daten des Reaktorkühlkreislaufer.

Der Brennelementwechsel kann über Öffnungen am oberen Ende der Druckrohre während des Betriebs durchgeführt werden. Der Brennstoff, von dem 180 t eingesetzt sind, ist niedrig angereichertes Uran (ca. 2 % Anreicherung).

Tab. 1:  
Technische Daten des RBMK-1000 Reaktors

Reaktortyp	Druckröhren-Siedewasserreaktor	mittlere Stabileistung	150 W/cm
Moderator	Graphit (He/N <sub>2</sub> -Inertisierung)	max. Leistungsreduktion (Regelung)	8 % / s
Kühlmittel	H <sub>2</sub> O	Moderatortemperatur	zwischen 550 ° C und 700 ° C
Reaktorleistung thermisch	3200 MW	Durchsatz Inertgassystem	30 m <sup>3</sup> /h
elektrisch	1000 MW	Kühlmitteldurchsatz	10 400 kg/s (37 500 t/h)
Turbine	2 x 500 MW	Kühlmitteltemperatur Kerneintritt	270 ° C
Brennstoff	UO <sub>2</sub>	Kernaustritt	284 ° C
Gesamtmenge Uran	180 t	Dampfgehalt (Kernaustritt)	15 %
Anreicherung	ca. 2 %	Frischdampfdruck	7 MPa
Mittlerer Abbrand	18 500 MWd/t	Frischdampfdurchsatz	1600 kg/s (5800 t/h)
Reaktorkern		Sicherheitseinrichtungen:	
Höhe/Durchmesser	7 m/12 m	Druckspeicher	2 Systeme mit je 6 Tanks
Anzahl Druckrohre	1693	Wasservolumen	je Tank 14 m <sup>3</sup>
Anzahl Steuerstäbe	178	Treibgasvolumen	je Tank 11 m <sup>3</sup>
davon Abschaltstäbe	57	Druck	10 MPa
Moderatorgewicht	ca. 1500 t	Notkühlpumpen	
Gesamtmenge Zirkaloy	ca. 120 t	Anzahl	3 x 2 Pumpen parallel
Gesamtlänge eines Druckrohres	22 m	Kapazität	3 x 50 %
davon unterhalb Kernbereich	5 m (Stahl)	Noteinspeisepumpen	
Kernbereich	8 m (Zr 2,5 Nb)	Anzahl	3
oberhalb Kernbereich	9 m (Stahl)	Förderleistung gesamt	ca. 500 t/h
Druckrohr		Kondensationsbecken- kühlpumpen	
Außendurchmesser	88 mm	Anzahl	3
Stärke	4 mm	Kapazität	3 x 50 %
Brennelemente pro Druckrohr	2 Stück	Kondensationsbecken	
Brennstäbe pro Brennelement	18 Stück	Anzahl	2
mittlere Leistungsdichte, bezogen auf die Spaltzone	4,2 MW/m <sup>3</sup>	Wasservorlage gesamt	ca. 5000 t
mittlere Leistung pro Druckröhre	1,9 MW	Druckabbausystem	
max. Leistung pro Druckröhre	3,05 MW	max. Auslegungsdruck	0,45 MPa

### Konstruktion, Werkstoffe und Herstellung

Durch die Vielzahl der Verzweigungen der Rohrleitungssysteme in den Kühlkreisläufen ist die Gesamtkonstruktion sehr kompliziert und unübersichtlich.

Für Teilbereiche der Rohrleitungen wird ein titanstabilisierter Cr/Ni-Stahl angegeben. Vermutlich wird dieser Werkstoff durchgehend im gesamten Rohrleitungssystem eingesetzt. Er entspricht seiner Analyse nach dem deutschen Werkstoff Nr. 1.4541, der auch für die Verwendung in den Kernkraftwerken der Bundesrepublik Deutschland zugelassen ist. Die Brennstabhüllrohre und der Teil der Druckrohre, der sich im Kernbereich befindet, bestehen aus einer Zirkonium-Legierung.

Die Wasser/Dampf-Separatoren sind aus austenitisch plattiertem ferritischem Stahl hergestellt. Genaue Werkstoffangaben liegen hierzu nicht vor. Die Pumpengehäuse sind vermutlich auch austenitisch plattiert.

Für die Herstellung liegen keine konkreten Angaben vor. Der Literatur ist allgemein zu entnehmen, daß me-

chanisierte Schweißverfahren bei der Errichtung derartiger Anlagen erprobt werden. Als Prüfverfahren werden Oberflächenriß- und Durchstrahlungsprüfungen sowie Helium-Lecktests eingesetzt. Über die Anwendung von Ultraschallprüfverfahren wird ebenfalls berichtet.

### ● Sicherheitssysteme

Die Anlagen der RBMK-1000-Baulinie sind mit Sicherheitssystemen zur Beherrschung von Störfällen (z. B. Kühlmittelverluststörfälle, Ausfall der Eigenbedarfsversorgung) ausgerüstet, auf die im folgenden kurz eingegangen werden soll.

### Druck- und Kondensationskammern

Zur Begrenzung und Lokalisierung von Kühlmittelverluststörfällen sind Teile der Hauptkühlmittelschleifen in den neueren Blöcken 3 und 4 von Druckkammern umschlossen, die durch eine doppelstöckige Kondensationskammer ergänzt werden (Bild 7).

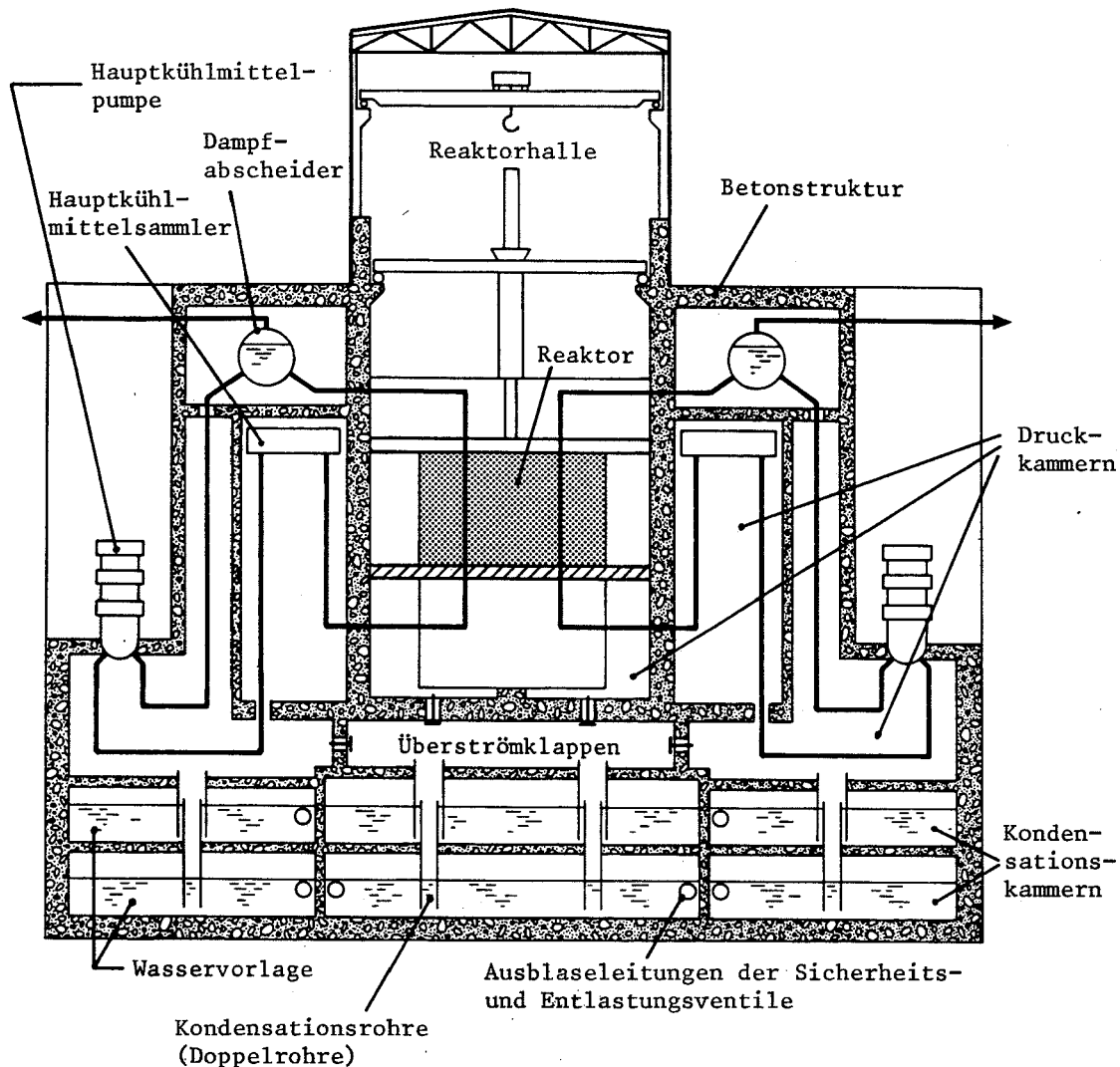


Bild 7:

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. Nicht umschlossen sind die Kühlmittelleitungen vom Reaktorkern zu den Wasser/Dampf-Separatoren. Die Wasser/Dampf-Separatoren selbst und der Reaktorkern liegen wahrscheinlich ebenfalls außerhalb der Druckkammern.

Bei Bruch einer Hauptkühlmittelleitung innerhalb der Druckkammern wird der freigesetzte Dampf über Kondensationsrohre in die Wasservorlage der Kondensationskammer geleitet und dort kondensiert. Bei Leitungsbrüchen außerhalb der Druckkammern geht die Leckage je nach Bruchlage entweder in den inertisierten Teil des Kerns oder unmittelbar in die Reaktorhalle. 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 Entlastungsrohre in die Kondensationskammer abgeführt.

Das Wasser in der Kondensationskammer kann durch ein System mit drei Strängen gekühlt werden, von denen zwei ausreichen, um die Nachwärme des Reaktors abzuführen. Daneben ist ein System vorhanden, mit dem Wasserstoff, der bei einem Kühlmittelverlustfall 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 8). Es besitzt folgende Teilsysteme:

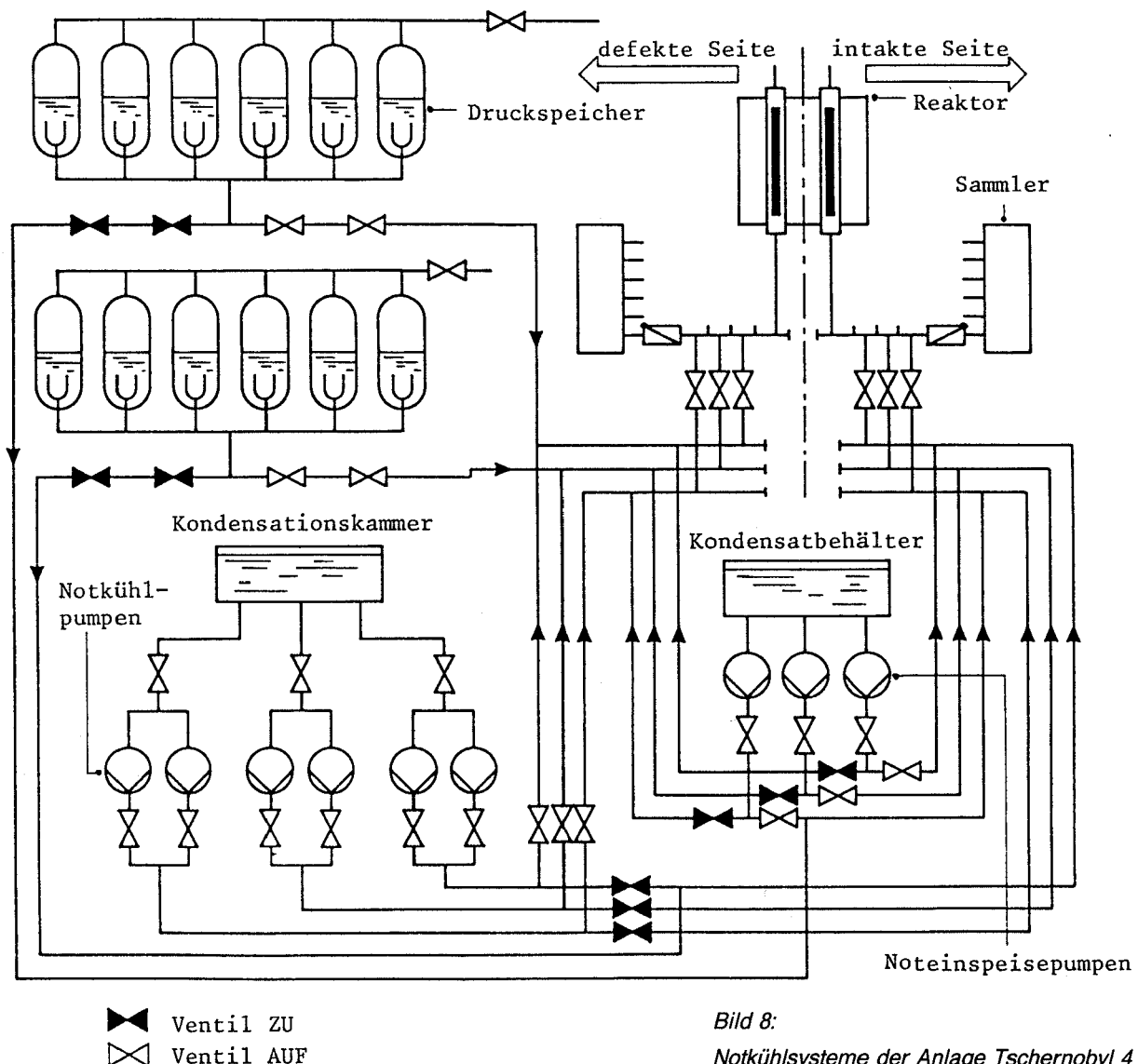


Bild 8:  
Notkühlsysteme der Anlage Tschernobyl 4

- 2 Sätze von je 6 Druckspeichern als erste und zweite Redundanz für die erste Phase nach einem Kühlmittelverluststörfall. Als dritte Redundanz werden die Speisewasserpumpen verwendet, die hierzu auf die entsprechenden Einspeiseleitungen des Notkühlsystems geschaltet werden. Da die Speisewasserpumpen in dieser Funktion nur für die erste Phase des Störfalls benötigt werden, genügt dafür die Auslaufzeit der Pumpen von ca. 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 Kondensat-Vorratsbehälter an.

Die Einspeisung von Druckspeichern und Notkühlpumpen wird durch schnellöffnende Ventile freigegeben. Durch eine entsprechende Auswahlwahlung wird sichergestellt, daß beide Systeme in die Hälfte des Hauptkühlkreislaufes einspeisen, in der sich das Rohrleitungsleck befindet. Die Versorgung der intakten Hälfte des Hauptkühlkreislaufes erfolgt durch das Noteinspeisesystem.

Beim RBMK-1000 werden Brüche im Bereich der Sammler und Verteiler für das Kühlmittel als auslegungsbestimmend angesehen. Bei den neueren Anlagen (Block 3 und 4) ist für die Auslegung der Notkühlung der Bruch des größten Sammlers mit einem Durchmesser von 900 mm zugrunde gelegt worden.

#### *Reaktorschutzsystem*

Zum Aufbau des Reaktorschutzsystems ist lediglich bekannt, daß die Anregekriterien für die schnelle Abschaltung des Reaktors mindestens in 2 von 3-Auswahllogik ausgeführt sind.

Die einzelnen Anregekriterien für die schnelle Abschaltung sind nicht vollständig bekannt. Jedoch erfolgt eine schnelle Abschaltung u. a. bei

- Neutronenfluß hoch,
- Änderungsgeschwindigkeit des Neutronenflusses hoch,
- Unterschied des Neutronenflusses über dem Kern hoch,
- Druck in den Druckkammern hoch und
- Niveau in den Wasser/Dampf-Separatoren hoch.

#### *Regel- und Abschaltssystem*

Zur Regelung und Abschaltung des Reaktors sind insgesamt 178 Absorberstäbe vorgesehen, die in speziellen, mit Wasser gekühlten Rohren geführt und durch elektrische Servomotoren angetrieben werden. Die Absorberstäbe unterteilen sich in zwei Gruppen:

- 157 Steuerstäbe, die über die volle Höhe des Kerns wirken und von oben einfahren, und

- 21 halblange Steuerstäbe, die von unten in den Kern fahren.

Die erste Gruppe gliedert sich in

- 12 automatisch betätigte Steuerstäbe zur globalen Leistungsregelung,
- 88 Steuerstäbe zur lokalen Leistungsregelung und
- 57 Steuerstäbe, die bei Betrieb ganz aus dem Kern ausgefahren sind und nicht an der Regelung teilnehmen, um die nötige Reaktivitätsreserve für eine Abschaltung zu gewährleisten.

Bei einer schnellen Abschaltung des Reaktors werden alle 157 Steuerstäbe der ersten Gruppe mit maximaler Geschwindigkeit in den Kern eingefahren. Die Einfahrtgeschwindigkeit für diesen Fall ist nicht eindeutig bekannt.

Die azimutale Leistungsverteilung im Kern wird durch Verfahren ausgewählter Steuerstäbe von oben und der halblangen Steuerstäbe von unten eingestellt.

#### *Instrumentierung*

Die Signale für das Regel- und Abschaltssystem werden von der Kerninstrumentierung bereitgestellt. Für diesen Zweck sind Ionisationskammern vorhanden, von denen 24 am Rand bzw. außerhalb des Reaktorkerns angeordnet sind. 42 weitere Ionisationskammern befinden sich innerhalb des Reaktorkerns.

Desweiteren existiert ein Meßsystem zur Überwachung der Leistungsverteilung, wobei über den Kernradius sowie über die Kernhöhe gemessen wird. Die Signale hierfür werden von Incore-Neutronenflußdetektoren geliefert. Die Verarbeitung und Aufbereitung der Signale erfolgt mit Hilfe eines Rechners. Die Detektoren sind wie folgt angeordnet:

- 130 Detektoren in ausgewählten Brennelementen zur radialen Messung des Neutronenflusses und
- 84 Detektoren in 12 speziellen Meßkanälen im Kern zur azimutalen Messung des Neutronenflusses.

Ebenfalls überwacht werden die einzelnen Druckrohre. Dazu werden die Temperatur und der Kühlmitteldurchsatz in den einzelnen Rohren gemessen.

#### *Notstromversorgung*

Über die Anzahl der Notstromdiesel in der Anlage Tschernobyl liegen keine Informationen vor. Aus anderen von der UdSSR errichteten Doppelblockanlagen ist jedoch bekannt, daß drei Notstromdiesel vorhanden sind. Dabei ist ein Notstromdiesel jedem Block fest zugeordnet und der dritte dient wahlweise als Reserwediesel für beide Blöcke. Die Notstromdiesel sind nicht schnellstartend. Die Stromversorgung wird bis zum Hochlaufen der Diesel von speziellen Eigenbedarfsgeneratoren übernommen, die die Auslaufenergie des Turbosatzes nutzen (Bild 9). Für die Notstrom-

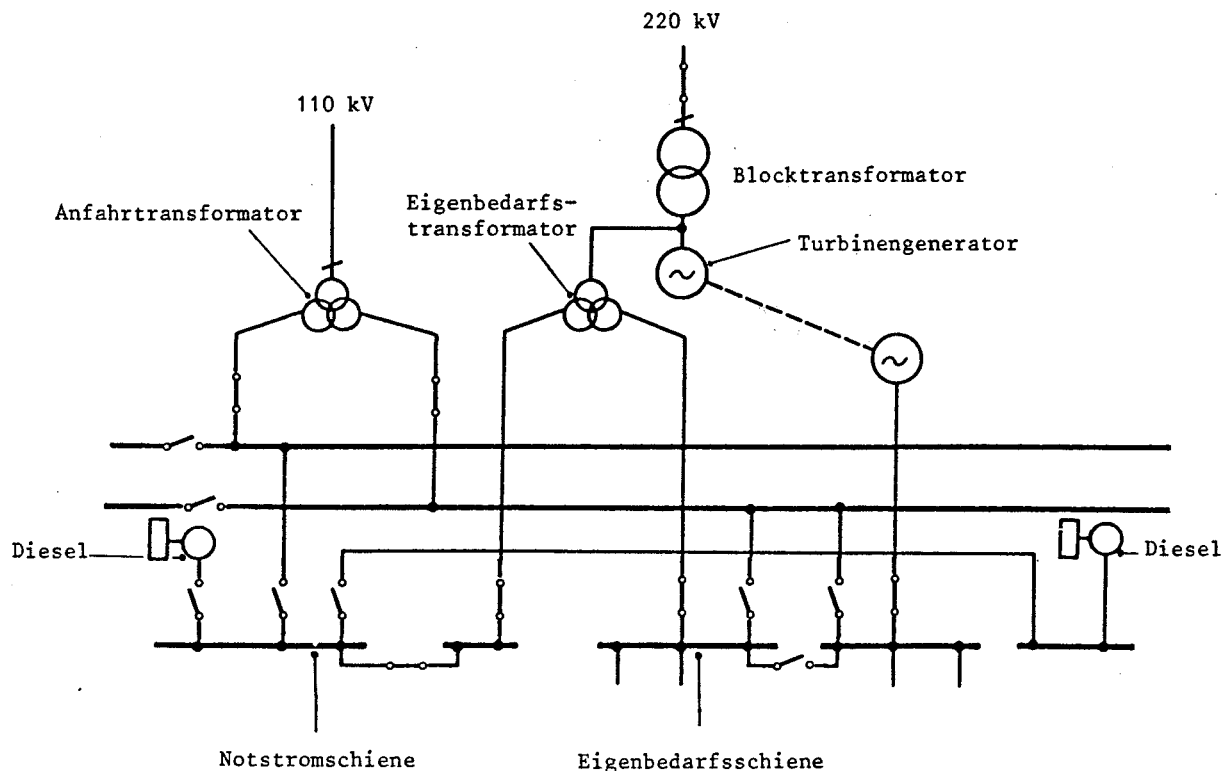


Bild 9:  
Eigenbedarfs- und Notstromversorgung

schiene bestehen zwar mehrfache Versorgungen, jedoch ist die Notstromschiene selber nicht redundant aufgebaut.

#### ● Betriebliche Aspekte

Bei den RBMK-1000-Reaktoren scheint insbesondere die Erfassung und Regelung der Leistungsverteilung schwierig zu sein. Gründe hierfür sind u. a.

- die großen Abmessungen des Reaktorkerns,
- die damit verbundenen Xenon-Instabilitäten,
- die komplizierte Struktur der lokalen Leistungsverteilung infolge der häufigen Wechsel einzelner Brennelemente und der daraus resultierenden Änderungen in der Konfiguration neuer und teilweise abgebrannter Brennelemente sowie
- ein überwiegend positiver Dampfblasen-Koeffizient, der sich daraus ergibt, daß beim RBMK-1000 das Kühlmittel nicht gleichzeitig als Moderator dient.

Deshalb wird ein erheblicher Aufwand bezüglich der Erfassung der Leistungsverteilung und ihrer Regelung betrieben. Dies ist offensichtlich erforderlich, um ein zufriedenstellendes Leistungsprofil einstellen zu können.

Aus der Literatur ist bekannt, daß es beim RBMK-Reaktor bei bestimmten Störungen (Ausfall von Hauptkühlmittelpumpen) bzw. bei Kühlmittelverluststürfen infolge eines positiven Reaktivitätskoeffizienten zu einem Überschwingen der Leistung kommen kann.

Aus der Betriebserfahrung mit dieser Baulinie wird zwar über Lecks in den Großrohrleitungen und Komponenten, nicht aber über große Brüche berichtet. Auch scheinen Abrisse kleinerer Rohrleitungen aufgrund von Korrosions- und Schwingungsschäden sowie Lecks in den Druckrohrer mehrfach aufgetreten zu sein. Reparaturen, insbesondere an Druckrohren, werden offensichtlich zum Teil bei laufendem Betrieb mit entsprechend abgesenkter Leistung durchgeführt.

#### ● Vorläufige Bewertung

Aus den vorliegenden Informationen lassen sich im Vergleich zu deutschen Anlagen die folgenden sicherheitstechnischen Besonderheiten des RBMK-Reaktors erkennen:

Infolge der großen Abmessungen des Kerns, des vorwiegend positiven Dampfblasenkoeffizienten sowie der neutronenphysikalischen und fluiddynamischen Eigenschaften neigt der RBMK-Reaktor zu Instabilitäten. Ein Leistungsanstieg wird im allgemeinen nicht ausreichend durch physikalische Eigenschaften des Reaktors begrenzt, sondern führt – insbesondere bei höherem Brennstoffabbrand – zu einer weiteren Reaktivitätszufuhr. Daher muß zur Begrenzung von Leistungstransienten in besonderem Maße auf aktive Maßnahmen zurückgegriffen werden. Dies sind insbesondere eine aufwendige Instrumentierung und eine komplizierte Regelung.

Aus der Anordnung des Brennstoffs in ca. 1700 Druckrohren mit separaten Anschlußleitungen ergibt sich eine Vielzahl von Rohrleitungen. Dies hat zwar einer-

seits zur Folge, daß sich bei einem möglichen Bruch eines Rohres in diesem Bereich ein relativ kleiner Leckquerschnitt ergibt, führt aber andererseits zu einem komplizierten, schwer zu inspizierenden und zu wartenden Aufbau mit einer Vielzahl von Schweißnähten und Armaturen.

Der Kern enthält große Mengen an Zirkonium und Graphit und damit ein Potential für chemische Reaktionen.

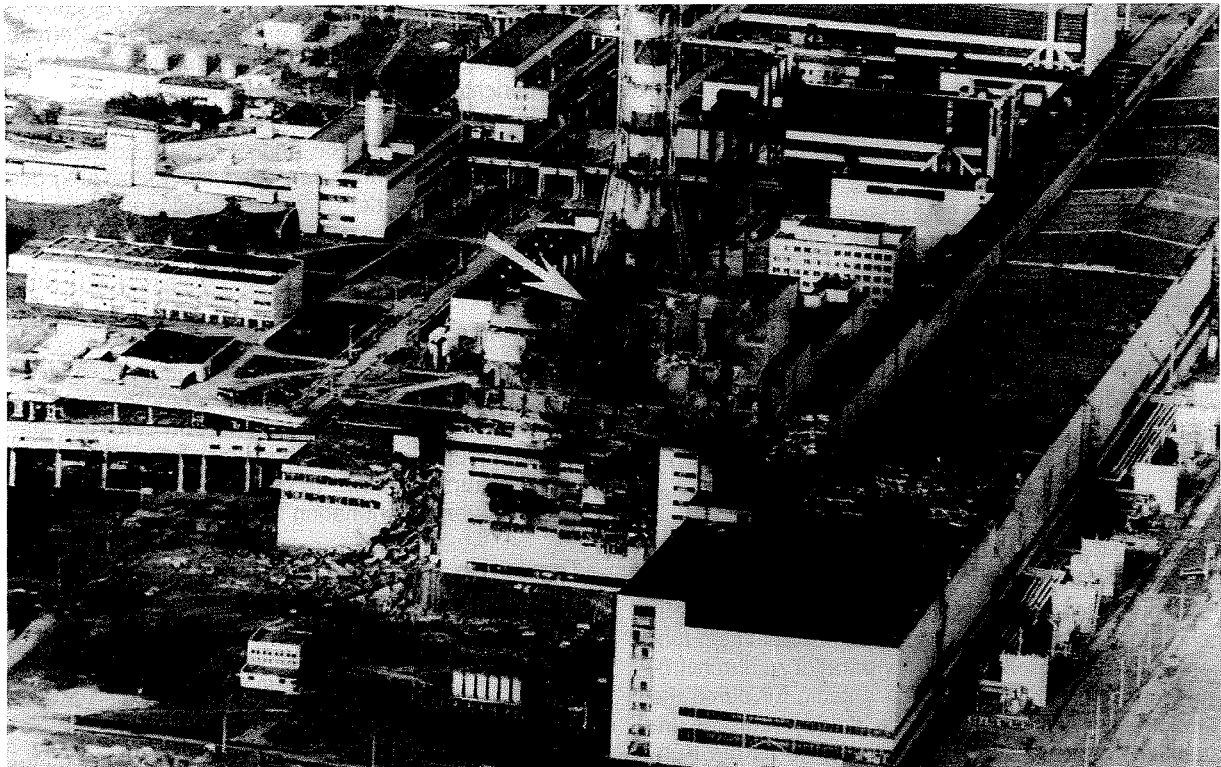
Die vorhandenen Druckkammern umschließen nur Teile des Hauptkühlkreislaufs. Insbesondere die oberen Anschlußleitungen an die Druckrohre befinden sich in einem Raum, der zur Reaktorhalle hin praktisch offen ist. Die Reaktorhalle selbst läßt keine besonderen Anforderungen an die bauliche Ausführung erkennen.

Die Auslegung der Sicherheitssysteme ist von geringerer Redundanz als bei Anlagen der Bundesrepublik Deutschland.

## Bekanntgewordene Informationen zum Ereignisablauf

Die bisher aus Verlautbarungen und Meldungen, insbesondere aus den Ausführungen des sowjetischen Delegierten im Gouverneursrat der IAEA vorliegenden Informationen sind im folgenden kurz zusammengestellt. Die Informationen sind lückenhaft und wenig detailliert und erlauben keine vollständige und eindeutige Rekonstruktion des Ereignisablaufes.

- Betroffen ist Block 4, der jüngste Block.
- Im Laufe des 25. 4. 1986 wurde begonnen, den Reaktor für Wartungsarbeiten abzufahren.
- Vor Eintritt des Ereignisses betrug die Reaktorleistung ca. 7 %.
- Das Ereignis, das den Unfall auslöste, ist am 26. 4. 1986, 1.23 Uhr Ortszeit eingetreten.
- Als Ursache des Ereignisses wird ein plötzlicher Leistungsanstieg im Reaktorkern genannt. Dadurch kam es zu einem starken Anstieg der Dampfproduktion und zu einem mechanischen Versagen von Druckrohren.
- Nach Eintritt des Ereignisses wurde der Reaktor abgeschaltet.
- Im Verlauf des Ereignisses wurden zwei Menschen durch Verbrennungen bzw. herabfallende Teile getötet.
- Beim Unfall wurde radioaktives Material aus dem Reaktor geschleudert.
- Im weiteren Verlauf des Unfalls kam es zumindest partiell zum Kernschmelzen.
- Es ereigneten sich Explosionen und Brände.
- Das Reaktorgebäude ist im oberen Bereich zerstört. Der Zwischentrakt und das Maschinenhaus weisen Schäden auf, die aber offensichtlich begrenzt werden konnten (Bild 10).
- Der Graphit des Reaktors geriet in Brand und brannte mehrere Tage.



**Bild 10:**

Luftaufnahme des Geländes von Tschernobyl vom 9. 5. 1986. Der weiße Pfeil kennzeichnet das zerstörte Reaktorgebäude von Block 4. (Quelle: dpa)

- Im Verlauf des Unfalls wurden große Mengen radioaktiver Stoffe in die Umgebung freigesetzt und bis in eine Höhe von etwa 1000 m getragen. An der Gesamtfreisetzung war Jod-131 mit rund 50 % beteiligt. Die Freisetzung aus dem Reaktorkern war am 13. 5. 1986 beendet.
- Der zerstörte Reaktorkern befindet sich noch im Reaktorgebäude. Er wurde inzwischen mit ca. 5000 t Sand, Ton, Dolomit, Kalkstein, Bor und Blei überschüttet.
- Bereits wenige Tage nach Eintritt des Unfalls wurde begonnen, den zerstörten Kern mit Stickstoff zu kühlen.
- Die Kerntemperatur beträgt zur Zeit weniger als 100° C.
- Um einen vollständigen Abschluß des defekten Reaktors zu erreichen, wurde begonnen, ihn einzubetonieren und eine Betonplatte mit Kühlmöglichkeiten unter dem Reaktorgebäude einzubringen.
- Die restlichen drei Blöcke wurden abgeschaltet und befinden sich im Nachkühlbetrieb.
- Ab 27. 4. 1986 wurden insgesamt ca. 100 000 Menschen aus der weiteren Kraftwerks Umgebung evakuiert.
- Insgesamt wurden knapp 300 Menschen in Krankenhäuser eingeliefert. Dabei handelt es sich ausschließlich um Kraftwerkspersonal einschließlich der Feuerwehrleute. Bis zum 5. 6. 1986 war die Zahl der Toten auf 26 gestiegen. Ca. 25 Menschen befanden sich noch in kritischem Zustand.

## Diskussion der vorhandenen Informationen zum Ablauf

Wie bereits erwähnt, gestatten die vorliegenden Informationen zum Unfall keine vollständige und eindeutige Rekonstruktion des Ereignisablaufs. Welche Schlußfolgerungen sich trotzdem daraus ziehen lassen, wird im folgenden behandelt.

### *Abfahren des Reaktors*

Nach sowjetischen Angaben wurde der Reaktor im Laufe des 25. 4. 1986 auf 7 % Leistung abgefahren. Dies wird durch die Auswertung der in westlichen Ländern gemessenen Isotopenverhältnisse übereinstimmend bestätigt.

### *Ursache: Leistungsexkursion bei 7 % Reaktorleistung*

Aus Veröffentlichungen geht hervor, daß die RBMK-Reaktoren aufgrund ihres Aufbaus neutronenphysikalische Eigenschaften besitzen, die zu Instabilitäten führen. Wegen der großen Zahl der parallel zu durchströmenden Druckrohre ist er auch anfällig für durch die Zweiphasenströmung induzierte fluiddynamische Instabilitäten, die in Teilbereichen des Kerns die Kühlung beeinträchtigen können. Insbesondere spielen hier der überwiegend positive Dampfblasen-Koeffizient (Void-Koeffizient) sowie Xenon-Schwingungen wegen der großen Reaktorabmessungen eine Rolle.

Eine Leistungsexkursion wird daher nicht unter allen Bedingungen durch inhärente physikalische Eigenschaften begrenzt, sondern führt insbesondere bei höherem Brennstoffabbrand zu einer weiteren Reaktivitätszufuhr. Damit ist grundsätzlich die Möglichkeit eines plötzlichen starken Leistungsanstiegs gegeben.

Diesem Verhalten des Reaktors muß durch entsprechende aktive Sicherheitssysteme begegnet werden. Wie bereits ausgeführt, sind dazu in den RBMK-Reaktoren aufwendige Regel- und Abschaltssysteme installiert.

Bei der vorhandenen niedrigen Leistung von 7% können verstärkt Regelungsprobleme auftreten. In diesem Zustand ist der Dampfanteil im Kern gering, so daß bei einer plötzlichen starken Dampfblasenbildung eine hohe Reaktivitätszufuhr infolge des positiven Dampfblasen-Koeffizienten zu erwarten ist.

### *Kühlmittelverlust als Folge der Leistungsexkursion*

Eine entsprechende Leistungsexkursion kann erklären, daß Teile des Brennstoffs so stark aufgeheizt werden, daß der Brennstoff schmilzt und die Brennstabhüllrohre versagen. Dies führt zu einem plötzlichen, sehr hohen Wärmeeintrag ins Kühlmittel, das dabei spontan verdampft. Der resultierende Druckaufbau kann zur Zerstörung von Druckrohren im oberen und unteren Bereich sowie im weiteren zum Auswurf von Brennstoff aus dem Kern führen. Da der obere Bereich der Druckrohre außerhalb der Druckkammern liegt, können Brennstoff und Brennelemente in die Reaktorhalle und nach außen gelangen und dort zur Entzündung brennbarer Materialien führen. Der außerhalb des Reaktorgebäudes gefundene Kernbrennstoff und die berichteten Brände sind so erklärbar.

Da das Ausmaß der Leistungsexkursion derzeit nicht bekannt ist, kann über den Grad der Zerstörung des Reaktorkerns und der Druckrohre in dieser Phase keine Aussage gemacht werden.

### *Kernschmelzen*

Aufgrund der vorliegenden Informationen ist es wahrscheinlich, daß Teile des Kerns geschmolzen sind. Offensichtlich war die Notkühlung nicht in der Lage, dies zu verhindern, was auch vorstellbar ist, weil eine Leistungsexkursion bzw. herabstürzende Teile große Schäden verursacht haben können.

Der genaue Ablauf des Kernschmelzens ist nicht bekannt. Er wurde durch das Vorhandensein großer Mengen von Zirkonium und Graphit geprägt. Sicher ist, daß vom 26.-30. 4. 1986 massive Freisetzungen radioaktiver Stoffe – auch leichtflüchtiger Isotope – stattgefunden haben.

### *Zirkonium/Wasser-Reaktion*

Im Verlaufe des Kernschmelzens wurden bei Temperaturen oberhalb von 1300° C durch die Reaktion von



Zirkonium mit Wasser größere Mengen von Wasserstoff gebildet. Die aufgetretenen Explosionen und die starken Zerstörungen auch der massiven Stahlbetonstrukturen im oberen Bereich des Reaktorgebäudes lassen sich durch Wasserstoffexplosionen erklären.

### Graphitbrand

Im Verlaufe des Unfalls entzündete sich der Graphit des Kerns. Die dafür erforderlichen Voraussetzungen waren gegeben: Der Graphit konnte sich durch die Kernschmelze auf hohe Temperaturen aufheizen und infolge der Zerstörungen im Reaktorgebäude war ausreichender Luftzutritt vorhanden. Wegen der großen Menge Graphit von ca. 1500 t und wegen seiner Eigenschaft, erst bei Temperaturen über 900 °C und dann im wesentlichen nur an der Oberfläche zu brennen, ist die gemeldete mehrtägige Dauer des Brandes erklärbar.

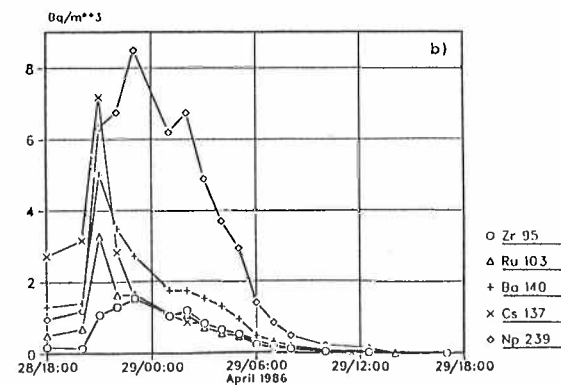
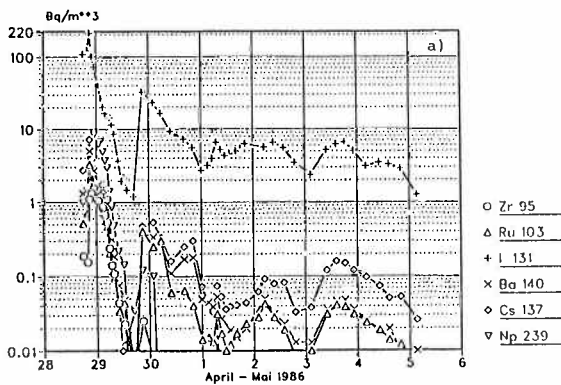
### Freisetzung aus der Anlage

Aus der Analyse der meteorologischen Situation und der Nuklidzusammensetzung in den gemessenen Proben lassen sich Rückschlüsse auf die Freisetzung radioaktiver Stoffe aus dem Reaktor in Tschernobyl ziehen. Diese werden durch folgende Überlegungen gestützt:

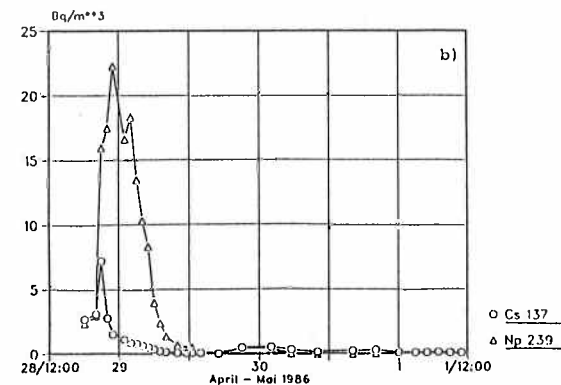
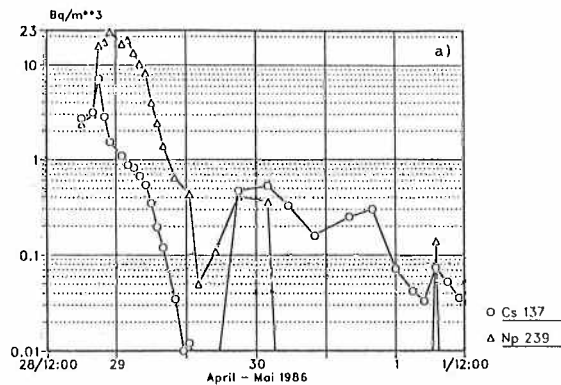
– Aus der Auswertung der meteorologischen Situation während des Unfallablaufs lassen sich die beobachteten Aktivitätspeaks an den jeweiligen Orten in Europa einzelnen Emissionszeitpunkten an der Reaktoranlage in Tschernobyl zuordnen.

– Näherungsweise kann davon ausgegangen werden, daß die meisten Nuklide in demselben Verhältnis freigesetzt wurden, wie sie in Skandinavien und Westeuropa gemessen wurden. Dies ist gerechtfertigt, weil sie mit Ausnahme der Edelgase und einiger Jodformen in Gestalt von Aerosolpartikeln auftreten und daher ein ähnliches Ablagerungs- und Transportverhalten haben.

In Bild 11 sind die mit hoher Zeitaufösung in Konala (Helsinki) in der Luft gemessenen Aktivitätskonzentrationen dargestellt. Am frühen Nachmittag des 29. April hat es in Helsinki für mehrere Stunden geregnet, wodurch die radioaktiven Stoffe aus der Luft ausgewaschen wurden. Dies erklärt das zur entsprechenden Zeit beobachtete Minimum der Aktivitätskonzentration in der Luft. In Bild 12 sind noch einmal gesondert die Aktivitätsverläufe der beiden Nuklide Cäsium-137 (Cs-137) und Neptunium-239 (Np-239) gegenübergestellt, wobei die Meßdaten hinsichtlich des radioaktiven Zerfalls auf dem Transportweg korrigiert wurden.



**Bild 11:**  
Radionuklidkonzentration in der Luft, gemessen in Finnland a) von Ende April bis Anfang Mai 1986, b) am 28./29. April 1986



**Bild 12:**  
Zerfallskorrigierte Aktivitäten in der Luft in Finnland a) logarithmische Darstellung, b) lineare Darstellung

Tab. 2: Aktivitäten bezogen auf Cs-137

Nuklid	mittlere gemessene Aktivität			berechnete Aktivitätsinventare	geschätzter Freisetzungsanteil
	Finnland	Bundesrepublik Deutschland	Frankreich		
J-131	34 ± 7	5.1 ± 0.1	3.2 ± 0.04	17	0.3 - 2.0
Cs-134	0.58 ± 0.02	0.51 ± 0.02	0.55 ± 0.04	0.54	0.9 - 1.1
Ru-103	0.55	1.50 ± 0.003	1.7 ± 0.5	26	0.02 - 0.07
Ba-140 } La-140 }	1.0	0.63	0.5 ± 0.1	30	0.02 - 0.03
Zr-95	0.41	0.06 ± 0.01	0.009 ± 0.002	30	3E-4 - 0.02
Nb-95		0.092	0.025 ± 0.005	30	8E-3 - 3E-3
Te-132	2.8	3.2	4.4 ± 2.0	24	0.11 - 0.18
Ce-141		0.08 ± 0.03	0.03 ± 0.01	28	1E-3 - 3E-3
Sr-89		0.34 ± 0.06		17	0.02
Sr-90		0.014 ± 0.006		0.7	0.02
Mo-99 } Tc-99m }		0.33 ± 0.05	0.3 ± 0.1	30	0.01
Np-239	6.0	0.3 ± 0.2		440	1E-3 - 0.01
Pu-239		< 1.3E-5*		0.0063	< 2.1E-3

\* a E-b  $\hat{=}$  a · 10<sup>-b</sup>

In Tabelle 2 sind für Finnland, Frankreich und die Bundesrepublik Deutschland die Mittelwerte der gemessenen Aktivitäten aufgeführt. Zur Auswertung der nuklid-spezifischen Messungen wurden sämtliche Meßwerte jeweils auf den zugehörigen Wert des Cs-137-Nuklids normiert. Damit wird erreicht, daß Effekte, die die Aktivitätskonzentrationen während der Ausbreitung in der Atmosphäre ändern und zu unterschiedlichen Meßwerten an den einzelnen Orten führen, als Einflußgrößen eliminiert werden. Zur Ermittlung eines Freisetzungsfaktors müssen die normierten Meßdaten noch bezüglich des für die einzelnen Nuklide unterschiedlichen Aktivitätsinventars des Reaktorkerns gewichtet werden. Das für einen Abbrand von 8 GWd/tU abgeschätzte und auf Cs-137 normierte Kerninventar ist ebenfalls in Tabelle 2 angegeben. Damit ergeben sich dann die aufgeführten nuklidspezifischen Freisetzungsfaktoren relativ zur Freisetzung des Cs-137-Nuklids.

Insgesamt können aus den Messungen die nachstehenden Folgerungen gezogen werden:

Die Freisetzungen aus der Anlage erstreckten sich über einen Zeitbereich von mindestens vier Tagen. Dies ergibt sich aus den gemessenen Aktivitätskonzentrationen unter Berücksichtigung der meteorologischen Verhältnisse.

Der erste in Finnland beobachtete Aktivitätspeak ist auf Freisetzungen aus einem zur Zeit nicht genauer zu bestimmenden Kernbereich zurückzuführen, aus dem die J- und Cs-Nuklide nahezu vollständig innerhalb kurzer Zeit (1-2 Stunden) freigesetzt wurden. Dies läßt sich aus der in Konala gemessenen Halbwertsbreite des Cs-Peaks von 1.7 Stunden ableiten.

Der betroffene Kernbereich heizte sich relativ rasch auf Temperaturen > 2400 °C auf und blieb zumindest über Stunden (5-8 Stunden) auf diesem hohen Temperaturniveau. Dies wird dadurch gestützt, daß das Maximum der Np-Aktivität in Konala bereits zwei Stunden nach dem Cs-Maximum erreicht wurde und der Np-Peak eine Halbwertsbreite von mehr als sieben Stunden besitzt. Np wird quantitativ in kurzer Zeit erst bei Temperaturen weit oberhalb von 2400° C freigesetzt. Aus den Meßwerten läßt sich weiter abschätzen, daß in dieser Phase ca. 1-2% des Np-Inventars des betroffenen Kernbereichs freigesetzt wurden.

Die weitere Freisetzung (> 24 Stunden nach Unfallbeginn) erfolgte aus anderen Kernbereichen bei niedrigerer Temperatur. Hinweise dafür, daß an weiteren Freisetzungen andere Kernbereiche beteiligt waren, ergeben sich daraus, daß der Anteil der leichtflüchtigen Radionuklide Jod (J) und Cs im Nuklidspektrum auch noch in späteren Emissionsphasen relativ hoch war. Ein Np-Aktivitätsüberschuß gegenüber Cs wird nur am 29. April in Finnland beobachtet (ca. Faktor 6). Spätere Messungen in Finnland und auch in Frankreich zeigen dagegen relativ zu Cs vereinzelt gleichhohe, im Mittel aber niedrigere Np-Aktivitätswerte, selbst unter Berücksichtigung des radioaktiven Zerfalls. Dies deutet auf niedrigere Kerntemperaturen hin.

Die Freisetzung von Barium (Ba) und Strontium (Sr) hängt empfindlich vom Grad der Zirkonium/Wasser-Reaktion ab. Metallisches Zirkonium (Zr) kann das im Brennstoff als Oxid vorliegende Ba bzw. Sr, das in dieser Form nur eine geringe Flüchtigkeit hat, zum leichtflüchtigen elementaren Ba bzw. Sr reduzieren. Wird das Zr bereits durch die Zirkonium/Wasser-Reaktion weitgehend oxidiert, nimmt die Freisetzung von Ba

bzw. Sr empfindlich ab. Aus den gemessenen Werten für die Nuklide Ba und Sr läßt sich schließen, daß während des Abschmelzvorgangs noch Teile des Zr in metallischer Form vorlagen. Dies ist plausibel, weil im RBMK-1000-Reaktor insgesamt eine große Menge Zr im Kernbereich verwendet wird.

Im Vergleich zu den bei Risikoanalysen für Leichtwasserreaktoren abgeschätzten Freisetzungswerten wurden sehr hohe Anteile der Ruthenium-Nuklidgruppe beobachtet. Dies deutet auf eine Luftzufuhr während der Freisetzung hin, da Ruthenium (Ru) im Gegensatz zu seinen Oxiden praktisch nicht flüchtig ist. Derselbe Schluß kann ebenfalls aus den gemessenen Molybdän-Aktivitäten gezogen werden, da auch Molybdän (Mo) nur unter oxidierenden Bedingungen zu einem größeren Anteil freigesetzt wird.

## **Vorläufige Bewertung des Unfalls im Kernkraftwerk Tschernobyl im Hinblick auf Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland**

Wegen fehlender Detailinformationen läßt sich der Unfallablauf in Tschernobyl noch nicht geschlossen und in allen Einzelheiten hinsichtlich der Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland bewerten. Trotzdem können aber schon einige Vorgänge betrachtet werden, die nach derzeitigem Kenntnisstand bei dem Unfall von nachhaltiger Bedeutung waren.

In diesem Sinne werden nachfolgend die Punkte Leistungsexkursion, Kernschmelzen und Brand diskutiert.

### **Leistungsexkursion**

Das auslösende Ereignis für den Unfall in Tschernobyl scheint eine Leistungsexkursion infolge einer unzulässigen Reaktivitätszufuhr gewesen zu sein.

#### **● Leichtwasserreaktoren**

Nur durch ein unkontrolliertes Ausfahren von Steuerstäben könnte bei Leichtwasserreaktoren in der Bundesrepublik Deutschland eine wesentliche Reaktivitätszufuhr erfolgen. Durch mehrere unabhängige Begrenzungseinrichtungen wird ein unzulässiges Herausfahren auch bei niedrigen Leistungen automatisch unterbunden. Zu einem Herausschießen von Steuerstäben könnte es nach anfänglichem Steckenbleiben oder Bruch einer Aufhängung kommen. Dagegen sind beim Siedewasserreaktor konstruktive Vorkehrungen getroffen. Beim Druckwasserreaktor sind diese aufgrund der andersartigen Reaktivitätsbilanz nicht erforderlich. Würde eine unterstellbare lokale Reaktivitätszufuhr auftreten, wird die Exkursion durch die physikalische Auslegung, insbesondere den Doppler-Effekt, begrenzt, so daß kein Brennstabschaden zu erwarten ist. In keinem Fall ist davon auszugehen, daß eine lokale Leistungserhöhung zu einem Versagen der druckführenden Umschließung führt.

Der Ausfall der Schnellabschaltung bei Betriebsstörungen wird im Rahmen von Genehmigungsverfahren untersucht. Der bei diesem Störfall auftretende Druck wird mit noch beträchtlichen Sicherheitsreserven abgetragen und beeinträchtigt nicht die Integrität der Brennstabhüllen.

Aus sowjetischer Literatur und in der Bundesrepublik Deutschland durchgeführten Abschätzungen ist die Problematik des positiven Dampfblasenkoeffizienten bei RBMK-Reaktoren bekannt. Dabei wird, im Gegensatz zu den Leichtwasserreaktoren in der Bundesrepublik Deutschland, bei Dampfblasenanstieg die Leistung erhöht. RBMK-Reaktoren sind daher in besonderem

Maße auf aktive Maßnahmen zur Abschaltung angewiesen, um bei Störfällen, wie z. B. Pumpenausfall, Druckabsenkungen und Kühlmittelverlusten den Reaktor in der Leistung zu begrenzen und abzuschalten. Funktionieren die entsprechenden Systeme nicht ausreichend, kann es zu einer sehr schnellen Leistungsexkursion kommen.

#### ● THTR-300

Auch beim THTR-300 kann eine wesentliche Reaktivitätszufuhr nur durch ein unkontrolliertes Ausfahren von Steuerstäben (Kern- oder Reflektorstäben) erfolgen. Durch mehrere unabhängige Begrenzungseinrichtungen wird ein unzulässiges Herausfahren selbst bei niedrigen Leistungen automatisch unterbunden. Ein Herausschießen von Kern- oder Reflektorstäben kann konstruktionsbedingt ausgeschlossen werden.

Würde es trotzdem zu einer unzulässigen Reaktivitätszufuhr kommen, stellt die physikalische Auslegung (negativer Temperaturkoeffizient) eine Begrenzung sicher.

#### ● SNR-300

Der SNR-300 weist im Normalbetrieb bezüglich der Leistung einen insgesamt negativen Reaktivitätskoeffizienten auf, der sich aus einer Reihe im wesentlichen temperaturabhängiger Koeffizienten zusammensetzt. Da die negativen Koeffizienten überwiegen, werden Reaktivitätsstörungen durch inhärente Eigenschaften des Reaktors gedämpft. Der Reaktor ist neutronenphysikalisch stabil.

Unterstellt man hypothetisch eine Verdrängung von Natrium (Na) aus dem zentralen Bereich des Kerns, würde sich dies reaktivitätserhöhend auswirken. Dazu sind die folgenden Fälle zu betrachten:

- Kühlmittelverlust. Der Primärkreis der SNR-300 steht unter niedrigem Druck, so daß bei Kühlmittelverlust praktisch kein Druckabfall auftritt. Wegen des großen Abstandes zur Siedetemperatur verdampft das Natrium in einem solchen Fall nicht. Aufgrund der Anordnung der Primärkreisläufe und der Doppeltankbauweise bleibt der Kern bei Na-Leckagen bedeckt. Damit führt ein Kühlmittelverlust bei funktionierender Schnellabschaltung nicht zur Na-Verdrängung aus dem Kern und löst keinen Reaktivitätsstörfall aus.
- Gasblasen im Kern. Es ist Vorsorge getroffen, daß sich in den Kreisläufen keine größeren Gasblasen bilden, die in den Kern transportiert werden können. Darüber hinaus ist unter dem Kern ein Gasblasenabscheider angeordnet, der trotzdem unterstellte Gasblasen in die Brutmantelbereiche am Rand des Reaktorkerns leitet, wo der Verdrängungskoeffizient negativ ist; d. h. Gasblasen würden dort reaktivitätsmindernd wirken.
- Sieden im Kern aufgrund unzureichender Wärmeabfuhr. Es ist Vorsorge getroffen, daß bei Störfällen eine Durchströmung des Kerns durch Zwangs- oder

Naturumlauf erhalten bleibt. Bei funktionierender Schnellabschaltung wird dadurch Sieden im Kern verhindert.

Wegen der sicherheitstechnischen Bedeutung der Schnellabschaltung werden zusätzlich besondere Anforderungen an ihre Zuverlässigkeit gestellt. Es sind zwei voneinander unabhängige Schnellabschaltsysteme vorhanden, die jedes für sich mit beträchtlichen Reserven in der Lage sind, den Reaktor abzuschalten.

Die Vorgänge, die eintreten würden, wenn trotz allem ein Kritikalitätsstörfall unterstellt wird, wurden im Genehmigungsverfahren untersucht. In allen Fällen ist davon auszugehen, daß die Auslegungsgrenzen des Reaktortank- und Primärsystems nicht erreicht werden. Unterstellt man, daß beide Abschaltssysteme versagen, kann es zu einer Beschädigung der Kernelemente kommen. Die daraus abzuleitenden Konsequenzen wurden im Genehmigungsverfahren des SNR-300 im Rahmen umfangreicher Analysen zum hypothetischen Kernzerlegungsstörfall (sogenannter Bethe-Tait-Störfall) untersucht. Die Ergebnisse der Untersuchungen zeigen, daß auch für diesen hypothetischen Fall so große Auslegungsreserven vorhanden sind, daß eine Rückhaltung der radioaktiven Stoffe gewährleistet ist, die Nachwärme abgeführt werden kann und eine dauerhafte Unterkritikalität sichergestellt ist.

## Kernschmelzen

In der Bundesrepublik Deutschland werden Unfälle mit schweren Kernschäden dem Bereich des Restrisikos zugeordnet, da aufgrund der umfangreichen Sicherheitsvorkehrungen ihr Eintreten nicht zu erwarten 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 umfangreiche 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 bei Kernschmelzen auftretenden Phänomene lassen sich in ihren Grundzügen unabhängig von spezifischen Merkmalen verschiedener Reaktortypen untersuchen. Im einzelnen können Kernschmelzabläufe jedoch, z. B. in ihrem zeitlichen Verlauf und in der Bedeutung verschiedener Phänomene, stärker auch von spezifischen Anlagenmerkmalen und konstruktiven Ausführungen der verschiedenen Reaktorbaulinien bestimmt werden.

## ● Leichtwasserreaktoren

Im deutschen Kernschmelzprogramm für Leichtwasserreaktoren wurden vor allem ausführliche Untersuchungen für den Druckwasserreaktor vorgenommen. Die Analysen haben u. a. gezeigt, daß mit realistischen Annahmen weniger Systeme zur Vermeidung eines Kernschmelzens benötigt werden, als sich aus Rechnungen im Rahmen des Genehmigungsverfahrens mit konservativen Annahmen ergeben. In den meisten Fällen genügt eine der vier vorhandenen Redundanzen im Gegensatz zu den zwei in Genehmigungsverfahren als erforderlich unterstellten Redundanzen. Bei einer flexiblen Verwendung von Betriebs- und Sicherheitssystemen, sogenannten Accident-Management-Maßnahmen, bestehen auch bei einem weitgehenden Ausfall von Systemen noch Möglichkeiten, ein Kernschmelzen zu verhindern oder seine Folgen zu reduzieren. Praktisch ist ein Kernschmelzen nur dann möglich, wenn man bei einem Störfall über längere Zeit den Ausfall aller Nachkühlssysteme, bzw. den vollständigen Ausfall der Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern unterstellt.

Im Verlauf eines Kernschmelzunfalls gelangen größere Anteile von Schmelzmassen 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 wenigstens 4 bis 5 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.

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,
- H<sub>2</sub>-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 Abschlußarmaturen (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 zurückgehalten werden können.

Untersuchungen zum Siedewasserreaktor (SWR) liegen in entsprechender Detaillierung wie für den Druckwasserreaktor (DWR) 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 bei den meisten Anlagen der Bundesrepublik Deutschland, sind die Ergebnisse nicht direkt übertragbar. Arbeiten für detaillierte bundesdeutsche Untersuchungen zu möglichen Kernschmelzabläufen in Siedewasserreaktoren, die unmittelbar nach Abschluß der Arbeiten zur Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke (DWR, Phase B) vorgesehen sind, 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 Kerneinbauten und ist neutronenphysikalisch neutral. Das einzige wesentliche mit dem RBMK-1000 gemeinsame Auslegungsmerkmal ist die Verwendung von Graphit als Moderator.

Der Kern des Reaktors besteht aus kugelförmigen Brennelementen, 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 Rückhalteeigenschaften 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 hier 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. vier 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 (d. h. ohne mechanische Energiefreisetzung) schmilzt oder aber durch eine Leistungsexkursion zerstört werden kann (Bethe-Tait-Problematik).

Der SNR-300 ist zur Beherrschung von Kernschmelz- bzw. Kernzerlegungsstörfällen ausgelegt, d. h. er ist mit Einrichtungen versehen, die auch nach einer Zerstörung des Kerns in der Lage sind, die geschmolzenen Kernmaterialien aufzunehmen, zu kühlen und einzuschließen.

## Brand

Es ist bekannt, daß bei dem Unfall in Tschernobyl sowohl ein konventioneller Brand (Kabel, ggf. Schmieröle, brennbare Strukturmaterialien, insbesondere Dacheindeckungen) als auch eine Reaktion des im Reaktor vorhandenen Graphits mit Sauerstoff (Graphitbrand) und Wasser (Bildung von Wassergas mit nachfolgendem Abbrennen) stattgefunden hat.

Konventionelle Brandlasten und Zündquellen lassen sich auch in den Kernkraftwerken der Bundesrepublik Deutschland trotz einer angestrebten Minimierung und vorbeugender Maßnahmen nicht gänzlich vermeiden. Das 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 und Löscheinrichtungen vorgesehen. Nach den derzeitigen Erkenntnissen aus dem Unfallablauf ist die konsequente Einhaltung des oben genannten Schutzzieles von großer Bedeutung für die Begrenzung von Brandfolgen.

Der Minimierung brennbarer Stoffe sind bei denjenigen Anlagen der Bundesrepublik Deutschland Grenzen gesetzt, bei denen brennbare Stoffe wie Graphit als Moderator, Reflektor und Matrixmaterial für Brennelemente (THTR-300) oder Natrium als Kühlmittel (SNR-300) eingesetzt werden.

Die beim THTR-300 vorhandene druckfeste dichte Spannbetonumschließung des Reaktorkerns und des Primärkühlmittels Helium (Auslegungsdruck 4,6 MPa) 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 würde die massive Zufuhr von Luft voraussetzen; dazu wären ausreichend große Öffnungen im Spannbetonbehälter nötig. Entsprechend große Durchführungen sind beim THTR-300 doppelt verschlossen. Der sogenannte Kaminzug ist beim THTR-300 praktisch auszuschließen, weil es nicht glaubhaft ist, daß ausreichend große Öffnungen im Spannbetonbehälter entstehen können.

Eine Graphit/Sauerstoff-Reaktion ist auch bei einem Wassereintritt in den Reaktorkern möglich. Ein Wassereintritt in den Reaktorkern tritt bei einem „Rohrreißer an einem Dampferzeuger“ ein. Im Genehmigungsverfahren wurden mehrere Bruchlagen (auch Vielfachbrüche) an einem Dampferzeuger mit und ohne speisewasserseitige Absperrung des defekten Dampferzeugers untersucht. In allen Fällen bleibt der Primärkreisdruck dabei 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 inertisiert. 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 radioaktives Natrium führenden Sekundärkreisläufe sind spezielle Brandschutzmaßnahmen (inertisierte Leckaufangsysteme, Pulverlöschanlagen) vorgesehen, mit denen die Branddauer bei Natriumleckagen so reduziert werden kann, daß eine Brandausbreitung mit Ausfall sicherheitstechnisch wichtiger Systeme unwahrscheinlich ist.

## Zusammenfassung

Der Bericht gibt eine Darstellung des derzeitigen Kenntnisstandes zum Unfall in Tschernobyl sowie eine vorläufige Bewertung. Wesentliche Aspekte zum Unfall sind:

Einzelheiten über Ursache und Ablauf des Unfalls liegen zwar nicht lückenlos vor, die Phänomene, die den Hergang bestimmen, sind jedoch bekannt und erklärbar.

Der Unfall wurde durch eine Leistungsexkursion eingeleitet. Hierbei spielte der positive Dampfblasen-Koeffizient vermutlich eine wichtige Rolle.

Im Verlaufe des Unfalls kam es zu schweren Schäden am Reaktor. Brennstoff und Strukturmaterial sind geschmolzen. Erhebliche Mengen radioaktiver Stoffe wurden freigesetzt. Der Unfall wurde wesentlich beeinflusst durch das Vorhandensein großer Mengen von Graphit und Zirkonium sowie die praktisch fehlende Rückhaltewirkung des zerstörten Reaktor Gebäudes. Ein Durchschmelzen des Kerns durch den Boden des Reaktor Gebäudes erfolgte nicht.

Die Spaltprodukte wurden infolge des thermischen Auftriebs durch die Brände 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 bereits nach Tagen Maßnahmen zur Eindämmung des Schadensausmaßes eingeleitet.

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

Bei den in der Bundesrepublik Deutschland eingesetzten Reaktoren handelt es sich um Typen, die von dem in Tschernobyl verwendeten RBMK-1000 sehr verschieden sind.

Reaktoren in der Bundesrepublik Deutschland weisen gegenüber dem RBMK-1000 sicherheitstechnische Vorteile auf. Diese sind u. a.:

- Begrenzung von Leistungsexkursionen durch inhärente physikalische Eigenschaften,
- höhere Redundanz von Sicherheitssystemen,
- druckfester Sicherheitseinschluß des gesamten Reaktorkühlkreislaufs (Containment) sowie
- massive Bauweise des Reaktor Gebäudes.

Neben der Weiterentwicklung und Anwendung des anlagentechnischen Sicherheitskonzepts für Kernkraftwerke sind seit mehr als 15 Jahren im Rahmen der deutschen Reaktorsicherheitsforschung umfangreiche Untersuchungen zur Häufigkeit und zum Verlauf von Unfällen mit Kernschäden durchgeführt worden. Die bei derartigen Ereignissen auftretenden Phänomene und die damit verbundenen Auswirkungen sind aus diesen Untersuchungen bekannt. Die Untersuchungsergebnisse zeigen erhebliche Sicherheitsreserven auf.

Die bisher bekannten Einzelheiten über den Unfall in Tschernobyl sind mit den Ergebnissen der Untersuchungen zum Verlauf von Unfällen mit Kernschäden kompatibel. Unterschiede zu den Untersuchungen für Anlagen der Bundesrepublik Deutschland ergeben sich durch das Vorhandensein von großen Mengen Zirkonium und Graphit in den RBMK-Reaktoren sowie durch den Umstand, daß in Tschernobyl offenbar Luftzutritt zur Schmelze bestand.

Aus den bekanntgewordenen Informationen ergibt sich kein Hinweis auf neue Gesichtspunkte hinsichtlich der Sicherheitsbewertung von Kernkraftwerken in der Bundesrepublik Deutschland.

## Ausgewählte Literatur

- V. B. Dubrovsky et al.:  
Construction of Nuclear Power Plants  
Mir Publishers, Moscow 1983
- W. Mitchell  
Design Features of the Soviet RBMK-1000/  
Chernobyl-4 Reactor  
Report for the Advisory Committee on Reactor  
Safeguards, Mai 1986
- P. Wenzel, G. Zabka:  
Graphitmoderierte wassergekühlte  
Druckröhrenreaktoren in der UdSSR  
P. Wenzel, G. Zabka  
Kernenergie, 1974
- N.A. Dollezhal:  
Graphite-Water Steam-Generating Reactor in the  
USSR  
Nuclear Energie, 1981
- Ye. M. Levin, M. G. Kremen:  
Particulars of Startup, Adjustment on Third  
Generating Unit of Chernobyl AES  
Moscow Energeticheskoye Stroitel'stro, 1983
- L. P. Kabanov:  
Effectiveness of Emergency Cooling of  
Water-Cooled Power Reactors  
Thermal Engineering, 1983
- I. Ya. Emel'yanov et. al.:  
Power Distribution Monitoring and Control  
for a RBMK Reactor  
Atomnaya Energiya, 1980
- The Leningrad Nuclear Power Station and the  
Outlook for Channel Type BWR's  
USSR State Committee on the Peaceful Uses of  
Atomic  
Energy, Oct. 1971
- E. V. Kulikov:  
State-of-the Art and Development Prospects  
for Nuclear Power Stations Containing RBMK-Re-  
actors  
Atomnaya Energiya, June 1984
- J. Ya. Emel'yanov, et al.:  
Safety of Power Plants with Boiling-Water  
Graphite Channel Reactors  
Atomnaya Energiya 1977
- N. A. Dollezhal, et. al.:  
Some Characteristics and Experience  
with the Operation of Nuclear Power Plants with  
RBMK-1000 High-Powered Water Cooled Channel  
Reactors (RBMK)  
Atomnaya Energiya 1983
- V. P. Volkov, et. al.:  
Features of Transients Following Loss-of-Coolant  
Accident and Emergency Core Cooling Systems in  
Pressuretube Boiling Water Reactors  
IAEA Specialist Meeting on Experimental and  
Modelling Aspects of Small Break LOCA  
Oct. 1983, Budapest



---

## Teil 2: Strahlenexposition in der Bundesrepublik Deutschland durch den Unfall in Tschernobyl

---

### Einleitung

#### Maßeinheiten

Ein radioaktives Isotop wird charakterisiert durch seine **Aktivität** und die **Halbwertszeit**. Die Aktivität gibt die Anzahl der Atomkerne an, die pro Zeiteinheit zerfallen. Sie wird gemessen in Becquerel (Bq); 1 Bq entspricht dem Zerfall eines Atomkerns pro Sekunde. Die Halbwertszeit gibt an, nach welcher Zeit der Anfangswert der Aktivität auf die Hälfte abgesunken ist. Die Halbwertszeiten von radioaktiven Isotopen können sehr unterschiedlich sein, z. B. 704 000 000 Jahre bei Uran-235 und 0,16 Millisekunden beim Polonium-214.

Beim Zerfall eines radioaktiven Isotops werden Gamma-Strahlen, Beta-Teilchen oder Alpha-Teilchen freigesetzt. Die freigesetzten Teilchen bzw. die Gamma-Strahlung haben – abhängig vom Isotop – unterschiedliche Energien. Durch die Wechselwirkung dieser Strahlung mit Körpergewebe können verschiedene biologische Effekte ausgelöst werden. Ein Maß für die physikalischen Primärprozesse der Ionisation und Anregung von Molekülen in Körpergewebe ist die **Energiedosis**. Sie wird in Gray (Gy) gemessen. 1 Gy entspricht einer aufgenommenen Energie von 1 Joule pro kg. Die gleiche Energiedosis kann im Gewebe unterschiedliche biologische Auswirkungen hervorrufen. Diese Tatsache wird durch einen Qualitätsfaktor (Q) berücksichtigt. Dieser Qualitätsfaktor hat für Röntgen-, Gamma- und Beta-Strahlung den Wert  $Q=1$ , für Neutronen nicht bekannter Energie  $Q=10$  und für Alpha-Strahlung  $Q=20$ . Als Maß für die biologische Wirkung im Gewebe durch radioaktive Strahlung wird der Begriff **Äquivalentdosis** eingeführt und es gilt: Äquivalentdosis = Energiedosis · Qualitätsfaktor. Ihre Einheit ist Sievert (Sv). Z. B. entspricht eine Energiedosis von einem Gy durch Alpha-Strahlung einer Äquivalentdosis von 20 Sv. Die Dimension von Sv entspricht der Dimension des Gy, also Joule pro kg. Neben dieser neuen Einheit Sv wird auch noch die alte Einheit Rem (rem) benutzt. 1 Sv entspricht 100 rem = 100 000 mrem. Da sich die Einheit Sv im allgemeinen Sprachgebrauch nur sehr langsam durchsetzt, wird in diesem Bericht noch die gängige Einheit mrem verwendet.

Die Summe der gewichteten Äquivalentdosen der einzelnen Organe ist die **effektive Dosis**. Dabei wird jede Organdosis mit einem Gewichtsfaktor multipliziert, der ein Maß für den relativen Risikobeitrag des entsprechenden Organs ist. Die effektive Dosis ermöglicht dadurch eine einheitliche Dosisbewertung unterschiedlicher Strahlenexpositionen.

#### Die natürliche Strahlenbelastung

Seit seiner Entstehung ist der Mensch tagtäglich einer natürlichen Strahlenbelastung 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, ferner als innere

Strahlung im Körper durch das natürliche radioaktive Isotop Kalium-40, das wir mit der Nahrung aufnehmen.

Tabelle 1 gibt einen Überblick zur Strahlenexposition in der Bundesrepublik Deutschland durch natürliche Strahlenquellen (Ganzkörperdosis).

Die jährliche Strahlenexposition durch kosmische Strahlung variiert von 30 mrem (Aufenthalt in Meereshöhe) bis 130 mrem (Aufenthaltsort auf der Zugspitze). Die terrestrische Strahlung überdeckt den gleichen Bereich je nach Gehalt an Uran, Radium und Radon im Boden. Im Schwarzwald steigt dieser Wert in Menzenschwand auf 165 mrem an. Auch bei der Berechnung der Exposition in Wohnungen treten je nach verwendeten Baustoffen Werte zwischen 11 und 240 mrem auf. Insgesamt variiert die natürliche Strahlenexposition in einem Bereich zwischen etwa 150 und 400 mrem pro Jahr.

## Die Strahlenexposition durch zivilisatorische Strahlenquellen

Auch durch die Anwendung von radioaktiven Stoffen in Medizin, Forschung und Technik, durch die Ablagerung von radioaktiven Isotopen aufgrund der Freisetzungen während der oberirdischen Kernwaffenversuche sowie durch den Betrieb von kerntechnischen Anlagen ist der Mensch einer Strahlenexposition ausgesetzt. Hierbei lassen sich nur durchschnittliche Werte angeben. Den dominierenden Beitrag liefert die medizinische Strahlenanwendung mit ca. 50 mrem pro Jahr. Dieser Wert kann jedoch in einem sehr großen Bereich schwanken. Durch Anwendung der radioaktiven Stoffe in Forschung, Technik und Haushalt ergeben sich Werte von ca. 2 mrem pro Jahr. Alle sonstigen Expositionen durch zivilisatorische Strahlenquellen liegen jeweils als Durchschnittswert unterhalb 1 mrem pro Jahr.

Tab. 1:  
Strahlenexposition durch natürliche Strahlenquellen

Strahlenquelle	Durchschnittswert [mrem/a]
Kosmische Strahlung:	ca. 30 – 50
Terrestrische Strahlung, inkl. Beitrag durch Radonzerfallsprodukte:	ca. 120
Innere Strahlung (überwiegend Kalium-40):	ca. 30
Summe:	ca. 190

## Zulässige Dosisgrenzwerte für die Bevölkerung

In der Bundesrepublik Deutschland gibt es Dosisgrenzwerte für den bestimmungsgemäßen Betrieb kerntechnischer Anlagen und sogenannte Störfallrichtwerte. Die EG-Grundnormen geben für den bestimmungsgemäßen Betrieb in § 12 einen Grenzwert für den Ganzkörper von 500 mrem pro Jahr an.

Die Genehmigung für den Betrieb eines Kernkraftwerkes oder anderer kerntechnischer Einrichtungen kann in der Bundesrepublik Deutschland aus Strahlenschutzsicht dann erteilt werden, wenn entsprechend § 45 StrlSchV die in Tabelle 2 angegebenen Dosisgrenzwerte pro Jahr nicht überschritten werden.

Ausgehend vom Ganzkörpergrenzwert von 30 mrem, bezeichnet man dieses Vorgehen auch als „30-mrem-Konzept“. Der Wert von 30 mrem liegt innerhalb der Schwankungsbreite der natürlichen Strahlenexposition. Unterschiedliche gesundheitliche Auswirkungen durch verschieden hohe natürliche Strahlenexpositionen werden weder bei Einzelpersonen noch in größeren Bevölkerungskollektiven beobachtet. Das gilt somit auch für zusätzliche Strahlenexpositionen im Bereich der obigen Dosisgrenzwerte durch den Betrieb kerntechnischer Anlagen. Die in der Bundesrepublik Deutschland geltenden Grenzwerte für den bestimmungsgemäßen Betrieb liegen deutlich niedriger als in den EG-Grundnormen festgeschriebene Grenzwerte.

Darüber hinaus existieren für die sicherheitstechnische Ausrüstung von Kernkraftwerken noch sogenannte Störfallrichtwerte entsprechend § 28 (3) StrlSchV. Die Werte lauten für den Ganzkörper 5000 mrem (5 rem), für Knochen 30 000 mrem (30 rem) und für Lunge, Leber, Schilddrüse etc. 15 000 mrem (15 rem). Ein Kernkraftwerk erfüllt die gesetzlichen Anforderungen, wenn gezeigt wird, daß bei den Auslegungstörfällen

Tab. 2:  
Dosisgrenzwerte nach § 45 StrlSchV

Organ	Dosis an der ungünstigsten Einwirkungsstelle über Ableitung mit	
	Abluft	Abwasser
Ganzkörper	30 mrem	30 mrem
Lunge, Leber etc.	90 mrem	90 mrem
Knochen	180 mrem	180 mrem
Schilddrüse	90 mrem (über Ernährungsketten insgesamt)	

infolge der dabei freigesetzten radioaktiven Stoffe die Strahlenexposition an der ungünstigsten Einwirkungsstelle die im § 28(3) StrlSchV genannten Grenzwerte nicht überschreitet.

Die Grenzwerte sind so gewählt, daß nach heutigem Stand der Strahlenmedizin und Strahlenbiologie für ein Individuum nur ein sehr niedriges gesundheitliches Risiko resultiert. Wird eine größere Bevölkerungsgruppe mit diesen Strahlenexpositionen belastet, so kann nur statistisch eine gewisse Erhöhung des Krebsrisikos angegeben werden. Dies soll an einem Beispiel erläutert werden. Wird eine Bevölkerungsgruppe von 1 Million Personen einer zusätzlichen Strahlenexposition des Ganzkörpers von 100 mrem ausgesetzt, so werden mit einer Latenzzeit im Bereich von Jahren bis Jahrzehnten statistisch ca. 10 zusätzliche Krebsfälle mit tödlichem Ausgang erwartet. Dieser Wert ist zu vergleichen mit ca. 200 000 Krebsfällen mit tödlichem Ausgang, die laut statistischen Angaben in der Bundesrepublik Deutschland ohnehin durch natürliche und zivilisatorische Ursachen in diesem Bevölkerungskollektiv auftreten.

Der Abschätzung der oben genannten 10 zusätzlichen Krebstoten liegt die lineare Dosis/Wirkungs-Beziehung zugrunde. Das bedeutet, daß in diesem Fall von nachgewiesenen Effekten in einem sehr hohen Dosisbereich (einige Hundert rem) auf Effekte in einem sehr niedrigen Dosisbereich (mrem) extrapoliert worden ist. Nach gängiger Fachmeinung werden damit die Auswirkungen überschätzt.

## **Strahlenexposition in der Bundesrepublik Deutschland infolge des Reaktorunfalls in Tschernobyl**

### **Ausbreitungsbedingungen**

Aufgrund des Unfalls in Tschernobyl wurden die sonst vorhandenen Rückhaltebarrieren für radioaktive Spaltprodukte zerstört. Hierdurch gelangte ein Großteil der radioaktiven Edelgase und der leichtflüchtigen Nuklide Jod und Cäsium sowie in geringerem Maße andere Spaltprodukte, wie z. B. Strontium, in die Atmosphäre. Der im Reaktor herrschende Graphitbrand sowie die Nachwärme ergaben einen solchen Auftrieb, daß die radioaktiven Stoffe in größere Höhen emporstiegen, dort von der Höhenströmung erfaßt und über weite Teile Europas ausgebreitet wurden. 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. Aufgrund der Nuklidzusammensetzung konnte ermittelt werden, daß der Reaktor am Freitag, den 25. 4. 1986, abgeschaltet bzw. auf eine sehr niedrige Teillast abgefahren wurde.

Die radioaktiven Stoffe, die am 26. 4. 1986 freigesetzt wurden, gelangten vorwiegend in den skandinavischen Raum, da zum damaligen 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, wie die Emissionen, die in der zweiten Tageshälfte des 27. 4. gestartet wurden (Bild 1).

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. 1986, 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 unter Umständen die Aktivitätsfahne und zog in Richtung Mittel- und Süditalien sowie in den südöstlichen Teil der Bundesrepublik Deutschland und weiter nach Norden. Ab dem 1. 5. 1986 erfolgte die Ausbreitung zunehmend in südlichere Richtungen (Balkan, Vorderasien; Bild 2).

Die Trajektorienverläufe, die eine räumliche Ungenauigkeit von ca. 150 km und eine zeitliche Verschiebung im Bereich von 6 bis 12 Stunden aufweisen können, stimmen recht gut mit den Verläufen von Meßwerten an verschiedenen nationalen und internationalen Meß-

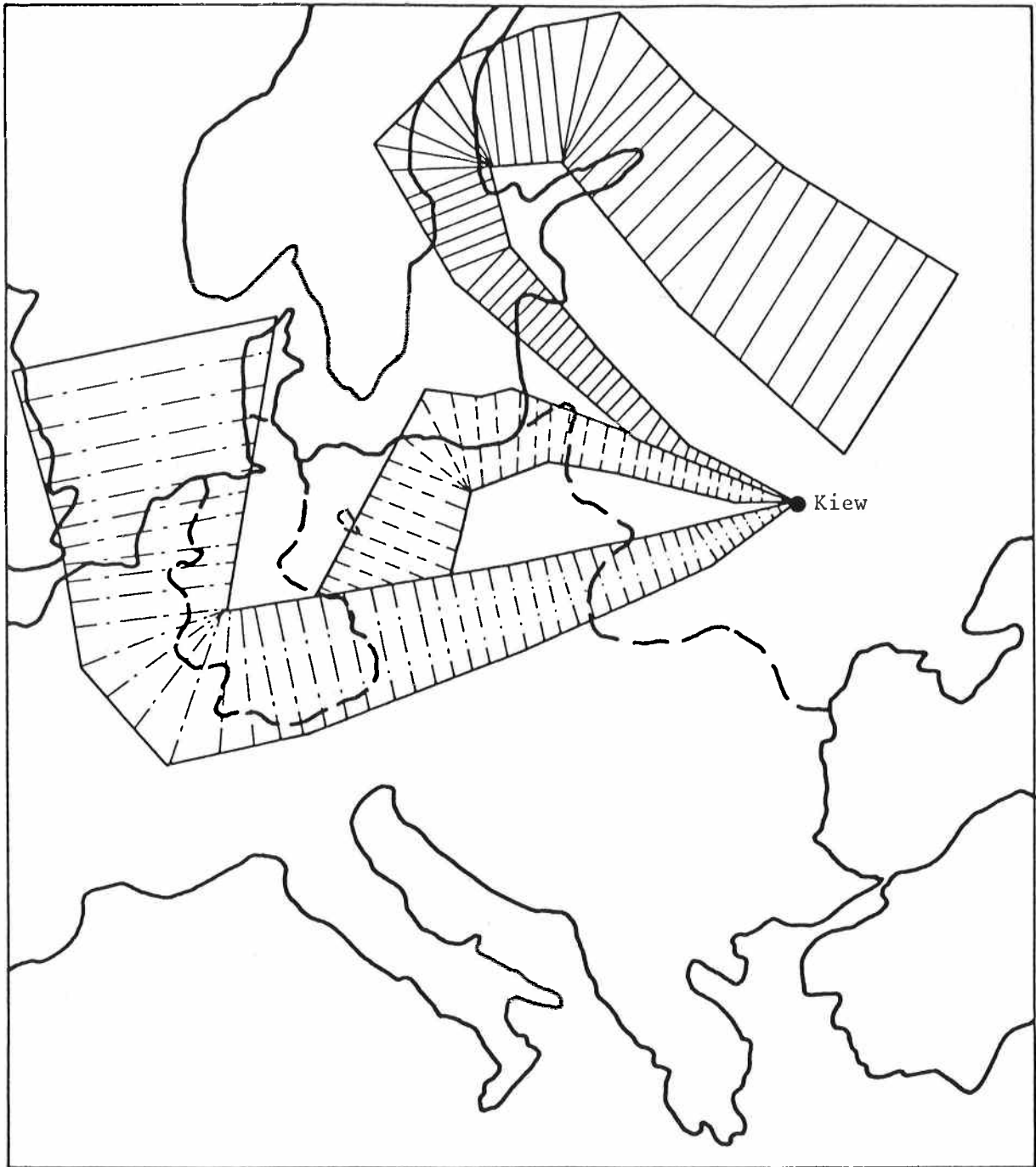


Bild 1:

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 (-·-)

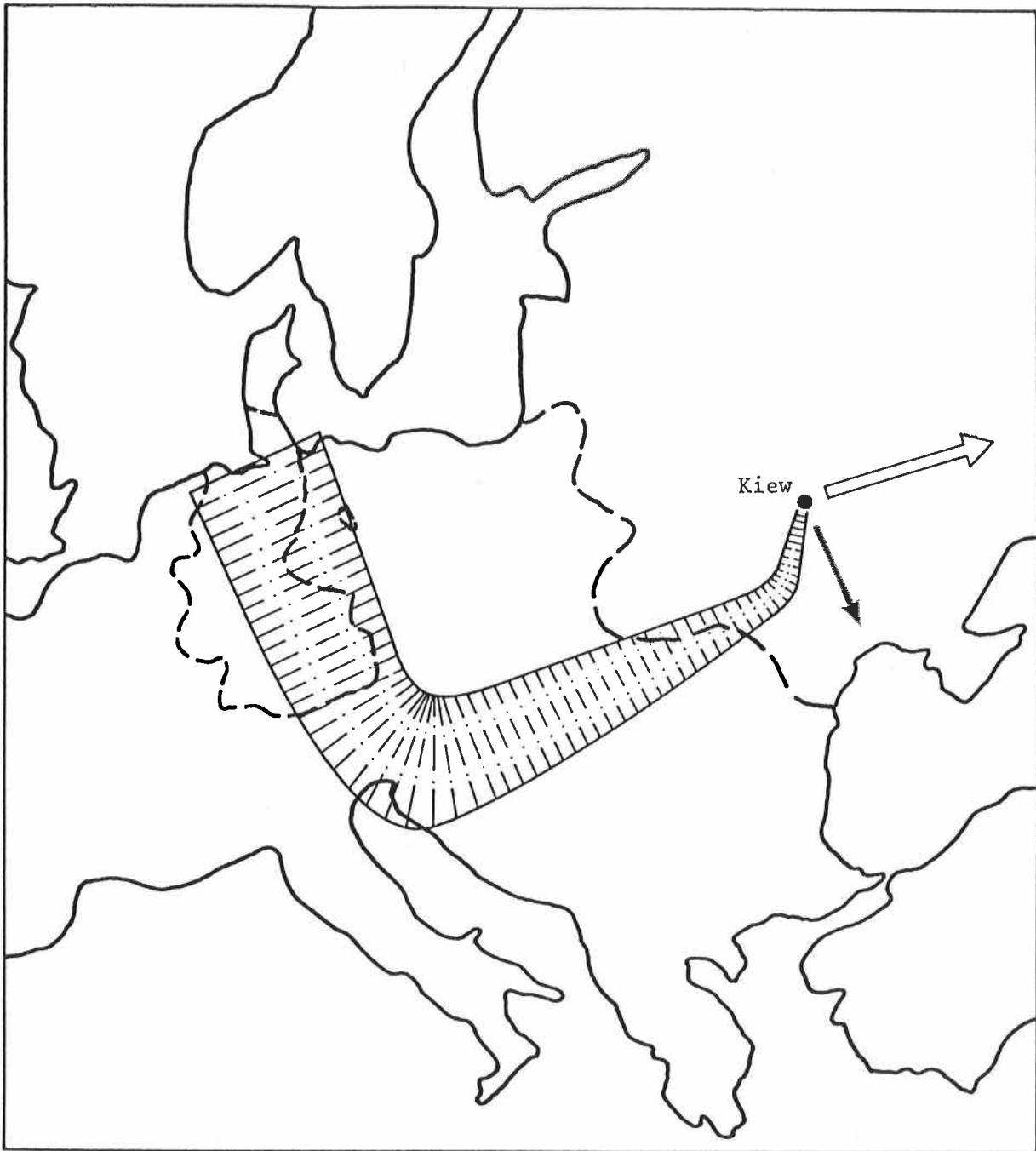


Bild 2:

Angenäherter Trajektorienverlauf für die Starttermine

28. 4. bis 29. 4. mittags

29. 4. mittags bis einschließlich 30. 4.

ab 1. 5.



orten überein. Aus der oben skizzierten Trajektorienanalyse kann man darauf schließen, daß sich die Freisetzung über mehrere Tage erstreckt haben muß.

Der Verlauf der in den Bildern 1 und 2 gezeigten Trajektorien wurde in Zusammenarbeit mit dem Deutschen Wetterdienst, der Kernforschungsanlage Jülich und dem Kernforschungszentrum Karlsruhe ausgearbeitet.

Für die weitere radiologische Bewertung waren keine Ausbreitungsrechnungen notwendig, da genügend Immissionsmeßwerte vorlagen. Aus diesem Grund wird eine mögliche Bewertung unserer Ausbreitungsmodelle, besonders über größere Entfernungen, erst später erfolgen.

## Gemessene Konzentrationen radioaktiver Stoffe

Nach den ersten Radioaktivitätsmessungen in Skandinavien und dem Bekanntwerden der Ereignisse in Tschernobyl startete man in der Bundesrepublik Deutschland ein umfangreiches Meßprogramm. Beteiligt an diesen verschiedenen Messungen waren der Deutsche Wetterdienst (DWD), die Meßstationen der

Bundesländer, die Kernforschungszentren in Jülich und Karlsruhe, die Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung, Neuherberg, das Bundesgesundheitsamt, die Betreiber von Kernkraftwerken und andere. Die Meßaufgaben der einzelnen Stationen waren unterschiedlich und teilweise nur auf eine bestimmte Meßgröße spezialisiert. Gemessen wurden im wesentlichen folgende Größen:

- Gesamt-Beta-Aktivität der Luft,
- Ortsdosisleistung,
- Konzentration ausgewählter Nuklide in der Luft,
- Kontamination des Bodens und Bewuchses,
- Kontamination von Nahrungsmitteln.

Die vom Deutschen Wetterdienst kontinuierlich durchgeführten Messungen der Gesamt-Beta-Aktivität der Luft erlauben es, die Radioaktivität der Wolke über die Bundesrepublik Deutschland in ihrem zeitlichen Verlauf zu verfolgen. Bild 3 zeigt am Beispiel der Stationen München und Aachen den zeitlichen Verlauf der Gesamt-Beta-Aktivität mit zwei im Abstand von etwa 24 Stunden liegenden Maxima. Die Messungen aller Stationen weisen ein deutliches Konzentrationsgefälle von Süden nach Norden aus. Dies wird durch die Messungen der Boden- und Nahrungsmittelkontaminationen bestätigt.

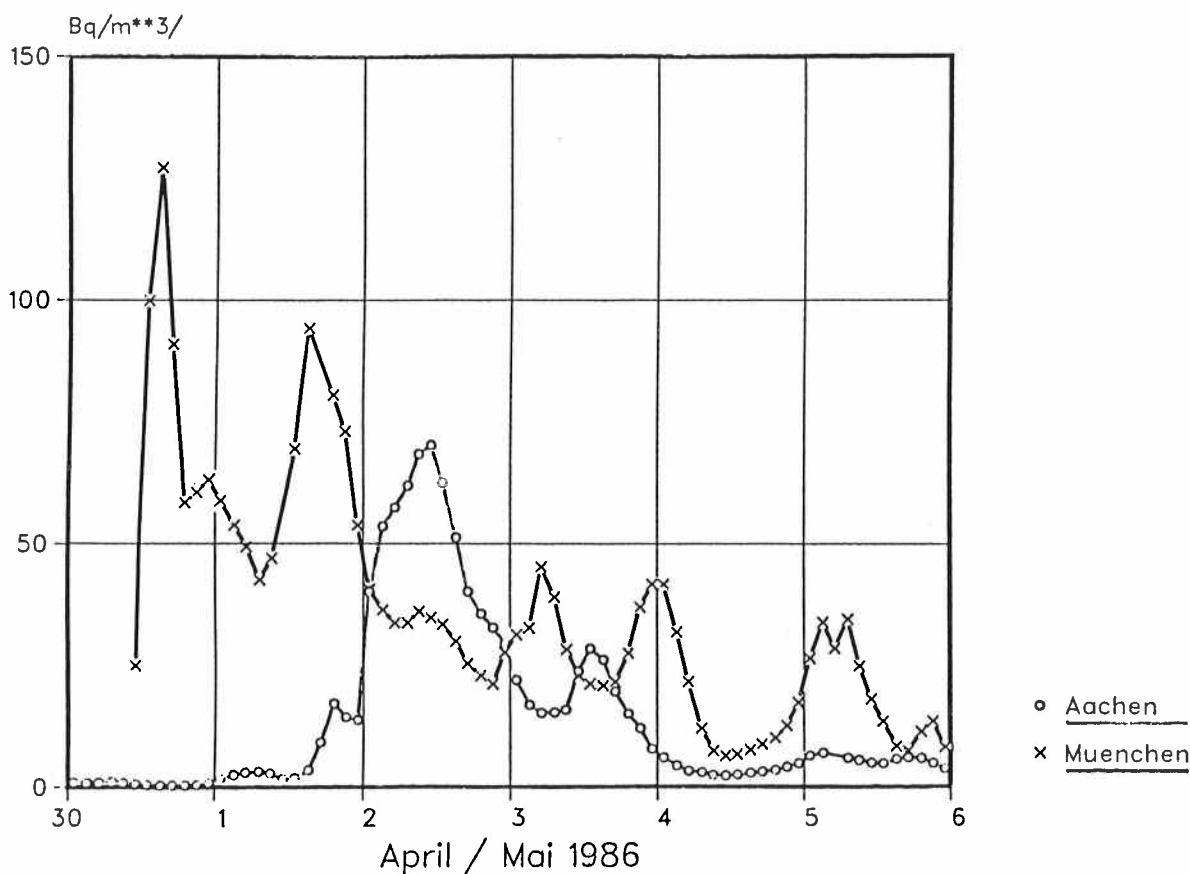


Bild 3:

Zeitlicher Verlauf der Gesamt-Beta-Aktivität in den Gebieten München und Aachen/Jülich

Von sehr großer Bedeutung sowohl für die Luft- wie für die Boden- und Bewuchskontamination waren starke Regenfälle während der Hauptdurchzugszeit der radioaktiven Wolke. Diese Regenfälle führten zu einer deutlichen Verringerung der Nuklidkonzentration in der Luft und entsprechend zu einer starken Erhöhung der Kontamination des Bodens und dadurch auch der Nahrungsmittel. Da es regional unterschiedlich stark geregnet hatte, lassen sich auch die zum Teil großen lokalen Unterschiede der Boden- und Bewuchskontaminationen erklären.

In Umweltproben wurden Isotope des Jods (J-131, J-132, J-133), des Cäsiums (Cs-134, Cs-136, Cs-137) sowie von Strontium, Zirkonium, Niob, Molybdän, Technetium, Ruthenium, Tellur, Barium, Lanthan, Cer und Plutonium nachgewiesen. Bezüglich der relativen Aktivitätsanteile dieser Isotope in Umweltproben liegt ein umfangreiches Datenmaterial vor.

Die Messungen der Konzentrationen einzelner Nuklide in der Luft bzw. in Nahrungsmitteln offenbarte die besondere Stellung des J-131 und der Cs-Isotope 134 und 137 sowohl von ihrer absoluten Aktivität her als auch von ihrer radiologischen Relevanz. Das schnelle Ansteigen der Jodkonzentration und auch der Cäsiumkonzentration in Milch und Blattgemüse führte besonders aufgrund von Empfehlungen der Strahlenschutzkommission sehr schnell zur Einführung von Aktivitätsgrenzwerten für J-131.

Die empfohlenen Aktivitätsgrenzwerte für J-131 sind 500 Bq/l bei Milch und 250 Bq/kg bei Blattgemüse. Ohne auf das Problem der teilweise sehr unterschiedlichen Vorgehensweisen der einzelnen Bundesländer hier einzugehen, kann festgestellt werden, daß es besonders im süddeutschen Raum sinnvoll war, diese Grenzwerte zu berücksichtigen, um unnötig hohe Strahlenexpositionen zu vermeiden.

Ähnliche Grenzwerte für Cs-Kontaminationen zusätzlich zu den Grenzwerten für Jod erwiesen sich als nicht notwendig, da die Meßwerte eine geringere Kontamination als durch J-131 aufwiesen und Abschätzungen der durch Nahrungsaufnahme resultierenden Strahlenexpositionen zu Werten kleiner oder im Bereich der Strahlenexposition durch die Aufnahme des natürlich vorkommenden Kalium-40 führten.

Die anderen auf Boden und Bewuchs nachgewiesenen Radionuklide sind im Vergleich zum J-131 und den beiden Cs-Isotopen von wesentlich geringerer Bedeutung unter Berücksichtigung ihres relativen Aktivitätsbeitrages und ihrer radiologischen Relevanz. Das gilt insbesondere auch für Strontium und in noch stärkerem Maße für Plutonium.

Zur Veranschaulichung werden in den Bildern 4 bis 6 für zwei ausgewählte Standorte (Süden: München; Westen: Aachen/Jülich) typische Meßwerte für die Radionuklide J-131 und Cs-137 in Umweltproben zeitabhängig angegeben.

Die Daten in den Abbildungen sind in einzelnen Fällen noch nicht vollständig und haben dann nur orientierenden Charakter.

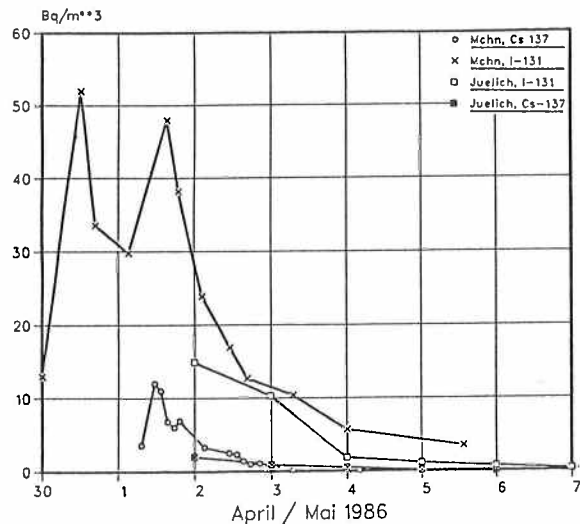


Bild 4:  
Konzentrationen von J-131 und Cs-137 in der Luft

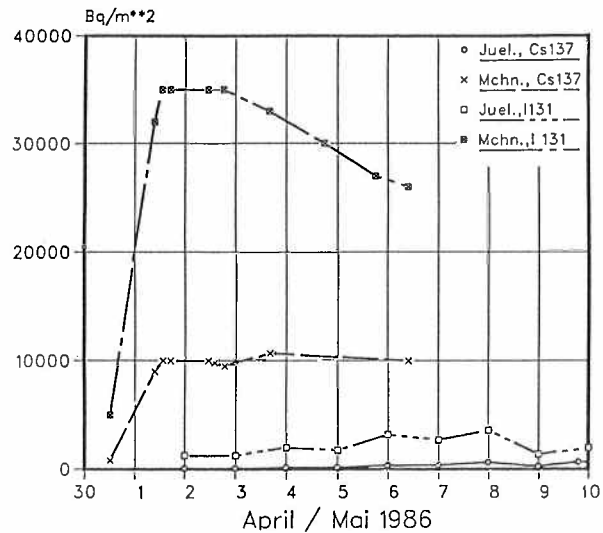


Bild 5:  
Konzentrationen von J-131 und Cs-137 auf dem Boden

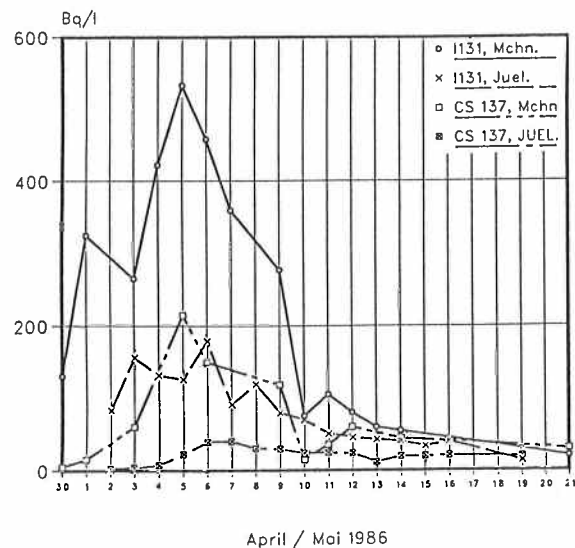


Bild 6:  
Konzentrationen von J-131 und Cs-137 in der Milch

## Resultierende Strahlenexpositionen aus Umweltkontaminationen

Bei einer Abschätzung der Strahlenexpositionen durch die radioaktiven Stoffe, die aufgrund des Unfalls in Tschernobyl freigesetzt wurden, können folgende Expositionspfade zur Dosis beitragen:

- Aufnahme mit der Atemluft (Inhalation),
- Aufnahme mit Nahrungsmitteln (Ingestion),
- direkte Gamma-Strahlung aus der Wolke (Wolkenstrahlung),
- Gamma-Strahlung von Kontaminationen auf dem Boden (Bodenstrahlung).

Dabei kann unmittelbar festgestellt werden, daß die Strahlenexposition durch Wolkenstrahlung ohne Bedeutung ist, da der Dosisbeitrag unterhalb von 1 mrem liegt. Bei den übrigen Expositionspfaden wird folgendermaßen vorgegangen:

### ● Inhalation

Die Kontamination der Atemluft erreichte in den ersten Maitagen hohe Werte und ging anschließend durch atmosphärische Transportvorgänge und Ablagerung auf dem Boden, insbesondere durch Regenfälle, wieder zurück. Die Bilder 3 und 4 zeigen diesen Verlauf im Raum München und Aachen/Jülich für die Gesamt-Beta-Aktivität und für die Radionuklide J-131 und Cs-137. Aus diesen Daten werden für die beiden Standorte die resultierenden Strahlenexpositionen über Inhalation berechnet. Die zeitlich integrierten Konzentrationen an J-131 und Cs-137 in der Luft, die der Rechnung zugrunde liegen, sind in Tabelle 3 angegeben. Die Beiträge aller übrigen Nuklide werden berücksichtigt.

Bei der Berechnung von Inhalationsdosen aus der zeitlich integrierten Aktivitätskonzentration in der Umgebungsluft werden Atemraten von 20 m<sup>3</sup>/Tag für Erwachsene und 5,2 m<sup>3</sup>/Tag für Kleinkinder angesetzt /ABG 79/. Eine Reduktion der luftgetragenen Aktivität innerhalb von Gebäuden wird nicht berücksichtigt.

### ● Ingestion

Bei der Berechnung der Strahlenexposition durch Nahrungsaufnahme wird von folgenden durchschnittlichen jährlichen Verzehrsmengen eines Erwachsenen ausgegangen /ABG 79/:

Milch und Milchprodukte:	110 kg (0,31 kg/Tag)
Fleisch und Fleischwaren:	75 kg (0,21 kg/Tag)
Pflanzliche Produkte:	231 kg (0,64 kg/Tag)
davon entfällt auf Blattgemüse:	21 kg (0,06 kg/Tag)

Aufgrund von Modellrechnungen können folgende Feststellungen getroffen werden:

- Die Radionuklide J-131, Cs-134 und Cs-137 liefern den ganz überwiegenden Beitrag zur Dosis durch Nahrungsaufnahme.
- Die Strahlenexposition ist aufgrund der Kontamination von Pflanzenoberflächen im ersten Jahr sehr viel höher als in den folgenden Jahren. Gegenüber dieser direkten Kontamination liefert die Aufnahme über die Wurzeln in den folgenden Jahren nur einen geringen Beitrag.

Zur Abschätzung der Strahlenexposition durch Nahrungsaufnahme werden die Bodenkontaminationen an den beiden Standorten München und Aachen/Jülich herangezogen sowie Messungen von Nahrungsmittelkontaminationen (siehe z. B. Bild 6 zur J-131- und Cs-137-Kontamination in Milch). Die ausgewiesenen Dosen beziehen sich auf eine Nahrungsaufnahme aus kontaminiertem Gelände über einen Zeitraum von einem bzw. 50 Jahren.

Bei der Ermittlung der Strahlenexposition durch Ingestion wird die Aktivitätsaufnahme durch Milchkonsum wie folgt ermittelt: Aus den vorhandenen Daten für die beiden Standorte (s. z. B. Bild 6) wurden mittlere Milchkontaminationen an J-131 und Cs-137 für den Zeitraum bis zum 15. 5. 1986 bestimmt. Ausgehend von den zu diesem Zeitpunkt vorliegenden Aktivitätskonzentrationen wird der weitere zeitliche Verlauf abgeschätzt, indem sowohl der radioaktive Zerfall berücksichtigt wird als auch eine Abklingzeit auf Weidegras, z. B. über Prozesse wie Abwaschen durch Regen, Abgrasen und Nachwachsen, die zu einer Halbierung der Kontamination innerhalb von 14 Tagen auf dem Weidegras führt. Beim Kleinkind liegt den Dosisberechnungen ein jährlicher Milchkonsum von 300 l/Jahr (0,83 l/Tag) /ABG 79/ zugrunde.

Bei den übrigen Nahrungsmitteln wird angenommen, daß diese ausschließlich aus landwirtschaftlicher Nutzung im Bereich der jeweiligen Orte München bzw. Aachen/Jülich stammen. Die angegebenen Dosiswerte stellen Abschätzungen der aus ein- bzw. 50jähriger Nahrungsaufnahme resultierenden Strahlenexposition dar. Sie wurden aus Modellrechnungen gewonnen. Gleichzeitig werden jedoch auch die aufgrund von verschiedensten Messungen in Nahrungsmitteln nachgewiesenen Kontaminationen berücksichtigt.

### ● Bodenstrahlung

Bei der Berechnung der Bodenstrahlung wird dauernder Aufenthalt in dem kontaminierten Gelände unterstellt. Weiterhin wird angenommen, daß die Kontamination an der Oberfläche bleibt. Lediglich radioaktiver Zerfall wird einbezogen. Prozesse wie Abnahme der Kontamination durch Regen oder Eindringen in den Boden werden nicht berücksichtigt. Es wird die Dosis über eine Expositionszeit von einem Jahr bzw. von 50 Jahren angegeben. Die Rechnungen zeigen, daß die Isotope Cs-134 und Cs-137 mit zusammen 76% bzw. 98% den weitaus größten Beitrag zur Dosis liefern.



Tab. 3:  
Werte zur Abschätzung der Strahlenexposition

Isotop	Standort	Zeitlich integrierte Aktivitätskonzentration in der Luft [Bq·h/m³]	Ablagerung auf dem Boden und Bewuchs [Bq/m²]	Mittlere Kontamination der Milch bis 15. 5. 86 [Bq/l]
J-131	München	3 000	35 000	300
	Aachen/Jülich	670	3 600	90
Cs-137	München	480	10 000	150
	Aachen/Jülich	70	1 000	40

Tabelle 3 enthält für J-131 und Cs-137 Werte, die den Abschätzungen resultierender Strahlenexpositionen zugrunde liegen. Sie basieren überwiegend auf einer Auswertung der in den Bildern 4 bis 6 dargestellten Daten für die beiden Standorte München und Aachen/Jülich.

Für das erste Jahr, wurden die in Tabelle 4 angegebenen Dosen ermittelt.

Zu den Dosen für die drei Expositionspfade Inhalation, Bodenstrahlung und Ingestion sind folgende Aussagen wichtig:

- Die Strahlenexposition durch Einatmen von luftgetragenen Radionukliden läßt sich recht einfach aus den in der Luft gemessenen Konzentrationen bestimmen. Die Inkorporation durch Inhalation war auf einen vergleichsweise kurzen Zeitraum nach dem Unfall beschränkt. Die ermittelten Folgedosen stellen eine Überschätzung der tatsächlichen Exposition dar, da die reduzierte Aktivitätskonzentration innerhalb von Gebäuden nicht berücksichtigt ist.
- Die berechnete Strahlenexposition durch Bodenstrahlung stellt eine deutliche Überschätzung real auftretender Werte dar. Es wird permanenter Aufenthalt im Freien angenommen. Es werden keine Prozesse unterstellt wie Eintrag der Radionuklide in das

Tab. 4:  
Strahlenexposition im ersten Jahr

Expositionspfad	Standort	Nuklid	Dosis (kritisches Organ) [mrem]	Effektive Dosis [mrem]
Inhalation	München	J-131	68 (Schilddrüse)	2,1
		Cs-137 alle Nuklide	145 (Schilddrüse)	4,4 (Kleinkind) 0,3 7 (Erwachsener)
	Aachen/Jülich	J-131	15 (Schilddrüse)	0,5
		Cs-137 alle Nuklide	32 (Schilddrüse)	1 (Kleinkind) 0,05 1,5 (Erwachsener)
Bodenstrahlung	München			35 (im 1. Jahr) 420 (über 50 Jahre)
	Aachen/Jülich			3,5 (im 1. Jahr) 42 (über 50 Jahre)
Ingestion (Milchverbrauch)	München	J-131	80 (Schilddrüse)	3
		Cs-137 alle Nuklide	1650 (Schilddrüse)	50 (Kleinkind) 2 7 (Erwachsener)
	Aachen/Jülich	J-131	20 (Schilddrüse)	0,7
		Cs-137 alle Nuklide	480 (Schilddrüse)	15 (Kleinkind) 0,4 1,5 (Erwachsener)
Ingestion (insgesamt)	München			20 – 30 (Erwachsener) 50 – 60 (Kleinkind)
	Aachen/Jülich			6 – 9 (Erwachsener) 15 – 18 (Kleinkind)

Erdreich und damit verstärkte Abschirmung oder Reduktion der Kontamination, z. B. durch Niederschlag oder Reinigung öffentlicher Flächen.

- Während die Strahlenexpositionen durch Inhalation oder Bodenstrahlung nicht wesentlich durch individuelle Maßnahmen beeinflusst werden, hatten die eingeführten Grenzwerte und das individuelle Verbraucherverhalten einen deutlichen Einfluß auf resultierende Strahlendosen aus Nahrungsaufnahme.
- Die ausgewiesenen Dosen für Ingestion resultieren aus der Nahrungsaufnahme im ersten Jahr nach dem Unfall. Demgegenüber sind Strahlenexpositionen über Ingestion in den Folgejahren klein. Sie betragen – gemittelt über das 2. bis 50. Jahr – unter 3 mrem/a im Raum München und unter 1 mrem/a im Raum Aachen/Jülich. Das dominierende Radionuklid ist hierbei Cs-137. Im Vergleich zu der sehr vorsichtig abgeschätzten Dosis durch äußere Strahlung vom Boden ist der Beitrag durch Ingestion nach dem ersten Jahr sehr gering.
- Im Gegensatz zur Strahlenexposition durch Inhalation und Verzehr von Nahrungsmitteln, die im wesentlichen im ersten Jahr anfällt, verteilt sich die Strahlenexposition durch äußere Bestrahlung aus Bodenkontamination – ganz überwiegend bedingt durch die vergleichsweise große Halbwertszeit von Cs-137 (ca. 30 Jahre) – über viele Jahre.

Tab. 5:  
Effektive Dosis durch Inhalation, Ingestion und Bodenstrahlung

	Effektive Dosis [mrem]	
	im 1. Jahr	über 50 Jahre
München	60 - 70 (Erwachsener) 90 - 100 (Kleinkind)	ca. 450 —
Aachen/Jülich	10 - 15 (Erwachsener) 20 - 25 (Kleinkind)	ca. 50 —
Vergleich mit natürlicher Strahlenexposition	150 - 400	7 500 - 20 000

München durchaus als repräsentativ angesehen werden können, liegen die durch den Tschernobyl-Unfall verursachten Strahlenexpositionen selbst im dominierenden ersten Jahr unterhalb der natürlichen Strahlenexposition. Berücksichtigt man, daß die natürliche Strahlenexposition in jedem Jahr anfällt, so läßt sich feststellen, daß auch in diesem Gebiet das zusätzliche gesundheitliche Risiko vergleichsweise sehr klein ist.

## Bewertung und Vergleich der Strahlenexposition

Bei den ausgewiesenen Strahlenexpositionen sind im allgemeinen Dosen für das kritische Organ und die effektive Dosis angegeben. Die effektive Dosis ist die aussagekräftigere Bezugsgröße, da sie die unterschiedlichen Beiträge einzelner Organdosen zum gesundheitlichen Risiko berücksichtigt. Auch bei den zum Vergleich herangezogenen jährlichen Dosen durch natürliche Strahlenexposition handelt es sich um effektive Dosen. Für die effektive Dosis durch Inhalation, Ingestion und Bodenstrahlung ergeben sich insgesamt im ersten Jahr und über einen Zeitraum von 50 Jahren die in Tabelle 5 aufgeführten Werte.

In den folgenden Jahren wird die Strahlenexposition im wesentlichen nur noch über Bodenstrahlung verursacht. Man erkennt, daß die für den Raum Aachen/Jülich ermittelten Dosen im ersten Jahr und erst recht in den Folgejahren sehr gering im Vergleich zur natürlichen Strahlenexposition sind. 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 von vergleichbarer Größe. Die Umweltkontaminationen und damit die Strahlenexpositionen im Bereich Aachen/Jülich können als repräsentativ für weite Bereiche der Bundesrepublik Deutschland angesehen werden.

In höher beaufschlagten Gebieten, insbesondere in Bayern, für die die Umweltkontaminationen im Bereich

### Literatur

/ABG 79/:

Allgemeine Berechnungsgrundlage für die Strahlenexposition bei radioaktiven Ableitungen mit der Abluft oder in Oberflächengewässern (Richtlinie zu § 45 StrlSchV)

Gemeinsames Ministerialblatt, 30. Jahrgang, Nr. 21, 1979

**Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH**

Schwertnergasse 1  
5000 Köln 1

Forschungsgelände  
8046 Garching

ISBN 3 - 923875 - 11-8