

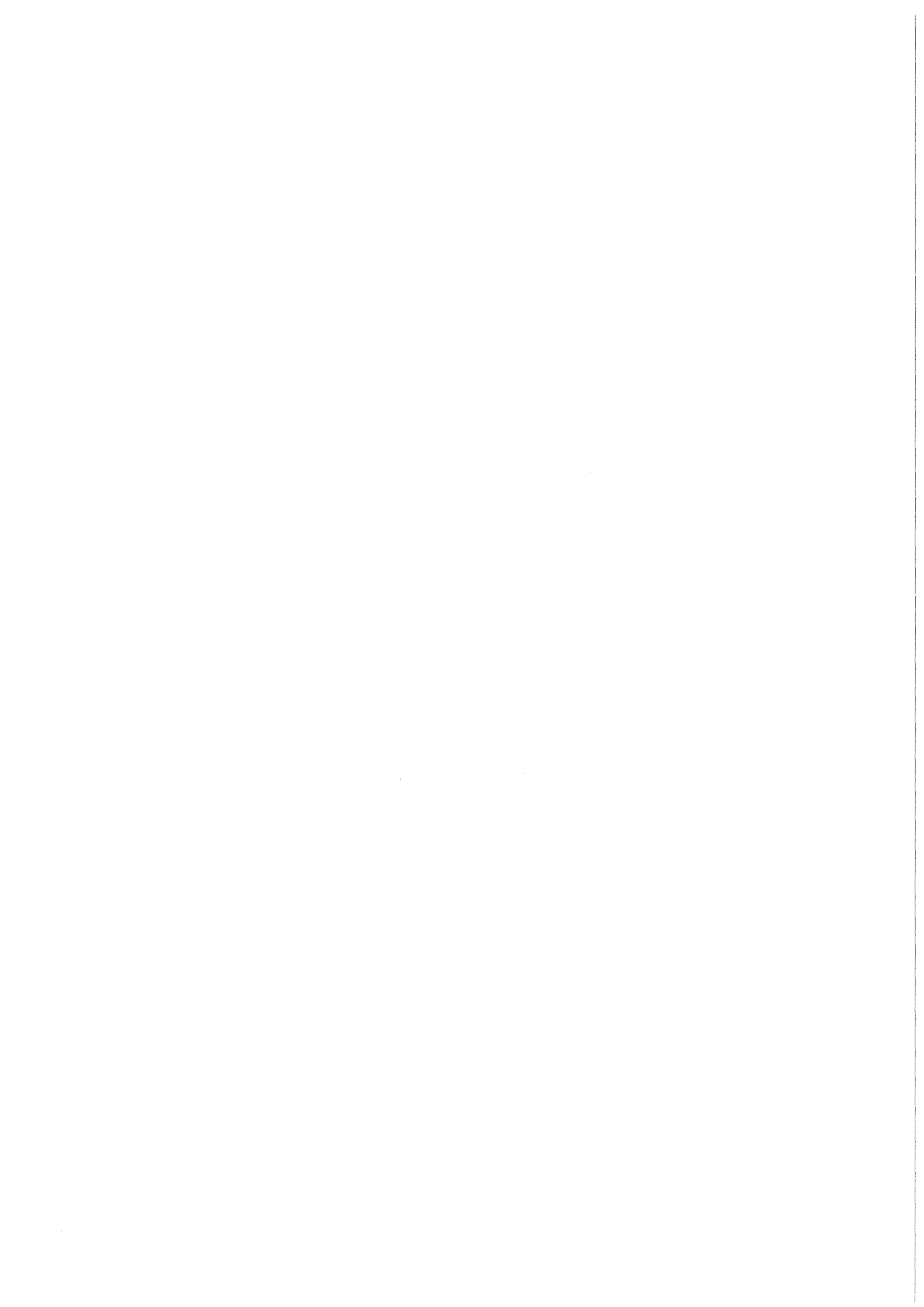


KfK 5199
August 1993

Zur Eingrenzung des radiologischen Quellterms bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen in zukünftigen Druckwasserreaktoren

**G. Keßler, B. Kuczera, J. Ehrhardt,
G. Henneges, W. Scholtyssek, H. W. Wiese
Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik
Projekt Nukleare Sicherheitsforschung**

Kernforschungszentrum Karlsruhe



KERNFORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE

Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik
Projekt Nukleare Sicherheitsforschung

KfK 5199

Zur Eingrenzung des radiologischen Quellterms bei
auslegungsüberschreitenden Ereignissen
in zukünftigen Druckwasserreaktoren

G. Keßler, B. Kuczera, J. Ehrhardt,
G. Henneges, W. Scholtyssek, H. W. Wiese

Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH, Karlsruhe

Als Manuskript gedruckt
Für diesen Bericht behalten wir uns alle Rechte vor

Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH
Postfach 3640, 76021 Karlsruhe

ISSN 0303-4003

Zusammenfassung

Seit einigen Jahren wird in Gesprächskreisen mit Politikern, Forschern, Kraftwerksherstellern und -betreibern verstärkt gefordert, daß zukünftige Kernkraftwerke wegen der schwerwiegenden Konsequenzen bei einem Kernschmelzunfall eine zusätzliche Qualitätsstufe an Sicherheit haben sollen. Die verschiedenen Ansichten dazu konvergieren in der Zielvorstellung, daß zukünftige Kernkraftwerksanlagen so sicher sein sollen, daß auch im äußersten Fall des Schmelzens des Reaktorkerns keine Notwendigkeit für einschneidende, externe Katastrophenschutz-Maßnahmen, wie z.B. eine Evakuierung oder eine Umsiedlung der Bevölkerung aus der Umgebung, besteht.

Am Beispiel einer zukünftigen Druckwasserreaktoranlage der 1400 MW_e-Klasse wird aufgezeigt, daß dieses Ziel grundsätzlich mit einem Doppelcontainment, dessen Ringraumventilierung über ein entsprechendes Unfallfilter geführt wird, erreicht werden kann. Aus der Sicht des Katastrophenschutzes wird ein Parametersatz für Unfallbedingungen zusammengestellt, bei denen die unteren Eingreifwerte für Evakuierung nicht erreicht werden.

On the potential limitation of radiological source term releases considering severe core accidents in future PWR plants.

Abstract

For some years the need has been emphasized in discussions among politicians, scientists, plant vendors and utilities, that because of the serious consequences of a core meltdown accident future nuclear power plants should be given an additional safety feature. The opinions expressed are converging in the common objective that future nuclear power plants should be so safe that even in case of such a severe accident there will be no need of drastic external disaster control measures such as an evacuation or resettlement of the population from the vicinity of a nuclear power plant.

It is shown by the example of a future 1400 MW_e pressurized water reactor plant that this goal can be attained in principle by providing a double containment with the annulus vented via an appropriate emergency standby filter. Within the framework of disaster prevention a set of parameters for accident conditions is elaborated under which the lower levels of intervention for evacuation are not attained.

Inhaltsverzeichnis

	Seite
1. Innovative Trends in der Kerntechnik	1
2. Referenzanlage und methodisches Vorgehen	5
3. Aktivitätsinventar im EPR	6
4. Aktivitätsfreisetzung in das Containment und Verhalten der Spaltprodukte und Aerosole in der Unfallatmosphäre	8
5. Zum Jodverhalten im Sumpfwasser	20
6. Containment-Leckagen	26
7. Unfallfolgenabschätzungen	27
8. Schlußbemerkungen	37
Referenzen	40

1. Innovative Trends in der Kerntechnik

Die heute in der westlichen Welt betriebenen Kernkraftwerke (KKW) mit Leichtwasserreaktoren basieren auf einem Sicherheitskonzept, das in den 70er Jahren entwickelt worden ist. Es leitet sich ab aus dem Prinzip der Sicherheitsvorsorge gegen Reaktorstörfälle und umfaßt präventive Maßnahmen zur Beherrschung von Störfällen und mitigative Vorkehrungen zur Eingrenzung von Störfallfolgen. Die dabei entwickelte Strategie ist auf mehreren Sicherheitsebenen aufgebaut, die in ihrer Wirkung eine gestaffelte Verteidigung gegen Störfälle darstellen ("Defense-in-depth concept"). Abbildung 1 will dieses Mehrstufenkonzept veranschaulichen. Die erste Ebene ist ausgerichtet auf die Gewährleistung eines störungsfreien Normalbetriebs; dies wird angestrebt durch besondere Anforderungen an die Kernkraftwerks-Auslegung, die Konstruktion und Fertigung der Anlagenkomponenten sowie an die Qualifikation des Betriebspersonals. Ziel der zweiten Ebene ist es, Betriebsstörungen durch inhärente Sicherheitsmerkmale der Reaktoranlage oder/und spezielle Regeleinrichtungen zu begrenzen und die Anlage in den bestimmungsgemäßen Betrieb zurückzuführen. Die dritte Ebene umfaßt spezielle Sicherheitsvorkehrungen zur Beherrschung verschiedener Auslegungsstörfälle. Dazu gehören vor allem spezielle Einrichtungen zur Beherrschung des Kühlmittelverlust-Störfalls ("Loss-of-coolant accident" oder kurz: LOCA) sowie besondere Vorkehrungen gegen schwere Einwirkungen von außen - wie Erdbeben und Flugzeugabsturz.

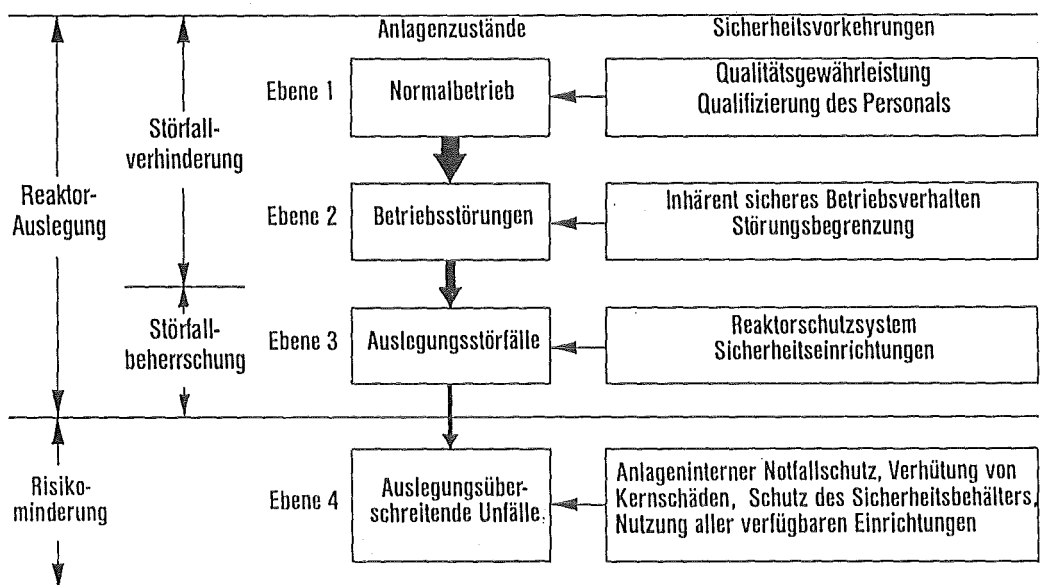


Abb. 1:



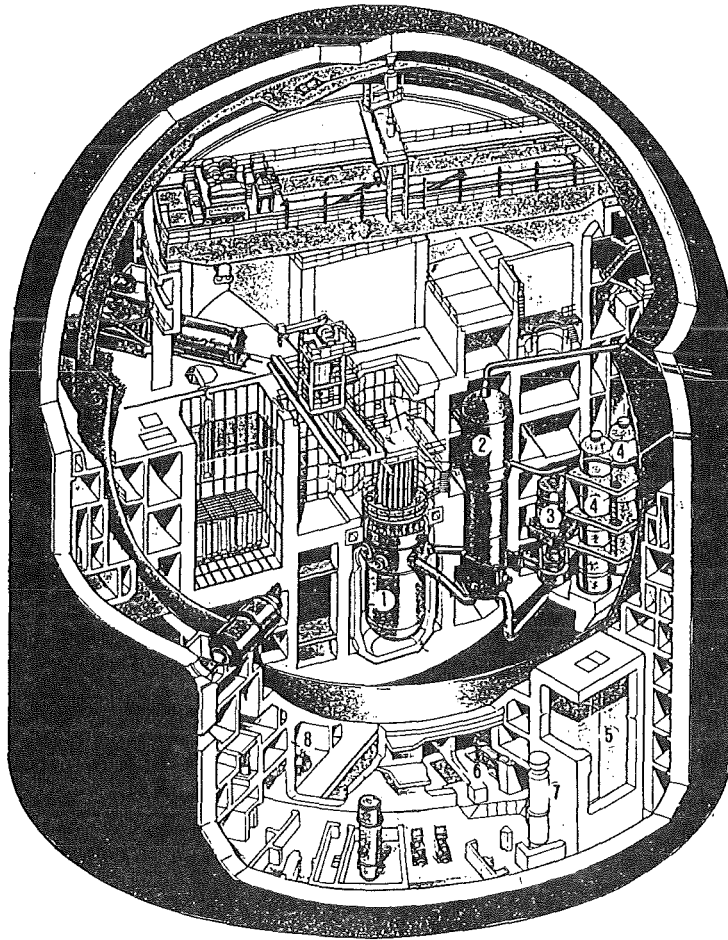
Mehrstufenkonzept zur Sicherheitsvorsorge in Kernkraftwerken

Die Beherrschung von Störfällen fordert letztlich die Gewährleistung eines sicheren Einschusses der radioaktiven Stoffe in der Reaktoranlage. Dazu dient ein gestaffeltes Multi-Barrierensystem, das in seiner Einschlußfunktion so aufgebaut ist, daß - wenn eine Barriere versagt - die radioaktiven Stoffe von der nächsten Barriere eingeschlossen werden. Die letzte Barriere, die eine störfallbedingte Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung (= radiologischer Quellterm) verhindern soll, ist die äußere Sicherheitsumschließung, das Containment. Dies sei am Beispiel eines modernen 1300 MW_e-Druckwasserreaktors (DWR) vom Typ KONVOI kurz illustriert (vgl. Abbildung 2). Der kugelförmige Sicherheitsbehälter aus Stahl umschließt den gesamten Primärkreislauf. Er hat eine Wandstärke von 38 mm und einen Durchmesser von 56 m. Das freie Containment-Volumen beträgt etwa 70.000 m³. Der Auslegungsdruck von 6 bar wurde aus der Enthalpie des Primärkreislaufs ermittelt, die bei einem Kühlmittelverlust-Störfall in das Containment freigesetzt wird. Eine 1.8 m dicke Betonstruktur schützt den Sicherheitsbehälter gegen äußere Einwirkungen. Der Ringraum zwischen der Betonschale und dem Sicherheitsbehälter wird permanent über ein Schwebstofffilter abgesaugt; bei Störfällen erfolgt die Absaugung über eine spezielle Schwebstoff-Jod-Filterkombination, was eine direkte Freisetzung möglicher radiologischer Containment-Leckagen in die Umgebung weitgehend verhindert.

Aussagen über die Zuverlässigkeit dieser Vorsorgemaßnahmen werden aus probabilistischen Sicherheits- oder Risikoanalysen (PSA/PRA) abgeleitet. Diese Untersuchungen beziehen auch auslegungsüberschreitende Ereignisabläufe (Unfallabläufe) mit ein - bis hin zum äußersten Fall des Schmelzens des Reaktorkerns und den entsprechenden Unfallfolgen. Als Ergebnisse dieser Studien werden sehr geringe Eintrittswahrscheinlichkeiten für Kernschmelzunfälle (Größenordnung: 10⁻⁵ ... 10⁻⁶ pro Reaktorjahr) in Verbindung mit der Freisetzung größerer Mengen radioaktiver Stoffe in die Umgebung ermittelt [1,2]. Vor diesem Hintergrund wird immer häufiger die Frage gestellt, ob dieses Risikokzept in seiner gegenwärtigen Form auch für zukünftige KKW-Anlagen beibehalten werden soll. Ein Ansatz zur weiteren Risikominderung für die bestehenden Anlagen ist in der Einführung der vierten Ebene in das Mehrstufenkonzept zur Sicherheitsvorsorge (vgl. Abbildung 1) zu sehen. Sie umfaßt alle "anlageninternen" Notfallmaßnahmen, um schwere Unfallabläufe, die bisher

“anlagenexterne” Notfallmaßnahmen erforderlich gemacht hätten, durch Schutzziel-orientiertes Handeln innerhalb der Anlage unter Kontrolle zu bringen.

Die Projektion dieses Ansatzes auf zukünftige KKW-Anlagen führt zu der Forderung, auch bei äußerst unwahrscheinlichen Unfällen die Schadensfolgen auf die Anlage selbst zu begrenzen [4].



Primärkreis

- ① Reaktordruckbehälter
- ② Dampferzeuger (4)
- ③ Hauptkühlmittelpumpe (4)

Notkühlkreis

- ④ Druckspeicher (4 x 2)
- ⑤ Flutbecken (4)
- ⑥ Sicherheitseinspeisepumpen (4)
- ⑦ Nachwärmekühler (4)
- ⑧ Nachkühlpumpe (4)

KfK

Abb. 2: Sicherheitseinrichtungen eines Druckwasserreaktors (Konvoi)

Als Leitlinie formuliert ergibt sich dies: Letzlich sollen die Anlagen so sicher sein, daß keine Notwendigkeit für einschneidende externe Katastrophenschutzmaßnahmen, wie z.B. eine Evakuierung oder Umsiedelung der Bevölkerung aus der Umgebung, besteht.

Aus sicherheitstechnischer Sicht bedeutet dies,

- i) daß zukünftige Anlagen technisch so zu verbessern sind, daß schwere Unfallbelastungen vermieden werden oder zu beherrschen sind, und
- ii) daß die Radioaktivität auch im Fall des Kernschmelzens weitestgehend in der Anlage zurückgehalten wird.

Mit Bezug auf (i) ist zunächst zu fragen, in welchen Bereichen Verbesserungen am ehesten wirksam werden können. Die Definition des Risikos als Produkt aus Eintrittshäufigkeit eines Schadenfalls und dessen Schadensumfang bietet zwei Richtungen an: durch weitere präventive Maßnahmen die Unfallverhütung verbessern und/oder durch mitigative Maßnahmen die Unfallauswirkungen begrenzen. Eine entscheidende Verbesserung der Unfallverhütung durch veränderte Auslegung (beispielsweise durch eine Erhöhung der Redundanzen) stößt angesichts des schon sehr hohen Niveaus auf grundsätzliche Schwierigkeiten. Offensichtlich sind hier aus technischer Sicht bereits weitgehend optimale Lösungen getroffen worden. Wenn man also eine wesentliche Verbesserung erreichen will, muß die Begrenzung der Unfallfolgen verstärkt werden. Auch im äußersten Fall des Schmelzens des Reaktorkerns sind die radioaktiven Stoffe weitestgehend in der Anlage zu halten. Dadurch würde selbst in diesem Grenzfall die Notwendigkeit einer Evakuierung entfallen, und eine langandauernde, großflächige Landkontamination könnte ausgeschlossen werden. Letzlich bedeutet dies, daß die Funktion des Sicherheitsbehälters zu verstärken ist [5].

Im Hinblick auf extreme Unfallbelastungen weist die Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke-Phase B (DRS-B) [2] auf verschiedene Phänomene hin, deren Auswirkungen - wenn auch mit sehr geringer Wahrscheinlichkeit - die Integrität der derzeitigen Containments gefährden können. Hierzu zählen die hochenergetische Dampfexplosion im Reaktordruckbehälter (RDB), das Durchschmelzversagen des RDB bei hohem Primärkreisdruck, eine brisante Wasserstoff Deflagration/Detonation wenige Stunden nach dem Kernschmelzen und die langfristige Fundamenterosion als Folge einer

nicht eingegrenzten Kernschmelze-Beton-Wechselwirkung. Im Kontext mit der Verstärkung der Containmentfunktion ist auch auf den Problembereich der sogenannten V-Sequenzen hinzuweisen, bei denen eine Umgehung (Bypass) des Sicherheitsbehälters z.B. durch einen nicht absperzbaren Kühlmittelverlust aus Anschlußleitungen an den Primärkreis unterstellt wird.

Im KfK werden seit einigen Jahren verstärkt F + E-Untersuchungen durchgeführt, um das Gefährdungspotential bei Kernschmelzunfällen zu quantifizieren [6, 7]. Im Vordergrund dieser Arbeiten steht die theoretische und experimentelle Absicherung realistisch konservativer Obergrenzen für Containmentbelastungen. Erste Ergebnisse liefern Hinweise für gezielte Verstärkungen, die für ein katastrophensicheres Containment erforderlich sind [8, 9]. Unterstellt man, daß ein derartiges Containment mit vertretbarem technischen Aufwand realisierbar ist, dann bleibt im Hinblick auf die oben angesprochene Nicht-Notwendigkeit einer Evakuierung noch die Frage zu klären, welche Schutzmaßnahmen gegen Containmentleckagen zu treffen sind, um die Dosisrichtwerte für Katastrophenschutz-Maßnahmen auch bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen einzuhalten. Damit ist der Rahmen für die folgenden Ausführungen abgesteckt.

2. Referenzanlage und methodisches Vorgehen

KKW-Hersteller und -Betreiber diskutieren zur Zeit das Projekt eines deutsch-französischen "European Pressurized Water Reactor (EPR)" [10]. Die Diskussionen über das Anlagenkonzept orientieren sich unter anderem zunehmend an dem Erkenntniszugewinn der Sicherheitsforschung auf dem Gebiet auslegungsüberschreitender Ereignisabläufe und an möglichen Konsequenzen für entsprechende Containmentbelastungen [11]. So ist es naheliegend, den EPR als Referenzanlage auszuwählen.

Als Globaldaten werden vorgegeben:

Thermische Reaktorleistung = 4250 MW

Mittlerer Entladeabbrand = 60.000MWd/tSM

Für die Referenzanlage EPR ist derzeit ein Doppel-Containmentsystem aus Beton vorgesehen [12]. Hierbei wird in Anlehnung an die französische Baulinie N4 der Spannbeton-Innenzylinder (der auch mit einem Liner ausgestattet werden kann) von einer ("schlaff bewehrten") Stahlbetonhülle gegen äußere Einwirkungen abgeschirmt. Bei einem Überdruck im Innenzylinder wird üblicherweise mit einer Leckrate in den Ringraum von 1 Vol.% pro Tag gerechnet. Aus Konservativitätsgründen wird für die anschließenden Unfallfolgenabschätzungen eine Rate von 1.5 Vol%/d angenommen.

Für diese Abschätzungen ist zunächst das gesamte Aktivitätsinventar in dem Reaktorkern zu ermitteln. Dabei wird von einem mittleren Entladeabbrand von 60.000 MWd/tSM ausgegangen, der in einem Sechser-Beladezyklus erreicht werden soll. Ein Teil des Gesamtinventars, der sogenannte Anteil leichtflüchtiger Spaltprodukte, wird während eines Kernschmelzunfalls (ND-Pfad) gas- bzw. aerosolförmig in das Containment freigesetzt. Das physikalische und chemische Verhalten der Spaltprodukte in der Unfallatmosphäre ist sehr komplex (Jodchemie, Resuspension von Aerosolen etc.). Unter gewissen konservativen Annahmen lassen sich jedoch Abschätzungen zum zeitlichen Verhalten der Spaltprodukte in der Containmentatmosphäre vornehmen, sodaß mit Hilfe der Leckrate auch Vorstellungen über die Kontamination der Ringraumatmosfera entwickelt werden können. Mit diesen Zwischenergebnissen wird die Freisetzung radioaktiver Stoffe aus dem Ringraum in die Umgebung (= radiologischer Quellterm) ermittelt; dabei werden unterschiedliche Wirkungsgrade der Abluftfilterung als Parameter eingeführt. Die daraus resultierende Umgebungsbelastung wird schließlich vor dem Hintergrund bestehender Dosisrichtwerte für Katastrophenschutz-Maßnahmen diskutiert.

3. Aktivitätsinventar im EPR

Das Aktivitätsinventar bezieht sich auf den EPR-Kern mit Uranbrennstoff, der sich im Gleichgewichtszustand befindet. Dieser sei durch folgende Annahmen gekennzeichnet:

Reaktordaten

Thermische Reaktorleistung $R_{th} = 4250 \text{ MW}$

Lastfaktor $\kappa = 0,8$

Mittlerer Entladeabbrand $B = 60000 \text{ MWd/tSM}$

Brennstoff-Standzeit $T = 6 \text{ Jahre}$

Anfangsanreicherung des Uranbrennstoffs $\varepsilon = 4.5 \text{ wt-\% U 235}$

Der Bedarf an Schwermaterial M pro Jahr ergibt sich aus

$$M \times B = 365.24 \times \kappa \times R_{th}$$

zu $M = 20.6969 \text{ t/a}$. Für die Leistungsdichte P findet man aus

$$R_{th} = P \times M \times T$$

$P = 34.2 \text{ MW/tSM}$. Die Gesamtbeladung des Reaktors beträgt $M \times T = 124.2 \text{ t}$ Schwermaterial (Uran).

Reaktorbetrieb

Der Betrieb des Reaktors läßt sich vereinfacht beschreiben durch $\kappa \times 365.24 = 292.2$ Vollasttage (VLT) und anschließende $(1-\kappa) \times 365.24 = 73.1$ Nullasttage (NLT) pro Zyklus, wobei jeweils am Ende der Vollastzeit 1/6 der BE entladen und durch frische BE ersetzt wird.

Im Gleichgewichtsbetrieb haben die entladenen BE einen mittleren Abbrand von 60000 MWd/tSM . Der Reaktor enthält beim Wiederaufstart jeweils 1/6 BE mit 0, 10, 20, 30, 40 bzw. 50 GWd/tSM . Am Zyklusende vor der BE-Entladung beträgt der mittlere Abbrand des im Reaktor befindlichen Brennstoffs

$$B_{\text{mitt}} = (10 + 20 + 30 + 40 + 50 + 60) / 6 = 35 \text{Wd/tSM}$$

Aktivitätsinventar

Die Inventarberechnung wurde mit KORIGEN [14] unter Verwendung des Wirkungsquerschnittssatzes 60PCU 45 KFKBIB auf der Basis von JEF-1 durchgeführt. Es wurden die Nuklidinventare in anfänglichen 20.7 tSM zum Abschaltzeitpunkt vor dem BE-Wechsel jeweils nach 10, 20, 30, 40, 50 und 60 GWd/tSM Abbrand nuklidweise summiert und einer gemeinsamen Abklingrechnung über 20 Tage zugeführt.

In Tabelle 1 sind die Radioaktivitäten der leichten Nuklide, der Aktiniden, der Spaltprodukte und deren Summe als Funktion der Abklingzeit zusammengestellt. Demnach klingt die Gesamtaktivität im Kern von $9 \cdot 10^{20}$ Bq (Unfallbeginn) innerhalb von 20 Tagen auf etwa $6.5 \cdot 10^{19}$ Bq ab.

Tabelle 2 enthält die durch Anwendung der Freisetzungsraten von S. 10 auf das Brennstoffaktivitätsinventar ermittelten nuklidweisen Radioaktivitäten in der Unfallatmosphäre im Containment. Dies ist zugleich die Basis für die nachfolgend beschriebenen radiologischen Untersuchungen.

4. Aktivitätsfreisetzung in das Containment und Verhalten der Spaltprodukte und Aerosole in der Unfallatmosphäre

Für die folgenden Untersuchungen wird ein Niederdruck-Kernschmelzszenario (ND-Pfad) unterstellt [2]. Demnach setzt Kernschmelzen etwa eine Stunde nach Unfallbeginn ein und verursacht nach einer weiteren Stunde das Versagen des Reaktordruckbehälters. Der Kernschmelzvorgang ist in physikalisch-chemischer Hinsicht ein komplexer Multi-Komponenten-Prozeß, der sich mit steigender Kernaufheizung im Bereich zwischen 1500 °C und 2500 °C auf alle Kernkomponenten ausbreitet. Dabei werden in größerem Umfang Aerosole erzeugt und in die Unfallatmosphäre eingebracht. Bezüglich der Aerosolzusammensetzung unterscheiden wir zwischen leicht flüchtigen Komponenten mit einem Siedepunkt $\leq 2200\text{ °C}$ (wie z.B. Ag, In, Cd) und den schwer flüchtigen Komponenten mit einem Siedepunkt von etwa 2400 °C (wie z.B. Zr und Stahl).

In ähnlicher Weise lassen sich die Spaltprodukte klassifizieren. Neben den gasförmigen Spaltprodukten (Kr, Xe), die bereits im frühen Stadium der Kernzerstörung freigesetzt werden, betrachten wir die leicht flüchtigen Spaltprodukte (wie z.B. I, Cs und Te) und die schwer flüchtigen Komponenten (wie z.B. Ru, La und die Transurane), die während des Kernschmelzens aerosolförmig in die Unfallatmosphäre eingebracht werden.

Kühlzeit (d)	Leichte Nuklide	Aktiniden	Spaltprodukte	Reaktor
0	3.95 + 18 *)	1.69 + 20	7.33 + 20	9.05 + 20
1	2.45 + 18	6.56 + 19	1.51 + 20	2.19 + 20
2	2.41 + 18	4.94 + 19	1.27 + 20	1.78 + 20
3	2.38 + 18	3.74 + 19	1.14 + 20	1.53 + 20
4	2.35 + 18	2.85 + 19	1.05 + 20	1.36 + 20
5	2.32 + 18	2.18 + 19	9.84 + 19	1.23 + 20
6	2.29 + 18	1.68 + 19	9.31 + 19	1.12 + 20
7	2.26 + 18	1.30 + 19	8.88 + 19	1.04 + 20
8	2.23 + 18	1.02 + 19	8.50 + 19	9.74 + 19
9	2.21 + 18	8.02 + 18	8.18 + 19	9.20 + 19
10	2.18 + 18	6.40 + 18	7.89 + 19	8.75 + 19
11	2.16 + 18	5.17 + 18	7.63 + 19	8.37 + 19
12	2.13 + 18	4.24 + 18	7.40 + 19	8.04 + 19
13	2.11 + 18	3.52 + 18	7.19 + 19	7.76 + 19
14	2.08 + 18	2.97 + 18	7.00 + 19	7.51 + 19
15	2.06 + 18	2.55 + 18	6.83 + 19	7.29 + 19
16	2.04 + 18	2.22 + 18	6.66 + 19	7.09 + 19
17	2.02 + 18	1.96 + 18	6.51 + 19	6.91 + 19
18	2.00 + 18	1.76 + 18	6.37 + 19	6.74 + 19
19	1.97 + 18	1.60 + 18	6.24 + 19	6.59 + 19
20	1.95 + 18	1.47 + 18	6.11 + 19	6.45 + 19

*) lies: $3.95 \cdot 10^{18}$

Anmerkungen

Der verwendete Wirkungsquerschnittssatz 60PCU 45 KFKBIB wurde unter Wichtung mit dem Neutronenspektrum eines DWR vom Typ BIBLIS erstellt.

Die eingegebenen Strukturmaterialien, aus denen die Aktivierungsprodukte (Leichte Nuklide in Tab. 1) resultieren; entsprechen in ihrer Zusammensetzung den Strukturteilen eines DWR vom Typ BIBLIS ohne BE-Endstücke.

**TAB. 1: Aktivitätsinventar (Bq) des EPR
als Funktion der Zeit
(6er-Zyklus, mittl. Entladeabbrand = 60.000 MWd/tSM)**

Nuklid	Inventar	Nuklid	Inventar	Nuklid	Inventar
NA- 24	0.18902E+15	TC-101	0.14216E+18	LA-140	0.15507E+19
AR- 41	0.12544E+08	RU-103	0.12702E+18	LA-141	0.14224E+19
CR- 51	0.14560E+17	RU-105	0.84050E+17	LA-142	0.13832E+19
MN- 54	0.48329E+15	RU-106	0.37057E+17	CE-141	0.14339E+19
MN- 56	0.25450E+17	RH-103M	0.11443E+18	CE-143	0.13335E+19
FE- 55	0.44583E+16	RH-105	0.80285E+17	CE-144	0.94387E+18
FE- 59	0.37046E+15	AG-110M	0.10469E+17	PR-143	0.13074E+19
CO- 58	0.25528E+16	AG-111	0.18088E+18	PR-145	0.90280E+18
CO- 60M	0.20260E+16	SB-124	0.13837E+16	ND-147	0.56667E+18
CO- 60	0.98777E+15	SB-125	0.18536E+17	PM-147	0.15465E+18
CO- 61	0.48422E+14	SB-126	0.15293E+16	PM-148M	0.32437E+17
NI- 59	0.13974E+13	SB-127	0.18867E+18	PM-148	0.13093E+18
NI- 63	0.19727E+15	SB-129	0.66318E+18	PM-149	0.45393E+18
NI- 65	0.27304E+15	SB-131	0.17180E+19	PM-151	0.15952E+18
ZN- 65	0.17198E+11	TE-125M	0.19459E+16	EU-152M	0.12745E+15
KR- 83M	0.52532E+18	TE-127M	0.11511E+17	EU-152	0.61573E+13
KR- 85M	0.11518E+19	TE-127	0.92552E+17	EU-154	0.12364E+17
KR- 85	0.44667E+17	TE-129M	0.49305E+17	EU-155	0.44801E+16
KR- 87	0.22275E+19	TE-129	0.32706E+18	EU-156	0.18618E+18
KR- 88	0.31532E+19	TE-131M	0.15431E+18	W -181	0.15117E+00
RB- 86	0.78251E+16	TE-131	0.91874E+18	RA-226	0.34525E+05
RB- 88	0.32036E+19	TE-132	0.15016E+19	U -234	0.19464E+11
RB- 89	0.41298E+19	TE-133M	0.80839E+18	U -235	0.52280E+09
SR- 89	0.12716E+19	TE-133	0.12308E+19	U -238	0.43206E+10
SR- 90	0.10991E+18	TE-134	0.17308E+19	NP-237	0.46370E+10
SR- 91	0.15992E+19	I -129	0.14674E+12	NP-238	0.49102E+16
SR- 92	0.17202E+19	I -130	0.87401E+17	NP-239	0.24018E+18
SR- 93	0.19366E+19	I -131	0.41609E+19	PU-236	0.99745E+10
Y - 90M	0.16511E+14	I -132	0.60990E+19	PU-238	0.46015E+14
Y - 90	0.78698E+17	I -133	0.86712E+19	PU-239	0.43985E+13
Y - 91M	0.61887E+18	I -134	0.94010E+19	PU-240	0.57288E+13
Y - 91	0.10808E+19	I -135	0.80538E+19	PU-241	0.15858E+16
Y - 92	0.11519E+19	XE-131M	0.47260E+17	PU-242	0.23968E+11
Y - 93	0.13259E+19	XE-133M	0.27246E+18	AM-241	0.18994E+13
ZR- 93	0.29377E+12	XE-133	0.86836E+19	AM-242M	0.82433E+11
ZR- 95	0.22128E+18	XE-135M	0.17431E+19	AM-242	0.11291E+16
ZR- 97	0.21690E+18	XE-135	0.26146E+19	AM-243	0.27949E+12
NB- 93M	0.18856E+11	XE-138	0.71519E+19	CM-242	0.68693E+15
NB- 95M	0.10384E+16	CS-134M	0.18792E+18	CM-243	0.25562E+12
NB- 95	0.14382E+18	CS-134	0.72116E+18	CM-244	0.47922E+14
NB- 97	0.14598E+18	CS-135	0.24221E+13	CM-245	0.37723E+10
MO- 93	0.57167E+10	CS-136	0.25895E+18	CM-246	0.98754E+10
MO- 99	0.15586E+18	CS-137	0.50205E+18	CM-247	0.23291E+05
MO-101	0.14212E+18	CS-138	0.78800E+19	CM-248	0.80661E+05
TC- 99M	0.13646E+18	BA-139	0.38651E+19		
TC- 99	0.12719E+13	BA-140	0.37607E+19		

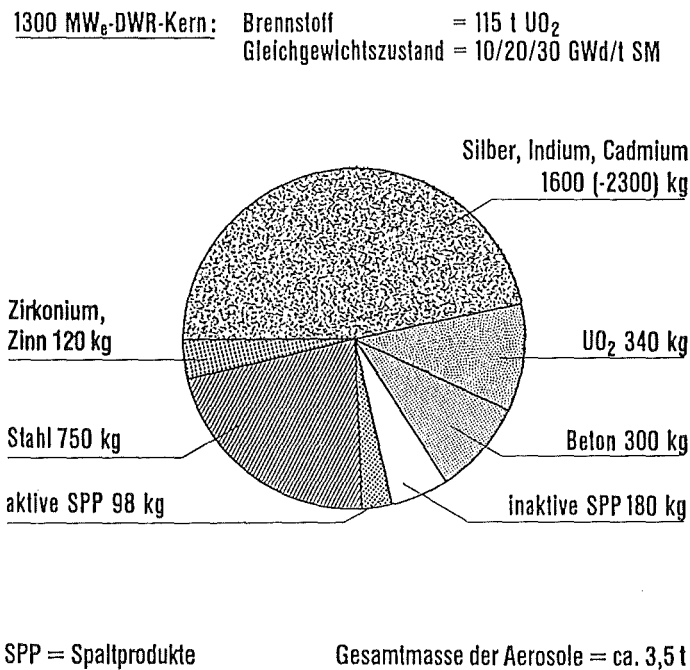
Tab. 2: Aktivitätsinventar (Bq) der Unfallatmosphäre im Containment des EPR, aufgeschlüsselt nach Nukliden.

So sollen folgende Aktivitäts-Anteile des Kerninventars während des Kernschmelzens freigesetzt werden [15]:

Edelgase, Halogene, Alkali, Silber	100%
Antimon, Barium	50%
Strontium	30%
Tellur, Selen	25%
Zirkonium	3%
Ruthen, Lanthan, Cer	2%
Transurane	0,3%

(Anmerkung: Für den Fall einer Kernzerstörung durch eine Leistungstransiente wäre der Wert für die Transurane etwa um eine Größenordnung höher anzusetzen.)

Für die weiteren Rechnungen wird angenommen, daß insgesamt etwa 3,5 t Aerosole aus dem Primärkreislauf freigesetzt werden, die sich homogen in der Containmentatmosphäre verteilen [16, 17]. Die in Abbildung 3 skizzierte Komponentendarstellung zeigt, daß der überwiegende Aerosolanteil aus der Regelstablingierung Ag, In, Cd stammt; der Anteil der radioaktiven Partikel an der gesamten Aerosolmasse beträgt etwa drei Prozent.




**Abb. 3: Integral in den Sicherheitsbehälter
freigesetzte Aerosolmassen**

Im Containment ist das Aerosolverhalten stark beeinflusst durch physikalische Abscheidemechanismen wie Koagulation, Sedimentation und Kondensation, die eine ständige Reduzierung der Aerosolkonzentration in der Unfallatmosphäre fördern [18]. Zur Simulation dieser Vorgänge diente das Rechenmodell CONTAIN/MAEROS [19, 20]. Dabei wurden folgende Eingabeparameter eingesetzt:

Containment

Freies Volumen	71.200 m ³
Oberfläche der Einbauten	50.000 m ²
Sumpfwasservolumen	1.600 m ³
Leckrate	0.25 / 0.5 / 1.0 / 1.5 Vol%/d

Aerosoldaten

Aus Primärsystem freigesetzte Masse	3.46 · 10 ³ kg
Partikeldurchmesser Medianwert	0.15 · 10 ⁻⁶ m
Geometrische Standardabweichung	2.0
Dichte des Aerosolmaterials	5.000 kg/m ³

In dem CONTAIN-Modell wird das Containment als eine Zelle dargestellt. Eine zweite Zelle simuliert die Containment-Umgebung mit einer konstant angenommenen Lufttemperatur von 20°C. Die Zellen sind durch eine Überströmöffnung verbunden, durch die ein konstanter Volumenstrom entsprechend der Leckrate fließt. In der Parameterstudie wurden neben dem Referenzfall mit einer Leckrate von 0,25 Vol%/d noch Rechnungen mit höheren Leckraten bis 1.5 Vol%/d durchgeführt.

Der Kernschmelzunfall wird im CONTAIN-Modell simuliert

- a) durch die oben beschriebenen Aerosol- bzw. Edelgasquelle in das Containment; deren Freisetzung soll in der Zeitspanne von 30 bis 100 min nach Störfalleintritt erfolgen; das Aerosolverhalten wird mit dem Modell MAEROS beschrieben;
- b) durch Einbringung der Nachzerfallswärme in das Sumpfwasser des Containments (Kernschmelzkühlung durch Sumpfwasser).

Da im folgenden das Aerosolverhalten im Vordergrund des Interesses steht, wird die Thermodynamik der einleitenden LOCA-Phase nicht sonderlich detailliert in Betracht gezogen. So ergibt sich hinsichtlich der Druck- und

Temperaturverhältnisse im Containment ein zeitlicher Verlauf, der im wesentlichen durch den Nachwärmeeintrag in das Sumpfwasser und die Wärmeabfuhr aus dem Containment an die Umgebung (20°C) bestimmt wird. In Abbildung 4 sind die Verläufe für Nachwärmeleistung, Druck und Temperatur aufgezeichnet. Demnach ist in den ersten 80 h mit einem Druckanstieg auf etwa 5.5 bar zu rechnen, dem eine Temperatur von ca. 145°C zuzuordnen ist. Weiterführende Rechnungen zeigen, daß der Druck und die Temperatur im Containment im Zuge der weiteren Reduzierung der Nachzerfallsleistung nach etwa 10 d wieder abnehmen [20 a].

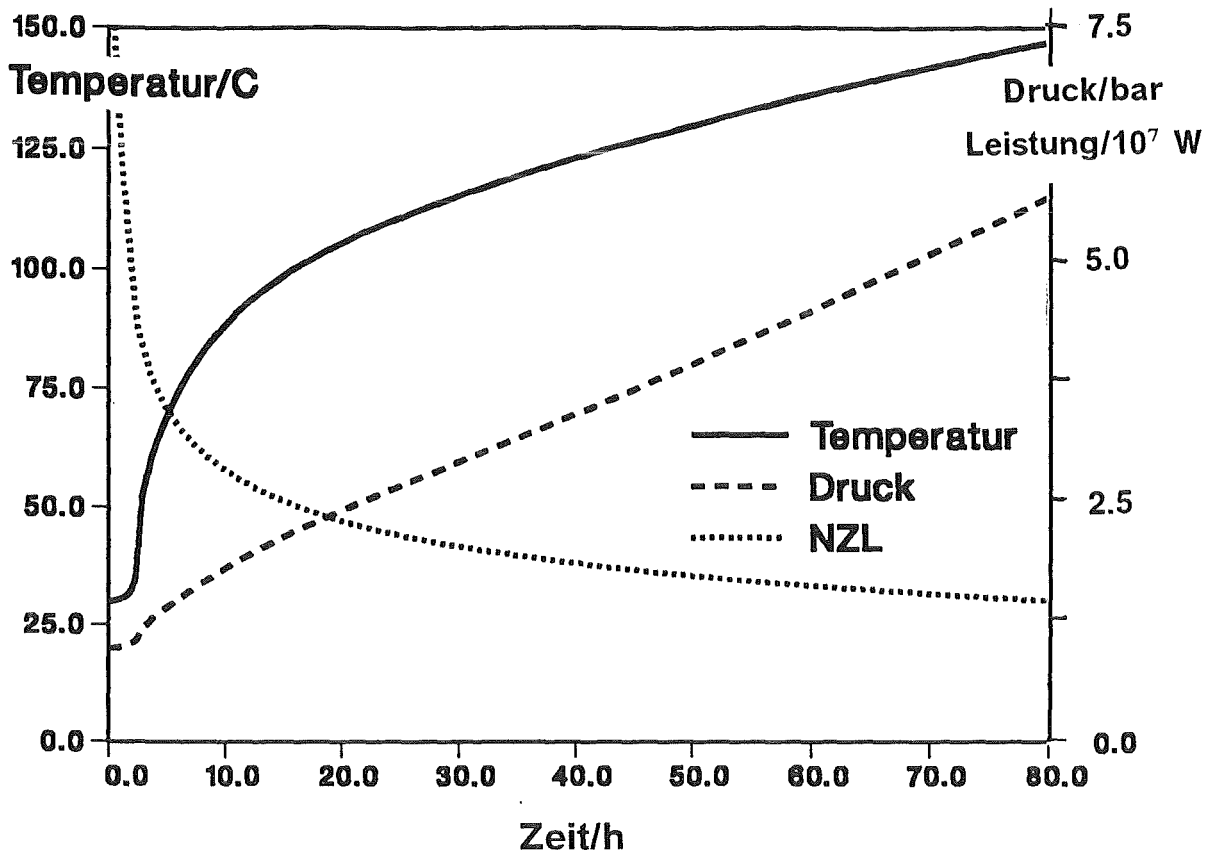


Abb. 4: Nachzerfallsleistung (NZL) und Verlauf von Druck und Temperatur im Containment

Das korrespondierende Aerosolverhalten ist in Abbildung 5 wiedergegeben. Hier zeigt die gestrichelte Linie die luftgetragene Aerosolmasse im Containment als eine Funktion der Zeit. Man erkennt deutlich, daß bereits während der Aerosoleinbringungsphase (hier ist ein lineares Modell verwendet worden), beträchtliche Mengen durch Agglomeration und Sedimentation aus der Atmosphäre abgeschieden werden. Der Maximalwert der in der Luft getragenen Aerosole beträgt am Ende der Einspeisephase ($t = 100$ min) etwa 2.1 t, was einer Aerosolkonzentration von 300 g/m^3 entspricht. In den darauf folgenden 10 h reduziert sich die Masse der luftgetragenen Aerosole im Containment um etwa 3 - 4 Größenordnungen. Das heißt im Hinblick auf

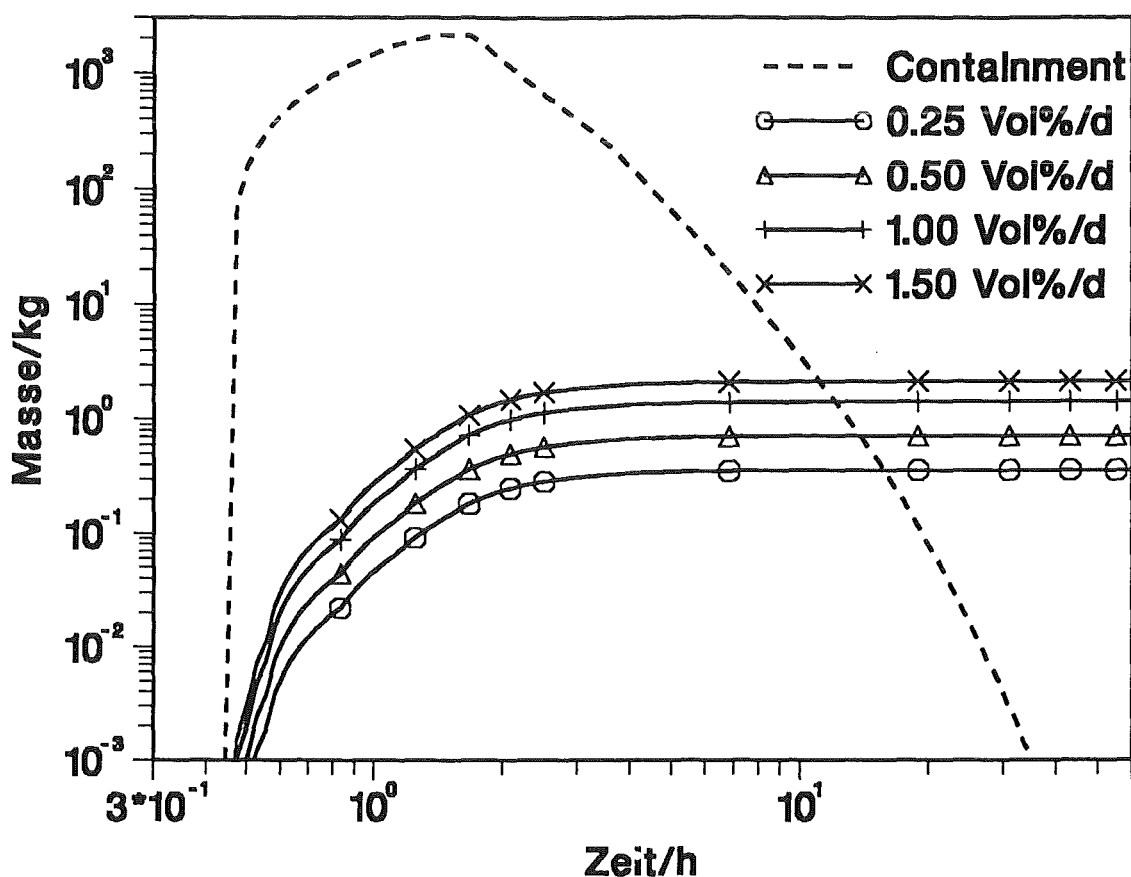


Abb. 5: Luftgetragene Aerosolmasse im Containment (gestrichelt) und freigesetzte Massen. Parameter: Leckrate.

Aerosolleckagen aus dem Containment, daß dieser Prozeß nach 10 - 12 h weitgehend abgeklungen ist. Dies wird auch durch die Kurvenschar in den Abbildungen 5 und 6 deutlich, die den Aerosol-Leckagenaustritt aus dem Containment für unterschiedliche Leckraten widerspiegeln. Als Richtwerte für diese Zeitspanne zeigen die Modellrechnungen bei kleiner Leckrate (0,25 Vol%/d) insgesamt ca. 0,36 kg (das entspricht etwa 0,1% der gesamten produzierten Aerosolmasse) und bei 1,5 Vol%/d insgesamt etwa 2.2 kg Aerosole an, die aus dem Containment in den Ringraum ausgeströmt sind; genaue Zahlenangaben dazu findet der interessierte Leser in der Tabelle 3. Ergänzend sei hinzugefügt, daß bei diesen Berechnungen die Dampfkondensation auf die Aerosolpartikel, die die Aerosolabscheidung fördert, nicht berücksichtigt worden ist, sodaß die Ergebnisse im Hinblick auf die Leckagen als konservativ angesehen werden können. Die tatsächlichen Werte können für die hier betrachteten Fälle um den Faktor 2 bis 3 geringer sein als hier vorgestellt [18].

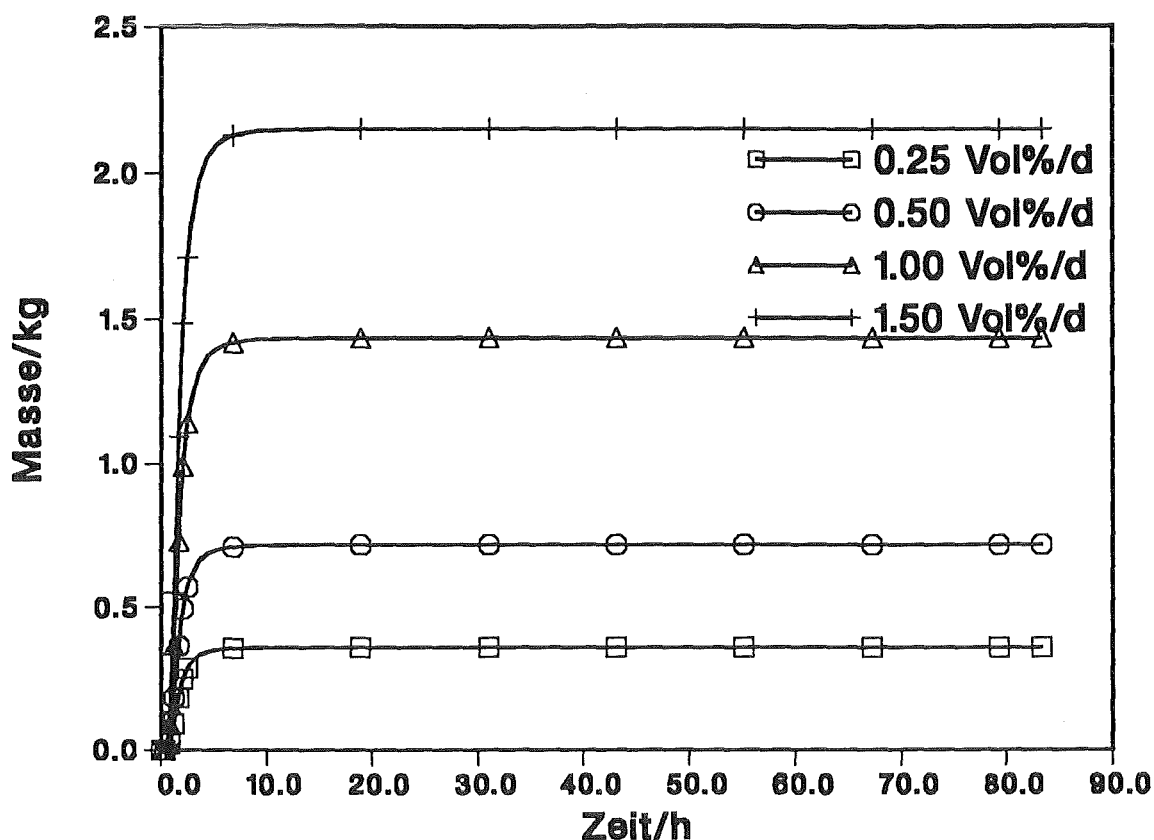


Abb. 6: Aus dem Containment freigesetzte Aerosolmassen. Parameter: Leckrate.

Zeit/s	Anteile luftgetragen im Containment	Freigesetzt aus dem Containment bei Leckrate/Vol%/d			
		0.25	0.50	1.00	1.50
0.	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
2000.	8.9670E-02	5.4640E-07	1.0928E-06	2.1856E-06	3.2783E-06
4000.	5.0301E-01	1.8264E-05	3.6528E-05	7.3054E-05	1.0958E-04
6000.	6.1219E-01	5.2722E-05	1.0544E-04	2.1087E-04	3.1629E-04
8000.	2.5979E-01	7.6167E-05	1.5233E-04	3.0465E-04	4.5695E-04
10000.	1.4123E-01	8.7173E-05	1.7434E-04	3.4866E-04	5.2296E-04
12000.	8.3423E-02	9.3549E-05	1.8709E-04	3.7415E-04	5.6118E-04
14000.	4.7221E-02	9.7187E-05	1.9436E-04	3.8868E-04	5.8296E-04
16000.	2.8719E-02	9.9316E-05	1.9862E-04	3.9718E-04	5.9569E-04
18000.	1.8379E-02	1.0064E-04	2.0127E-04	4.0248E-04	6.0363E-04
20000.	1.2205E-02	1.0151E-04	2.0300E-04	4.0594E-04	6.0880E-04
22000.	8.3513E-03	1.0209E-04	2.0417E-04	4.0826E-04	6.1229E-04
24000.	5.8584E-03	1.0250E-04	2.0498E-04	4.0988E-04	6.1470E-04
26000.	4.2000E-03	1.0278E-04	2.0555E-04	4.1102E-04	6.1641E-04
28000.	3.0693E-03	1.0299E-04	2.0597E-04	4.1184E-04	6.1764E-04
30000.	2.2805E-03	1.0315E-04	2.0627E-04	4.1245E-04	6.1855E-04
60000.	7.1171E-05	1.0365E-04	2.0727E-04	4.1444E-04	6.2151E-04
90000.	4.6171E-06	1.0367E-04	2.0731E-04	4.1452E-04	6.2163E-04
120000.	4.3085E-07	1.0367E-04	2.0731E-04	4.1452E-04	6.2164E-04
150000.	5.2411E-08	1.0367E-04	2.0731E-04	4.1452E-04	6.2164E-04
180000.	7.8476E-09	1.0367E-04	2.0731E-04	4.1452E-04	6.2164E-04
210000.	1.3913E-09	1.0367E-04	2.0731E-04	4.1452E-04	6.2164E-04
240000.	2.8344E-10	1.0367E-04	2.0731E-04	4.1452E-04	6.2164E-04
270000.	6.4859E-11	1.0367E-04	2.0731E-04	4.1452E-04	6.2164E-04
300000.	1.6366E-11	1.0367E-04	2.0731E-04	4.1452E-04	6.2164E-04

**Tab. 3: Aerosolverhalten im Containment
und Leckagen aus dem Containment
(gesamte Aerosolmasse = 3 460 kg)**

Ein erwartungsgemäß anderes Bild zeigt das Leckageverhalten der Edelgase. Die von CONTAIN berechneten Größen repräsentieren Anteile des Kerninventars. Auch hier erfolgt die zeitproportionale Freisetzung in das Containment in der Zeitspanne $t = 30 - 100$ min, wie in Abbildung 7 gestrichelt eingezeichnet. In Abbildung 8 wird deutlich, daß die Edelgas-Leckagen (Integralwerte) aus dem Containment in den Ringraum - je nach Leckrate - mit unterschiedlicher Steigung linear mit der Zeit zunehmen (siehe auch Tabelle 4). Welche Auswirkungen das auf den radiologischen Quellterm hat, wird in Abschnitt 7 genauer analysiert.

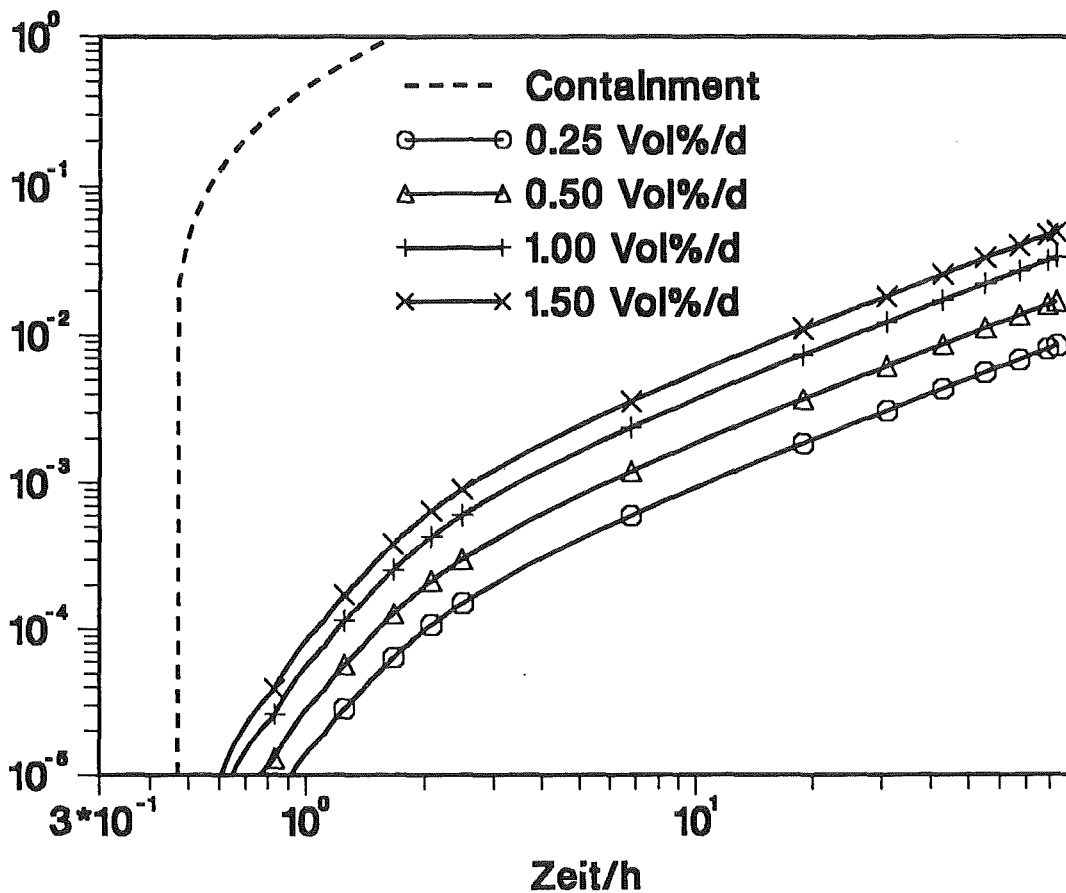


Abb. 7: Massenanteile der Edelgase im Containment (gestrichelt) und freigesetzt in die Umgebung. Parameter: Leckrate.

Zeit/s	Anteile im Containment	Freigesetzt aus dem Containment bei Leckrate/Vol%/d			
		0.25	0.50	1.00	1.50
0.	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
2000.	9.0907E-02	5.5249E-07	1.1050E-06	2.2099E-06	3.3149E-06
4000.	5.4543E-01	1.9102E-05	3.8204E-05	7.6404E-05	1.1460E-04
6000.	9.9992E-01	6.3969E-05	1.2793E-04	2.5584E-04	3.8374E-04
8000.	9.9987E-01	1.2187E-04	2.4372E-04	4.8738E-04	7.3097E-04
10000.	9.9981E-01	1.7977E-04	3.5951E-04	7.1888E-04	1.0781E-03
12000.	9.9975E-01	2.3767E-04	4.7529E-04	9.5035E-04	1.4252E-03
14000.	9.9969E-01	2.9556E-04	5.9103E-04	1.1817E-03	1.7720E-03
16000.	9.9963E-01	3.5344E-04	7.0675E-04	1.4130E-03	2.1187E-03
18000.	9.9958E-01	4.1131E-04	8.2245E-04	1.6442E-03	2.4653E-03
20000.	9.9952E-01	4.6918E-04	9.3813E-04	1.8754E-03	2.8117E-03
22000.	9.9946E-01	5.2704E-04	1.0538E-03	2.1065E-03	3.1581E-03
24000.	9.9940E-01	5.8490E-04	1.1694E-03	2.3375E-03	3.5042E-03
26000.	9.9935E-01	6.4275E-04	1.2851E-03	2.5685E-03	3.8503E-03
28000.	9.9929E-01	7.0060E-04	1.4007E-03	2.7994E-03	4.1962E-03
30000.	9.9923E-01	7.5844E-04	1.5163E-03	3.0303E-03	4.5420E-03
60000.	9.9836E-01	1.6255E-03	3.2484E-03	6.4863E-03	9.7136E-03
90000.	9.9750E-01	2.4916E-03	4.9770E-03	9.9293E-03	1.4857E-02
120000.	9.9663E-01	3.3568E-03	6.7023E-03	1.3360E-02	1.9972E-02
150000.	9.9577E-01	4.2210E-03	8.4241E-03	1.6777E-02	2.5060E-02
180000.	9.9490E-01	5.0842E-03	1.0143E-02	2.0182E-02	3.0120E-02
210000.	9.9404E-01	5.9466E-03	1.1858E-02	2.3575E-02	3.5153E-02
240000.	9.9318E-01	6.8080E-03	1.3570E-02	2.6955E-02	4.0159E-02
270000.	9.9232E-01	7.6686E-03	1.5278E-02	3.0323E-02	4.5138E-02
300000.	9.9146E-01	8.5282E-03	1.6984E-02	3.3679E-02	5.0090E-02

**Tab. 4: Edelgasanteile im Containment
und Leckagen aus dem Containment
(Anteile = normiert durch Gesamtmasse der Edelgase)**

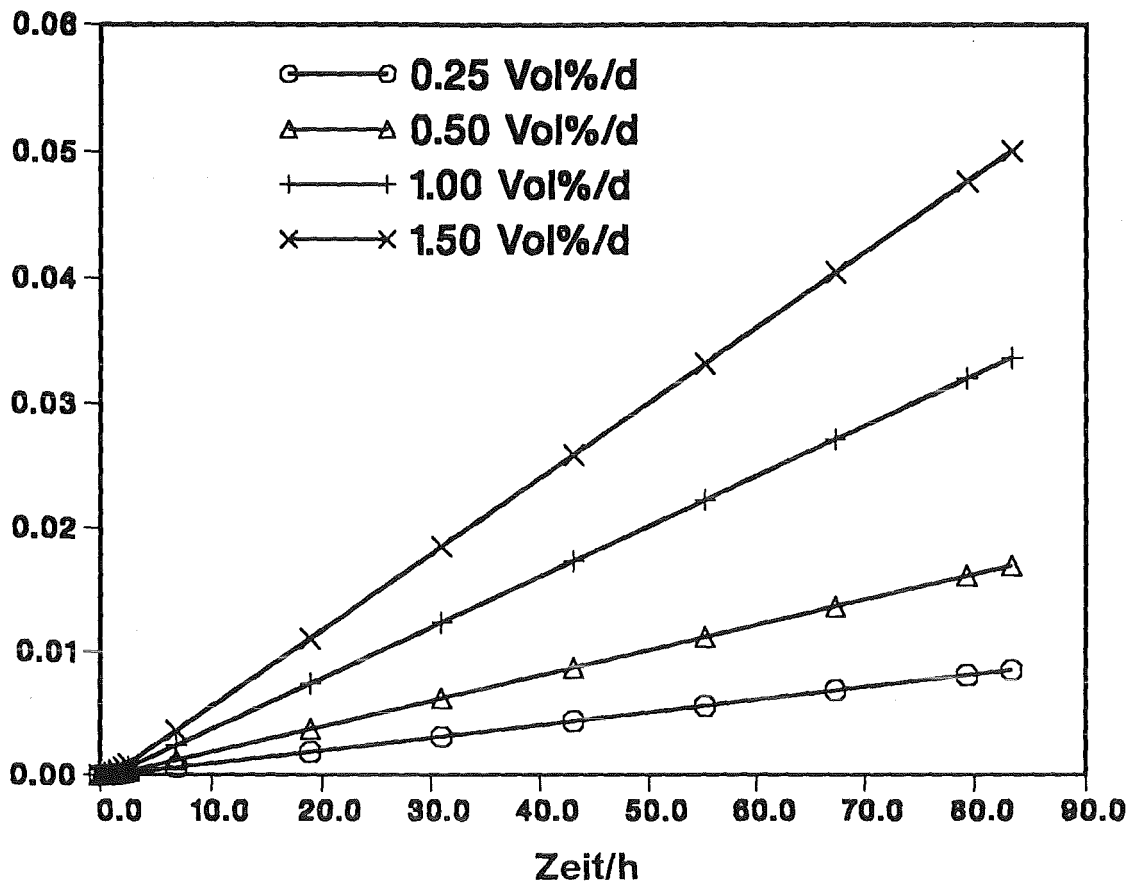


Abb. 8: Aus dem Containment freigesetzte Massenanteile der Edelgase. Parameter: Leckrate.

Doch zuvor werden zwei weitere Aspekte angesprochen. In Abschnitt 5 wird auf das komplexe Jodverhalten im Sumpfwasser ("Jod-Chemie im Strahlungsfeld") eingegangen und der Abschnitt 6 bringt ergänzende Anmerkungen zu den Containmentleckagen in den Ringraum.

5. Zum Jodverhalten im Sumpfwasser

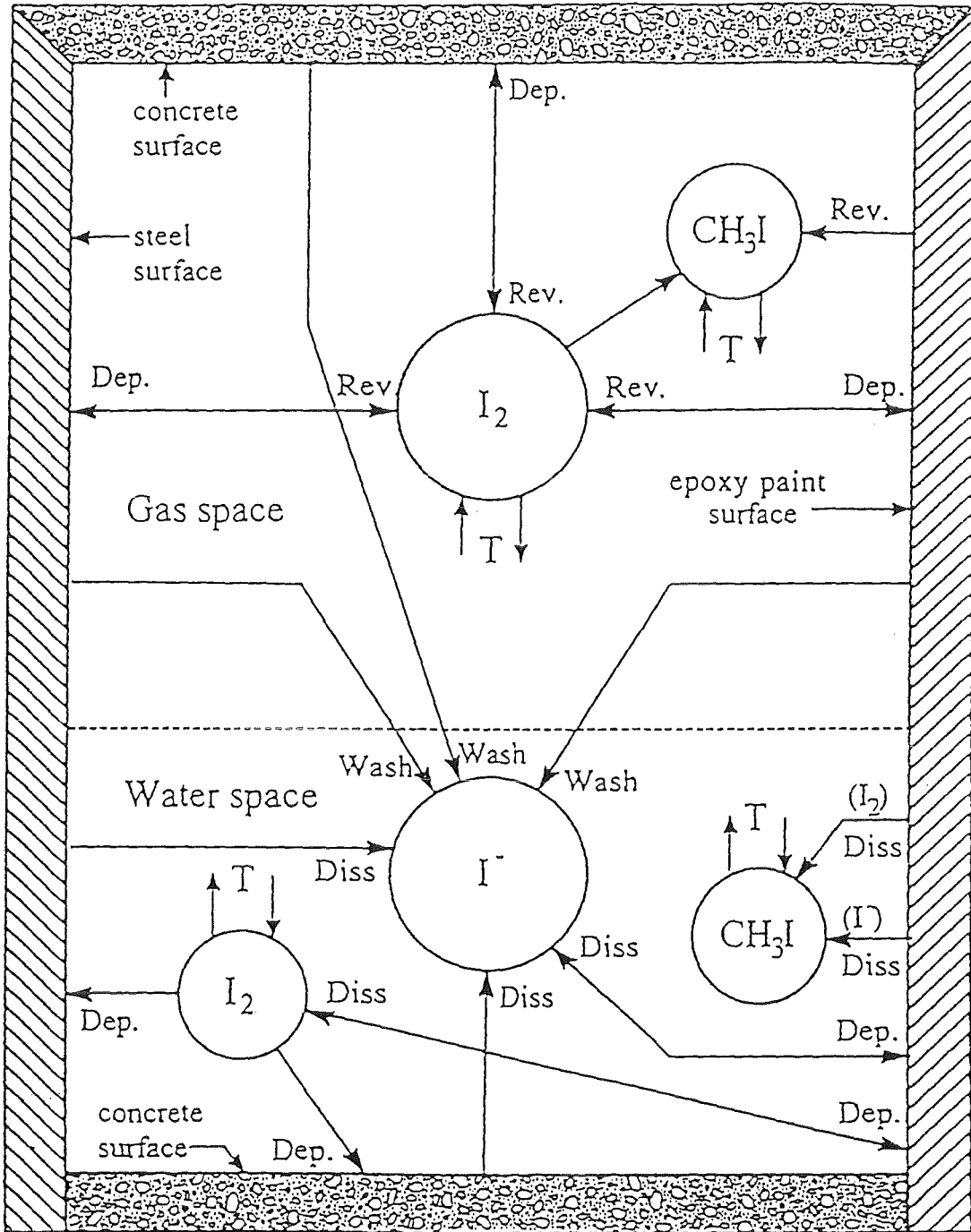
Aus radiologischer Sicht ist das Verhalten von Jod (I) - insbesondere von I-131- im Hinblick auf die Umweltbelastung von besonderer Bedeutung. Bei der Freisetzung aus dem Brennstoff in das Containment geht Jod bevorzugt eine chemische Verbindung mit Caesium (Cs) ein, sodaß anfänglich etwa 99% des Jods in Form von CsI und etwa 1% in elementarer Form I₂ vorliegen. Zum komplexen Jod-Verhalten in der Unfallatmosphäre sei folgendes angemerkt:

Die in die Atmosphäre des Sicherheitsbehälters suspendierten Aerosole mit den in ihnen enthaltenen Spaltprodukten, darunter CsI und AgI, werden durch Sedimentations-, Diffusions- und andere physikalische Prozesse abgeschieden. In der flüssigen Phase dissoziiert CsI sofort vollständig zu Cs⁺ und I⁻ Ionen, während AgI ungelöst verbleibt. I₂ geht ein Verteilungsgleichgewicht zwischen flüssiger und gasförmiger Phase ein. Wie komplex diese Vorgänge z.B. in IMPAIR 3 [21] modelliert sind, läßt sich der Abbildung 9 entnehmen. Für die Quelltermbestimmung in den Ringraum ist dabei entscheidend, wieviel Jod gasgetragen vorliegt.

Eine wichtige Jodsenke ist die Silberjodidbildung im Sumpfwasser, da AgI auch bei völligem Verdampfen des Sumpfes nicht mehr flüchtig wird. Es liegt in etwa 100-fachem stöchiometrischen Überschuß in Bezug auf Jod vor. Metallisches Silber reagiert in borsaurer Lösung mit elementarem Jod zu AgI. Mit I⁻ findet die Reaktion nur unter dem Einfluß ionisierender Strahlung statt.

Mit den organischen Anstrichen der Komponentenoberflächen und in der Luft stets vorhandenen Spuren von Kohlenwasserstoffen kann I₂, insbesondere unter der Einwirkung ionisierender Strahlung, zu Organojodverbindungen reagieren, was zu einer Erhöhung der Jodgesamtmenge in der Atmosphäre führt. Man schätzt diesen Beitrag auf weniger als ein Prozent.

In den bisherigen Untersuchungen wurde immer angenommen, daß Jod, welches aus der Gasphase in den Sumpf gelangt ist, nicht mehr als radiologische Quelle wirksam wird. Resuspension und Revolatisation wurden nicht betrachtet.



Key

Dep : Deposition

Diss : Dissolution

Rev : Revolatilization

Wash: Wash-down to sump (I^-)

T : Transfer across water / Gas space interface

Abb. 9: The present iodine deposition modelling

In der Vergangenheit wurde der Radiolyse als treibender Quelle für die Produktion von I₂-Gas nicht die Aufmerksamkeit geschenkt, die sie verdient. So heißt es z.B. in [17] *“derzeit noch schwierig zu übersehen ist die Auswirkung ionisierender Strahlung auf den chemischen Zustand des gelösten Spaltjods ... Nach heutigem Wissen sollte die strahlenchemisch bedingte Anhebung des I₂-Anteils nicht sehr groß sein”*.

Nach [21], [22] und [17] ist diese Aussage nach heutigem Wissen nicht haltbar. In [22] werden 7 Reaktionspfade angegeben, die den pH-Wert im Sumpfwasser beeinflussen können: Boroxide (sauer), Spaltproduktverbindungen wie CsOH oder Caesiumborate (basisch), HI-Säure, pH-Additive (basisch), Beiträge aus der Atmosphäre wie z.B. CO₂ oder HNO₃ (sauer), Core-Beton Aerosole (basisch) sowie Pyrolyse- und Radiolyse-Produkte aus organischen Materialien (sauer).

In Abbildung 10 ist die Menge des aus dem Pool freigesetzten Jods gegen den pH-Wert aufgetragen. Man sieht, daß pH-Werte unterhalb von 5 einen starken Anstieg des freigesetzten Jods bewirken (bis zu fast 100%). Die Lösungen wurden für jeweils eine Stunde mit 4.5 Mrad/h bestrahlt, was ein PWR-typischer Wert ist.

In [22] heißt es weiter *“wenn der pH-Wert nicht vorsichtig kontrolliert wird, kann er deutlich absinken und eine beträchtliche Konversion von I- zu I₂ bewirken. Der Auslöser dazu ist der radiolytische Aufbau von HNO₃. Was genau der Mechanismus zur Produktion von Salpetersäure ist, ist nicht bekannt. Die Produktion findet sowohl in der flüssigen als auch in der gasförmigen Phase statt.”* Bei Dauerbestrahlung stellt sich ein Gleichgewicht nach ca 15 h ein. In der Abbildung 11 ist der dramatische Einfluß des pH-Wertes auf die I₂-Freisetzung in die Containmentatmosphäre für die amerikanischen Untersuchungen dargestellt. Die Experimente in Harwell [23] bestätigen nach Abbildung 12 die starke Abhängigkeit der I₂-Produktion von der Dosis.

Nach Abbildung 13 spielt die Temperatur des Sumpfes bei diesen Vorgängen eine große Rolle. Allerdings liegen bzgl. der Temperaturabhängigkeit des Radiolyse-Effekts sich widersprechende Publikationen vor. So wird in [22] behauptet, daß insbesondere für amerikanische Siedewasserreaktoren ein Anstieg der Sumpfwassertemperatur von 60 auf 115 Grad Celsius nahezu 10 mal mehr

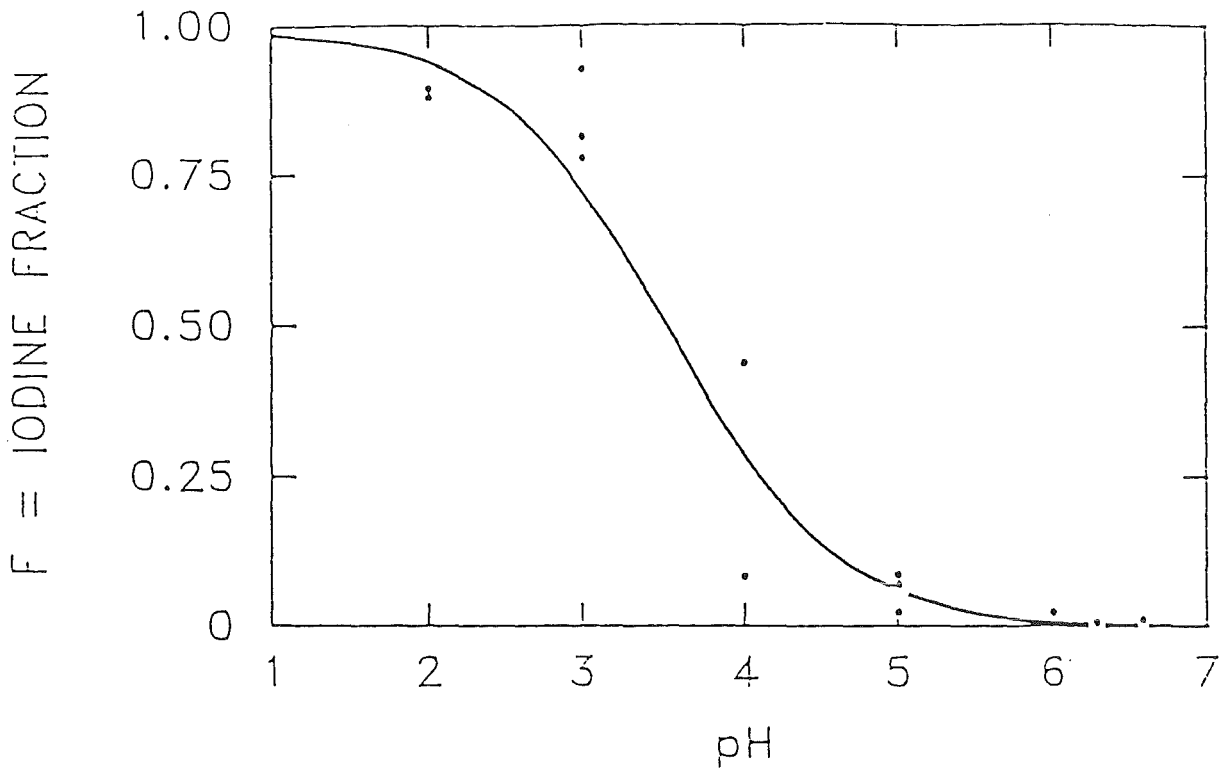


Abb. 10: Radiolytic conversion of I⁻ to I₂
[Data from C.C. Lin. J. Inorg. Nucl. Chem. 42, 1101 (1980)]

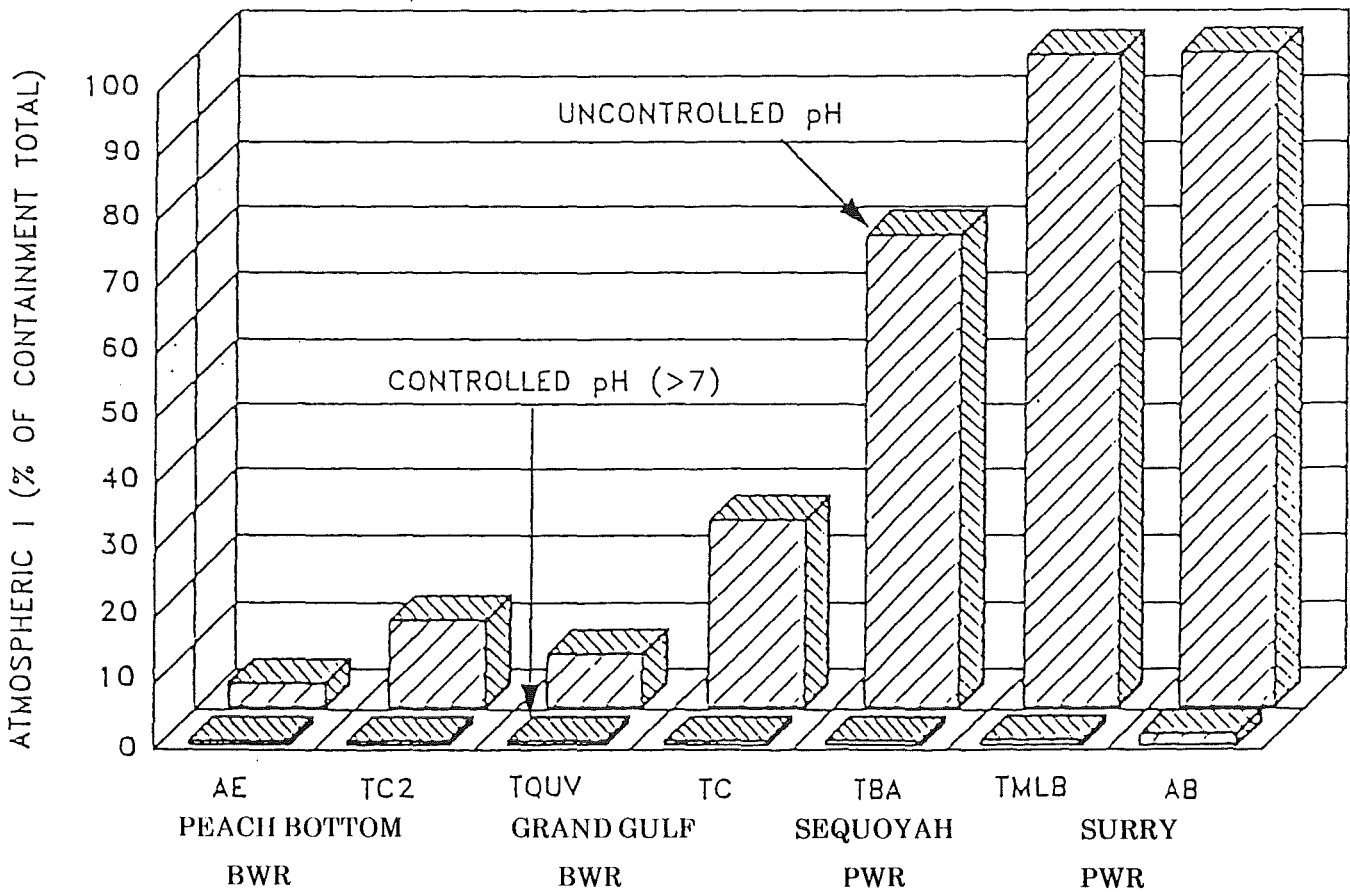


Abb. 11: Additional atmospheric elemental iodine released

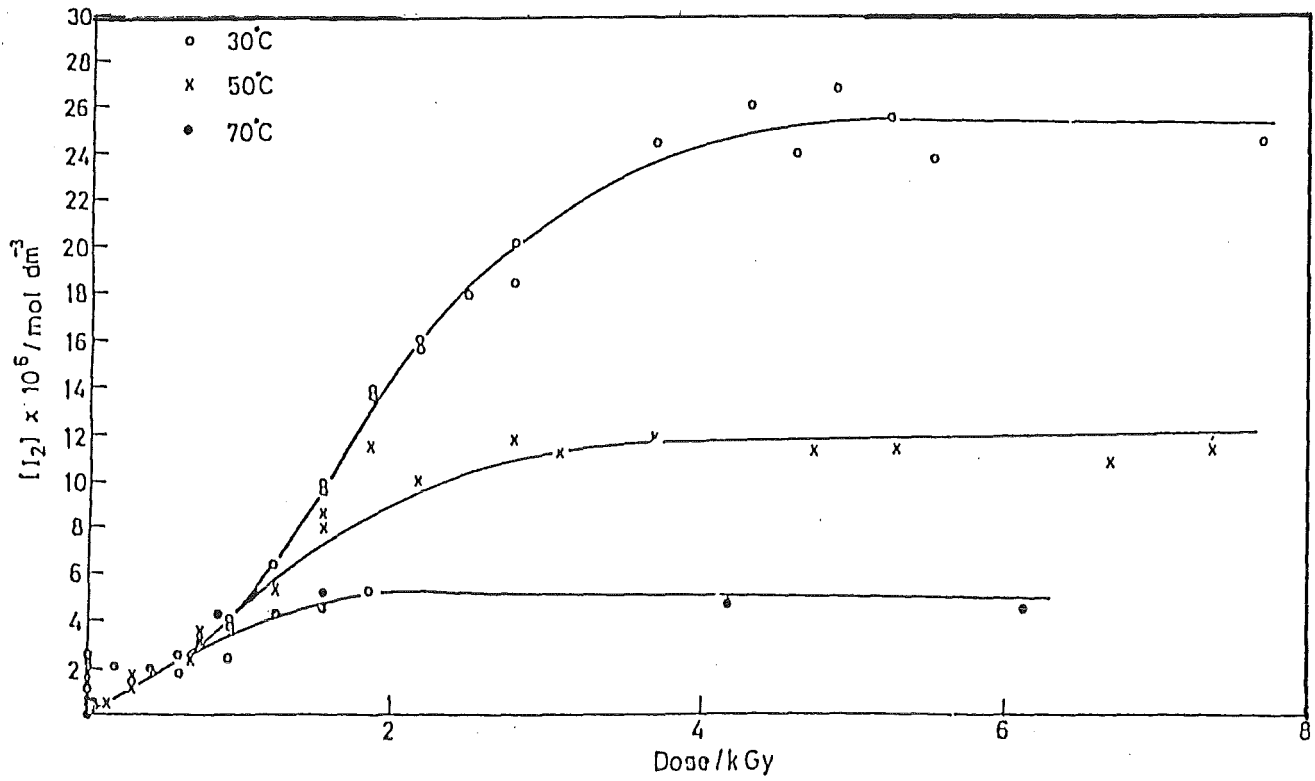


Abb. 12: Formation of iodine at intermediate doses
[from $10^{-4} \text{ mol} \cdot \text{dm}^{-3} \text{ I}$, $0.2 \text{ mol dm}^{-3} \text{ B(OH)}_3$]

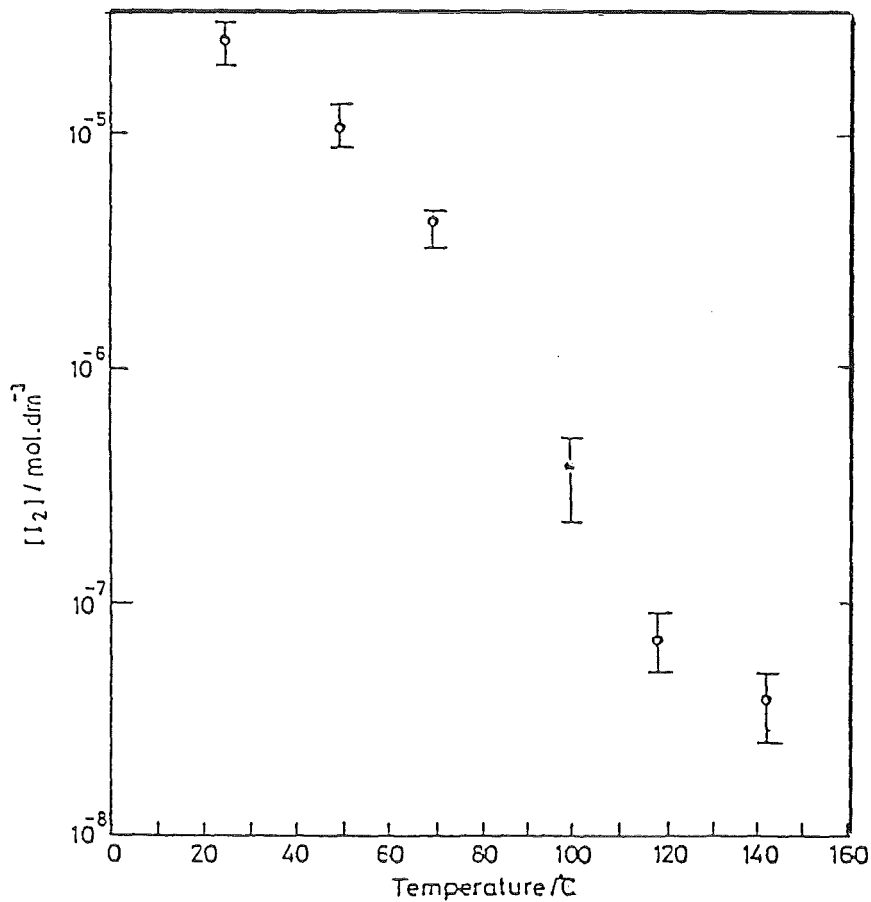


Abb. 13: Variation of I_2 yield from 10 kGy dose, against temperature
[from $10^{-4} \text{ mol} \cdot \text{dm}^{-3} \text{ I}$, 0.2 m B(OH)_3]

luftgetragenes I₂ produziere. Im Gegensatz dazu fällt nach Experimenten gemäß [23] die Freisetzungsrates von I₂ mit ansteigender Temperatur sehr deutlich (siehe Abbildungen 12 und 13) ab. Für den oben beschriebenen Fall entnimmt man Abbildung 13 eine Reduktion der I₂-Freisetzung um fast den Faktor 100! Dies wird auf konkurrierende Mechanismen der Wasserstoffperoxidproduktion zurückgeführt und in der Veröffentlichung ausführlich erklärt. In [17] wird zur Temperaturabhängigkeit nur eine mehr qualitative Aussage gemacht: *„Dementsprechend wird die Flüchtigkeit von I₂ über einer solchen Lösung (Sumpf) stark vom pH-Wert beeinflusst, in dem Sinne, daß der Verteilungskoeffizient $P = I_2 \text{ (in Wasser)} / I_2 \text{ (im Gas)}$ mit steigendem pH-Wert und, weniger ausgeprägt, auch mit steigender Temperatur ansteigt und mit zunehmender Konzentration der Lösung abnimmt“*. Dies entspräche der Aussage von [22]. Die Effekte der H₂O₂-Produktion sind aber in [21, 22 und 17] überhaupt nicht behandelt!

Im Hinblick auf zukünftige Containments bzw. auf eine Begrenzung des radiologischen Quellterms zeigt sich derzeit folgender Trend:

Wenn es gelingt, den pH-Wert des Sumpfwassers bei Werten > 5 durch passive Maßnahmen zu stabilisieren, ist die Jodfreisetzung durch Radiolyse und weitere Prozesse aus dem Sumpfwasser nur sehr begrenzt möglich. Dies ist unabhängig vom Design. Es macht für die Jodrückhaltung im Sumpfwasser also keinen Unterschied, welche Art der Nachwärmeabfuhr gewählt wird (Luft- oder Sumpfwasserkühlung, passiv oder aktiv). Im Umkehrschluß bedeutet dies, daß bei kleineren pH-Werten, z.B. im Bereich zwischen 2 und 4, ein wesentlicher Anteil des Jods in die elementare Form I₂ umgewandelt wird. Dementsprechend ist zu überprüfen, welchen Einfluß dies auf die radiologischen Auswirkungen hat.

6. Containment-Leckagen

Das KKW besitzt zur Aktivitätsrückhaltung bei Störfällen die Sicherheitsumschließung. Bei einer KONVOI-Anlage besteht sie aus dem kugelförmigen Sicherheitsbehälter (SB) aus Stahl und einer äußeren Stahlbetonhülle (siehe Abbildung 2). Beide Bauelemente sind durch den Ringraum getrennt. In die SB-Wand sind zahlreiche Durchführungen eingearbeitet (beim KONVOI-SB: 4 Schleusen, ca. 110 Rohrdurchführungen und etwa 380 Kabeldurchführungen). Bei normalen Betriebsbedingungen werden über das Lüftungssystem folgende Unterdruckverhältnisse gegenüber dem Außendruck (p_a) gehalten:

Ringraum = $p_a - 10$ mm WS.

Betriebsräume im SB = $p_a - 15$ mm WS

Großer Anlagenraum im SB = $p_a - 25$ mm WS

Dadurch wird beim Normalbetrieb ein Leckagefluß aus dem SB präventiv und wirksam verhindert.

Bei einem Störfall mit Druckaufbau im Containment werden Aktivitätsfreisetzungen aufgrund kleiner SB-Leckagen von der Ringraumabsaugung erfaßt und kontrolliert über Filter und Kamin abgegeben. Die Auslegungsbestimmung einer KONVOI-Anlage sieht vor, daß die Leckrate des SB 0,25 Vol-%/d nicht übersteigt. Bei einem freien SB-Volumen von ca. 70.000 m³ entspricht dies einem Volumenstrom von 175 m³/d.

Hinsichtlich der Ausströmung eines Gas-Dampf-Gemisches aus einem Leck (Lochblende) kann man bei einem Behälter mit Überdruck in guter Näherung annehmen, daß der Massenstrom proportional der Dichte und dem Leckquerschnitt ist und durch die Schallgeschwindigkeit des Gemisches begrenzt ist. Bei Ausströmungen in eine atmosphärische Umgebung sind die kritischen Bedingungen erreicht, wenn der Innendruck gleich oder größer als ca. 1,8 bar ist. Das heißt, bei konstanter Dichte und gleich bleibendem Leckquerschnitt kann der Volumenstrom aus dem Behälter im Bereich $p > 1,8$ bar als konstant angesehen werden. Daher kann man zur Ermittlung der Aktivitätsfreisetzung in den Ringraum die SB-Volumenleckrate (m³/h) multiplikativ verknüpfen mit der Konzentration (g/m³) der radioaktiven Aerosole in der Störfallatmosphäre [24]. Dieses Konzept ist bei der Quelltermbestimmung für die anschließenden

Unfallfolgenabschätzungen angewendet worden; mögliche Leckverstopfungen durch "Aerosolplugging" und Aerosolablagerungen im Ringraum werden aus Konservativitätsgründen nicht berücksichtigt.

Anmerkung zu Betoncontainments:

Da Betonstrukturen kleine Trockenrisse aufweisen, wird bei Betoncontainments (ohne inneren Stahlliner) eine höhere Leckrate von 1 Vol-%/d angesetzt. Nicht hinreichend geklärt ist die Frage, ob sich die Mikrorisse bei Innendruckbelastung zu größeren Leckquerschnitten aufweiten.

7. Unfallfolgenabschätzungen

7.1 Randbedingungen

Das Ziel der folgenden Untersuchungen ist es, die aufgrund von Containment-Leckagen zu erwartenden Strahlenbelastungen in der Umgebung zu ermitteln und die Notwendigkeit von Katastrophenschutzmaßnahmen zu überprüfen.

Mit dem Programmsystem COSYMA [24], Version 92/1, wurden probabilistische Unfallfolgenabschätzungen, basierend auf 144 repräsentativ ausgewählten Wetterabläufen, durchgeführt. Die meteorologischen Daten entstammen stündlichen synoptischen Aufzeichnungen des KfK aus den Jahren 1982 und 1983. Für die Ausbreitungsrechnungen mit dem Gauß-artigen Trajektorienmodell MUSEMET [25] wurden die der Rauigkeitsstufe 3 zugeordneten Karlsruhe-Jülich σ -Parameter verwendet, die auch in den Störfall-Berechnungsgrundlagen [26] enthalten sind. In Tab. 5 sind die Dosisrichtwerte für die Schutz- und Gegenmaßnahmen "Aufsuchen von Häusern", "Evakuierung" und "Umsiedlung" angegeben [27]. Die bei der Berechnung der Interventionsdosen berücksichtigten Expositionspfade und Integrationszeiten zeigt Tab. 6. Für die Maßnahme "Einschränkungen bei der Verteilung von Nahrungsmittel" gelten die Grenzwerte für Aktivitätskonzentration der CEC [28] (Tab. 7). Als Eingreifwerte für Katastrophenschutzmaßnahmen wurden bei allen Rechnungen die unteren Richtwerte der Tab. 5 verwendet. Die folgenden Untersuchungen gehen von dem in Abschnitt 3 ermittelten

Maßnahme	Dosis in mSv					
	Ganzkörper**)		Schilddrüse		Lunge*)	
	unterer Richtw.	oberer Richtw.	unterer Richtw.	oberer Richtw.	unterer Richtw.	oberer Richtw.
Aufsuchen von Häusern	5	50	50	250	50	250
Einnahme von Jodtabletten	-	-	200	1000	-	-
Evakuierung	100	500	300	1500	300	1500
Umsiedlung	50	250	-	-	-	-
*) oder jedes bevorzugt bestrahlte Einzelorgan mit Ausnahme der Haut						
**) tatsächlich: Effektivdosis						

Tab. 5 Dosisrichtwerte für "Evakuierung" und "Umsiedlung"

Maßnahme	Dosisintegrationszeit		
	Fahnenstrahlung	Bodenstrahlung	Inhalation
Evakuierung			
Ganzkörper*	Fahrendurchzug	7d	50a
Schilddrüse	-	-	50a
Lunge	Fahrendurchzug	7d	50a
Knochenmark	Fahrendurchzug	7d	50a
Umsiedlung			
Ganzkörper*)	-	365	-
*) tatsächlich: Effektivdosis			

Tab. 6 Expositionspfade und Integrationszeiten zur Berechnung von Interventionsdosen

Aktivitätsinventar der Unfallatmosphäre im Containment bezogen auf den Zeitpunkt des Unfalls (Ende der Kettenreaktionen) aus. Tabelle 2 gibt dieses Inventar in seiner Nuklidzusammensetzung wieder. Bei den Jod-Isotopen wird konservativ angenommen, daß 5% in elementarer Form I₂, d.h. gasförmig, und 95% als Aerosol in der Containmentatmosphäre auftreten. Für das innere Betoncontainment wird eine Leckrate von 1,5 Vol-%/d angesetzt. Hinsichtlich der Freisetzung der Leckagen aus dem Ringraum über den Kamin in die Umgebung wird zwischen gefilterter und ungefilterter Leckagenfreisetzung unterschieden.

7.2 Ergebnisse

Probabilistische Unfallfolgenabschätzungen liefern grundsätzlich Häufigkeitsverteilungen von Schadensarten. Die hier interessierenden individuellen Strahlendosen werden i.a. als Funktion der Entfernung dargestellt, wobei nicht die Verteilungen selbst, sondern daraus abgeleitete statistische Kenngrößen, wie Mittelwerte oder Perzentilwerte (z.B. 95%-Fraktilen), angegeben werden.

Radionuklid	Grenzwerte der Aktivitätskonzentrationen [Bq/kg] oder [Bq/l]	
	Milcherzeugnisse	andere Nahrungsmittel
Sr-Isotope insbesondere Sr-90	125	750
I-Isotope insbesondere I-131	500	2000
Alpha-Strahler Insbesondere Pu-239, Am 241	20	80
andere Nuklide mit Halbzeit- werten größer als 10 Tage insbesondere Cs-134, Cs-137	1000	1250

Tabelle 7: Grenzwerte für Nahrungsmittel

7.2.1 Strahlendosen infolge der reinen Edelgasfreisetzung (idealisiert)

Im Gegensatz zu den Aerosolen unterliegen die Edelgase keinen Ablagerungsprozessen im Containment. Die Reduktion der Aktivitätskonzentrationen erfolgt allein über den radioaktiven Zerfall.

Zur Quantifizierung des Zeitraums, über den die Edelgase bei einer unterstellten Leckrate von 1.5 Vol.%/d wesentlich zur Individualdosis außerhalb des Containments beitragen, wurden über einen Zeitraum von 48h stündliche Freisetzungen mit einem Freisetzungsanteil von $6.25 \cdot 10^{-4}/h$ des Aktivitätsinventars verfolgt. Dieser Wert ergibt sich aus der oben angegebenen Leckrate und der Annahme, daß sich 100 % des Edelgasinventars von Beginn an in der Containmentatmosphäre befinden (siehe auch Tab. 4). Die berechneten Individualdosen wurden als Funktion der Zeit nach dem Unfall aufgetragen. Abbildung 14 zeigt exemplarisch den Mittelwert und die 95%-Fraktile der Effektivdosis infolge externer Bestrahlung aus der Aktivitätsfahne in 400 m Entfernung. 95 %-Fraktile der Dosis bedeutet, daß ein Individuum, das sich irgendwo auf dem Kreisring der zugehörigen Entfernung befindet, im Mittel in nur 5 % der Unfallfolgensituationen eine größere Dosis als angegeben erhält.

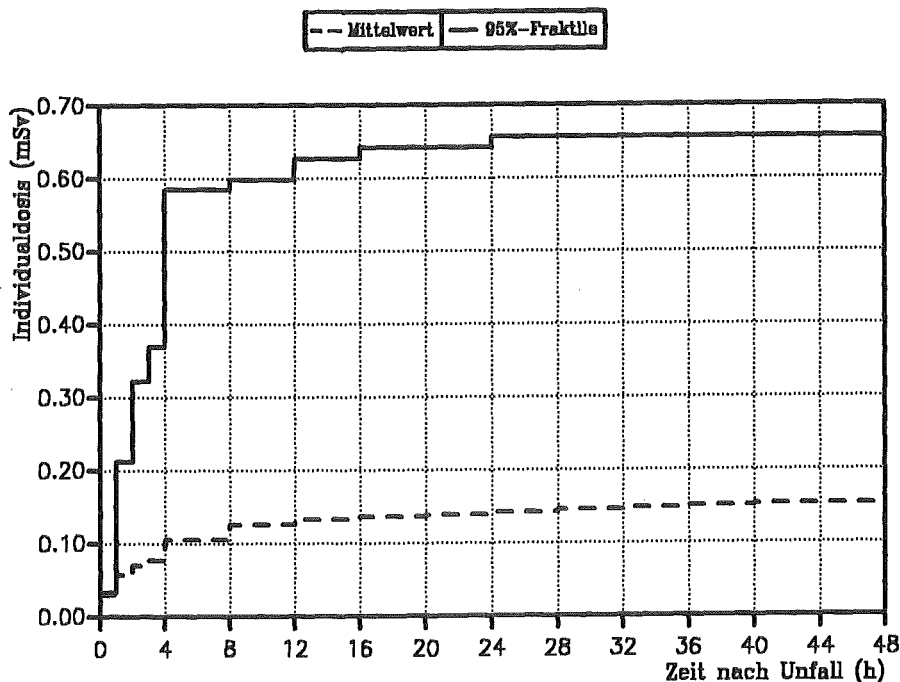


Abb. 14: Effektivdosis durch Edelgase in 400 m Entfernung als Funktion der Zeit nach dem Unfall

Man erkennt deutlich, daß sich infolge des radioaktiven Zerfalls der kurzlebigen Edelgasnuklide die Individualdosis bereits nach ca. 10 h zu etwa 90% akkumuliert hat. In den ersten Stunden wird der Hauptbeitrag zur Strahlendosis durch Kr-88 (42%) und Xe-138 (37%) verursacht [31].

Die Absolutwerte der Effektivdosis in 400 m bzw. 1000 m Entfernung und bei 1.5 Vol.%/d Leckage wurden wie folgt ermittelt (zwischen Leckagerate und Dosis besteht ein linearer Zusammenhang):

	400m	1000m
95%-Fraktile [mSv]	0.65	0.39
99%-Fraktile [mSv]	2.1	0.81
99,9%-Fraktile [mSv]	4.9	2.1

Selbst bei 100%-iger Rückhaltung von Aerosolen und Jod könnten die ermittelten Strahlendosen aufgrund der Edelgasfreisetzung nicht vermieden werden. Man erkennt, daß bei einer Leckrate von 1,5 Vol%/d allein durch die Edelgase der untere Eingreifwert von 5 m Sv für das Aufsuchen von Häusern (Tab. 5) erreicht wird. Dies ist mit hoher Wahrscheinlichkeit nur mit einem Containment mit innerer Dichtwand (Liner) vermeidbar, dessen Leckrate auch bei hohem Innendruck deutlich unterhalb 1,5 Vol%/d bleibt.

7.2.2 Strahlendosen infolge der Kombinationsfreisetzung von Aerosolen, Jod und Edelgasen

Wegen der - wie im vorangehenden Abschnitt gezeigt - relativ kurzen Akkumulationszeit der Strahlendosen durch Edelgase von ca. 10h und der nach 10h weitgehend abgeschlossenen Freisetzung von Aerosolen und Jod (Abschnitt 2.2) wurde der Quellterm für alle Radionuklide in gleicher Weise durch 6 einstündige Freisetzungsphasen modelliert [31]. Die Dosisberechnung erfolgt entsprechend der Vorschriften zur Ermittlung von Interventionsdosen (Tabelle 6). Die Ergebnisse können somit direkt mit den Eingreifwerten für Katastrophenschutzmaßnahmen nach

Tabelle 5 verglichen werden. Erste Analysen zeigen, daß bei einem einschaligen Aufbau des Containments dabei gewisse Grenzwerte der Tabelle 5 überschritten werden. Deswegen wird neben dem einschaligen auch ein zweischaliges Containment untersucht, bei dem der Zwischenraum zwischen beiden Schalen über ein Aerosolfilter abgesaugt wird.

Die Freisetzungen aus der einschaligen Version werden als "ungefiltert", die aus der zwischenschaligen Version mit Absaugung als "gefiltert" bezeichnet. Abbildung 15 zeigt die 95%-Fraktilewerte der für frühe Katastrophenschutzmaßnahmen relevanten effektiven Folgeäquivalentdosis (kurz: Effektivdosis) und der Folgeäquivalentdosis für die Schilddrüse als Funktion der Entfernung mit und ohne Filterung von Aerosolen und Jod (Filterfaktoren 99% und 90%).

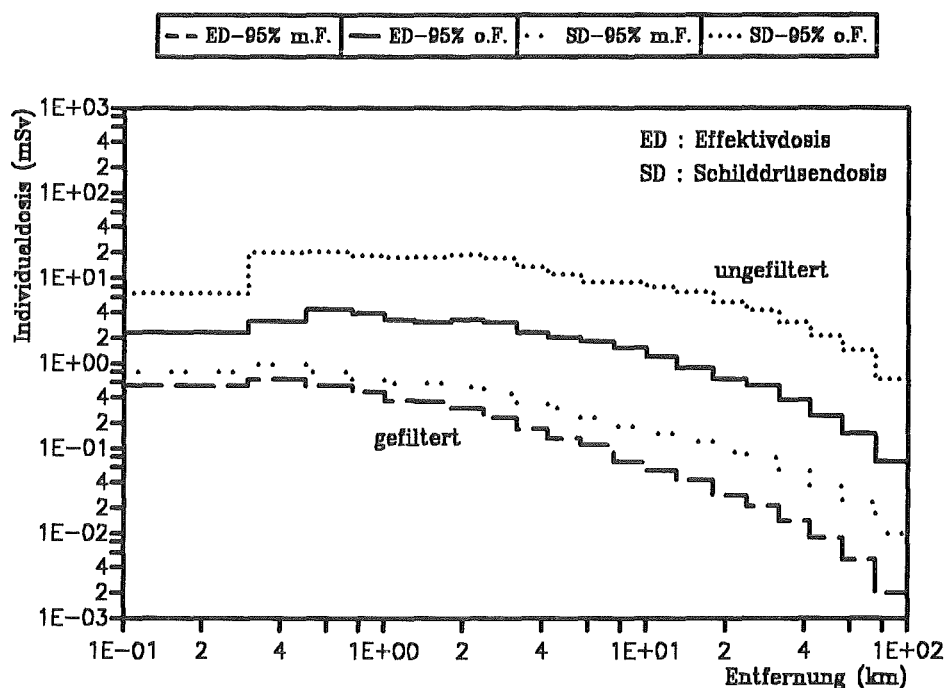


Abb. 15: 95%-Fraktilewerte der Effektiv- und Schilddrüsendosen als Funktion der Entfernung (Interventionsdosen)

Die höchsten Dosiswerte liegen innerhalb des Entfernungsbereichs bis etwa 1km; sie sind in folgender Tabelle eingetragen:

	ungefiltert		gefiltert	
	95% -Fraktile	99% -Fraktile	95% -Fraktile	99% -Fraktile
Effektivdosis [mSv]	4	46	0.64	2.5
Schilddrüsendosis [mSv]	20	340	1.0	6.6

Der Vergleich mit den unteren Dosisrichtwerten nach Tabelle 5 zeigt deutlich, daß bei ungefilterter Freisetzung die Notwendigkeit von Katastrophenschutzmaßnahmen (Aufsuchen von Häusern, Einnahme von Jodtabletten, Evakuierung) nicht auszuschließen ist; bei gefilterter Freisetzung dagegen werden die unteren Dosisrichtwerte deutlich unterschritten und in keiner der untersuchten Unfallfolgesituationen wird Evakuierung berechnet.

Entscheidungen über Umsiedlungsmaßnahmen orientieren sich an der externen Bestrahlung von der Bodenoberfläche, integriert über das 1. Jahr nach dem Unfall. In Abbildung 16 sind die 95%/99%-Fraktile der

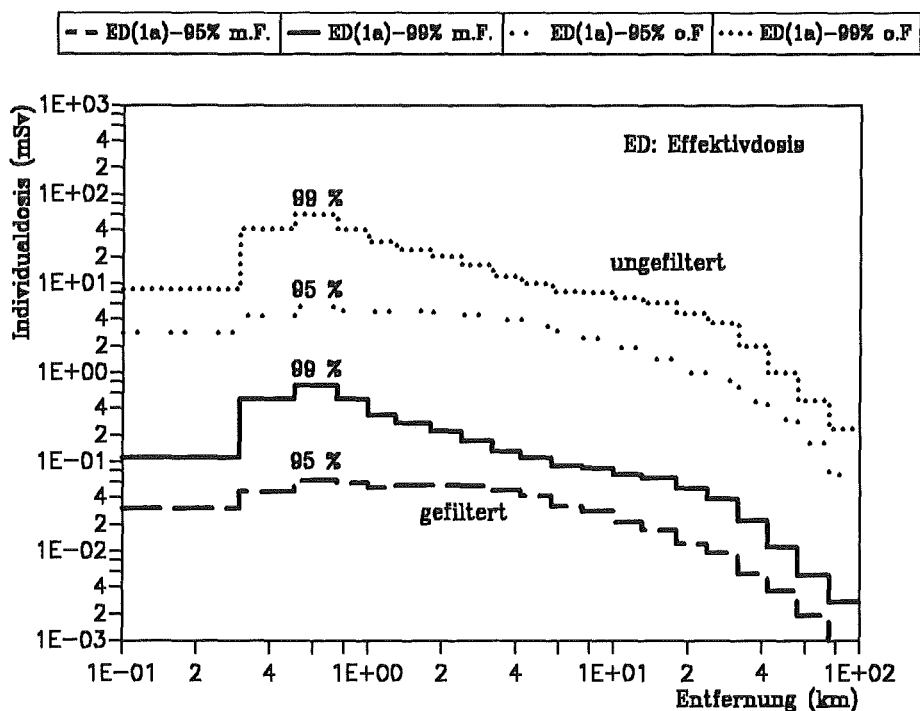


Abb. 16: 95%- und 99%-Fraktilwerte der Effektivdosen durch Bodenstrahlung im ersten Jahr nach dem Unfall als Funktion der Entfernung

entsprechenden Effektivdosis als Funktion der Entfernung mit und ohne Filterung dargestellt. Der Unterschied zwischen den Dosiswerten entspricht nahezu exakt der Rückhaltung von Aerosolen (99%).

Bei ungefilterter Freisetzung können Dosisbelastungen im Bereich der unteren Richtwerte für Umsiedlungsmaßnahmen auftreten. Die gefilterte Freisetzung dagegen führt in 99% der Unfallfolgensituation zu Strahlendosen, die etwa 2 Zehnerpotenzen unter dem unteren Dosisrichtwert für Umsiedlung liegen. Bei den untersuchten Unfallfolgesituationen wurden keine Umsiedlungsgebiete berechnet.

Schlußfolgerung:

Zusammenfassend läßt sich feststellen, daß bei der unterstellten Leckagerate von 1,5 Vol.%/d bei gefilterter Freisetzung in mehr als 99% der Fälle die unteren Dosisrichtwerte für "Evakuierung", "Aufsuchen von Häusern" und "Verteilen von Jodtabletten" nicht überschritten werden. Hinsichtlich der Maßnahme "Umsiedlung" besteht ein erheblicher Sicherheitsabstand zum unteren Dosisrichtwert.

Bei ungefilterter Freisetzung ist dagegen mit Dosiswerten oberhalb der unteren Dosisrichtwerte zu rechnen. In 99% der Fälle wird dabei Evakuierung in einem Gebiet von höchstens etwa 2 km² berechnet; die unteren Dosiswerte für das Aufsuchen von Häusern werden in Gebieten <100 km² überschritten, die entsprechenden Zahlenwerte für Umsiedlung liegen bei <20 km².

Bei gefilterter Freisetzung treten in mehr als 99% der Fälle keine Nahrungsmittelverbote über mehr als 2 Jahre auf; die 99%-Fraktile der betroffenen Flächen sind bei 2-jährigem Verbot kleiner als 4 km². Die größten Flächen werden für Milch/Milchprodukte errechnet, die 99%-Fraktile liegen bei etwa 80 km², die Dauer der Maßnahme ist allerdings geringer als 3 Monate.

Die obigen Schlußfolgerungen gelten jedoch für die Annahmen

- 95% aerosolförmiges Jod und 5% elementares Jod, was, wie in Kapitel 5 dargelegt, nicht immer zutreffen muß,
- die Aerosole ungestört koagulieren und sedimentieren und nicht z.B. durch Wasserstoffverbrennung bzw. Detonation wieder aufgewirbelt werden.

7.2.3 Zum Einfluß des Verhältnisses von elementarem zu aerosolförmigem Jod auf die Ergebnisse

In Abschnitt 5 wurde davon ausgegangen, daß anfänglich 99% des Jod aerosolförmig und nur 1% in elementarer Form (I₂) vorliegt. Bei den radiologischen Berechnungen wurde ein Verhältnis von 95%/5% unterstellt. Wegen der Unsicherheiten im Beitrag der verschiedenen chemischen Formen (siehe Kapitel 5) wurde bei ergänzenden Dosisabschätzungen pessimistisch angenommen, daß 100% des freigesetzten Jods in elementarer Form (I₂) vorliegt. Die für diesen Fall im Entfernungsbereich bis 1 km ermittelten Interventionsdosen für frühe Katastrophenschutzmaßnahmen sind in folgender Tabelle eingetragen:

	ungefiltert		gefiltert	
	95% -Fraktile	99% -Fraktile	95% -Fraktile	99% -Fraktile
Effektivdosis [mSv]	5.5	61.7	0.8	4.4
Schilddrüsendosis [mSv]	22	372	2.5	35

Damit ändern sich die in Abschnitt 7.2.2 erzielten Ergebnisse nur geringfügig. Die Aussagen hinsichtlich der Notwendigkeit von Katastrophenschutzmaßnahmen bleiben unverändert.

7.2.4 Zum Einfluß der Ablagerungsvorgänge im Containment auf die radiologische Belastung

Das starke Abklingen der Aerosol- und Jodfreisetzungen innerhalb der ersten 10 Stunden ist im wesentlichen auf den radioaktiven Zerfall und vor allem auf die Ablagerungsvorgänge im Containment zurückzuführen. Allerdings ist in der Diskussion, ob durch dynamische Vorgänge oder Turbulenzen erhebliche Mengen von Aerosolen wieder in die Containmentatmosphäre resuspendieren und somit Freisetzungen über

längere Zeiträume verursachen. Als Beispiel hierfür gilt die Wasserstoff-Verbrennung bzw. Detonation oder eine Dampfexplosion.

In einer pessimistischen Abschätzung wurde folglich unterstellt, daß über einen gewissen Zeitraum keine Ablagerung im Containment stattfindet und Edelgase sowie Aerosole und Jod gefiltert über den Kamin freigesetzt werden [31]. Es zeigt sich, daß bei fehlender Aerosolablagerung im Containment selbst nach 48 h Leckagefreisetzung für den Fall "gefiltert" bei doppelschaligem Containment mit Absaugung des Spaltes über Filter die resultierenden Strahlendosen weit unter den unteren Dosisrichtwerten für Evakuierungsmaßnahmen liegen. Folgende Ergebnisse wurden in 400 m Entfernung ermittelt:

Fall "gefiltert"	Fraktilwerte nach 48 h	
	95%	99%
Effektivdosis [mSv]	3	5.4
Schilddrüsendosis [mSv]	30	76

Allerdings werden die unteren Dosisrichtwerte für 'Verbleiben im Haus' in etwa 1% der Fälle erreicht (siehe 99%-Fraktilwerte). Damit ist selbst unter den pessimistischen Annahmen über das Ablagerungsverhalten von Jod und Aerosolen im Containment bei gefilterter Freisetzung nicht mit erheblichen Katastrophenschutzmaßnahmen zu rechnen.

In früheren Untersuchungen [30] wurde gezeigt, daß bodennahe Freisetzungen von Aerosolen (insbesondere Cs und I) kleiner als etwa 10^{-4} weder zu Evakuierungs- noch zu Umsiedlungsmaßnahmen führen. Bei Berücksichtigung von Ablagerungsprozessen und Filterung mit 99% werden etwa $6.2 \cdot 10^{-6}$ des Aerosolinventars freigesetzt (siehe Tabelle 3). Damit ergibt sich ein Sicherheitsfaktor von etwa 15 - 20, um den die Freisetzungen höher liegen könnten, bis Evakuierungs- bzw. Umsiedlungsmaßnahmen notwendig würden. Falls die Unsicherheiten in der Beschreibung der Ablagerungsvorgänge im Containment nicht zu höheren Freisetzungsbandbreiten führen, werden mit den unterstellten

Containment- und Filtereigenschaften weder Evakuierungs- noch Umsiedlungsmaßnahmen notwendig.

8. Schlußbemerkungen

Eine radiologisch hinreichende Isolierung zukünftiger DWR-Anlagen gegen die Umgebung mit dem Ziel, auch bei äußerst unwahrscheinlichen Kernschmelzunfällen die Schadensfolgen auf die Anlage selbst zu begrenzen, so daß die technische Notwendigkeit für eine Katastrophenschutzplanung bzw. für eine Evakuierung der Bevölkerung entfällt, erfordert folgende technische Maßnahmen:

- ein Doppelcontainment, dessen innere Schale auch bei extremen Unfallbelastungen integer bleibt;
- die Leckrate des inneren Containments soll (auch bei hoher Innendruckbelastung) kleiner als 1,5 Vol-%/d sein;
- Leckagen aus dem inneren Containment sind im Ringraum aufzufangen und kontrolliert über ein Ringraumfiltersystem und den Kamin abzuführen. Der anzustrebende Rückhaltegrad der Filter ist für Aerosole 99.9 % und für elementares Jod 99 % (zu überprüfen ist, ob ein passiver Kaminzug eine ausreichende Ringraumabsaugung bewerkstelligen kann).

Eine konzeptionelle Umsetzung dieser Maßnahmen sei anhand der Abbildung 17 beispielhaft veranschaulicht. Die Skizze zeigt eine Anlage mit einem Doppelcontainment, das als Verbundcontainment ausgeführt ist [10]. Es ist zusammengesetzt aus dem Sicherheitsbehälter (SB) aus Stahl und einer starken äußeren Betonstruktur. Das Konzept sieht für einen Kernschmelzunfall vor, daß die langfristige Nachwärmeabfuhr aus dem SB über eine passive Naturzugkühlung erfolgt. Dabei tritt die Außenluft durch rechteckige Öffnungen in den Ringraum zwischen SB und Betonzylinder ein, steigt dort auf und nimmt dabei die Nachwärme aus dem SB auf. Die erwärmte Luft wird anschließend kontrolliert über ein Unfallfilter und den Kamin in die Umgebung zurückgeführt. Dies mag hier zur Veranschaulichung genügen; gleichwertige Konzeptvarianten sind vorstellbar.

Hinsichtlich des radiologischen Gefährdungspotentials haben die Untersuchungen gezeigt, daß dies innerhalb der ersten 10 - 12 h nach dem Unfalleintritt deutlich abklingt. Die Ursachen dafür sind:

- i) der radioaktive Zerfall der Edelgase, insbesondere der kurzlebigen Radionuklide, wie Xe-138 und Kr-88, die zu Beginn zu 37% bzw. 42% zur Dosisbelastung beitragen; dadurch reduziert sich die Aktivität von Kr-88 innerhalb von etwa 12 h um den Faktor 10, Xe-138 ist nahezu vollständig zerfallen.
- ii) die rasche Abscheidung der luftgetragenen Partikel aus der Unfallatmosphäre; dadurch reduziert sich die Masse der insgesamt erzeugten und in das Containment freigesetzten Aerosole von 3,5 t innerhalb der ersten 12 h um 3 bis 4 Größenordnungen.

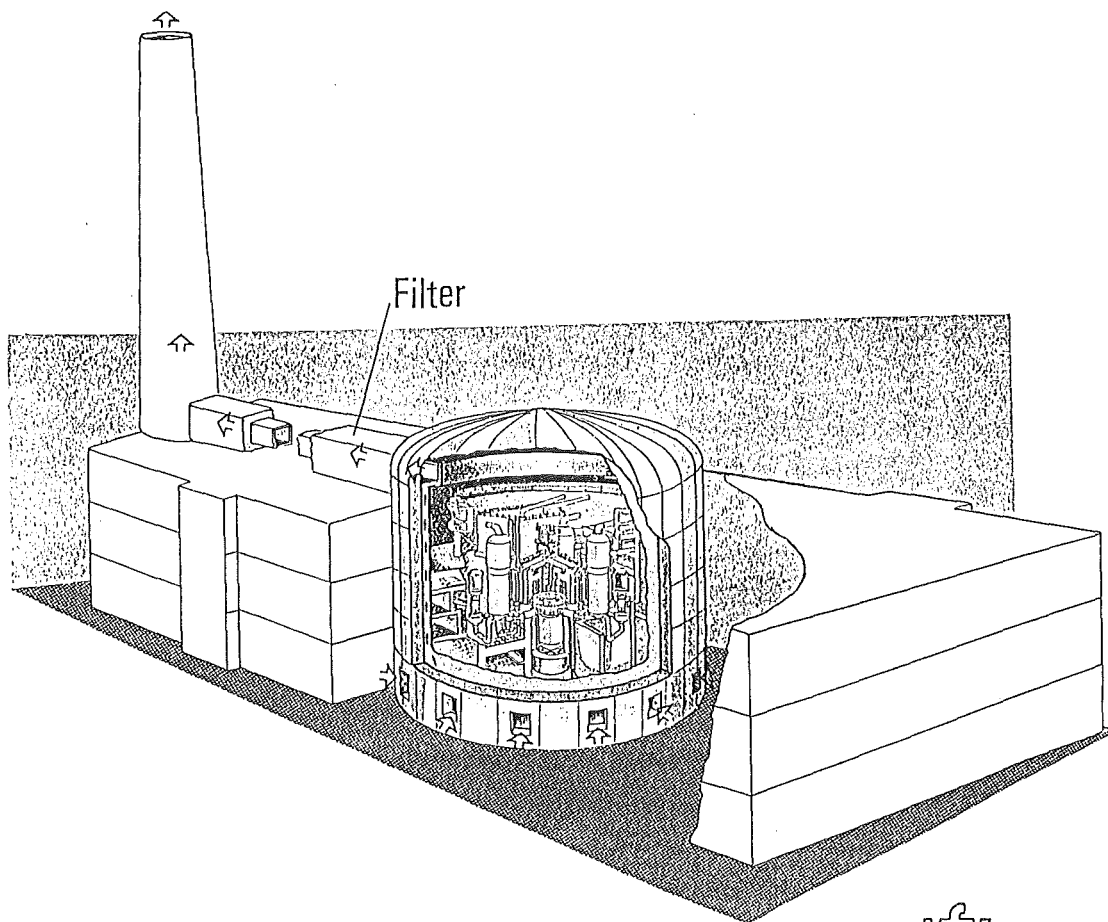


Abb. 17: Skizze zu einem DWR-Containment

Unter Berücksichtigung bestehender Unsicherheiten hinsichtlich der Resuspension von radioaktiven Aerosolen aus dem Sumpfwasser und aus anderen Oberflächenkondensaten und hinsichtlich der komplexen Jodchemie im Strahlungsfeld werden folgende Anhaltswerte für die Filterbeladung (Auslegungswerte) vorgeschlagen:

für elementares Jod = 5% des Kerninventars
für Aerosole = 60 kg (= derzeitige Beladepazität der Unfallfilter)

Aus der Sicht des Katastrophenschutzes ergibt sich abschließend folgendes Bild:

Mit dem Parametersatz

100 % Edelgasfreisetzung in das Containment,
95 % Jodfreisetzung in Aerosolform in das Containment,
5 % gasförmige Jodfreisetzung in das Containment,
1,5 Vol.-% Leckrate des inneren Containments,
99 % Filterrückhaltung für Aerosole und
90% Filterrückhaltung für gasförmiges Jod

wurden bei den untersuchten Unfallfolgensituationen die unteren Eingreifwerte für Evakuierung (Sofortmaßnahme) und für spätere Umsiedlung in den höchstbelasteten Entfernungen mit einer Wahrscheinlichkeit von 95 % um den Faktor 15 - 20 unterschritten.

Bei Erhöhung des Aerosolfilterwirkungsgrades von 99 % auf 99,9 % erhöht sich dieser Faktor um etwa eine Größenordnung. In die gleiche Richtung wirkt eine Erhöhung des Jodfilterwirkungsgrades von 90 % auf 99 %, die eine Freisetzung von gasförmigem Jod in die Umgebung entsprechend vermindert.

Allgemein kann man schlußfolgern, daß ein Doppelcontainment mit einer Absaugung der SB-Leckagen aus dem Ringraum bei entsprechender Auslegung der Unfallfilter auch die Unsicherheiten mit abdeckt, die sich aus der derzeitigen Anwendung von teilweise vereinfachten Modellen für die Beschreibung des Anteils und des Verhaltens der Radionuklide in der Containmentatmosphäre ergeben.

Referenzen

- [1] Gesellschaft für Reaktorsicherheit mbH (GRS)
"Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke"
Verlag TÜV Rheinland GmbH, Köln, 1979

- [2] Gesellschaft für Reaktorsicherheit mbH (GRS)
"Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B"
Verlag TÜV Rheinland GmbH, Köln, 1990

- [3] K. Töpfer
"Opening address to the International Conference on the safety of
nuclear power; strategy for future"
IAEA, General Conference, Wien, 2. Sept. 1991, IAEA-Doc. GC
(XXXV)/970

- [4] International Nuclear Safety Advisory Group
"The Safety of Nuclear Power"
IAEA Safety Series No. 75-INSAG5, p. 48, Vienna, 1992

- [5] A. Birkhofer
"Das Novellierungsvorhaben aus der Sicht der Technik"
Energiewirtschaftliche Tagesfragen, 41 Jg. (1991), Heft 11, S. 722

- [6] H.H. Hennies, G. Keßler, J. Eibl
"Sicherheitsumschließungen in zukünftigen Reaktoren"
Atomwirtschaft, Mai 1992, S. 238

- [7] B. Kuczera
"F + E-Arbeiten zur Sicherheit zukünftiger DWR-Anlagen"
Berichtsband, DATF-Herbsttagung "Innovation in der Kerntechnik",
Inforum Verlag, Bonn, 1993, S. 199

- [8] R. Krieg et al.
"Extreme loadings of the inner structures of next generation PWR-
containments"
Proceedings, Workshop on Containment Integrity, Washington D.C.,
May 12 - 14, 1992. NUREC/CP-0120, p. 323

- [9] J. Eibl et al.
"An improved design concept for next generation PWR containments"
Proceedings, Workshop on Containment Integrity, Washington D.C.,
May 12 - 14, 1992. NUREC/CP-0120, p. 337-63
- [10] B. Baumgartl, D. Vignon
"Joint NPI PWR: An innovative reactor for tomorrow's need"
Nuclear Europe Worldscan, 1-2/1992, S. 52
- [11] W. Bürkle
"Weiterentwicklung von Leichtwasserreaktoren"
Atomwirtschaft, August/September 1992, S. 404
- [12] A. Huttl
"Ein deutsch-französisches Kernkraftwerk für Europa und den
Weltmarkt"
Berichtsband DAatF-Wintertagung, Bonn, Jan. 1992
- [13] J. Eibl
Interner Bericht, Dez. 1992
- [14] U. Fischer, H.W. Wiese
"Verbesserte konsistente Berechnung des nuklearen Inventars
abgebrannter DWR-Brennstoffe auf der Basis von Zell-Abbrand-
Verfahren mit KORIGEN"
KfK 3014, 1983
- [15] R. Hock, Siemens/KWU
Private Mitteilung, 29.6.1992
- [16] H. Albrecht
"Freisetzung von Spalt- und Aktivierungsprodukten beim LWR-
Kernschmelzen"
KfK-4264, 1987

- [17] K. Hassmann, J.P. Hosemann, M. Peehs
"Spaltproduktfreisetzung bei Kernschmelzen"
Verlag TÜV Rheinland, Köln, 1987

- [18] B. Kuczera, H. Albrecht, H. Bunz, W. Schöck
"Fission product aerosols in the reactor containment under severe
accident conditions"
KERNTECHNIK 53 (1988), No. 1, 59 - 68

- [19] K.K. Murata et al.
"Users Manual for CONTAIN 1.1 - A Computer Code for Severe
Nuclear Reactor Accident Containment Analysis" NUREG/CR-5026,
SAND87-2309, (Nov. 1989)

- [20a] W. Scholtyssek, H. Alsmeyer, F.J. Erbacher
"Decay heat removal after a PWR core meltdown accident "
Proc. Int. Conf. on Design and Safety of Advanced Nuclear Power
Plants, Tokyo, Oct. 1992, Vol. III, S. 23.2-1

- [20] N.A. Fuchs
"The Mechanics of Aerosols"
Pergamon Press, 1964

- [21] Unterlagen und Diskussionsbeiträge während des IMPAIR 3
Workshops bei PSI in Würenlingen vom 7. bis 8. September 1992

- [22] NUREG/CR-5732 vom April 1992: Iodine Chemical Forms in LWR
Severe Accidents von Beahm, Weber, Kress und Parker (ORNL)

- [23] AEREG R13520 vom März 1990: The Radiolysis of Aqueous Solutions
of Caesium Iodide and Caesium Iodate von Burns, Kent, Marsh und
Sims (Harwell, UK)

- [24] W. Schöck, Private Mitteilung, Aug. 1992

- [25] COSYMA: A New Program Package for Accident Consequence Assessment. Joint Report by Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH and National Radiological Protection Board
Comm. of the European Communities, Report EUR-13028 (1991)

- [26] H.-J. Panitz, C. Matzerath, J. Päsler-Sauer
UFOMOD: Atmospheric Dispersion and Deposition
KfK-Bericht 4332 (1989)

- [27] Der Bundesminister der Justiz (Hrsg.)
Die Bekanntmachung der Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren gegen Störfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 der Strahlenschutzverordnung - Störfall-Leitlinien -
Bundesanzeiger, Jahrgang 35, Nummer 245a, 1983. Der Bundesminister der Justiz, 5300 Bonn, FRG

- [28] Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit
Leitfaden für den Fachberater Strahlenschutz der Katastrophenschutzleitung bei kerntechnischen Notfällen
Veröffentlichung der Strahlenschutzkommission Bd. 13
Gustav Fischer Verlag, Stuttgart, 1989

- [29] CEC, Council Regulation (Euratom) No. 3954/87 laying down maximum permitted levels of radioactive contamination of foodstuffs and of feeding-stuffs following a nuclear accident or any other case of radiological emergence

- [30] J. Ehrhardt, I. Hasemann, J. Qu
Interner Bericht, KfK, Juli 1991, unveröffentlicht

- [31] J. Ehrhardt, I. Hasemann
Interner Bericht, KfK, August 1993, unveröffentlicht