



Gesellschaft für Reaktorsicherheit

Deutsche Risikostudie Kernkraft- werke

Fachband 6

Ermittlung der Spaltproduktfreisetzung

Verlag TÜV Rheinland



Gesellschaft für Reaktorsicherheit

Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke

Eine Untersuchung zu dem durch
Störfälle in Kernkraftwerken
verursachten Risiko

Fachband 6

Ermittlung der Spaltproduktfreisetzung

Studie im Auftrage des Bundesministeriums
für Forschung und Technologie

Verlag TÜV Rheinland

Die Autoren dieses Fachbandes 6 "Ermittlung der Spaltprodukt-
freisetzung" der Deutschen Risikostudie - Kernkraftwerke sind:

Dietrich Bachner
Hans-Günter Friederichs
Gerhard Haider
Günter Morlock
Walter Ullrich

Alle Autoren sind Mitarbeiter der Gesellschaft für Reaktor-
sicherheit (GRS) mbH.

Redaktion:

L.F. Franzen, H. de Groot-Böhlhoff, K. Kotthoff, M. Straßenmeyer

ISBN 3-88585-017-6

Herausgeber: Der Bundesminister für Forschung und Technologie

Copyright: Der Bundesminister für Forschung und Technologie, Bonn 1980

Verlegerische Betreuung und Gesamtherstellung: Verlag TÜV Rheinland GmbH, Köln

Printed in Germany 1980

Vorwort

Im Frühjahr 1976 hatte der Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) die "Deutsche Risikostudie - Kernkraftwerke" bei der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH in Auftrag gegeben. Unter der wissenschaftlichen Leitung ihres Geschäftsführers, Prof. Dr. A. Birkhofer, wurden die zugehörigen Arbeiten zusammen mit weiteren technisch-wissenschaftlichen Organisationen durchgeführt und die Ergebnisse im August 1979 vorgelegt. Ziel dieser Studie war es, das durch Störfälle in Kernkraftwerken verursachte Risiko unter Berücksichtigung deutscher Verhältnisse in Anlehnung an die amerikanische Reaktorsicherheitsstudie WASH-1400 zu ermitteln.

Die Studie gliedert sich in zwei Arbeitsphasen. Die erste Phase ist abgeschlossen. Die Ergebnisse sind in einer allgemein verständlichen Kurzfassung, herausgegeben vom BMFT, vom 15. August 1979 und in einem Hauptband, erschienen im Verlag TÜV Rheinland, ebenfalls 1979, dokumentiert. Ergänzend zu diesen Veröffentlichungen werden die für die Studie im einzelnen durchgeführten Untersuchungen und ihre Ergebnisse in einer Reihe von Fachbänden zusammengestellt, die im Laufe des Jahres 1980 erscheinen: F1 - Ereignisablaufanalyse, F2 - Zuverlässigkeitsanalyse, F3 - Zuverlässigkeitsdaten und Betriebserfahrungen, F4 - Einwirkungen von außen (einschließlich anlageninterner Brände), F5 - Untersuchung von Kernschmelzunfällen, F6 - Ermittlung der Spaltproduktfreisetzung, F7 - Ergebnisse der anlagentechnischen Untersuchungen, F8 - Unfallfolgenrechnungen und Risikoergebnisse.

Der hier vorliegende Fachband 6 ergänzt zusammen mit dem Fachband 5 den Hauptband, Kapitel 6 - Freisetzung von Spaltprodukten. Er behandelt die Vorgänge von der Entstehung der Spalt- und Aktivierungsprodukte, die Freisetzung aus dem Kern in den Sicherheitsbehälter, das Transport- und Ablagerungsverhalten im Sicherheitsbehälter und die Freisetzung in die Umgebung. Das Verhalten der freigesetzten radioaktiven Stoffe in der Umgebung und ihre Auswirkungen unter dem Aspekt möglicher Strah-

lenexposition ist Teil des Fachbandes 8 - Unfallfolgenrechnungen und Risikoergebnisse.

Köln, im April 1980

Gesellschaft für Reaktorsicherheit
(GRS) mbH

Kurzfassung

Der vorliegende Fachband befaßt sich mit der Entstehung der Spaltprodukte im Kern, möglicher Freisetzung dieser Spaltprodukte aus dem Kern bei Störfällen bzw. Unfällen, den Transport- und Ablagerungsvorgängen im Sicherheitsbehälter und der Freisetzung aus der Anlage in die Umgebung. Die Vorgänge von der Bildung der Spaltprodukte bis zur Freisetzung aus der Anlage werden mit den in WASH-1400 verwendeten Modellen behandelt. In die Modelle wurden lediglich die anlagenspezifischen Parameter und Sicherheitssysteme entsprechend der deutschen Referenzanlage Biblis-B eingeführt. Die Rechnungen wurden mit dem in WASH-1400 verwendeten Programm CORRAL durchgeführt. Die Ergebnisse zeigen, daß der Sicherheitsbehälter bei Störfällen und Unfällen eine wesentliche Rückhaltewirkung hat. Das gilt mit Einschränkungen auch für Unfälle mit frühem Versagen des Sicherheitsbehälters.

Abstract

This appendix deals with the production of fission products in the core, possible release of these fission products from the core during incidents or accidents, the transport and deposition processes in the containment system and the release from the plant into the environment. The processes, starting from the production of the fission products up to the release from the plant, are dealt with using the models employed in WASH-1400. The only difference is that the plant-specific parameters and safety systems corresponding to the German reference plant Biblis-B are introduced into the model. The analyses were carried out with the program CORRAL employed in WASH-1400. The results show, that in the case of incidents and accidents, the containment vessel has a major retention capability. This also applies with limitations to accidents where the containment vessel fails early.

I N H A L T

	Seite
1. Zusammenfassung	1
2. Einleitung	4
3. Nuklidinventar	8
3.1 Rechenverfahren (ORIGEN)	8
3.2 Eingabedaten	9
3.3 Ergebnisse	10
4. Freisetzung von radioaktiven Stoffen	15
4.1 Übersicht	15
4.2 Freisetzung aus dem Reaktorkern	16
4.3 Freisetzung außerhalb des Kerns	18
5. Transport- und Ablagerungsprozesse im Sicherheitsbehälter	23
5.1 Abscheideprozesse im Sicherheitsbehälter	23
5.2 Multicompartmentmodell	27
6. Freisetzung aus dem Sicherheitsbehälter	30
7. Rechenverfahren (CORRAL)	32
7.1 Programmbeschreibung	32
7.2 Eingabedaten	36
7.3 Ergebnisse	49
8. Schrifttum	79
9. Stichwortverzeichnis	81
Anhang 1: Rechenverfahren ORIGEN	
Anhang 2: Rechenverfahren CORRAL	

BILDER

	Seite
F6, 5-1: Compartmentschema	29
F6, 7-1: Störfall- bzw. Unfalldiagramm	37
F6, 7-2: Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Kerninventars für Unfälle mit Überdruck- versagen des Sicherheitsbehälters	52
F6, 7-3: Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Kerninventars für Unfälle mit Leck im Sicherheitsbehälter (25 mm \varnothing Leck)	54
F6, 7-4: Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Kerninventars für Unfälle mit Leck im Sicherheitsbehälter (50 mm \varnothing Leck)	56
F6, 7-5: Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Kerninventars für Unfälle mit Leck im Sicherheitsbehälter (80 mm \varnothing Leck)	58
F6, 7-6: Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Kerninventars für Unfälle mit Leck im Sicherheitsbehälter (300 mm \varnothing Leck)	60
F6, 7-7: Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Kerninventars für Unfallkombinationen mit Dampfexplosion	62
F6, 7-8: Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Kerninventars für von der Notkühlung be- herrschte Störfälle	64
F6, 7-9: Anteil des Kerninventars in der Compart- mentatmosphäre für Unfälle mit Überdruck- versagen des Sicherheitsbehälters	69
F6, 7-10: Anteil des Kerninventars in der Contain- mentatmosphäre für Unfälle mit Überdruck- versagen des Sicherheitsbehälters	71
F6, 7-11: Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Kerninventars, Einfluß der Leckgröße (Edelgase, Halogene)	74
F6, 7-12: Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Kerninventars, Einfluß der Leckgröße (Aerosole)	76

TABELLEN

	Seite
F6, 3-1: Kerninventar zum Zeitpunkt des Störfall- eintritts	11
F6, 3-2: Nuklidinventar eines Brennelements mit einem Abbrand von 33 500 MWd/t Uran für verschiedene Abklingzeiten	12
F6, 3-3: Nuklidinventar einzelner Reaktorkomponen- ten und Anlagenteile eines Kernkraftwerks mit Druckwasserreaktor	14
F6, 4-1: Freisetzungsfaktoren für Spaltprodukte aus zerstörten Brennelementen, nach /F6, 4-1/	20
F6, 4-2: In den Sicherheitsbehälter freigesetzte Aktivität beim Brennelement-Handhabungs- störfall in Abhängigkeit vom Zeitpunkt des Störfalleintritts nach Reaktorab- schaltung	21
F6, 7-1: Eingabedaten für CORRAL: Zeitpunkte . . .	39
F6, 7-2: Eingabedaten für CORRAL: Spaltproduktfrei- setzungswerte aus dem Kern in den Sicher- heitsbehälter	40
F6, 7-3: Eingabedaten für CORRAL: thermodynamische Daten, zeitabhängige Leckrate	42
F6, 7-4: Eingabedaten für CORRAL: Parameter und Konstanten	46
F6, 7-5: Eingabedaten für CORRAL: Überströmraten .	47
F6, 7-6: Ergebnisse der CORRAL-Rechnungen: kumula- tiver Anteil des Kerninventars, der in die Atmosphäre freigesetzt wird	50

1. ZUSAMMENFASSUNG

Der vorliegende Fachband 6 stellt die Verbindung zwischen dem Fachband 5 "Untersuchung von Kernschmelzunfällen" und dem Fachband 8 "Unfallfolgerechnungen und Risikoergebnisse" her. Im Fachband 5 sind die Ergebnisse zu den Kernschmelzvorgängen und die verschiedenen Möglichkeiten eines Versagens des Sicherheitsbehälters erläutert. Ausgehend von diesen Ergebnissen, beschäftigt sich der vorliegende Fachband 6 mit der modellmäßigen Beschreibung der Freisetzung von radioaktiven Spaltprodukten aus der Anlage für unterschiedliche Unfallsequenzen. Die Ergebnisse der Freisetzungsrechnungen dienen dann als Eingabedaten für die Unfallfolgerechnungen, die im Fachband 8 enthalten sind. Der Fachband 6 befaßt sich mit den Vorgängen von der Entstehung der Spalt- und Aktivierungsprodukte im Reaktorkern bis hin zu einer möglichen Aktivitätsfreisetzung aus der Anlage in die Umgebung unter Störfall- und Unfallbedingungen.

Zur Berechnung des nach Nukliden aufgeschlüsselten Kerninventars wird ebenso wie in WASH-1400 das Programm ORIGEN benutzt, mit dem auch komplexe Aktivierungs- und Zerfallswege berücksichtigt werden können. Das Programm liefert eine gute Übereinstimmung mit vorhandenen Experimenten.

Bei einem Kernschmelzunfall erfolgt die Freisetzung von Spaltprodukten aus dem Reaktorkern im allgemeinen über eine lange Zeitspanne. Während dieser Zeit können aufgrund der physikalischen, chemischen und thermodynamischen Bedingungen die Freisetzungsraten über einen großen Bereich schwanken. Die Freisetzungsraten für einzelne Nuklide und die Einteilung in vier unterschiedliche Freisetzungsphasen wurden unverändert aus WASH-1400 übernommen. Die bisher vorliegenden Ergebnisse neuerer deutscher Untersuchungen hierzu liefern vergleichbare oder niedrigere Freisetzungsfaktoren.

Die aus dem Reaktorkern in die Sicherheitsbehälteratmosphäre freigesetzten Spaltprodukte unterliegen dort verschiedenen natürlichen Prozessen, die zu einer Verminderung der Spaltpro-

duktkonzentration im Sicherheitsbehälter führen können. Die Abscheidung von Edelgasen und organischen Jodverbindungen ist vernachlässigbar und wird deshalb nicht betrachtet. Elementares Jod wird aufgrund des Temperaturgefälles zwischen Luft und den Strukturen des Sicherheitsbehälters durch natürliche Konvektion und Diffusion zu den Wänden und Oberflächen transportiert, wo es an dem Wasserfilm, der sich dort niedergeschlagen hat, abgeschieden wird. Die natürliche Ablagerung von Aerosolen wird hervorgerufen durch Schwerkraft und turbulente Diffusion. Experimente haben gezeigt, daß sich die Aerosolkonzentration in der Nach-Unfall-Atmosphäre hauptsächlich durch Schwerkraftablagerung auf horizontalen Flächen vermindert.

Die bei einem Störfall oder Kernschmelzunfall aus Kern und Reaktorkühlkreislauf freigesetzten Spaltprodukte gelangen zunächst in den umgebenden Raum und breiten sich von dort durch Diffusion oder, mitgerissen von ausströmendem Wasserdampf, in andere Räume des Sicherheitsbehälters aus. Die Konzentration der luftgetragenen Spaltprodukte vermindert sich in den einzelnen Räumen mit unterschiedlichen Abscheideraten. Deshalb wird ein Mehrbereichsmodell, das den Sicherheitsbehälter in mehrere Bereiche unterteilt, verwendet. Dieses erlaubt eine realistischere Erfassung der Abscheideverhältnisse im Sicherheitsbehälter. Die Größe der Ablagerung von Spaltprodukten in den einzelnen Bereichen des Sicherheitsbehälters hängt neben den physikalischen Randbedingungen auch von einer Reihe geometrischer Parameter ab (Raumhöhe bei der Sedimentation von Aerosolen bzw. Verhältnis Oberfläche zu Volumen bei der Abscheidung elementaren Jods). Ein weiterer entscheidender Parameter für die Änderung der luftgetragenen Konzentration der Spaltprodukte in den einzelnen Bereichen ist die Überströmrates von einem Bereich in den anderen sowie die Ausströmrates aus dem Sicherheitsbehälter, weil dadurch die Verweildauer der Spaltprodukte in den einzelnen Bereichen entscheidend bestimmt wird. Für die Rechnungen wurden die großen Überströmrates aus WASH-1400 übernommen. Dieses Vorgehen führt zu pessimistischen Ergebnissen.

Die Berechnung der hier beschriebenen Transport- und Ablagevorgänge bis hin zur Freisetzung von Spaltprodukten aus der Anlage wird mit dem in WASH-1400 verwendeten Rechenprogramm CORRAL durchgeführt. CORRAL liefert als Ergebnisse die relativen Konzentrationen der Spaltprodukte in den einzelnen Bereichen und die akkumulierten relativen Konzentrationen außerhalb des Sicherheitsbehälters als Funktion der Zeit nach Eintritt des auslösenden Ereignisses. Als Bezugspunkt der Konzentration wird hierbei das insgesamt im Reaktorkern vorhandene Inventar der betreffenden Nuklidgruppe gewählt; d.h., man erhält als Ergebnis den Anteil des Kerninventars, der sich in der Atmosphäre der einzelnen Bereiche bzw. außerhalb des Sicherheitsbehälters befindet. Die Verminderung der Aktivität durch radioaktiven Zerfall wird nicht in den CORRAL-Rechnungen, sondern erst in den Unfallfolgerechnungen berücksichtigt.

Detaillierte Rechnungen wurden für ein breites Spektrum von Ereignisabläufen durchgeführt. Im einzelnen wurde die Spaltproduktfreisetzung in die Umgebung zu jedem der beiden im Fachband 5 analysierten Kernschmelzfälle in Kombination mit allen unterstellten Versagensarten des Sicherheitsbehälters ermittelt. Die Ergebnisse der Untersuchung zeigen, daß dem Sicherheitsbehälter mit umgebendem Gebäude als letzte Barriere für die Rückhaltung der Spaltprodukte eine entscheidende Bedeutung zukommt. Die Höhe der Freisetzung hängt stark davon ab, ob ein Störfall zu Kernschmelzen führt und welche Versagensart des Sicherheitsbehälters unterstellt wird. Bei Kernschmelzunfällen hängt die Höhe der Freisetzung vergleichsweise wenig davon ab, welcher der beiden repräsentativen Kernschmelzabläufe den Rechnungen zugrunde gelegt wird.

2. EINLEITUNG

Der vorliegende Teil der Risikostudie befaßt sich mit den Vorgängen von der Entstehung der Spalt- und Aktivierungsprodukte im Kern, den Transport- und Ablagerungsvorgängen im Sicherheitsbehälter bis hin zur Freisetzung aus der Anlage in die Umgebung bei Störfällen. Zusätzlich werden andere wichtige aktivitätsführende Komponenten eines Kernkraftwerkes auf ihr Aktivitätsinventar und mögliche Aktivitätsfreisetzungen unter Störfall- und Unfallbedingungen untersucht.

Während des Betriebes eines Kernkraftwerkes werden im Kernbrennstoff durch Spalt- und Aktivierungsvorgänge radioaktive Stoffe gebildet, die jedoch zunächst in der Brennstoffmatrix eingeschlossen sind. Ein Bruchteil von ihnen diffundiert während des Betriebes des Reaktors nach außen in den Spaltgassammelraum des Brennstabes. Die Brennstabhülle wirkt als Rückhaltebarriere und verhindert, daß radioaktive Stoffe ins Kühlmittel gelangen. Im bestimmungsgemäßen Betrieb kann aber nicht ausgeschlossen werden, daß vereinzelt Brennstäbe defekt werden und daß somit kleine Mengen an radioaktiven Stoffen ins Kühlmittel abgegeben werden. Reaktordruckbehälter und die übrigen Komponenten des Kühlkreislaufes schließen jedoch die ausgetretenen Spalt- und Aktivierungsprodukte ein.

Eine nennenswerte Freisetzung von radioaktiven Stoffen aus dem Kühlkreislauf ist somit erst dann zu erwarten, wenn mehrere der oben erwähnten, hintereinandergeschalteten Sicherheitsbarrieren versagen sollten. Diese Sicherheitsbarrieren können aber nur für die Radionuklide wirksam werden, die sich in den Brennstäben der Brennelemente innerhalb des in den Reaktordruckbehälter eingebauten Reaktorkerns befinden. Zum Brennelementwechsel beispielsweise ist der Reaktordruckbehälter geöffnet, abgebrannte Brennelemente werden innerhalb des Sicherheitsbehälters im Brennelementlagerbecken gelagert; andere aktivitätsführende Komponenten befinden sich außerhalb des Sicherheitsbehälters. Für diese nicht im Reaktorkern befindlichen radioaktiven Stoffe müssen andere Sicherheitsbarrieren betrachtet werden, die auch

ein anderes Störfallverhalten hinsichtlich möglicher Aktivitätsfreisetzungen aufweisen.

Für die Ermittlung des Risikos sind vor allem solche Ereignisabläufe wichtig, die zu einem Schmelzen des Reaktorkerns führen. Wie in der amerikanischen Reaktorsicherheitsstudie (Rasmussen-Bericht), WASH-1400, wurde auch hier Kernschmelzen für alle die Fälle unterstellt, für die der Reaktorkern unzureichend gekühlt wird. Dazu kann es nur kommen, wenn Sicherheitseinrichtungen so weitgehend ausfallen, daß sie ihre Aufgaben nicht mehr erfüllen können. Alle anlageninternen Störfälle, die zu einer Überhitzung des Reaktorkerns führen können, lassen sich in zwei Gruppen einteilen. Es ist üblich, die erste Gruppe als Kühlmittelverluststörfälle und die zweite Gruppe als Leistungstransienten zu bezeichnen.

Bei Kühlmittelverluststörfällen wird die Schnellabschaltung des Reaktors durch verschiedene Anregungskriterien ausgelöst. Um nach einem Verlust des Primärkühlmittels die Kühlung des Reaktorkerns sicherzustellen, ist die Anlage mit redundanten Notkühlsystemen versehen. Bei ordnungsgemäß funktionierender Notkühlung sind die Sicherheitsbarrieren Brennstoffmatrix und Brennstabhülle noch weitgehend wirksam. Eine Freisetzung nennenswerter Anteile des Kerninventars in den Sicherheitsbehälter ist somit erst dann gegeben, wenn die im Kern erzeugte Nachzerfallswärme über einen entsprechend langen Zeitraum nicht durch die Notkühlsysteme abgeführt wird und dadurch der Störfall zum Kernschmelzen führt.

Leistungstransienten, gekennzeichnet durch länger andauerndes Ungleichgewicht zwischen Wärmeerzeugung und Wärmeabfuhr, ohne daß Kühlmittel verloren geht, werden auslegungsgemäß mit den Betriebs- und Sicherheitssystemen beherrscht, so daß keine Aktivitätsfreisetzung stattfindet. Nur solche Leistungstransienten können zum Kernschmelzen führen, bei denen gleichzeitig Sicherheitssysteme ausfallen.

Die in den Sicherheitsbehälter freigesetzte Menge an radioaktiven Stoffen wird bis zur Ausbreitung in der Atmosphäre durch aktive (z.B. Sprühsystem) und passive (natürliche Ablagerung) Abscheideprozesse und radioaktiven Zerfall zum Teil erheblich verringert. Dem Sicherheitsbehälter mit umgebendem Gebäude kommt als letzte Sicherheitsbarriere für die Rückhaltung von radioaktiven Stoffen eine entscheidende Bedeutung zu. Die Rückhaltungswirkung des Sicherheitsbehälters ist dabei um so größer, je länger die Verweildauer der Spaltprodukte im Sicherheitsbehälter ist. Die Folgen eines Kernschmelzunfalls können wesentlich durch die Schutzfunktion des Sicherheitsbehälters begrenzt werden.

Bei Ereignissen, die zum Kernschmelzen führen, kann grundsätzlich nicht ausgeschlossen werden, daß der Sicherheitsbehälter versagt. Im Fachband 5 wurden 3 verschiedene Versagensarten des Sicherheitsbehälters untersucht:

- Überdruckversagen,
- unterschiedliche Leckagen des Sicherheitsbehälters,
- Zerstörung des Sicherheitsbehälters als Folge einer Dampfexplosion.

Bei den Vorgängen von der Bildung der radioaktiven Stoffe bis zur Freisetzung aus der Anlage handelt es sich teilweise um Prozesse, die außerordentlich komplex sind. Mit dem heutigen Kenntnisstand bzw. ohne nähere Kenntnis der realen Randbedingungen ist es kaum möglich, sie realistisch im einzelnen zu quantifizieren. Daher ist es notwendig, sich auf die Vorgänge zu beschränken, die sich modellmäßig beschreiben lassen, oder aber Näherungen einzuführen, mit denen die komplexen Vorgänge möglichst gut erfaßt werden.

Während es bei der Berechnung des Aktivitätsinventars im Reaktorkern im wesentlichen auf gute mathematische Näherungen ankommt, da es hierfür eine gesicherte Theorie gibt, fehlt es besonders zur Beschreibung der Ablagerungsvorgänge in der Anlage an geeigneten Modellen und zusätzlich an der Kenntnis der spe-

ziellen Randbedingungen. Aus diesem Grund wurde in der amerikanischen Reaktorsicherheitsstudie ein einfaches Modell zugrunde gelegt, das die wichtigsten Abscheideprozesse im Sicherheitsbehälter global erfaßt. Die in diesem Modell enthaltenen Näherungen und Vereinfachungen wurden für die vorliegende Untersuchung unverändert übernommen. Es werden in das Modell lediglich die anlagenspezifischen Parameter und Sicherheitssysteme entsprechend der deutschen Referenzanlage Biblis-B eingeführt.

Zur Berechnung des Aktivitätsinventars im Reaktorkern wurde das Rechenprogramm ORIGEN verwendet, das als Ergebnis die Aktivität einer Vielzahl von Nukliden liefert. Die Freisetzungs-, Transport- und Ablagerungsvorgänge werden mit dem Programm CORRAL berechnet. Die Aufteilung in zwei getrennte Rechenmodelle ist sinnvoll, weil viele Nuklide sich bezüglich der Freisetzung und Ablagerung ähnlich verhalten und daher in Nuklidgruppen zusammengefaßt werden können. Diese Nuklidgruppen werden in CORRAL als stabil angesehen. Die Berücksichtigung des radioaktiven Zerfalls geschieht dann im Unfallfolgenmodell (siehe Fachband F8), in das die Ergebnisse der ORIGEN- und CORRAL-Rechnungen eingegeben werden.

3. NUKLIDINVENTAR

Während des Betriebes eines Kernkraftwerkes werden im Reaktorkern Spalt- und Aktivierungsprodukte gebildet. Zur Berechnung des nach Nukliden aufgeschlüsselten Kerninventars wurde das Programm ORIGEN benutzt /F6, 3-1/, mit dem auch komplexe Aktivierungs- und Zerfallswege berücksichtigt werden können. Dieses Programm liefert eine gute Übereinstimmung mit vorhandenen Experimenten. Anhang 1 enthält die mathematische Beschreibung des Programms, dort werden auch die verwendeten Annahmen ausführlich erläutert. Im folgenden soll lediglich eine zusammengefaßte Darstellung des verwendeten Rechenverfahrens gegeben werden.

Zur Bestimmung des Nuklidinventars in anderen aktivitätsführenden Komponenten und Anlagenteilen wurde auf Erfahrungs- und Erwartungswerte aus deutschen Kernkraftwerken zurückgegriffen.

3.1 Rechenverfahren (ORIGEN)

Die Bildung, Umwandlung und der radioaktive Zerfall der Spalt- und Aktivierungsprodukte in einem Reaktor während des Betriebes werden durch ein gewöhnliches homogenes Differentialgleichungssystem erster Ordnung mit konstanten Koeffizienten beschrieben. Diese Darstellung stellt nur eine Näherung dar, da der Neutronenfluß zeitlich nicht konstant ist, sondern sich mit dem Abbrand des Brennstoffes während des Betriebes bei konstanter Leistung ändert. Diese zeitliche Variation ist jedoch klein, so daß man den Neutronenfluß über kleine Zeitintervalle als konstant ansehen kann. Damit ist die lineare Approximation gerechtfertigt.

In vielen Fällen hat die Matrix der Kernumwandlungskoeffizienten Dreiecksform, und das Gleichungssystem läßt sich nach der Methode von Bateman lösen /F6, 3-2/. Computerprogramme, die nach dieser Methode geschrieben wurden, hatten vielfach Schwierigkeiten, mehr als einige spezielle Kernumwandlungen zu behan-

deln. ORIGEN löst das Gleichungssystem mit der Matrix-Exponential-Methode, deren Vorteil darin besteht, daß man auch komplexe Aktivierungs- und Zerfallswege berücksichtigen kann, wie man sie z.B. beim α -Zerfall der Aktiniden vorfindet.

3.2 Eingabedaten

Entsprechend der Wahl der Referenzanlage für die deutsche Risikostudie wurde das Kerninventar der Anlage Biblis-B berechnet. Bei einem Gesamtgewicht von 101,65 Tonnen Uran im Reaktorkern und einer U-235-Anreicherung von 3,1 % beträgt die mittlere thermische Leistung 36,7 kW/kg Uran. Zur Simulation des Brennstoffzyklus wurde der Reaktor in 3 gleichgroße Bereiche mit unterschiedlichem Abbrand unterteilt. Für jede Region wurde eine gesonderte Rechnung mit konstanter mittlerer Leistungsdichte von 36,7 kW/kg Uran durchgeführt, die Ergebnisse wurden zwischengespeichert und am Ende aufsummiert. Da die Größe des Aktivitätsinventars im Kern von der Betriebszeit des Reaktors und damit vom Zeitpunkt des Störfalleintritts abhängt, wurden 2 getrennte Rechnungen mit unterschiedlicher Betriebszeit des Reaktors ausgesucht. Im ersten Parametersatz betrug der mittlere Abbrand der jeweiligen Kernregion: 10 000, 19 600 und 33 500 MWd/t Uran. Dies entspricht dem maximalen Kerninventar am Ende einer Betriebsperiode. Der mittlere Abbrand des zweiten Parametersatzes wurde in Analogie zu WASH-1400 mit 8 800, 17 600 und 26 400 MWd/t Uran angenommen. Diese Werte sind typisch für das Kerninventar etwa in der Mitte einer Betriebsperiode.

ORIGEN berechnet ein großes Spektrum von Nukliden (ca. 800), von denen einige stabil und somit für die radioaktive Strahlenbelastung nicht von Bedeutung sind. Wie in WASH-1400 wurden aber in den weiteren Rechnungen nur die 54 Nuklide berücksichtigt, die aufgrund ihrer Halbwertszeit und ihrer radiologischen Eigenschaften besonders wichtig sind. Dadurch wird sichergestellt, daß die Hauptbeiträge bei der Ermittlung der Strahlenexpositionen erfaßt sind.

Zusätzlich wurde mit ORIGEN auch das Nuklidinventar abgebrannter Brennelemente aus der oben genannten Kernregion mit dem mittleren Höchstabbbrand von 33 500 MWd/t Uran außerhalb des Reaktorkerns bestimmt. Als Abklingzeiten wurden 3 Tage als frühester Zeitpunkt einer Kernentladung, ca. 5,6 Tage als kürzester Zeitpunkt bis zur vollständigen Entladung des Kerns ins Brennelement-Lagerbecken, 180 Tage als frühester Zeitpunkt des Abtransports abgebrannter Brennelemente und 240 Tage als mittlere Abklingzeit im Brennelement-Lagerbecken angesetzt. Im Reaktorkern befinden sich 193 Brennelemente mit einer anfänglichen Befüllung von 0,53 Tonnen Uran pro Brennelement.

3.3 Ergebnisse

Die Ergebnisse der ORIGEN-Rechnungen für die ausgewählten 54 Nuklide sind in Tabelle F6, 3-1 zum Zeitpunkt des Abschaltens des Reaktors angegeben. Der Effekt des Abbrandes auf die Aktivität der einzelnen Nuklide ist deutlich zu erkennen. Bei langlebigen Nukliden ist die Aktivität nahezu proportional zur Größe des Abbrandes, während die Aktivität der kurzlebigen Nuklide bereits einen Gleichgewichtszustand erreicht hat. Da die Aktivität der kurzlebigen Spalt- und Aktivierungsprodukte unabhängig vom Abbrand ist und der höhere Abbrand lediglich bei langlebigen Nukliden zu höheren Aktivitäten führt, wurden für die weiteren Rechnungen (Unfallfolgerechnungen) konservativ die Ergebnisse bei höherem Abbrand verwendet.

Tabelle F6, 3-2 enthält das Nuklidinventar für ein Brennelement aus der oben beschriebenen Kernregion mit dem mittleren Höchstabbbrand von 33 500 MWd/t Uran in Abhängigkeit von der Abklingzeit für die oben genannten repräsentativen Zeitabschnitte nach Abschalten des Reaktors. Aus der Anzahl der bei einem Störfall betroffenen Brennelemente folgt damit sofort das jeweils zu betrachtende Nuklidinventar.

Nuklid	Halbwertszeit (Tage)	Kerninventar I (Curie)	Kerninventar II (Curie)
Co-58	7,1 E + 01	1,27 E + 06	1,24 E + 06
Co-60	1,9 E + 03	9,63 E + 05	8,30 E + 05
Kr-85m	1,8 E - 01	2,70 E + 07	2,81 E + 07
Kr-85	3,9 E + 03	7,92 E + 05	6,95 E + 05
Rb-86	1,9 E + 01	3,73 E + 04	3,04 E + 04
Kr-87	5,3 E - 02	5,26 E + 07	5,51 E + 07
Kr-88	1,2 E - 01	7,64 E + 07	7,98 E + 07
Sr-89	5,2 E + 01	1,05 E + 08	1,09 E + 08
Sr-90	1,1 E + 04	5,30 E + 06	4,62 E + 06
Y-90	2,7 E + 00	5,72 E + 06	4,97 E + 06
Sr-91	4,0 E - 01	1,28 E + 08	1,34 E + 08
Y-91	5,9 E + 01	1,33 E + 08	1,37 E + 08
Zr-95	6,5 E + 01	1,78 E + 08	1,79 E + 08
Nb-95	3,5 E + 01	1,76 E + 08	1,74 E + 08
Zr-97	7,1 E - 01	1,76 E + 08	1,77 E + 08
Mo-99	2,8 E + 00	1,91 E + 08	1,91 E + 08
Tc-99m	2,5 E - 01	1,66 E + 08	1,66 E + 08
Ru-103	3,9 E + 01	1,37 E + 08	1,32 E + 08
Ru-105	1,8 E - 01	9,79 E + 07	9,13 E + 07
Rh-105	1,5 E + 00	6,59 E + 07	6,23 E + 07
Ru-106	3,7 E + 02	3,96 E + 07	3,26 E + 07
Sb-127	3,9 E + 00	7,93 E + 06	7,56 E + 06
Te-127m	1,1 E + 02	1,51 E + 06	1,39 E + 06
Te-127	3,9 E - 01	7,68 E + 06	7,28 E + 06
Sb-129	1,8 E - 01	4,13 E + 07	4,04 E + 07
Te-129m	3,4 E - 01	6,58 E + 06	6,40 E + 06
Te-129	4,8 E - 02	3,91 E + 07	3,81 E + 07
Te-131m	1,2 E + 00	1,56 E + 07	1,54 E + 07
J-131	8,0 E + 00	1,04 E + 08	1,03 E + 08
Te-132	3,2 E + 00	1,45 E + 08	1,44 E + 08
J-132	9,6 E - 02	1,50 E + 08	1,49 E + 08
J-133	8,7 E - 01	2,02 E + 08	2,03 E + 08
Xe-133	5,3 E + 00	1,99 E + 08	1,98 E + 08
J-134	3,7 E - 02	2,32 E + 08	2,33 E + 08
Cs-134	7,5 E + 02	1,38 E + 07	9,77 E + 06
J-135	2,8 E - 01	1,81 E + 08	1,82 E + 08
Xe-135	3,8 E - 01	4,07 E + 07	4,16 E + 07
Cs-136	1,3 E + 01	4,51 E + 06	3,77 E + 06
Cs-137	1,1 E + 04	7,06 E + 06	5,92 E + 06
Ba-140	1,3 E + 01	1,86 E + 08	1,88 E + 08
La-140	1,7 E + 00	1,93 E + 08	1,94 E + 08
Ce-141	3,2 E + 01	1,80 E + 08	1,82 E + 08
Ce-143	1,4 E + 00	1,59 E + 08	1,61 E + 08
Pr-143	1,4 E + 01	1,55 E + 08	1,57 E + 08
Ce-144	2,8 E + 02	1,09 E + 08	1,03 E + 08
Nd-147	1,1 E + 01	7,32 E + 07	7,31 E + 07
Np-239	2,3 E + 00	2,14 E + 09	2,07 E + 09
Pu-238	3,2 E + 04	1,27 E + 05	7,68 E + 04
Pu-239	8,9 E + 06	2,89 E + 04	2,78 E + 04
Pu-240	2,4 E + 06	3,22 E + 04	2,78 E + 04
Pu-241	5,3 E + 03	6,04 E + 06	4,65 E + 06
Am-241	1,5 E + 05	3,54 E + 03	2,44 E + 03
Cm-242	1,6 E + 02	1,42 E + 06	7,62 E + 05
Cm-244	6,6 E + 03	1,15 E + 05	3,68 E + 04

Kerninventar I - Abbrand: 10 000, 19 600, 33 500 Mwd/t Uran
 Kerninventar II - Abbrand: 8 800, 17 600, 26 400 Mwd/t Uran

Tab. F6, 3-1:

Kerninventar zum Zeitpunkt des Störfalleintritts

Nuklid	Nuklidinventar (Curie) ¹⁾				
	0,0 d ²⁾	3,0 d	5,6 d	180,0 d	240,0 d
Kr - 85m	1,31 E + 05	1,57 E + 00	7,55 E - 05	0,0	0,0
Kr - 85	6,09 E + 03	6,08 E + 03	6,08 E + 03	5,90 E + 03	5,84 E + 03
Rb - 86	3,57 E + 02	3,20 E + 02	2,90 E + 02	4,58 E - 01	4,96 E - 02
Kr - 87	2,50 E + 05	1,96 E - 12	1,96 E - 27	0,0	0,0
Kr - 88	3,67 E + 05	6,68 E - 03	1,09 E - 09	0,0	0,0
Sr - 89	5,06 E + 05	4,86 E + 05	4,69 E + 05	4,59 E + 04	2,06 E + 04
Sr - 90	4,11 E + 04	4,11 E + 04	4,10 E + 04	4,06 E + 04	4,04 E + 04
Y - 90	4,32 E + 04	4,21 E + 04	4,16 E + 04	4,06 E + 04	4,04 E + 04
Sr - 91	6,27 E + 05	3,60 E + 03	3,91 E + 01	0,0	0,0
Y - 91	6,65 E + 05	6,46 E + 05	6,26 E + 05	8,02 E + 04	3,95 E + 04
Zr - 95	9,87 E + 05	9,56 E + 05	9,30 E + 05	1,45 E + 05	7,64 E + 04
Nb - 95	9,97 E + 05	9,95 E + 05	9,93 E + 05	2,81 E + 05	1,56 E + 05
Zr - 97	9,94 E + 05	5,28 E + 04	4,02 E + 03	0,0	0,0
Mo - 99	1,10 E + 06	5,21 E + 05	2,71 E + 05	4,28 E - 14	1,45 E - 20
Tc - 99m	9,55 E + 05	4,99 E + 05	2,60 E + 05	4,09 E - 14	1,39 E - 20
Ru - 103	8,95 E + 05	8,49 E + 05	8,11 E + 05	3,83 E + 04	1,34 E + 04
Ru - 105	7,08 E + 05	9,33 E + 00	4,90 E - 04	0,0	0,0
Rh - 105	4,42 E + 05	1,35 E + 05	3,99 E + 04	0,0	0,0
Ru - 106	3,60 E + 05	3,58 E + 05	3,57 E + 05	2,56 E + 05	2,29 E + 05
Sb - 127	5,40 E + 04	3,23 E + 04	2,02 E + 04	5,74 E - 10	1,25 E - 14
Te - 127m	1,12 E + 04	1,12 E + 04	1,11 E + 04	3,71 E + 03	2,53 E + 03
Te - 127	5,31 E + 04	3,90 E + 04	2,84 E + 04	3,66 E + 03	2,50 E + 03
Sb - 129	2,60 E + 05	3,07 E + 00	1,17 E - 04	0,0	0,0
Te - 129m	4,19 E + 04	3,97 E + 04	3,76 E + 04	1,08 E + 03	3,16 E + 02
Te - 129	2,46 E + 05	2,54 E + 04	2,41 E + 04	6,89 E + 02	2,03 E + 02
Te - 131m	9,35 E + 04	1,80 E + 04	4,18 E + 03	0,0	0,0
J - 131	6,25 E + 05	4,95 E + 05	3,96 E + 05	1,20 E - 01	6,84 E - 04
Te - 132	8,58 E + 05	4,53 E + 05	2,59 E + 05	1,83 E - 11	5,06 E - 17
J - 132	8,87 E + 05	4,67 E + 05	2,66 E + 05	1,88 E - 11	5,21 E - 17
J - 133	1,16 E + 06	1,11 E + 05	1,39 E + 04	0,0	0,0
Xe - 133	1,16 E + 06	9,21 E + 05	6,68 E + 05	7,42 E - 05	2,77 E - 08
J - 134	1,31 E + 06	0,0	0,0	0,0	0,0
Cs - 134	1,48 E + 05	1,48 E + 05	1,48 E + 05	1,26 E + 05	1,19 E + 05
J - 135	1,02 E + 06	5,96 E + 02	8,79 E - 01	0,0	0,0
Xe - 135	1,95 E + 05	1,15 E + 04	1,10 E + 02	0,0	0,0
Cs - 136	3,90 E + 04	3,32 E + 04	2,89 E + 04	2,65 E + 00	1,08 E - 01
Cs - 137	5,85 E + 04	5,85 E + 04	5,85 E + 04	5,79 E + 04	5,77 E + 04
Ba - 140	1,04 E + 06	8,88 E + 05	7,70 E + 05	6,10 E + 01	2,37 E + 00
La - 140	1,08 E + 06	9,86 E + 05	8,74 E + 05	7,02 E + 01	2,73 E + 00
Ce - 141	9,97 E + 05	9,40 E + 05	8,88 E + 05	2,13 E + 04	5,90 E + 03
Ce - 143	8,71 E + 05	1,93 E + 05	5,14 E + 04	0,0	0,0
Pr - 143	8,59 E + 05	8,01 E + 05	7,14 E + 05	1,06 E + 02	5,10 E + 00
Ce - 144	7,43 E + 05	7,37 E + 05	7,32 E + 05	4,79 E + 05	4,13 E + 05
Nd - 147	4,24 E + 05	3,52 E + 05	2,99 E + 05	5,58 E + 00	1,32 E - 01
Np - 239	1,39 E + 07	5,76 E + 06	2,65 E + 06	1,16 E + 01	1,16 E + 01
Pu - 238	1,52 E + 03	1,54 E + 03	1,54 E + 03	1,58 E + 03	1,59 E + 03
Pu - 239	1,70 E + 02	1,73 E + 02	1,73 E + 02	1,74 E + 02	1,74 E + 02
Pu - 240	2,61 E + 02	2,61 E + 02	2,61 E + 02	2,61 E + 02	2,61 E + 02
Pu - 241	5,98 E + 04	5,98 E + 04	5,97 E + 04	5,84 E + 04	5,79 E + 04
Am - 241	3,58 E + 01	3,66 E + 01	3,72 E + 01	8,23 E + 01	9,76 E + 01
Cm - 242	1,74 E + 04	1,73 E + 04	1,71 E + 04	8,17 E + 03	6,33 E + 03
Cm - 244	1,69 E + 03	1,69 E + 03	1,69 E + 03	1,66 E + 03	1,65 E + 03
Summe	3,82 E + 07	1,92 E + 07	1,39 E + 07	1,70 E + 06	1,29 E + 06

¹⁾ Basis: Inventar 0,53 t U = J Brennelement
²⁾ d: Tag(e)

Tab. F6, 3-2:

Nuklidinventar eines Brennelements mit einem Abbrand von 33 500 MWD/t Uran für verschiedene Abklingzeiten

In Tabelle F6, 3-3 ist das Nuklidinventar in sonstigen aktivitätsführenden Reaktorkomponenten und Anlagenteilen zusammengestellt, die hauptsächlich im Hilfsanlagengebäude angeordnet sind. Die dort angegebenen Aktivitäten beruhen auf Erfahrungs- und Erwartungswerten aus deutschen Kernkraftwerken /F6, 3-3/.

Komponente	Aktivität pro Komponente (Curie)				
Konzentratbehälter	Korrosionsprodukte 196		Cs 134/137 172		
Ionenaustauscher	Korrosionsprodukte 289	J-131 7800	Rest-Jod 6050	Rb-Cs 296	Sr-90 12
Filter (Harzfänger)	$\Sigma 2 \cdot 10^{-2}$				
Harzabfallbehälter	Korrosionsprodukte 227	J-131 600	Rest-Jod 0,004	Rb-Cs 273	Sr-90 12
Borsäurebehälter	Jod 12	Alkalimetalle 90 - 850	Sonstige < 0,1		
Abgasanlage	Edelgase 13000-16000				
Volumenausgleichsbehälter	Edelgase < 700	Jod < 5	Alkalimetalle < 45	Sonstige < 0,001	
Kühlmittelspeicher	Jod 30	Alkalimetalle 67	Sonstige < 1		
Verdampfer f. Kühlmittel	< 10				
Abwassersammelbehälter	Jod 730	J-131 60	Sonstige 2		
Verdampfer f. Abwasser	$\Sigma 3,9$				
Abschlammmentsalzung	< 10				

Tab. F6, 3-3:

Nuklidinventar einzelner Reaktorkomponenten und Anlagenteile eines Kernkraftwerkes mit Druckwasserreaktor

4. FREISETZUNG VON RADIOAKTIVEN STOFFEN

4.1 Übersicht

Die im Reaktor erzeugten Spaltprodukte und Aktivierungsprodukte sind zunächst in der Brennstoffmatrix eingeschlossen. Ein Bruchteil von ihnen diffundiert während des Betriebs nach außen in den Spaltgassammelraum, wird hier jedoch durch die Brennstabhülle daran gehindert, ins Kühlmittel überzutreten. Im bestimmungsgemäßen Betrieb kann nicht ausgeschlossen werden, daß vereinzelt Brennstabhüllen defekt werden und Spaltprodukte ins Kühlmittel gelangen können. Der Reaktordruckbehälter mit Kühlmittelsystem schließt jedoch die ausgetretenen Spaltprodukte ein.

Eine nennenswerte Freisetzung von radioaktiven Stoffen aus dem Primärkreis ist somit erst dann zu erwarten, wenn mehrere der eben erwähnten hintereinandergeschalteten Sicherheitsbarrieren versagen sollten. Als auslösendes Ereignis für die weiteren Untersuchungen, welche die störfallbedingte Freisetzung radioaktiver Stoffe aus dem Kern während des Leistungsbetriebs des Reaktors betreffen, wird daher der Bruch der Hauptkühlmittelleitung, ein sogenannter Kühlmittelverluststörfall, unterstellt. Die Schnellabschaltung des Reaktors wird durch verschiedene Anregungskriterien ausgelöst. Um nach einem Verlust des Primärkühlmittels die Kühlung des Reaktorkerns sicherzustellen, ist die Anlage mit redundanten Notkühlssystemen versehen. Bei ordnungsgemäß funktionierender Notkühlung sind die Sicherheitsbarrieren Brennstoffmatrix und Brennstabhülle noch weitgehend wirksam. Eine Freisetzung nennenswerter Anteile des Kerninventars in den Sicherheitsbehälter ist somit erst dann gegeben, wenn die im Kern erzeugte Nachzerfallswärme über einen entsprechend langen Zeitraum nicht durch die Notkühlssysteme abgeführt wird und der Störfall dadurch zum Kernschmelzen führt.

Eine störfallbedingte Freisetzung radioaktiver Stoffe aus Brennelementen außerhalb des Kerns ist nur dann zu erwarten, wenn eine mechanische Beschädigung von Brennstabhüllrohren zu deren Versagen führt oder wenn durch unzureichende Nachwärmeabfuhr

eine Überhitzung eintritt, die zur Zerstörung von Brennstabhüllrohren führt. Als auslösendes Ereignis hierfür wird im folgenden der Brennelementhandhabungsstörfall innerhalb des Brennelementlagerbeckens und der Absturz eines Brennelement-Transportbehälters außerhalb des Reaktorgebäudes vom Portalkran näher untersucht. Andere Ereignisabläufe, die zu Aktivitätsfreisetzungen führen, konnten bisher noch nicht behandelt werden. Sie sollen Gegenstand zukünftiger Untersuchungen sein.

4.2 Freisetzung aus dem Reaktorkern

Die Freisetzung von Spalt- und Aktivierungsprodukten aus dem Kern bei einem Ereignisablauf, der zum Kernschmelzen führt, erstreckt sich über eine lange Zeitspanne, bis das System schließlich abkühlt. Während dieser Zeit können aufgrund der physikalischen, chemischen und thermodynamischen Bedingungen die Freisetzungsraten über einen großen Bereich schwanken. Die im einzelnen ablaufenden Vorgänge werden durch ein Modell beschrieben, das die folgenden vier Phasen unterscheidet:

1. die Freisetzung beim Hüllrohrversagen (gap release), bei dem vorwiegend die während des Normalbetriebes in den Spaltgassammelräumen angesammelten gasförmigen und leichtflüchtigen Produkte entweichen;
2. die Freisetzung aus der Schmelze (meltdown release) durch die Aufheizung des Brennstoffes auf Schmelztemperatur;
3. die Freisetzung aus der Schmelze während der Wechselwirkung zwischen Schmelze und Betonfundament (vaporization release);
4. die Freisetzung infolge einer Dampfexplosion (steam explosion).

Zu Phase 1: Gap Release

Zu dieser Freisetzung kommt es durch ein Versagen von Brennstabhüllrohren. Dabei können die in dem Spalt zwischen Brennstoff und Hüllrohr enthaltenen Spaltprodukte freigesetzt werden. Betroffen sind davon die Nuklide, die während des Betriebs

aus dem Brennstoff herausdiffundiert sind und sich im Gasraum oder an den Oberflächen innerhalb der Brennstäbe befinden. Infolge des inneren Überdrucks kommt es beim Ausströmen zu einer sehr schnellen Freisetzung.

Zu Phase 2: Meltdown Release

Aufgrund des angenommenen Ausfalls der Notkühlung und der damit verbundenen fehlenden Nachwärmeabfuhr heizen sich die Brennstäbe auf, bis sie Schmelztemperaturen erreichen. Es ist anzunehmen, daß der größte Teil der Spaltproduktfreisetzung am Anfang des Schmelzvorgangs stattfindet. Dieser Prozeß endet mit dem Absturz des geschmolzenen und noch nicht geschmolzenen Materials in das Restwasser des Reaktordruckbehälters.

Zu Phase 3: Vaporization Release

Nach dem Versagen des Reaktordruckbehälters stürzt das Kernmaterial auf den Beton des Reaktorfundaments. Die Schmelze dringt in den Beton ein und zerstört diesen. Aus dieser Wechselwirkung wird das im Beton gebundene Wasser in Form von überhitztem Wasserdampf frei, der nahezu vollständig von den metallischen Anteilen der Schmelze zu Wasserstoff reduziert wird. Dabei ergibt sich eine weitere Aktivitätsfreisetzung.

Zu Phase 4: Steam Explosion

Voraussetzung für diese Freisetzung ist, daß das geschmolzene Material in das Wasser im unteren Teil des Reaktordruckbehälters abstürzt. Dabei müßte eine Reihe physikalischer Bedingungen zusammentreffen, von denen jede für sich bereits sehr unwahrscheinlich ist. Da der Vorgang aufgrund des gegenwärtigen Kenntnisstandes nicht mit Sicherheit ausgeschlossen werden kann, wurde ihm die in WASH-1400 angegebene Wahrscheinlichkeit zugeordnet. Die Dampfexplosion würde zu einer Freisetzung fein verteilten Materials führen, das wegen seiner großen Oberfläche Oxidationsprozessen unterworfen ist.

Entsprechend den physikalischen und chemischen Eigenschaften der einzelnen Spaltprodukte werden in den verschiedenen Freisetzungsphasen unterschiedliche Bruchteile des Kerninventars

freigesetzt. Dabei lassen sich die einzelnen Elemente entsprechend ihrem Freisetungsverhalten in 7 Gruppen einteilen:

- Edelgase (Kr-Xe)
- Halogene (J-Br)
- Alkalimetalle (Cs-Rb)
- Tellur-Gruppe (Te)
- Erdalkalimetalle (Ba-Sr)
- Edelmetalle (Ru)
- schwerflüchtige Metalloxide (La)

Spaltprodukte, die aus dem Reaktorkern freigesetzt werden, können durch Ablagerung im Primärsystem zum Teil zurückgehalten werden. Dieser Effekt der Ablagerung in Reaktordruckbehälter und gebrochener Hauptkühlmitteleitung ist jedoch vernachlässigbar. Beim Jod ergibt sich ein Transportverlust auf dem Weg vom Kern bis hin zur Freisetzung aus der Kühlmitteleitung von wenigen Prozent, während bei Feststoffen mit niedrigem Siedepunkt Ablagerungsprozesse im Primärsystem aufgrund der Aufheizung des Systems lediglich eine Verzögerung der Freisetzung in den Sicherheitsbehälter bewirken.

4.3 Freisetzung außerhalb des Kerns

Brennelemente werden nach Erreichen ihres Maximalabbrandes im Zuge des jährlichen Brennelementwechsels aus dem Reaktorkern entnommen und in das Brennelementlagerbecken gebracht. Frühestens nach einem halben Jahr Abklingzeit werden abgebrannte Brennelemente dann in Transportbehältern aus der Anlage abtransportiert. Während eine Beschädigung von Brennelementen durch mechanische Einwirkungen im Kern nicht zu erwarten ist, kann durch mechanische Einwirkungen eine Beschädigung einzelner Brennelemente bei ihrer Handhabung beim Brennelementwechsel und Umladen ins Lagerbecken nicht ganz ausgeschlossen werden, was zu einer Freisetzung von darin eingeschlossenen Radionukliden führen kann. Als zwei repräsentative Störfälle, die zur Zerstörung von Brennelementen führen können, werden der Brennelementhandhabungsstörfall innerhalb des Lagerbeckens und der

Absturz eines mit abgebrannten Brennelementen beladenen Brennelementtransportbehälters außerhalb des Reaktorgebäudes vom Portalkran aus 21 Meter Höhe betrachtet.

- Brennelementhandhabungsstörfall

Zur Beschreibung des Störfallablaufs wird davon ausgegangen, daß ein Brennelement sich vom Greifer der Brennelementwechsellmaschine löst und abstürzt. Dieses Brennelement wird durch den Absturz so beschädigt, daß im ungünstigsten Fall sämtliche Brennstabhüllrohre ihre Integrität verlieren. Dadurch können die in den Spaltgassammelräumen angesammelten Spaltprodukte in das Beckenwasser freigesetzt werden.

Infolge Auswaschens beim Durchgang durch das Beckenwasser reduziert sich die freigesetzte Aktivität. Der die Atmosphäre des Sicherheitsbehälters erreichende Anteil ist in Tabelle F6, 4-1 aufgeführt. Er ergibt sich aus den primären Freisetzungsfaktoren unter Berücksichtigung der Rückhaltewirkung des Beckenwassers für die hier betrachteten Nuklidgruppen /F6, 4-1/. Für die Rückhaltung von freigesetzten Radionukliden durch das Beckenwasser gibt WASH-1400 einen Dekontaminationsfaktor von 760 für elementares Jod und Feststoffe an. Damit wurde den im Brennelementlagerbecken gegebenen Temperaturverhältnissen unter Normalbedingungen Rechnung getragen. Der Anteil organischer Halogene wurde aus WASH-1400 mit 0,7 % übernommen. Im Gegensatz dazu wurde entsprechend den Verhältnissen in der deutschen Referenzanlage unterstellt, daß die Brennelemente nicht über die Wasserlinie angehoben werden können. In Tabelle F6, 4-2 sind die durch die Zerstörung aller Brennstabhüllrohre eines Brennelements infolge Brennelementhandhabungsstörfall in die Atmosphäre des Sicherheitsbehälters freigesetzten Aktivitäten für die relevanten Nuklidgruppen angegeben. Dabei wurden Brennelemente unterschiedlicher Abklingzeiten von 3 Tagen als frühestmöglichen Entladezeitpunkt bis zu einem Jahr betrachtet.

Nuklidgruppe	S t ö r f a l l	
	Absturz eines Brennelement-Transportbehälters	Brennelement-Handhabungsstörfall
Edelgase	0,03	0,03
Halogene	0,017	4,1 E-05
CS-Rb	7,5 E-03	0
Te-Sb	1 E-04	0
Ba-Sr	1 E-06	0
Ru-Rh	0	0
La	0	0

Tab. F6, 4-1:

Freisetzungsfaktoren für Spaltprodukte aus zerstörten Brennelementen, nach /F6, 4-1/

- Absturz eines Transportbehälters für abgebrannte Brennelemente

Brennelement-Transportbehälter sind so ausgelegt, daß bei einem Absturz aus 9 m Höhe und anschließendem Aufprall auf ebenem Beton zwar eine Deformation auftreten kann, daß aber deren Dichtheit nicht beeinträchtigt wird. Beim Abtransport abgebrannter Brennelemente aus dem Kernkraftwerk Biblis, Block B, ist die maximale Hubhöhe (potentielle Fallhöhe) 21 m /F6, 4-3/. Bei einem möglichen Absturz aus dieser Höhe ist eine zur Undichtigkeit des Behälters führende Zerstörung, verbunden mit einer Beschädigung der Brennstabhüllen, nicht auszuschließen. Zur Berechnung der Freisetzung von radioaktiven Spaltprodukten aus den Brennstoffstäben und dem Brennelement-Transportbehälter wurde von folgenden Randbedingungen ausgegangen:

- Zum Einsatz kommt ein TN-10-Trockenbehälter mit einem Fassungsvermögen von 10 abgebrannten Brennelementen.
- Die abtransportierten Brennelemente haben eine Abklingzeit von 1/2 Jahr, dem frühesten Abtransportzeitraum.

Freigesetzte Aktivität (Curie)										
Abklingzeit	3 d	10 d	30 d	50 d	120 d	180 d	200 d	240 d	300 d	365 d
Edelgase	2,81 E+04	1,16 E+04	1,01 E+03	2,40 E+02	1,79 E+02	1,77 E+02	1,76 E+02	1,75 E+02	1,73 E+02	1,71 E+02
Jod	44,0	15,5	2,06	0,36	1,0 E-03	0	0	0	0	0
Summe	2,82 E+04	1,16 E+04	1,01 E+03	2,41 E+02	1,79 E+02	1,77 E+02	1,76 E+02	1,75E+02	1,73 E+02	1,71 E+02

Tab. F6, 4-2:

In den Sicherheitsbehälter freigesetzte Aktivität beim Brennelement-Handhabungsstörfall in Abhängigkeit vom Zeitpunkt des Störfalleintritts nach Reaktorabschaltung

- Durch den Absturz des Transportbehälters verlieren im ungünstigsten Fall sämtliche Brennstabhüllrohre der transportierten Brennelemente ihre Integrität.
- Eine Rückhaltung im Transportbehälter wird nicht unterstellt.

Der in die Atmosphäre freigesetzte Anteil an Spaltprodukten ist für die verschiedenen Nuklidgruppen in Tabelle F6, 4-1 angegeben. Das beim Absturz eines Brennelement-Transportbehälters außerhalb des Reaktorgebäudes freigesetzte Nuklidgemisch setzt sich in der Hauptsache aus langlebigen Edelgasen, Halogenen und Alkalimetallen mit Halbwertszeiten > 750 Tagen zusammen.

Edelgase sind mit $1,8 \cdot 10^3$ Ci (Kr-85),
Halogene mit $2,0 \cdot 10^{-2}$ Ci (J-131) und
Alkalimetalle mit $1,4 \cdot 10^4$ Ci (Cs-134/137)
am freigesetzten Nuklidgemisch beteiligt.

5. TRANSPORT- UND ABLAGERUNGSPROZESSE IM SICHERHEITSBEHÄLTER

5.1 Abscheideprozesse im Sicherheitsbehälter

Die in die Sicherheitsbehälteratmosphäre freigesetzten radioaktiven Stoffe liegen dort als Gas oder als Aerosol vor. Entsprechend ihrem Ablagerungsverhalten kann man die radioaktiven Stoffe in folgende Gruppen unterteilen:

- Edelgase,
- organisches Jod,
- elementares Jod,
- Aerosole.

Organische Jodverbindungen entstehen z.T. nach Radiolyse von elementarem Jod durch Reaktion mit Spuren von organischen Verbindungen, hauptsächlich jedoch durch Reaktionen von elementarem Jod mit Farbanstrichen im Sicherheitsbehälter. Aufgrund ihres analogen Ablagerungsverhaltens werden die Freisetzungsguppen

- Alkalimetalle (Cs-Rb)
- Tellur-Gruppe (Te)
- Erdalkalimetalle (Ba-Sr)
- Edelmetalle (Ru)
- schwerflüchtige Metalloxide (La)

in der Gruppe der Aerosole zusammengefaßt.

Die Aufteilung der gasförmigen Spaltprodukte in Edelgase, organisches und elementares Jod ist erforderlich aufgrund ihrer sehr unterschiedlichen Löslichkeiten in Wasser oder in sonstigen Lösungen (Borsäure). Alle anderen Spaltprodukte werden in Form von Aerosolen vorliegen.

Eine Verminderung der Aktivitätskonzentration im Sicherheitsbehälter kann grundsätzlich erreicht werden durch natürliche Ablagerungsprozesse, Umluftfiltersysteme und Sprühsysteme. Umluftfiltersysteme sind in der Referenzanlage nicht vorhanden. Im folgenden werden deshalb nur die natürlichen Ablagerungsprozesse

zesse und die Sprühsysteme betrachtet. Eine ausführliche Darstellung der Abscheidemechanismen im Sicherheitsbehälter findet sich im Anhang 2.

Edelgase

In der betrachteten Anlage sind keine Vorrichtungen zur Verminderung der Edelgaskonzentrationen im Sicherheitsbehälter nach Störfällen vorhanden. Aufgrund der nur geringen Löslichkeit von Edelgasen in Wasser oder stonstigen Lösungen (Borsäure) ist auch deren Auswaschung durch Sprühsysteme oder Lösung an benetzten Oberflächen vernachlässigbar.

Organisches Jod

Eine wesentliche Abscheidung von organischem Jod aus Gasphasen kann erreicht werden durch ein Natriumthiosulfat-Sprühsystem oder durch ein Störfallumluftfiltersystem mit imprägnierter Aktivkohle. Beides ist bei der betrachteten Anlage nicht vorgesehen. Die Abscheidung von organischem Jod durch das vorhandene Borsäure-Sprühsystem ist dagegen vernachlässigbar. Organisches Jod kann zum Teil durch Hydrolyse im Wasser oder durch Adsorption an Farbanstrichen aus der Sicherheitsbehälteratmosphäre entfernt werden. Diese Prozesse verlaufen jedoch sehr langsam /F6, 5-1/ und werden deshalb für die weiteren Untersuchungen nicht berücksichtigt.

Elementares Jod

Durch natürliche Konvektion und Diffusion wird elementares Jod zu den Wänden und sonstigen Oberflächen transportiert und in dem dort befindlichen Wasserfilm abgeschieden. Es gibt mehrere sehr schnelle Reaktionen zwischen elementarem Jod und Wasser /F6, 5-2/. Deshalb unterliegt elementares Jod der natürlichen Ablagerung und wird auch durch Sprühsysteme schnell abgeschieden.

Natürliche Ablagerung

Elementares Jod wird aufgrund des Temperaturgefälles zwischen der Luft und den Strukturen durch natürliche Konvektion und Diffusion zu den Wänden und sonstigen Oberflächen transportiert, wo es an dem Wasserfilm, der sich dort niedergeschlagen hat, abgeschieden wird. Der theoretische Ansatz für den Massentransport in die Wasserphase in Anlehnung an den natürlichen konvektiven Wärmeübergang läßt einen raschen Abfall der Aktivitätskonzentration erwarten /F6, 5-3/. Die bekannten Experimente /F6, 5-1 und 5-4/ zeigen, daß die Jod-Konzentration in der Luft zwar am Anfang sehr stark abnimmt, bis sie etwa 1 % der Anfangskonzentration erreicht hat, danach jedoch nur noch ganz gering abfällt. Dies erklärt sich daraus, daß sich nach einer gewissen Zeit ein Gleichgewichtszustand zwischen der Jod-Konzentration in der flüssigen und in der gasförmigen Phase einstellt. In Anlehnung an die Vorgehensweise in WASH-1400 wird in den Rechnungen die Abscheidung von elementarem Jod beendet, wenn die Jod-Konzentration 1 % des Anfangswertes erreicht.

Sprühsystem

Die Absorption elementaren Jods in die Sprühtropfen läuft nacheinander in folgenden Einzelprozessen ab:

- Massentransport durch den umgebenden Gasfilm,
- Lösung des Jods an der Flüssigkeitsoberfläche,
- Diffusion in den Sprühtropfen,
- Reaktion mit der flüssigen Phase.

Die Wirksamkeit des Sprühsystems für die Auswaschung elementaren Jods aus der Sicherheitsbehälteratmosphäre ist abhängig vom Durchsatz des Sprühsystems, von der Löslichkeit (Gleichgewichtsverteilungskoeffizienten), von der Fallzeit und dem Durchmesser der Tropfen sowie den Massentransport-Koeffizienten für die gasförmige und flüssige Phase.

Aerosole

Da Störfallumluftfiltersysteme nicht vorhanden sind, bleiben als Abscheidemechanismen natürliche Ablagerung und Sprühsysteme.

Natürliche Ablagerung

Die natürliche Ablagerung von Aerosolen wird hervorgerufen durch Schwerkraft und turbulente Diffusion. Experimente haben gezeigt, daß die Verminderung der Aerosol-Konzentration in der Nachunfall-Atmosphäre hauptsächlich durch Schwerkraftablagerung auf horizontalen Flächen erfolgt /F6, 5-4/. Ein entscheidender Parameter für die Größe der Ablagerungsgeschwindigkeit ist dabei der Aerosoldurchmesser. Da die größeren Partikel schneller abgelagert werden als die kleineren Teilchen, ändert sich der mittlere Aerosoldurchmesser im Laufe der Zeit. Experimentell wurde nachgewiesen, daß die mittlere Größe der Aerosole in einer Wasserdampf-atmosphäre bei einem Anfangswert von 15 μm nach einigen Stunden auf 5 μm absinkt /F6, 5-1/. Dieser Sachverhalt wurde daher wie in WASH-1400 berücksichtigt.

Sprühsystem

Die Abscheidung von Aerosolen durch ein Sprühsystem ist abhängig von einer Reihe von Parametern:

- Fallhöhe der Tropfen,
- Durchsatz des Sprühsystems,
- Wirksamkeit der Tropfenabsorption,
- mittlere Tropfengröße,
- Volumen des Compartments.

Die Wirksamkeit der Tropfenabsorption ist dabei vor allem eine Funktion der Aerosolgröße. Den Rechnungen wurden die experimentell ermittelten Werte für die Tropfenabsorptionswirksamkeit zugrunde gelegt /F6, 5-5/.

5.2 Multicompartmentmodell

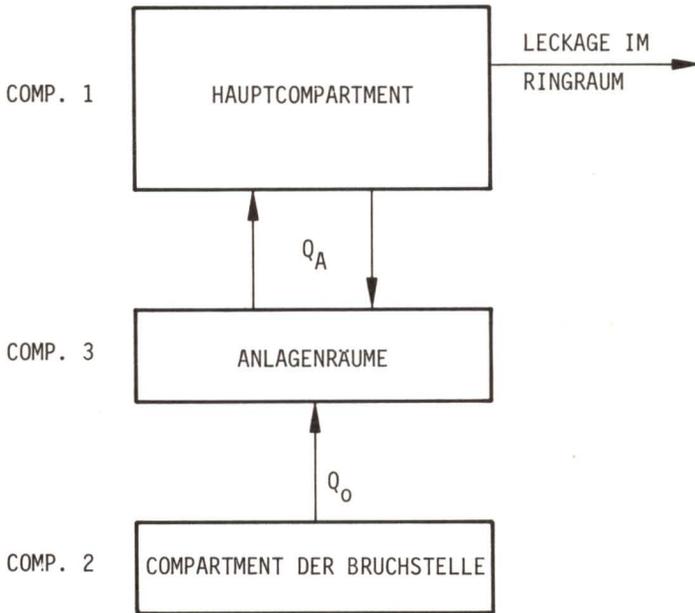
Die bei einem Kühlmittelverluststörfall aus dem Kern freigesetzten Spaltprodukte gelangen über die Bruchstelle in der Kühlmittleitung zunächst in den diese Bruchstelle umgebenden Raum und breiten sich von dort durch Diffusion oder, mitgerissen von ausströmendem Wasserdampf, in andere Räume aus. Die Verminderung der Konzentration der luftgetragenen Spaltprodukte kann in den einzelnen Räumen mit unterschiedlichen Abscheideraten erfolgen. Das Gebäudesprühsystem ist z.B. nur in einem Raum vorhanden und spielt damit für die Abscheidung der Spaltprodukte in den übrigen Räumen keine Rolle. Deshalb kann durch ein Multicompartmentmodell, das den Sicherheitsbehälter in mehrere Compartments unterteilt, eine realistischere Simulation der Abscheidungsverhältnisse im Sicherheitsbehälter erreicht werden als bei einem Eincompartmentmodell.

Die Größe der Ablagerung von Spaltprodukten im Sicherheitsbehälter hängt neben den schon erwähnten physikalischen Bedingungen ebenfalls von einer Reihe von geometrischen Parametern ab (Raumhöhe bei der Sedimentation von Aerosolen bzw. Verhältnis Oberfläche zu Volumen bei der Abscheidung elementaren Jods) Es liegt daher nahe, das freie Volumen unterhalb der kuppelförmigen Sicherheitshülle und die restlichen miteinander verbundenen Räume als zwei getrennte Compartments anzusehen.

Ein entscheidender Parameter für die Konzentrationsänderung der luftgetragenen Aktivität in den einzelnen Compartments ist die Überströmrate von einem Compartment in das andere. In zwei Fällen lassen sich die Überströmraten zwischen den Compartments berechnen. Wenn Umwälzventilatoren die Luft durch den Sicherheitsbehälter bewegen oder wenn in einem Compartment größere Mengen von Wasserdampf freigesetzt werden, kann man diese Werte als Basis für eine Abschätzung der Überströmrate verwenden. Umwälzventilatoren sind in der betrachteten Anlage nicht vorhanden. Nennenswerte Wasserdampfmengen werden dagegen in den Raum freigesetzt, in dem der Bruch der Hauptkühlmittleitung passiert. Dieser Raum wurde daher als zusätzliches drittes Compart-

ment angenommen. Zwischen den übrigen Räumen können Spaltprodukte durch Diffusion oder natürliche Konvektion, die durch das Temperaturgefälle zwischen den Wänden und der umgebenden Luft entsteht, überströmen. Die Berechnung dieser Effekte in einer Störfallatmosphäre ist jedoch mit erheblichen Unsicherheiten behaftet. Um die Durchmischung der Räume als Parameter in den Rechnungen zu eliminieren, wurden daher in Anlehnung an die pessimistische Vorgehensweise in WASH-1400 sehr hohe Überströmraten verwendet.

Ein schematisches Diagramm der benutzten Compartmentgeometrie ist in Bild F6, 5-1 dargestellt. Das Hauptcompartment 1 besteht aus dem freien Volumen unterhalb der kuppelförmigen Sicherheitshülle. Es enthält das Gebäudesprühsystem und ist der einzige Raum, aus dem Leckagen nach außen angenommen werden. Das Compartment 2 ist der Raum, in dem der Bruch der Hauptkühlmittelleitung passiert. Compartment 3 umfaßt die restlichen, miteinander verbundenen Räume im Sicherheitsbehälter. Der Freisetzungsweg der Spaltprodukte ist ebenfalls eingezeichnet. Die Überströmrates Q_O vom Compartment 2 nach 3 ist bestimmt durch die Dampf- bzw. Gaserzeugungsrate (H_2) aus dem Kernschmelzablauf und somit zeitlich veränderlich, während die Austauschrate Q_A zwischen Compartment 1 und 3 in Analogie zu WASH-1400 konstant mit 10fachem Gesamtvolumen pro Stunde angesetzt wurde. Dies bedeutet eine starke Durchmischung der Compartments 3 und 1 und damit eine höhere Aktivitätsfreisetzung nach draußen als bei niedriger Austauschrate.



Q_A – Überströmrate = 10facher Volumenaustausch
 Q_O – Verdampfungsrate

Bild F6, 5-1:
Compartmentschema

6. FREISETZUNG AUS DEM SICHERHEITSBEHÄLTER

Die Auswirkung eines Kühlmittelverluststörfalls auf die Umgebung hängt entscheidend von der Integrität des Sicherheitsbehälters ab. Bei intaktem Sicherheitsbehälter können Spaltprodukte infolge des erhöhten Innendrucks durch Leckagen nach außen in den Ringraum zwischen Sicherheitsbehälter und Betonhülle gelangen. Zur Verminderung der Leckage sind die großen Durchführungen durch den Sicherheitsbehälter, wo am ehesten Leckagen zu erwarten sind, abgekammert und an das Leckabsaugesystem angeschlossen, das die ausgetretenen Spaltprodukte wieder in den Sicherheitsbehälter zurückführt. In dem Raum zwischen Betonhülle und Sicherheitsbehälter wird durch die Ringraumabsaugung ein geringer Unterdruck aufrechterhalten. Die aus dem Sicherheitsbehälter durch Leckage austretenden radioaktiven Stoffe, die nicht durch das Leckabsaugesystem erfaßt werden, werden mit der Fortluft aus dem Ringraum über eine für Störfälle spezifizierte Filteranlage geleitet und dann gefiltert an die Umgebung abgegeben.

Bei Ereignissen, die zum Kernschmelzen führen, kann grundsätzlich nicht ausgeschlossen werden, daß der Sicherheitsbehälter infolge Druckerhöhung versagt. Wie in F5 ausgeführt, sind folgende Versagensarten zu unterstellen:

- Überdruckversagen,
- unterschiedliche Leckagen des Sicherheitsbehälters,
- Zerstörung des Sicherheitsbehälters als Folge einer Dampferlosion im Reaktordruckbehälter.

Die Ursache für ein Überdruckversagen ist im wesentlichen darauf zurückzuführen, daß die Kernschmelze nach Durchdringen der inneren Abschirmung des biologischen Schildes mit Sumpfwasser in Kontakt kommt und große Mengen Dampf freigesetzt werden. Eine Parameterstudie über den Zeitpunkt des Überdruckversagens ist in F5 enthalten.

Bei einer Leckage des Sicherheitsbehälters baut sich im Ringraum aufgrund des Druckgefälles zwischen Sicherheitsbehälter

und Ringraum ein Druck auf. Da das den Ringraum umgebende Gebäude gegen Überdruck nicht ausgelegt ist, kann nicht ausgeschlossen werden, daß Dichtungen bei diesem Überdruck versagen und radioaktive Stoffe unmittelbar an die Umgebung freigesetzt werden. Wie in F5 ausgeführt wird, hängt die Größe des Überdrucks im Ringraum entscheidend von der Leckgröße ab.

Zu einer sehr schnellen Freisetzung könnte es nur als Folge einer Dampfexplosion im Reaktordruckbehälter kommen, wenn durch fliegende Bruchstücke oder sehr schnellen Druckerhöhung der Sicherheitsbehälter versagt. Die radioaktiven Stoffe würden dabei aus niedrigen Höhen direkt an die Umgebung abgegeben.

7. RECHENVERFAHREN (CORRAL)

7.1 Programmbeschreibung

Zur Berechnung des zeitlichen Verlaufs der Konzentration der Spaltprodukte im Sicherheitsbehälter und der Freisetzung in die Atmosphäre außerhalb des Reaktorgebäudes wurde das Rechenprogramm CORRAL II benutzt /F6, 7-1/. CORRAL II ist eine verallgemeinerte Version der beiden Programme CORRAL PWR und CORRAL BWR /F6, 7-2/, die für die amerikanische Reaktorsicherheitsstudie entwickelt wurden. Eine ausführliche Darstellung der verwendeten Rechenmethode findet sich im Anhang 2. Im folgenden wird lediglich zusammenfassend auf die wichtigsten Punkte eingegangen.

Innerhalb der 4 Freisetzungsphasen

- Gap Release,
- Meltdown Release,
- Steam Explosion,
- Vaporization Release,

läuft im allgemeinen die Freisetzung aus dem Kern in einem kontinuierlichen Prozeß ab (Ausnahme: Steam Explosion). So wird z.B. der Meltdown Release als Freisetzung mit konstanter Rate angesehen, während beim Vaporization Release eine exponentiell abnehmende Freisetzungsrage zugrunde gelegt wird. Die Differentialgleichung, die die Freisetzung der Spaltprodukte aus dem Kern, die Transport- und Ablagerungsvorgänge innerhalb des Sicherheitsbehälters und die Abgabe von radioaktiven Stoffen an die Umgebung beschreibt, wird im Programm CORRAL dadurch vereinfacht, daß man die kontinuierlich verlaufende Freisetzung aus dem Kern durch diskrete Freisetzungsspeaks approximiert. Die Genauigkeit der Aussagen wird dadurch nicht beeinträchtigt. Der kontinuierliche Quellterm fällt dabei weg, und man erhält anstelle einer inhomogenen Differentialgleichung für jeden Freisetzungsspeak jeweils eine homogene Differentialgleichung. In einem Multicompartmentmodell, das in CORRAL verwendet wird, erhält man für jeden dieser diskreten Freiset-

zungspeaks und für jede einzelne Nuklidgruppe ein Gleichungssystem, das mit der Matrixexponentialmethode (Anhang 2) gelöst werden kann. Die momentane Konzentration der jeweiligen Nuklidgruppen in den einzelnen Compartments ergibt sich durch Summation über die Einzelbeiträge der verschiedenen, bereits erfolgten Freisetzungspeaks.

Zur Berechnung der Exponentialmatrix wird in CORRAL ein von Duane /F6, 7-3/ entwickeltes Näherungsverfahren benutzt. Mit Hilfe dieses Rechenverfahrens lassen sich für verschiedene Zeitschritte die Konzentrationsverläufe in den einzelnen Compartments berechnen. Die Genauigkeit der Ergebnisse hängt dabei weniger von der verwendeten Näherung zur Berechnung der Exponentialmatrix ab als vielmehr von der Annahme, daß die Koeffizienten-Matrix über das Rechenzeitintervall als konstant anzunehmen ist. Durch Verwendung hinreichend kleiner Zeitschritte läßt sich auf Kosten der Rechenzeit die Genauigkeit der Ergebnisse entsprechend steigern.

Zusätzlich zu der Verteilung der Aktivitätskonzentration in den einzelnen Compartments wird in CORRAL für jedes Zeitintervall die Aktivität berechnet, die durch Leckagen in die Atmosphäre außerhalb des Sicherheitsbehälters abgegeben wird. Hierzu wird jedem Compartment ein fiktives Compartment zugeordnet, dessen Aufgabe es ist, die aus dem Compartment durch Leckage nach außen stattfindende Aktivitätsfreisetzung verlustfrei zu akkumulieren, d.h. ohne Berücksichtigung von Ablagerungsprozessen und Rückströmungseffekten. Mit Hilfe dieser fiktiven Compartments ist es nun möglich, das für die Konzentrationsverteilung im Sicherheitsbehälter entwickelte Rechenverfahren ebenfalls für die nach außen abgegebene Spaltproduktmenge zu benutzen. Es verdoppelt sich lediglich die Anzahl der Gleichungen, bzw. die Koeffizienten-Matrix vergrößert sich bei N-Compartments auf eine $2N \times 2N$ -Matrix.

Neben der Leckage ist in CORRAL eine weitere Möglichkeit vorgesehen, radioaktive Stoffe beim plötzlichen Versagen des Sicherheitsbehälters nach außen abzugeben, wie dies z.B. beim

Überdruckversagen der Fall ist. Bei einem solchen Ereignis tritt in sehr kurzer Zeit Druckausgleich mit der Außenatmosphäre ein, wobei der der adiabatischen Volumenänderung entsprechende Anteil der luftgetragenen Spaltprodukte aus jedem Compartment in die Außenatmosphäre freigesetzt wird.

Da das in CORRAL benutzte Modell zur Berechnung der Abscheidungsprozesse im Ringraum nicht anwendbar ist und da außerdem für den Ringraum keine großen Rückhaltefaktoren zu erwarten sind, wurde in den bisherigen Untersuchungen die Ablagerung von radioaktiven Stoffen im Ringraum nicht berücksichtigt.

Das Programm CORRAL benötigt zur Berechnung des zeitlichen Verlaufs der Aktivitätskonzentration in den einzelnen Compartments und in der Atmosphäre außerhalb des Sicherheitsbehälters eine Vielzahl von Eingabedaten; dies sind im wesentlichen die Freisetzungsfaktoren und Freisetzungzeiten, die zeitabhängigen thermodynamischen Daten im Sicherheitsbehälter, die Überströmraten von einem zum anderen Compartment und die Leckraten nach draußen.

Zur Vereinfachung der Eingabe wurde das Programm CORRAL modifiziert. Die ursprünglich vorgesehene Eingabe der Größen im amerikanischen Maßsystem wurde auf metrische Einheiten umgestellt. Dadurch war es möglich, die Eingabe der thermodynamischen Daten an das Programm CONDRU (F5) anzukoppeln. CONDRU berechnet u.a. den Temperatur- und Druckverlauf, die Temperaturdifferenz zwischen der Luft und den Strukturen, die Luft- und Dampfmassen im Sicherheitsbehälter und die Ausströmrates aus dem Sicherheitsbehälter als Funktion der Zeit. Diese Daten werden auf Magnetband abgespeichert und können dann von CORRAL eingelesen werden. Durch die Ankopplung der beiden Programme konnten mögliche Fehler aus der manuellen Übertragung der thermodynamischen Daten vermieden werden.

In die Streubreite der Resultate gehen, abgesehen von der rechnerischen Ungenauigkeit, in erheblichem Maße die Unsicherheit der Modellannahmen und die ungenaue Kenntnis der komplexen Vor-

gänge im Sicherheitsbehälter ein. Einen entscheidenden Einfluß auf das Ergebnis hat z.B. bei den Aerosolen die Größe des mittleren Aerosoldurchmessers, der seinerseits stark von den Verhältnissen in der Nachunfallatmosphäre abhängt. In einer gesättigten Wasserdampf-atmosphäre wirken die freigesetzten Partikel als Kondensationskeime, und es bilden sich rasch relativ große Teilchen, während bei trockener Atmosphäre der ursprünglich kleine mittlere Aerosoldurchmesser nur langsam, hauptsächlich durch Agglomeration, anwächst. In den Rechnungen wurden wie in WASH-1400 die experimentell bestimmten Daten zur Beschreibung des Ablagerungsverhaltens verwendet /F6, 5-1 und 5-4/. Weiterführende Untersuchungen hierzu sind vorgesehen.

Die Resuspension (das Wiederaufwirbeln) von abgelagerten Partikeln wird im Programm CORRAL nicht berücksichtigt. Aus Freilandexperimenten /F6, 7-4 und 7-5/ weiß man, daß die Resuspension von Partikeln empfindlich von der bodennahen Windgeschwindigkeit abhängt. Sie ist um so kleiner, je niedriger die Windgeschwindigkeit ist. Überträgt man diese Ergebnisse auf die Verhältnisse im Sicherheitsbehälter, dann ergibt sich, daß die Resuspension keinen dominierenden Effekt auf den Konzentrationsverlauf der Aerosole hat. Die lokale Strömungsgeschwindigkeit der Luft in einem geschlossenen System dürfte viel kleiner sein als die Windgeschwindigkeit bei den Freilandexperimenten. Außerdem sind die Ergebnisse dieser Versuche nur dann übertragbar, wenn man gleiche Bodenoberflächen annimmt. In der Nachunfallatmosphäre im Sicherheitsbehälter sind jedoch die Oberflächen der Einbauten nicht trocken, sondern während der überwiegenden Zeit mit einem Wasserfilm benetzt. Die hydrostatischen Kräfte, die die abgelagerten Partikel im Wasser erfahren, wirken der Resuspension entgegen und vermindern daher weiter den Effekt der Resuspension. Die Vernachlässigung der Resuspension in CORRAL erscheint somit gerechtfertigt.

Eine Freisetzung von elementarem Jod aus dem Wasserfilm, der sich an den Wänden niedergeschlagen hat, wird gewissermaßen dadurch im Modell berücksichtigt, daß elementares Jod in der Luft nach Erreichen des Gleichgewichtszustandes zwischen der

Jod-Konzentration in der gasförmigen Phase und der in der flüssigen Phase nicht mehr weiter abgeschieden wird; d.h., man nimmt an, daß hier ein Austausch von Jod zwischen den beiden Phasen stattfindet. Experimentell hat man festgestellt, daß die Jodkonzentration in der Luft nach Erreichen der Gleichgewichtskonzentration nicht konstant bleibt, sondern - wenn auch gering - stetig weiter abnimmt /F6, 5-1/. Das Abschneiden der Ablagerung beim elementaren Jod bedeutet somit gerade bei längeren Zeiten eine Überschätzung der luftgetragenen Jodkonzentration.

7.2 Eingabedaten

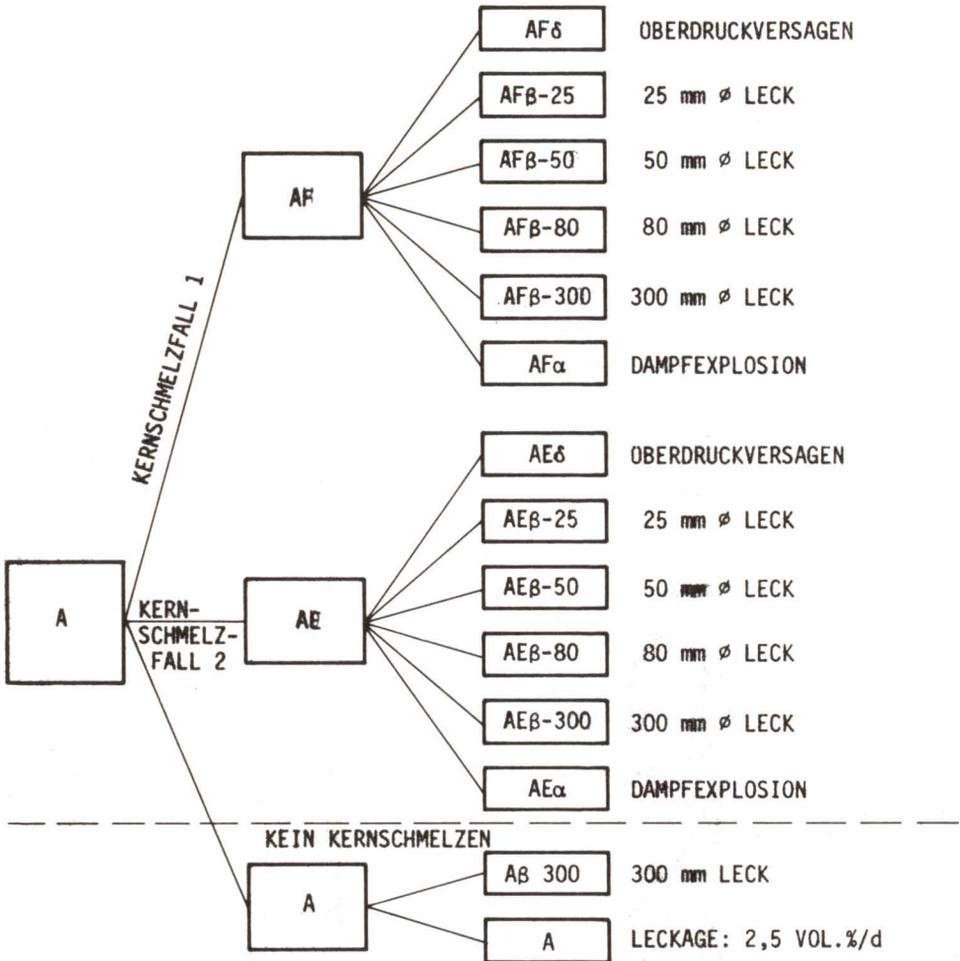
Die für die Ermittlung der Aktivitätsfreisetzung untersuchten Ereignisabläufe sind in Bild F6, 7-1 dargestellt. Ausgehend vom doppelendigen Bruch einer Hauptkühlmittelleitung (hier mit A gekennzeichnet), wurden die drei Fälle

- AF: Kühlmittelverluststörfall mit Ausfall der Notkühlung bei Umschaltung auf Sumpfbetrieb (Kernschmelzfall 1)
- AE: Kühlmittelverluststörfall mit Ausfall der Notkühlung bei der Niederdruckeinspeisung (Kernschmelzfall 2)
- A: von der Notkühlung beherrschter Kühlmittelverluststörfall

näher untersucht und jeweils mit den verschiedenen Versagensarten des Sicherheitsbehälters kombiniert. Auswahl und Ablauf der beiden Unfälle, die zum Kernschmelzen führen, sind in F5 ausführlich erläutert.

Für jeden der beiden Kernschmelzfälle wurden verschiedene Sicherheitsbehälterversagensarten genauer untersucht:

- Überdruckversagen,
- unterschiedliche Leckagen des Sicherheitsbehälters,
- Zerstörung des Sicherheitsbehälters als Folge einer Dampferlosion im Reaktordruckbehälter.



Bedeutung der Symbole:

- A:** Bruch der Hauptkühlmittelleitung
- E:** Ausfall der Niederdruckeinspeisung (Flutung)
- F:** Ausfall der Notkühlung beim Sumpfbetrieb
- α:** Versagen des Sicherheitsbehälters als Folge einer Dampfexplosion im Reaktordruckbehälter
- β:** Leck im Sicherheitsbehälter (Zahlenangabe Leckdurchmesser in mm)
- δ:** Oberdruckversagen des Sicherheitsbehälters

Bild F6, 7-1:

Störfall- bzw. Unfalldiagramm

Überdruckversagen und Leckage schließen sich nur bei großem Leck im Sicherheitsbehälter gegenseitig aus, während bei kleinerem Leck der Druckanstieg im Sicherheitsbehälter zu einem späteren Überdruckversagen führt. Beim beherrschten Kühlmittelverluststörfall wurde angenommen, daß das vorhandene Sprühsystem ordnungsgemäß funktioniert, bei allen Kernschmelzfällen wurde ohne Sprühung gerechnet.

Das Programm CORRAL benötigt zur Berechnung des zeitlichen Konzentrationsverlaufs der Spaltprodukte in den einzelnen Compartments und in der Atmosphäre außerhalb des Sicherheitsbehälters eine Vielzahl von Eingabedaten; dies sind im wesentlichen die Freisetzungsfaktoren und Freisetzungzeiten, die zeitabhängigen thermodynamischen Daten im Sicherheitsbehälter, die Überströmraten von einem zum anderen Compartment und die Leckraten nach draußen.

Der Datensatz in Tabelle F6, 7-1 enthält Informationen über den Zeitablauf der Freisetzung aus dem Kern und über den Zeitpunkt eines plötzlichen Sicherheitsbehälterversagens. Die meisten Daten sind den Ergebnissen der BOIL-Rechnungen entnommen (F5). Der Versagensdruck des Sicherheitsbehälters wurde mit 8,5 bar abgeschätzt. Aus thermodynamischen Sicherheitsbehälterrechnungen mit dem Programm CONDRU (F5) ließ sich damit der Zeitpunkt des Überdruckversagens ermitteln. Das Gebäudesprühsystem kann während des Sumpfbetriebs manuell bei einem Überdruck von 0,5 bar betätigt werden. Der Start des Sprühsystems ist daher frühestens zu Beginn des Sumpfbetriebes (= 1150 s) möglich. Die vorhandene Wassermenge ist bei Nenndurchsatz für ca. 1 Stunde bemessen.

Der 2. Datensatz beinhaltet die Freisetzungswerte aus dem Reaktorkern für die einzelnen Unfälle. Die in Tabelle F6, 7-2 aufgeführten Freisetzungswerte sind ohne Änderung aus WASH-1400 (App. V, Tabelle 4, Sequenzen A, AHF δ und AB α) übernommen worden, während die Freisetzungzeiten aus Rechnungen über den Kernschmelzablauf (F5) resultieren. Bei den Sequenzen, bei denen ein Versagen der Notkühlung unterstellt wird, sind höhere

	Einheit	A	AF δ	AF β				AF α	AE δ	AE β				AE α
				25	50	80	300			25	50	80	300	
Freisetzung aus dem Gap	min	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
Beginn des Schmelzens	min	-	65	65	65	65	65	65	37	37	37	37	37	37
Ende des Schmelzens	min	-	83	83	83	83	83	83	52	52	52	52	52	52
Dampfexplosion	min	-	-	-	-	-	-	83	-	-	-	-	-	52
Beginn des Verdampfens aus der Kernschmelze	h	-	1,9	1,9	1,9	1,9	1,9	1,9	1,3	1,3	1,3	1,3	1,3	1,3
Ende des Verdampfens aus der Kernschmelze ¹⁾	h	-	3,9	3,9	3,9	3,9	3,9	3,9	4,3	4,3	4,3	4,3	4,3	4,3
Überdruckversagen	h	-	28,4	31	40,1	63,1	-	-	22,5	24,7	33,5	-	-	-
Start des Gebäudesprüh- systems	s	1150	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
Ende des Gebäudesprüh- systems	s	4750	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

¹⁾ Ende des Verdampfens nach 4 Halbwertszeiten der exponentiell abnehmenden Verdampfungsrate

Tab. F6, 7-1:

Eingabedaten für CORRAL: Zeitpunkte

Störfall- kombination	Freisetzung- art	Zeitpunkt der Freisetzung [min]	In den Sicherheitsbehälter freigesetzter prozentualer Anteil des Kerninventars						
			Xe-Kr	I ¹⁾	Cs-Rb	Te ²⁾	Sr-Ba	Ru ³⁾	La ⁴⁾
A	Gap	1	3	1,7	5	0,01	0,0001	-	-
AF β , δ	Gap	1	3	4	13	0,1	0,0015	-	-
	Schmelze	65-83	87	86	70	15	10	3	0,3
	Verdampfen	117-297	10	10	17	85	1	5	1
AF α	Gap	1	3	4	13	0,1	0,0015	-	-
	Schmelze	65-83	87	86	70	15	10	3	0,3
	Dampfexplosion	83	4,5	4,5	-	25,5	-	43,6	-
	Verdampfen	117-297	5,0	5,0	8,5	42,5	0,5	2,5	0,5
AE β , δ	Gap	1	3	4	13	0,1	0,0015	-	-
	Schmelze	37-52	87	86	70	15	10	3	0,3
	Verdampfen	80-260	10	10	17	85	1	5	1
AE α	Gap	1	3	4	13	0,1	0,0015	-	-
	Schmelze	37-52	87	86	70	15	10	3	0,3
	Dampfexplosion	52	4,5	4,5	-	25,5	-	43,6	-
	Verdampfen	80-260	5,0	5,0	8,5	42,5	0,5	2,5	0,5

¹⁾ organischer Halogenanteil im Sicherheitsbehälter = 0,4 % bei intaktem Sprühsystem
= 0,7 % bei Ausfall des Sprühsystems

²⁾ enthält außerdem Se, Sb

³⁾ enthält außerdem Mo, Pd, Rh, Tc, Co

⁴⁾ enthält außerdem Nd, Eu, Y, Ce, Pr, Pm, Sm, Np, Pu, Am, Cm, Zr, Nb

Tab. F6, 7-2:

Eingabedaten für CORRAL: Spaltproduktfreisetzungswerte aus dem Kern in den Sicherheitsbehälter

Werte für die Freisetzung aus dem Spaltgassammelraum angesetzt, um so den größeren Temperaturbereich bis zum Beginn des Schmelzens zu berücksichtigen. Jeder Wert der Tabelle F6, 7-2 spezifiziert für jede der 7 Nuklidgruppen den Anteil des Kerninventars, der während der Dauer der Freisetzung insgesamt an die Sicherheitsbehälteratmosphäre abgegeben wird. Die Freisetzungskomponenten aus dem Spaltgassammelraum und bei der Dampfexplosion werden als momentane, einmalige Freisetzungsbereiche behandelt, während die Schmelzphase in 10 zeitlich äquidistante und gleichgroße Freisetzungsbereiche unterteilt wird. Die Verdampfungsphase besteht aus 20 Freisetzungsbereichen, die zur Simulation einer exponentiell abfallenden Verdampfungsrate folgender Einteilung unterliegen:

Es wird angenommen, daß nach 4 Halbwertszeiten der exponentiell abnehmenden Verdampfungsrate keine nennenswerte Verdampfung mehr stattfindet. In dem ersten Zeitintervall mit der Dauer einer Halbwertszeit werden 10 zeitlich äquidistante Freisetzungsbereiche betrachtet, deren Größe exponentiell abnimmt und die insgesamt 50 % der gesamten Freisetzung während des Verdampfungsprozesses ausmachen. Die restlichen 50 % werden in der 2. Phase (2., 3. und 4. Halbwertszeit) freigesetzt. Auch hier teilt man den Zeitbereich in 10 äquidistante Freisetzungsbereiche mit exponentiell abnehmenden Werten ein. In Anlehnung an WASH-1400 wurde eine Verdampfungszeit von ca. 3 Stunden zugrunde gelegt. Diese Zeitdauer ist jedoch nicht kritisch, da die Hauptfreisetzung bei dem angenommenen Verdampfungsmodell zu Beginn der Verdampfungsphase stattfindet.

Als 3. Datensatz werden für die CORRAL-Rechnungen die zeitabhängigen Daten im Sicherheitsbehälter benötigt. Da der Ausgleich der thermodynamischen Größen in den einzelnen Compartments innerhalb weniger Minuten nach dem Bruch der Hauptkühlmittelleitung eintritt und die CORRAL-Rechnungen erst zum Zeitpunkt der Freisetzung aus dem Spaltgassammelraum, der mit 1 Minute nach dem Bruch pessimistisch abgeschätzt wurde, beginnen, wurde auf eine weitere Detaillierung der thermodynamischen Daten bezüglich der einzelnen Compartments verzichtet. Tabelle

Störfall- kombination	Zeit [min]	Druck [bar]	Temperatur [°C]	Temperatur- differenz Luft-Beton [°C]	Wasserdampf- molenbruch	Leckrate [Vol.-% · h ⁻¹]	Freisetzung beim Ver- sagen des Sicherheits- behälters [·10 ⁴]
AF6	1	3,85	128	27,0	0,669	0,104	88
	19	2,46	105	10,0	0,499	0,104	
	65	2,54	107	7,4	0,511	0,104	
	117	2,94	113	5,6	0,562	0,104	
	1 700	8,50	163	0,72	0,833	0,104	
	1 710	1,0	100	-	0,980	81,0	
	10 000	1,0	100	-	0,980	69,0	
	AE6	1	3,92	129	27,0	0,676	
32		2,81	113	8,9	0,561	0,104	
80		3,27	119	5,9	0,609	0,104	
183		3,06	114	3,8	0,571	0,104	
1 350		8,50	164	0,80	0,836	0,104	
1 360		1,0	100	-	0,980	87,0	
10 000		1,0	100	-	0,980	72,0	
AFB-25		1	3,85	128	27,0	0,669	0,74
	19	2,46	105	10,0	0,500	0,68	
	65	2,52	107	7,4	0,512	0,69	
	117	2,92	113	5,6	0,564	0,71	
	1 870	8,50	166	0,52	0,867	0,83	
	1 880	1,0	100	-	0,980	81,0	
	10 000	1,0	100	-	0,980	69,0	
	AEB-25	1	3,92	129	27,0	0,676	0,74
32		2,80	113	8,9	0,561	0,70	
80		3,25	119	5,8	0,610	0,72	
183		3,04	114	3,7	0,574	0,73	
1 480		8,50	165	0,62	0,862	0,83	
1 490		1,0	100	-	0,980	85,0	
10 000		1,0	100	-	0,980	72,0	
AFB-50		1	3,85	128	27,0	0,669	2,94
	19	2,45	105	10,0	0,501	2,74	
	65	2,49	106	7,3	0,516	2,76	
	117	2,85	113	5,4	0,570	2,85	
	2 400	8,50	170	0,02	0,948	3,39	
	2 410	1,0	100	-	0,980	80,0	
	10 000	1,0	100	-	0,980	69,0	
	AEB-50	1	3,92	129	27,0	0,678	2,95
32		2,78	112	8,8	0,562	2,81	
80		3,19	118	5,7	0,613	2,89	
183		2,92	113	3,6	0,582	2,91	
2 000		8,50	170	0,21	0,938	3,39	
2 010		1,0	100	-	0,980	82,0	
10 000		1,0	100	-	0,980	72,0	
AFB-80		1	3,85	128	27,0	0,669	7,5
	19	2,42	105	9,9	0,502	7,0	
	65	2,41	106	7,1	0,523	7,1	
	117	2,72	112	5,1	0,583	7,3	
	263	2,51	108	2,8	0,597	7,5	
	3 780	8,50	173	0,01	0,998	8,8	
	3 790	1,0	100	-	0,980	78,0	
	10 000	1,0	100	-	0,980	69,0	
AEB-80	1	3,92	129	27,0	0,676	7,5	88
	32	2,73	112	8,7	0,565	7,2	
	80	3,07	118	5,5	0,620	7,4	
	220	2,67	111	2,9	0,608	7,5	
	1 910	5,76	164	-	0,977	8,6	
	2 800	1,68	114	-	0,976	7,9	
	10 000	1,0	100	-	0,980	7,7	

¹⁾ freigesetzter prozentualer Anteil der luftgetragenen Spaltprodukte im Sicherheitsbehälter

Tab. F6, 7-3 (1):

Eingabedaten für CORRAL: thermodynamische Daten, zeitabhängige Leckrate

Störfall- kombination	Zeit [min]	Druck [bar]	Temperatur [°C]	Temperatur- differenz Luft-Beton [°C]	Wasserdampf- molenbruch	Leckrate ⁻¹ [Vol.-% · h ⁻¹]	Freisetzung beim Ver- sagen des Sicherheits- behälters [%] ¹⁾
AFβ-300	1	3,80	128	27,0	0,669	106,0	
	19	1,96	101	8,1	0,539	99,0	
	65	1,37	97	3,4	0,672	92,0	
	83	1,40	99	2,5	0,742	98,0	
	117	1,25	99	1,3	0,823	88,0	
	263	1,02	94	0,31	0,916	36,0	
	750	1,11	103	0,02	0,999	70,0	
	1 000	1,11	103	0,01	1,0	71,0	
AEβ-300	1	3,86	128	27,0	0,676	106,0	
	32	1,92	104	6,2	0,617	101,0	
	52	1,85	106	4,2	0,697	105,0	
	80	1,53	103	2,1	0,770	103,0	
	220	1,03	94	0,45	0,889	38,0	
	417	1,14	103	0,04	0,989	74,0	
	1 000	1,13	103	0,02	1,0	71,0	
	AFα	1	3,86	128	27,0	0,669	
19		2,46	105	10,0	0,499	0,104	
82		2,79	110	7,0	0,543	0,104	
83		1,0	95	-	-	186,0	
116		1,0	95	-	-	-	
132		1,0	95	-	-	9,4	
263		1,0	95	-	-	123,0	
1 000		1,0	95	-	-	117,0	
AEα	1	3,92	129	27,0	0,676	0,104	68
	32	2,81	113	8,9	0,561	0,104	
	51	3,13	117	7,7	0,593	0,104	
	52	1,0	75	-	-	198,0	
	80	1,0	75	-	-	-	
	95	1,0	75	-	-	9,6	
	220	1,0	75	-	-	133,0	
	1 000	1,0	75	-	-	124,0	
AB-300	1	3,80	128	27,0	0,669	106,0	
	10	2,57	111	12,0	0,588	101,0	
	19	1,96	101	8,1	0,539	99,0	
	42	1,31	89	4,6	0,519	84,0	
	63	1,01	81	3,1	0,493	10,0	
	64	1,0	81	3,1	0,492	-	
	A	1	3,85	128	27,0	0,669	
19		2,46	105	10,0	0,499	0,104	
73		1,71	83	5,4	0,321	0,104	
167		1,40	68	3,0	0,205	0,064	
833		1,16	49	0,99	0,100	0,031	
5 000		1,03	38	-	0,063	0,014	
10 000		1,0	30	-	-	0,010	

¹⁾ freigesetzter prozentualer Anteil der luftgetragenen Spaltprodukte im Sicherheitsbehälter

Tab. F6, 7-3 (2):

Eingabedaten für CORRAL: thermodynamische Daten, zeitabhängige Leckrate

F6, 7-3 gibt die mit dem Programm CONDRU (F5) ermittelten thermodynamischen Daten wieder. Bei der Leckrate aus dem Sicherheitsbehälter muß man 3 Fälle unterscheiden:

- Bei intaktem Sicherheitsbehälter wurde nach WASH-1400 für Drücke größer als 1,7 bar (kritische Ausströmung) pessimistisch mit einer konstanten Leckrate von 2,5 Vol.-% pro Tag, d.h. 10facher Auslegungsleckage, gerechnet. Bei einem Innendruck von 1 bar wurde die Auslegungsleckage angenommen, dazwischen linear interpoliert.
- Bei den unterstellten drei unterschiedlichen Leckagen wurde die Leckrate aus den ausströmenden Dampf- bzw. Luftmassen, die als Ergebnisse der CONDRU-Rechnungen vorlagen, berechnet.
- Nach einem Überdruckversagen oder Zerstörung des Sicherheitsbehälters als Folge einer Dampfexplosion im Reaktor-druckbehälter tritt sehr rasch Druckausgleich zwischen Sicherheitsbehälteratmosphäre und Außenatmosphäre ein. Damit wird der größte Teil der in der Sicherheitsbehälteratmosphäre enthaltenen radioaktiven Stoffe in die Umgebung freigesetzt. Danach können, abgesehen von Diffusionsvorgängen, die luftgetragenen Spaltprodukte in nennenswertem Umfang nur durch Mitriß des verdampfenden Wassers nach draußen gelangen. Die Ausströmrate nach einem Sicherheitsbehälterversagen wurde daher pessimistisch mit der Verdampfungsrate des Wassers aus dem Sumpf bzw. aus dem Reaktordruckbehälter korreliert.

Bei den Unfällen mit Dampfexplosion ließen sich die thermodynamischen Daten nach dem Sicherheitsbehälterversagen nur schwer bestimmen. Es wurde daher versucht, pessimistische Abschätzungen zugrunde zu legen. Der Wasserdampfmolenbruch wurde gleich Null gesetzt. Damit erhält man für die Aerosole eine niedrigere Sedimentationsgeschwindigkeit, geringere Ablagerungseffekte und somit eine größere Freisetzung von Aerosolen nach draußen als bei einem höheren Wasserdampfmolenbruch. Eine weitere pessimistische Annahme liegt in der Berechnung der Verdampfungsrate des Wassers aus dem Reaktordruckbehälter bzw. Sumpf. Hierbei

wurde die volle Nachzerfallswärme des Kerns zur Verdampfung des Wassers zugrunde gelegt, ohne den Verlust der Spaltprodukte, die bei der Dampfexplosion freigesetzt werden, zu berücksichtigen. Dies bedeutet, daß zum einen die Ausströmraten überschätzt werden und zum anderen der Zeitpunkt des Kontaktes der Schmelze mit Sumpfwasser früher erreicht wird. Beide Effekte führen zu einer schnelleren und erhöhten Freisetzung von radioaktiven Stoffen.

Der Sicherheitsbehälter wird für die Multicompartimentrechnungen in 3 Compartments unterteilt. Das Compartment 1 besteht aus dem freien Volumen unterhalb der kuppelförmigen Sicherheitshülle. Es enthält das Gebäudesprühsystem und ist der einzige Raum, aus dem Leckagen nach außen angenommen werden. Das Compartment 2 ist der Raum, in dem der Bruch der Hauptkühlmitteleitung passiert. Compartment 3 umfaßt die restlichen, miteinander verbundenen Räume. In Tabelle F6, 7-4 sind weitere wichtige Eingabeparameter und Konstanten zusammengestellt, insbesondere geometrische Angaben, Nenndaten zum Gebäudesprühsystem und Parameter zum Aerosolverhalten. Die Tabelle F6, 7-5 gibt schließlich die Überströmraten zwischen den einzelnen Compartments wieder.

In Anlehnung an WASH-1400 wurde bei intaktem Sicherheitsbehälter zwischen Compartment 1 und 3 eine Überströmrate angenommen, die dem 10fachen Gesamtvolumen pro Stunde entspricht, was zu einer starken Durchmischung der beiden Compartments führt. Die Überströmrate von Compartment 2 nach 3 wurde bei den Kernschmelzfällen aus den Wasserverdampfungsraten berechnet. Die gleichen Werte wurden ebenfalls für das Überströmen von Compartment 3 nach 1 für die Zeit nach einem Sicherheitsbehälterversagen infolge Überdruck oder Dampfexplosion angenommen.

Beim beherrschten Kühlmittelverluststörfall tritt nach der Wiederauffüllung des Kerns keine nennenswerte Dampfmasse mehr aus dem Reaktorkühlkreislauf aus. Um auch hier eine gute Durchmischung der Sicherheitsbehälteratmosphäre zu erhalten, wurde in diesem Fall für die Überströmrate zwischen Compartment 2 und 3 ebenfalls ein Wert von 10 Volumen pro Stunde zugrunde gelegt.

1. <u>Geometrische Daten:</u> Einteilung in 3 Compartments				
Compartment	Wandfläche [m ²]	Bodenfläche [m ²]	Höhe [m]	Volumen [m ³]
1	4 930	2 460	28	45 300
2	660	50	22	990
3	21 140	2 460	4	18 100
2. <u>Gebäudesprühsystem</u>				
Durchsatz				140,7 m ³ /h
Fallhöhe der Tropfen				14,0 m
Tropfendurchmesser				0,1 cm
I ₂ -Gleichgewichtsverteilungskoeffizient				200
3. <u>Andere Parameter</u>				
Aerosol-Durchmesser zur Zeit T = 0 h:				15 µm
T ≥ 4 h:				5 µm
Dekontaminationsfaktor beim Überströmen zwischen den Compartments für alle Teilchensorten			=	1
Dekontaminationsfaktor bei der Leckrate nach draußen für alle Teilchensorten			=	1
I ₂ -Gleichgewichtskonzentration bei natürlicher Ablagerung			=	1 %
der Anfangskonzentration				
4. <u>Filterfaktoren (= transmittierter Aktivitätsanteil)</u>				
Edelgase				1
organisches Jod				10 ⁻²
elementares Jod				10 ⁻³
Aerosole				10 ⁻³

Tab. F6, 7-4:

Eingabedaten für CORRAL: Parameter und Konstanten

Störfall- kombination	Zeit [min]	Oberströmraten ($m^3 \cdot h^{-1}$) von Compartment			Bemerkung
		2 nach 3	3 nach 1	1 nach 3	
AF6	1	3,7 E+5	6,5 E+5	6,5 E+5	Restwasserverdampfung
	3	-	6,5 E+5	6,5 E+5	
	19	8,9 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
	82	9,8 E+3	6,5 E+5	6,5 E+5	
	83	5,3 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
	117	-	6,5 E+5	6,5 E+5	
	132	2,2 E+3	6,5 E+5	6,5 E+5	
	264	2,8 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
	1 700	7,2 E+3	7,2 E+3	-	
	1 710	5,2 E+4	5,2 E+4	-	
10 000	4,5 E+4	4,5 E+4	-	Sumpfkontakt	
AE6	1	3,5 E+5	6,5 E+5	6,5 E+5	Restwasserverdampfung
	1,6	-	6,5 E+5	6,5 E+5	
	1,7	8,1 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
	51	1,0 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
	52	4,4 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
	80	-	6,5 E+5	6,5 E+5	
	95	2,3 E+3	6,5 E+5	6,5 E+5	
	220	3,2 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
	1 350	7,8 E+3	6,5 E+5	6,5 E+5	
	1 360	5,6 E+4	5,6 E+4	-	
10 000	4,6 E+4	4,6 E+4	-	Sumpfkontakt	
AFB-25	1	3,7 E+5	6,5 E+5	6,5 E+5	Restwasserverdampfung
	3	-	6,5 E+5	6,5 E+5	
	19	8,9 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
	82	9,8 E+3	6,5 E+5	6,5 E+5	
	83	5,3 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
	117	-	6,5 E+5	6,5 E+5	
	132	2,2 E+3	6,5 E+5	6,5 E+5	
	264	2,8 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
	1 870	7,2 E+3	6,5 E+5	6,5 E+5	
	1 880	5,2 E+4	5,2 E+4	-	
10 000	4,5 E+4	4,5 E+4	-	Sumpfkontakt	
AEB-25	1	3,5 E+5	6,5 E+5	6,5 E+5	Restwasserverdampfung
	1,6	-	6,5 E+5	6,5 E+5	
	1,7	8,1 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
	51	1,0 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
	52	4,5 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
	80	-	6,5 E+5	6,5 E+5	
	95	2,3 E+3	6,5 E+5	6,5 E+5	
	220	3,2 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
	1 480	7,6 E+3	6,5 E+5	6,5 E+5	
	1 490	5,5 E+4	5,5 E+4	-	
AFB-50	1	3,7 E+5	6,5 E+5	6,5 E+5	Restwasserverdampfung
	3	-	6,5 E+5	6,5 E+5	
	19	8,9 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
	82	1,0 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
	83	5,4 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
	117	-	6,5 E+5	6,5 E+5	
	132	2,3 E+3	6,5 E+5	6,5 E+5	
	264	3,0 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
	2 400	7,2 E+3	6,5 E+5	6,5 E+5	
	2 410	5,2 E+4	5,2 E+4	-	
10 000	4,5 E+4	4,5 E+4	-	Sumpfkontakt	
AEB-50	1	3,5 E+5	6,5 E+5	6,5 E+5	Restwasserverdampfung
	1,6	-	6,5 E+5	6,5 E+5	
	1,7	8,1 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
	51	1,0 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
	52	4,5 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
	80	-	6,5 E+5	6,5 E+5	
	95	2,3 E+3	6,5 E+5	6,5 E+5	
	220	3,4 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
	2 000	7,4 E+3	6,5 E+5	6,5 E+5	
	2 010	5,3 E+4	5,3 E+4	-	
10 000	4,6 E+4	4,6 E+4	-	Sumpfkontakt	
					Überdruckversagen

Tab. F6, 7-5 (1):

Eingabedaten für CORRAL: Überströmraten

Störfall- kombination	Zeit [min]	Überströmrat \dot{m} ($\text{m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$) von Compartment			Bemerkung
		2 nach 3	3 nach 1	1 nach 3	
AF β -80	1	3,7 E+5	6,5 E+5	6,5 E+5	Restwasserverdampfung
	3	-	6,5 E+5	6,5 E+5	
	19	9,0 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
	82	1,0 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
	83	5,6 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
	117	-	6,5 E+5	6,5 E+5	
	132	2,4 E+3	6,5 E+5	6,5 E+5	
	264	3,3 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
	3 780	7,0 E+3	6,5 E+5	6,5 E+5	
	3 790	5,0 E+4	5,0 E+4	-	
10 000	4,5 E+4	4,5 E+4	-	Überdruckversagen	
AE β -80	1	3,5 E+5	6,5 E+5	6,5 E+5	Restwasserverdampfung
	1,6	-	6,5 E+5	6,5 E+5	
	1,7	8,1 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
	51	1,1 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
	52	4,6 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
	80	-	6,5 E+5	6,5 E+5	
	95	2,5 E+3	6,5 E+5	6,5 E+5	
	220	3,7 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
	1 900	1,1 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
	10 000	4,6 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
AF β -300	1	3,8 E+5	6,5 E+5	6,5 E+5	Restwasserverdampfung
	3	-	6,5 E+5	6,5 E+5	
	19	1,1 E+5	6,5 E+5	6,5 E+5	
	82	1,9 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
	83	1,0 E+5	6,5 E+5	6,5 E+5	
	117	-	6,5 E+5	6,5 E+5	
	132	5,5 E+3	6,5 E+5	6,5 E+5	
	264	7,8 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
	1 000	4,7 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
	AE β -300	1	3,5 E+5	6,5 E+5	
1,6		-	6,5 E+5	6,5 E+5	
1,7		8,3 E+5	6,5 E+5	6,5 E+5	
51		1,7 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
52		7,3 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
80		-	6,5 E+5	6,5 E+5	
95		5,3 E+3	6,5 E+5	6,5 E+5	
220		9,1 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
1 000		5,3 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
AF α		1	3,7 E+5	6,5 E+5	6,5 E+5
	3	-	6,5 E+5	6,5 E+5	
	19	8,9 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
	82	9,8 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
	84	1,2 E+5	1,2 E+5	-	
	117	-	-	-	
	132	6,0 E+3	6,0 E+3	-	
	264	7,9 E+4	7,9 E+4	-	
	1 000	5,7 E+4	5,7 E+4	-	
	AE α	1	3,5 E+5	6,5 E+5	6,5 E+5
1,6		-	6,5 E+5	6,5 E+5	
1,7		8,1 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
51		1,0 E+4	6,5 E+5	6,5 E+5	
52		1,3 E+5	1,3 E+5	-	
80		-	-	-	
95		6,2 E+3	6,2 E+3	-	
220		8,9 E+4	8,5 E+4	-	
1 000		5,3 E+4	5,3 E+4	-	
A β -300		1	6,5 E+5	6,5 E+5	6,5 E+5
	100	6,5 E+5	6,5 E+5	6,5 E+5	
A	1	6,5 E+5	6,5 E+5	6,5 E+5	zeitlich konstant
	100 000	6,5 E+5	6,5 E+5	6,5 E+5	

Tab. F6, 7-5 (2):

Eingabedaten für CORRAL: Überströmrat \dot{m}

7.3 Ergebnisse

Die CORRAL-Rechnungen liefern als Ergebnisse die relativen Konzentrationen der luftgetragenen Spaltprodukte in den einzelnen Compartments und die akkumulierten relativen Konzentrationen außerhalb des Sicherheitsbehälters als Funktion der Zeit nach Eintritt des auslösenden Ereignisses. Als Bezugspunkt der Konzentration wird hierbei das insgesamt im Kern vorhandene Inventar der betrachteten Nuklidgruppe gewählt; d.h., man erhält als Ausgabe den Anteil des Kerninventars, der sich in der Atmosphäre der einzelnen Compartments bzw. außerhalb des Sicherheitsbehälters befindet. Die Verminderung der Aktivität durch radioaktiven Zerfall wird nicht in den CORRAL-Rechnungen, sondern in den Rechnungen zum Unfallfolgenmodell berücksichtigt.

Tabelle F6, 7-6 bringt für die untersuchten Unfallkombinationen den in der Atmosphäre außerhalb des Sicherheitsbehälters akkumulierten Anteil des Kerninventars für wichtige Zeitpunkte während des Störfallablaufs, aufgeschlüsselt nach den 8 Nuklidgruppen. Zur genaueren Darstellung des zeitlichen Ablaufs werden die Ergebnisse in den Bildern F6, 7-2 bis 7-8 graphisch dargestellt.

Die Hauptfreisetzung der Spaltprodukte bei den Unfallkombinationen mit Dampfexplosion (Bild F6, 7-7) geschieht während und unmittelbar nach der Dampfexplosion. Solange noch Restwasser im Reaktordruckbehälter vorhanden ist, werden weitere aus dem Reaktorkühlkreislauf stammende radioaktive Stoffe aus dem Sicherheitsbehälter freigesetzt. Dann hört die Aktivitätsfreisetzung aus dem Sicherheitsbehälter zunächst auf, bis nach etwa 4 Stunden der geschmolzene Kern das Sumpfwasser erreicht. Danach beginnt ein erneutes Ausströmen von Spaltprodukten aus dem Sicherheitsbehälter.

Bei den Unfällen mit Leck im Sicherheitsbehälter (β) (Bild F6, 7-3 bis 7-6) sind mehrere unterschiedliche Freisetzungsphasen zu erkennen. Ein starker Anstieg der integral nach außen abgegebenen Aktivität ist während der Schmelzperiode bis zum Ab-

Zeit	Kr-Xe	OI ¹⁾	I ₂ -Br	Cs-Rb	Te	Ba-Sr	Ru	La
Fall AFδ								
0-1,1 h	3,5 E-5	3,2 E-7	2,4 E-5	6,2 E-5	4,8 E-7	7,2 E-9	-	-
0-1,4 h	1,4 E-4	1,1 E-6	1,0 E-4	1,3 E-4	1,3 E-5	8,7 E-6	2,6 E-6	2,6 E-7
0-1,9 h	6,6 E-4	4,7 E-6	3,8 E-4	3,3 E-4	5,5 E-5	3,6 E-5	1,1 E-5	1,1 E-6
0-4,9 h	3,7 E-3	2,6 E-5	7,4 E-4	5,9 E-4	4,1 E-4	6,6 E-5	3,7 E-5	5,8 E-6
0-28,4 h	5,5 E-2	3,8 E-4	1,2 E-3	7,3 E-4	6,9 E-4	8,1 E-5	5,6 E-5	9,0 E-6
0-28,5 h	8,9 E-1	6,2 E-3	9,4 E-3	8,6 E-4	9,0 E-4	9,4 E-5	7,1 E-5	1,2 E-5
0-100 h	1,0	7,0 E-3	1,0 E-2	8,7 E-4	9,3 E-4	9,6 E-5	7,3 E-5	1,2 E-5
Fall AEδ								
0-37 min	2,0 E-5	1,8 E-7	1,8 E-5	4,7 E-5	3,6 E-7	5,5 E-9	-	-
0-52 min	1,0 E-4	7,9 E-7	8,5 E-5	1,1 E-4	1,1 E-5	7,0 E-6	2,1 E-6	2,1 E-7
0-1,3 h	5,5 E-4	3,9 E-6	3,4 E-4	2,9 E-4	4,9 E-5	3,3 E-5	9,8 E-6	9,8 E-7
0-4,3 h	3,6 E-3	2,5 E-5	7,7 E-4	5,8 E-4	4,1 E-4	6,5 E-5	3,7 E-5	5,6 E-6
0-22,5 h	2,3 E-2	1,6 E-4	9,6 E-4	6,7 E-4	6,7 E-4	8,0 E-5	5,5 E-5	8,8 E-6
0-22,6 h	8,9 E-1	6,2 E-3	9,5 E-3	1,1 E-3	1,4 E-3	1,2 E-4	1,0 E-4	1,7 E-5
0-100 h	1,0	7,0 E-3	1,1 E-2	1,2 E-3	1,4 E-3	1,3 E-4	1,1 E-4	1,8 E-5
Fall AFB-25								
0-1,1 h	2,3 E-4	2,1 E-6	1,6 E-4	4,2 E-4	3,2 E-6	4,8 E-8	-	-
0-1,4 h	9,5 E-4	7,2 E-6	7,0 E-4	8,6 E-4	9,0 E-5	5,8 E-5	1,7 E-5	1,7 E-6
0-1,9 h	4,5 E-3	3,2 E-5	2,6 E-3	2,2 E-3	3,7 E-4	2,4 E-4	7,3 E-5	7,3 E-6
0-4,9 h	2,5 E-2	1,7 E-4	5,0 E-3	3,9 E-3	2,8 E-3	4,5 E-4	2,5 E-4	3,8 E-5
0-31 h	2,1 E-1	1,5 E-3	7,0 E-3	4,9 E-3	4,6 E-3	5,4 E-4	3,8 E-4	6,1 E-5
0-31,1 h	9,1 E-1	6,3 E-3	1,4 E-2	5,0 E-3	4,7 E-3	5,5 E-4	3,8 E-4	6,1 E-5
0-100 h	1,0	7,0 E-3	1,5 E-2	5,0 E-3	4,7 E-3	5,5 E-4	3,8 E-4	6,1 E-5
Fall AEB-25								
0-37 min	1,3 E-4	1,2 E-6	1,2 E-4	3,2 E-4	2,5 E-6	3,7 E-8	-	-
0-52 min	7,1 E-4	5,3 E-6	5,8 E-4	7,2 E-4	7,5 E-5	4,8 E-5	1,4 E-5	1,4 E-6
0-1,3 h	3,8 E-3	2,7 E-5	2,4 E-4	2,0 E-3	3,8 E-4	2,2 E-4	6,7 E-5	6,7 E-6
0-4,3 h	2,5 E-2	1,7 E-4	5,3 E-3	4,0 E-3	2,4 E-3	4,5 E-4	2,6 E-4	3,8 E-5
0-24,7 h	1,8 E-1	1,2 E-3	7,0 E-3	4,9 E-3	4,6 E-3	5,5 E-4	3,8 E-4	6,0 E-5
0-24,8 h	9,0 E-1	6,3 E-3	1,4 E-2	5,1 E-3	4,9 E-3	5,7 E-4	4,0 E-4	6,5 E-5
0-100 h	1,0	7,0 E-3	1,5 E-2	5,1 E-3	5,0 E-3	5,7 E-4	4,0 E-4	6,5 E-5
Fall AFB-50								
0-1,1 h	9,1 E-4	8,5 E-6	6,4 E-4	1,7 E-3	1,3 E-5	1,9 E-7	-	-
0-1,4 h	3,8 E-3	2,9 E-5	2,8 E-3	3,4 E-3	3,6 E-4	2,3 E-4	7,0 E-5	7,0 E-6
0-1,9 h	1,8 E-2	1,3 E-4	1,0 E-2	8,8 E-3	1,5 E-3	9,7 E-4	2,9 E-4	2,9 E-5
0-4,9 h	9,6 E-2	6,8 E-4	2,0 E-2	1,6 E-2	1,1 E-2	1,8 E-3	1,0 E-3	1,5 E-4
0-10 h	2,3 E-1	1,6 E-3	2,2 E-2	1,8 E-2	1,6 E-2	2,0 E-3	1,3 E-3	2,1 E-4
0-40,1 h	7,2 E-1	5,0 E-3	2,7 E-2	1,9 E-2	1,7 E-2	2,1 E-3	1,4 E-3	2,3 E-4
0-40,2 h	9,7 E-1	6,7 E-3	3,0 E-2	1,9 E-2	1,7 E-2	2,1 E-3	1,4 E-3	2,3 E-4
0-100 h	1,0	7,0 E-3	3,0 E-2	1,9 E-2	1,7 E-2	2,1 E-3	1,4 E-3	2,3 E-4
Fall AEB-50								
0-37 min	5,3 E-4	5,0 E-6	4,9 E-4	1,3 E-3	9,9 E-6	1,5 E-7	-	-
0-52 min	2,8 E-3	2,1 E-5	2,3 E-3	2,9 E-3	3,0 E-4	1,9 E-4	5,8 E-5	5,8 E-6
0-1,3 h	1,5 E-2	1,1 E-4	9,5 E-3	8,0 E-3	1,3 E-3	8,9 E-4	2,7 E-4	2,7 E-5
0-4,3 h	9,4 E-2	6,5 E-4	2,1 E-2	1,5 E-2	1,1 E-2	1,7 E-3	1,0 E-3	1,5 E-4
0-10 h	2,5 E-1	1,7 E-3	2,3 E-2	1,8 E-2	1,6 E-2	2,0 E-3	1,3 E-3	2,1 E-4
0-33,5 h	6,6 E-1	4,6 E-3	2,8 E-2	1,9 E-2	1,7 E-2	2,1 E-3	1,4 E-3	2,3 E-4
0-33,6 h	9,6 E-1	6,7 E-3	3,1 E-2	1,9 E-2	1,7 E-2	2,1 E-3	1,4 E-3	2,3 E-4
0-100 h	1,0	7,0 E-3	3,1 E-2	1,9 E-2	1,7 E-2	2,1 E-3	1,4 E-3	2,3 E-4
Fall AFB-80								
0-1,1 h	2,3 E-3	2,1 E-5	1,6 E-3	4,1 E-3	3,2 E-5	4,8 E-7	-	-
0-1,4 h	9,6 E-3	7,3 E-5	7,1 E-3	8,7 E-3	9,3 E-4	6,0 E-4	1,8 E-4	1,8 E-5
0-1,9 h	4,5 E-2	3,2 E-4	2,6 E-2	2,2 E-2	3,7 E-3	2,5 E-3	7,4 E-4	7,4 E-5
0-4,9 h	2,3 E-1	1,6 E-3	4,9 E-2	3,8 E-2	2,8 E-2	4,3 E-3	2,5 E-3	3,7 E-4
0-10 h	4,8 E-1	3,4 E-3	5,3 E-2	4,3 E-2	3,7 E-2	4,8 E-3	3,1 E-3	4,9 E-4
0-48 h	9,8 E-1	6,8 E-3	6,0 E-2	4,4 E-2	3,9 E-2	4,9 E-3	3,3 E-3	5,2 E-4
0-100 h	1,0	7,0 E-3	6,0 E-2	4,4 E-2	3,9 E-2	4,9 E-3	3,3 E-3	5,2 E-4
Fall AEB-80								
0-37 min	1,3 E-3	1,2 E-5	1,2 E-3	3,3 E-3	2,5 E-5	3,8 E-7	-	-
0-52 min	7,2 E-3	5,4 E-5	5,9 E-3	7,3 E-3	7,7 E-4	4,9 E-4	1,5 E-4	1,5 E-5
0-1,3 h	3,8 E-2	2,7 E-4	2,4 E-2	2,0 E-2	3,4 E-3	2,3 E-3	6,8 E-4	6,8 E-5
0-4,3 h	2,2 E-1	1,6 E-3	5,1 E-2	3,8 E-2	2,8 E-2	4,3 E-3	2,5 E-3	3,8 E-4
0-10 h	5,0 E-1	3,5 E-3	5,6 E-2	4,3 E-2	3,8 E-2	4,8 E-3	3,2 E-3	5,0 E-4
0-100 h	1,0	7,0 E-3	6,3 E-2	4,4 E-2	4,0 E-2	4,9 E-3	3,3 E-3	5,2 E-4

¹⁾ OI = organisches Iod

Tab. F6, 7-6 (1):

Ergebnisse der CORRAL-Rechnungen: kumulativer Anteil des Kerninventars, der in die Atmosphäre freigesetzt wird

Zeit	Kr-Xe	OI	I ₂ -Br	Cs-Rb	Te	Ba-Sr	Ru	La
<u>Fall AFB-300</u>								
0-1,1 h	2,0 E-2	1,8 E-4	1,6 E-2	4,1 E-2	3,1 E-4	4,7 E-6	-	-
0-1,4 h	1,2 E-1	8,6 E-4	9,3 E-2	1,0 E-1	1,3 E-2	8,3 E-3	2,5 E-3	2,5 E-4
0-1,9 h	4,3 E-1	3,0 E-3	2,8 E-1	2,1 E-1	3,7 E-2	2,4 E-2	7,3 E-3	7,3 E-3
0-4,9 h	8,5 E-1	5,9 E-3	3,8 E-1	2,6 E-1	1,5 E-1	2,9 E-2	1,5 E-2	2,1 E-3
0-10 h	9,9 E-1	6,9 E-3	3,9 E-1	2,6 E-1	1,6 E-1	3,0 E-2	1,6 E-2	2,3 E-3
0-100 h	1,0	7,0 E-3	3,9 E-1	2,6 E-1	1,6 E-1	3,0 E-2	1,6 E-2	2,3 E-3
<u>Fall AEB-300</u>								
0-37 min	1,4 E-2	1,3 E-4	1,3 E-2	3,6 E-2	2,7 E-4	4,1 E-6	-	-
0-52 min	9,6 E-2	7,1 E-4	8,1 E-2	9,0 E-2	1,1 E-2	7,2 E-3	2,1 E-3	2,1 E-4
0-1,3 h	4,1 E-1	2,9 E-3	2,7 E-1	2,2 E-1	3,8 E-2	2,5 E-2	7,5 E-3	7,5 E-4
0-4,3 h	8,7 E-1	6,1 E-3	3,9 E-1	2,8 E-1	1,7 E-1	3,2 E-2	1,7 E-2	2,4 E-3
0-10 h	1,0	7,0 E-3	4,0 E-1	2,9 E-1	1,9 E-1	3,2 E-2	1,7 E-2	2,6 E-3
0-100 h	1,0	7,0 E-3	4,0 E-1	2,9 E-1	1,9 E-1	3,2 E-2	1,7 E-2	2,6 E-3
<u>Fall AFα</u>								
0-1,1 h	3,5 E-5	3,2 E-7	2,4 E-5	6,2 E-5	4,8 E-7	7,2 E-9	-	-
0-1,39 h	2,1 E-4	1,5 E-6	1,5 E-4	1,6 E-4	2,1 E-5	1,4 E-5	4,1 E-6	4,1 E-7
0-1,4 h	6,1 E-1	4,2 E-3	4,5 E-1	3,4 E-1	2,3 E-1	4,8 E-2	2,9 E-1	1,4 E-3
0-4,9 h	9,3 E-1	6,5 E-3	7,0 E-1	4,5 E-1	3,2 E-1	6,2 E-2	3,6 E-1	2,2 E-3
0-8 h	9,9 E-1	6,9 E-3	7,5 E-1	4,6 E-1	3,4 E-1	6,3 E-2	3,7 E-1	2,4 E-3
0-100 h	9,9 E-1	6,9 E-3	7,5 E-1	4,6 E-1	3,4 E-1	6,3 E-2	3,7 E-1	2,4 E-3
<u>Fall AEα</u>								
0-37 min	2,0 E-5	1,8 E-7	1,8 E-5	4,7 E-5	3,6 E-7	5,5 E-9	-	-
0-52 min	1,0 E-4	7,8 E-7	8,5 E-5	1,0 E-4	1,1 E-5	7,0 E-6	2,1 E-6	2,1 E-7
0-53 min	6,5 E-1	4,5 E-3	5,1 E-1	3,9 E-1	2,5 E-1	5,4 E-2	3,1 E-1	1,6 E-3
0-4,3 h	9,5 E-1	6,6 E-3	7,4 E-1	5,0 E-1	3,4 E-1	6,7 E-2	3,7 E-1	2,4 E-3
0-7 h	9,9 E-1	6,9 E-3	8,0 E-1	5,0 E-1	3,5 E-1	6,7 E-2	3,8 E-1	2,6 E-3
0-100 h	1,0	7,0 E-3	8,0 E-1	5,0 E-1	3,5 E-1	6,7 E-2	3,8 E-1	2,6 E-3
<u>Fall AB-300 mit Spray</u>								
0-10 min	3,7 E-3	8,4 E-6	1,8 E-3	5,2 E-3	1,0 E-5	1,0 E-7	-	-
0-30 min	1,1 E-2	2,5 E-5	4,3 E-3	1,1 E-2	2,3 E-5	2,3 E-7	-	-
0-1 h	1,7 E-2	3,7 E-5	5,3 E-3	1,3 E-2	2,5 E-5	2,5 E-7	-	-
nach 1 h Druckausgleich: Sicherheitsbehälter-Außenatmosphäre								
<u>Fall A mit Spray und Filter</u>								
0-10 min	4,0 E-6	9,1 E-11	1,9 E-9	5,6 E-9	1,0 E-11	1,0 E-13	-	-
0-1 h	3,0 E-5	6,9 E-10	8,3 E-9	1,8 E-8	3,6 E-11	3,6 E-13	-	-
0-10 h	1,7 E-4	3,9 E-9	1,1 E-8	2,1 E-8	4,3 E-11	4,3 E-13	-	-
0-48 h	4,6 E-4	1,0 E-8	1,2 E-8	2,1 E-8	4,3 E-11	4,3 E-13	-	-
0-1700 h	5,9 E-3	1,3 E-7	4,3 E-8	2,1 E-8	4,3 E-11	4,3 E-13	-	-

Tab. F6, 7-6 (2):

Ergebnisse der CORRAL-Rechnungen: kumulativer Anteil des Kerninventars, der in die Atmosphäre freigesetzt wird

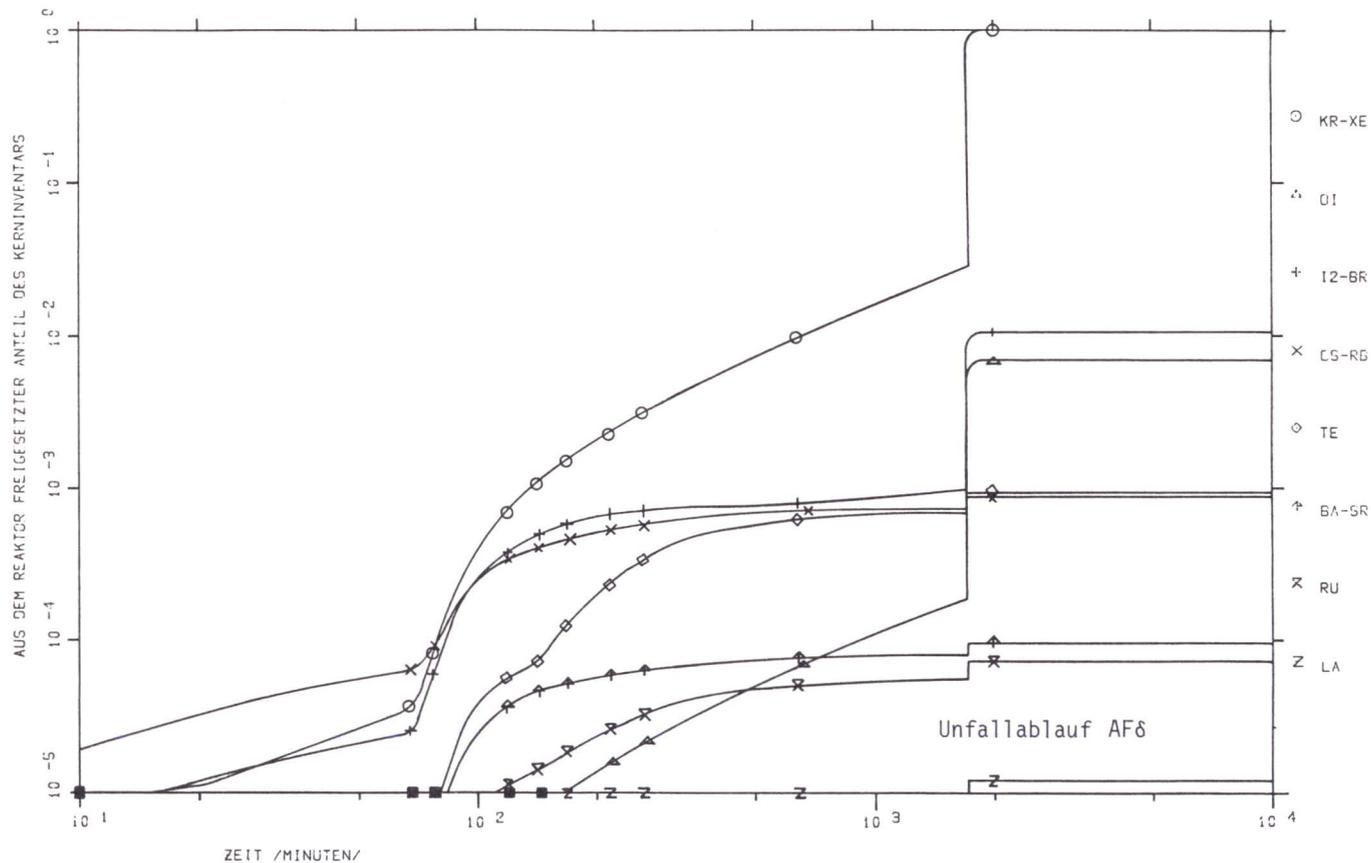


Bild F6, 7-2 (1):

Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Kerninventars für Unfälle mit Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters

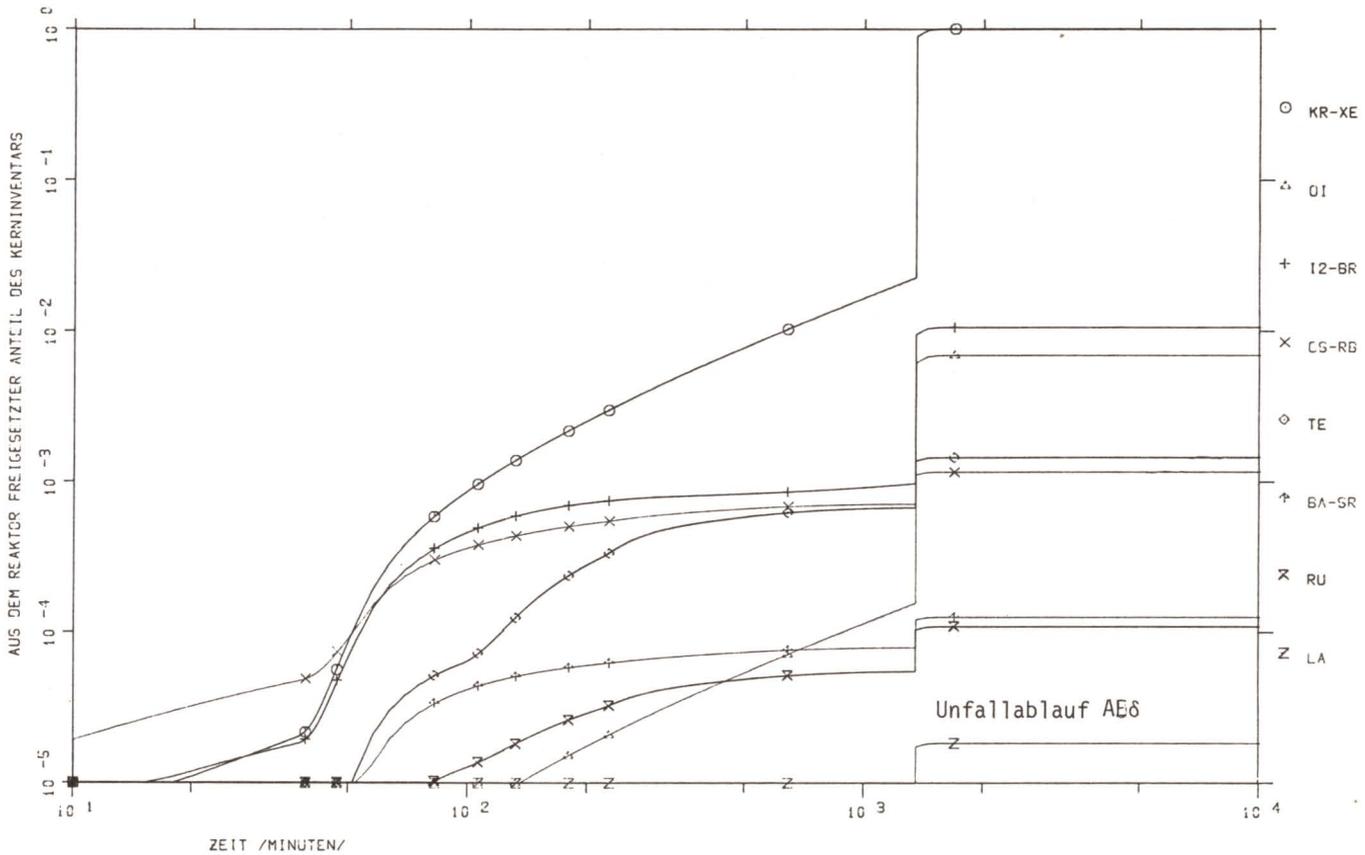


Bild F6, 7-2 (2):

Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Kerninventars für Unfälle mit Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters

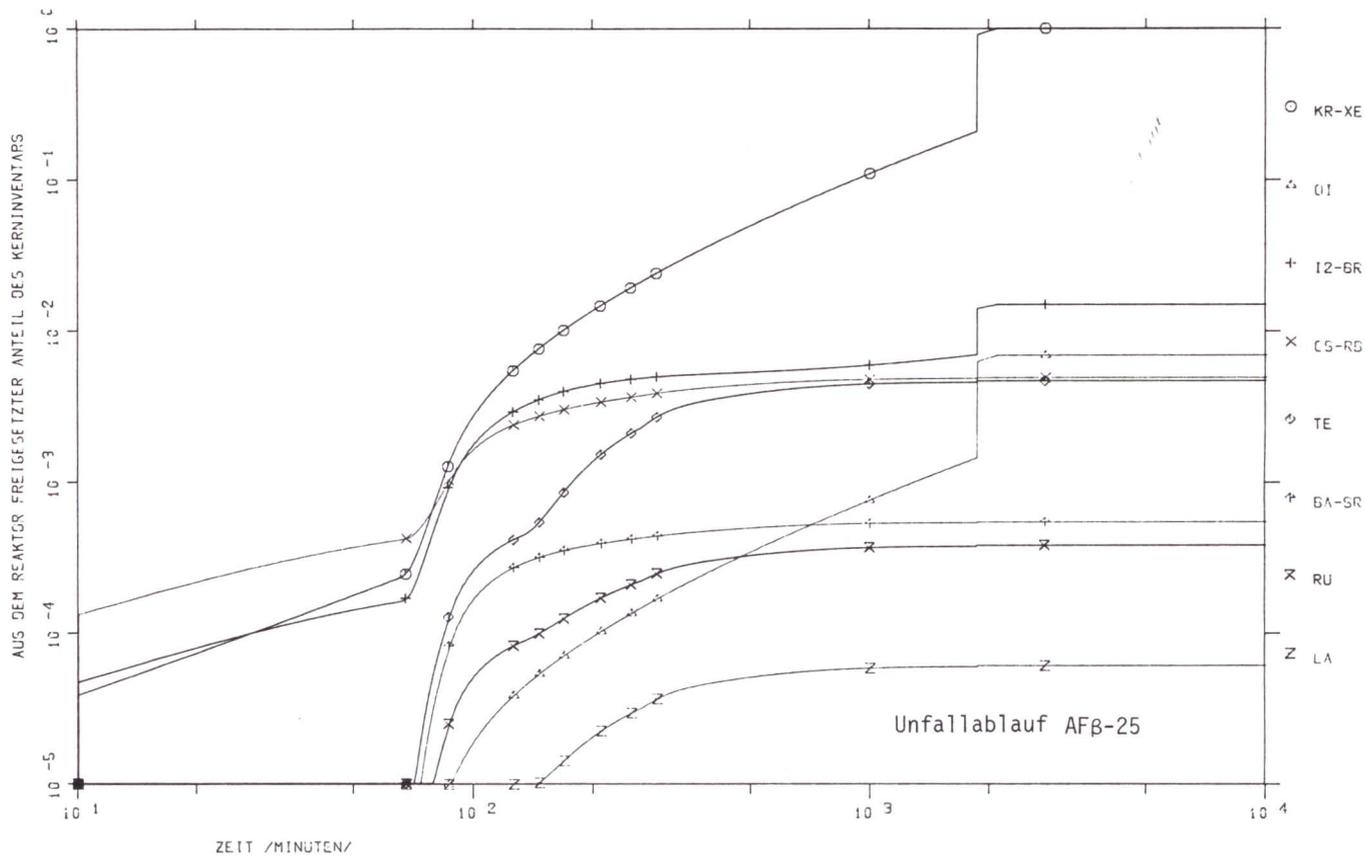


Bild F6, 7-3 (1):

Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Kerninventars für Unfälle mit Leck im Sicherheitsbehälter (25 mm \varnothing Leck)

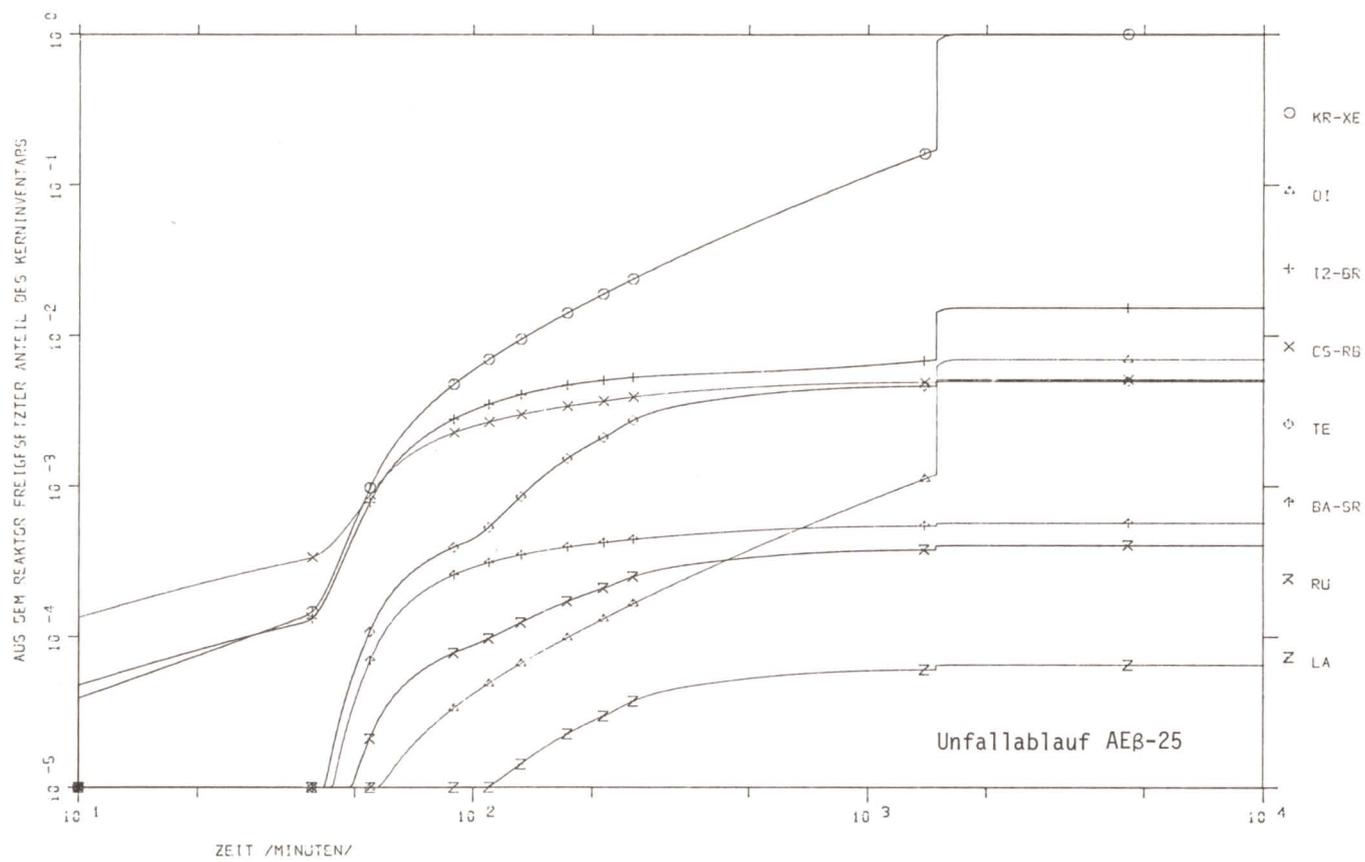


Bild F6, 7-3 (2):

Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Kerninventars für Unfälle mit Leck im Sicherheitsbehälter (25 mm \varnothing Leck)

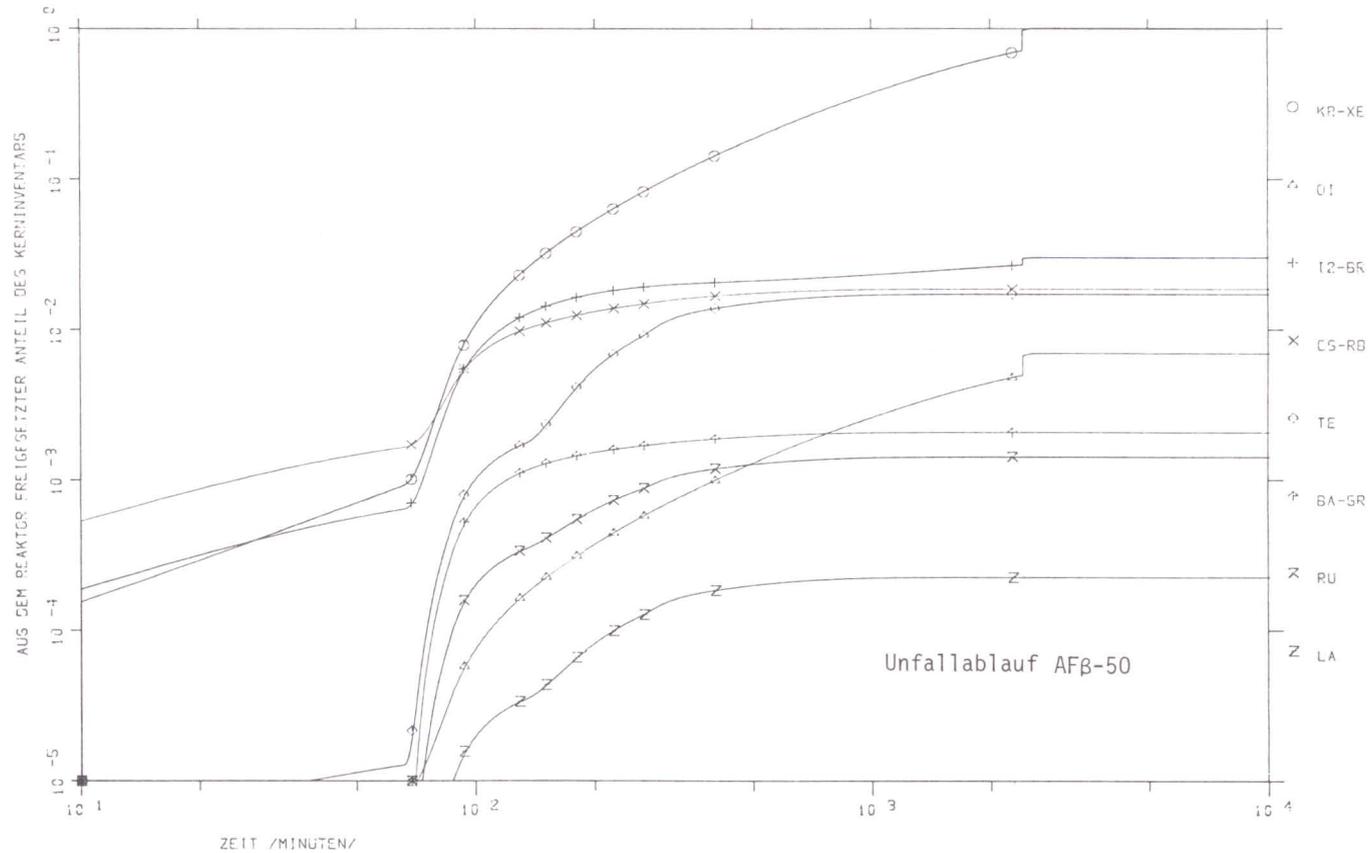


Bild F6, 7-4 (1):

Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Kerninventars für Unfälle mit Leck im Sicherheitsbehälter (50 mm \varnothing Leck)

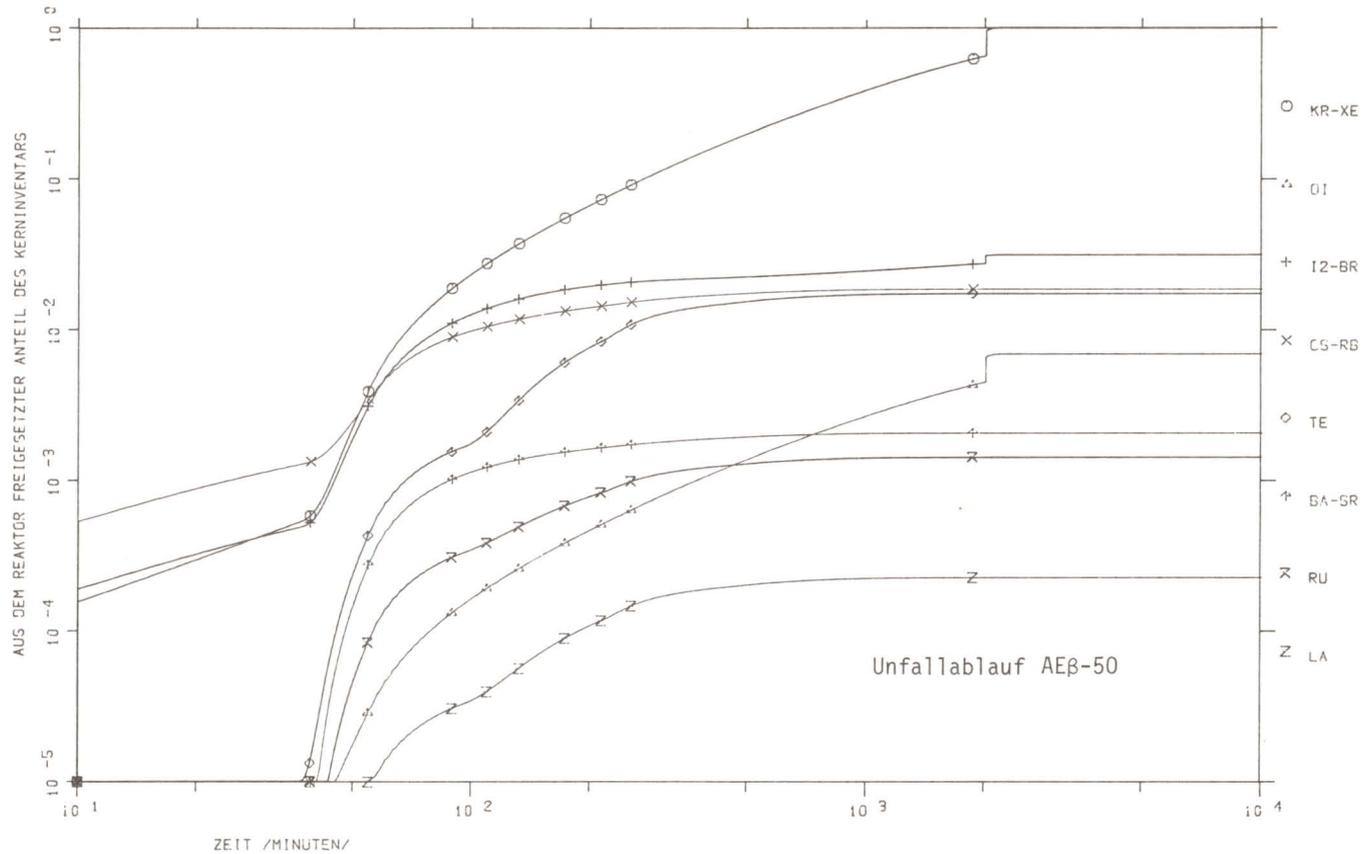


Bild F6, 7-4 (2):

Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Kerninventars für Unfälle mit Leck im Sicherheitsbehälter (50 mm \varnothing Leck)

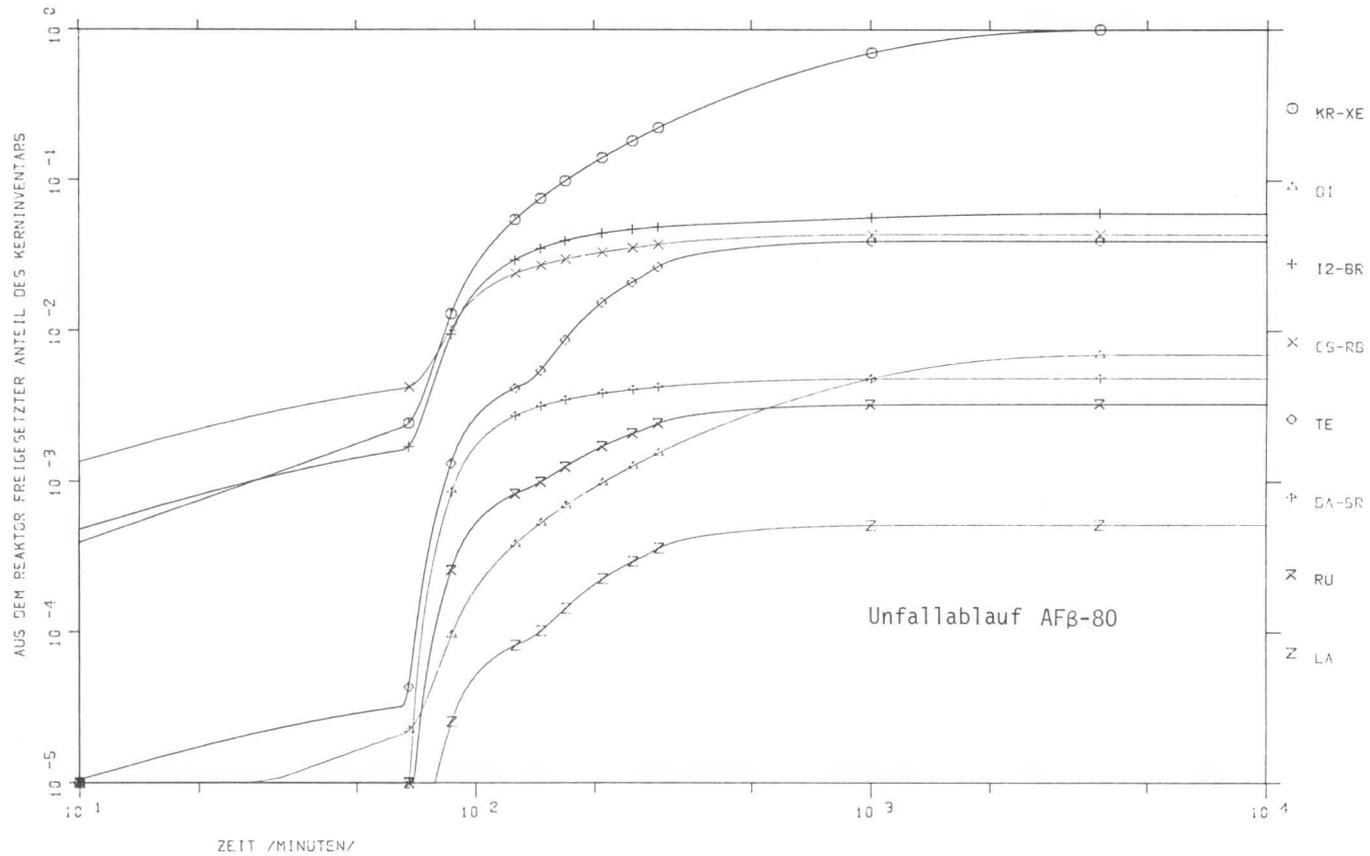


Bild F6, 7-5 (1):

Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Kerninventars für Unfälle mit Leck im Sicherheitsbehälter (80 mm \varnothing Leck)

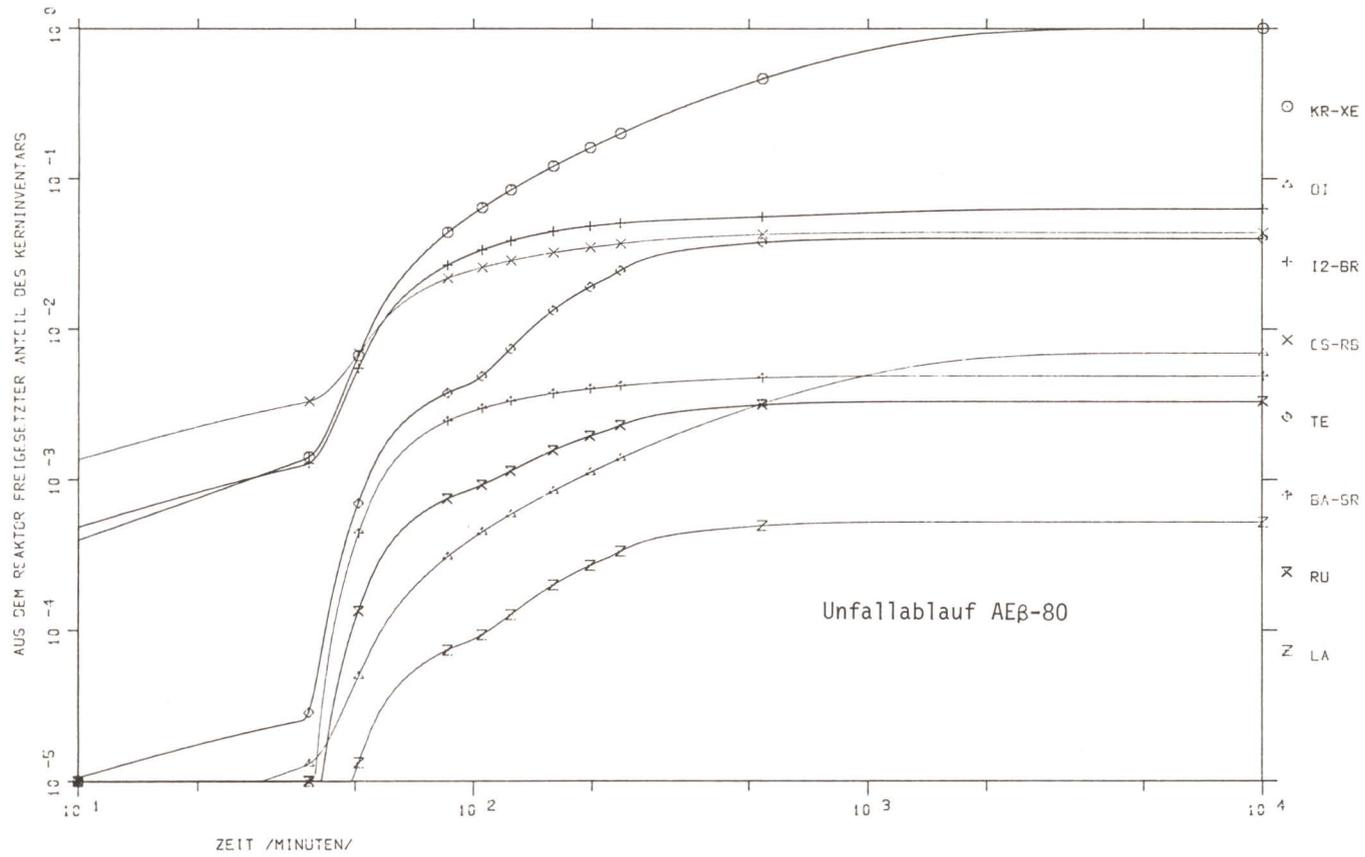


Bild F6, 7-5 (2):

Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Kerninventars für Unfälle mit Leck im Sicherheitsbehälter (80 mm \varnothing Leck)

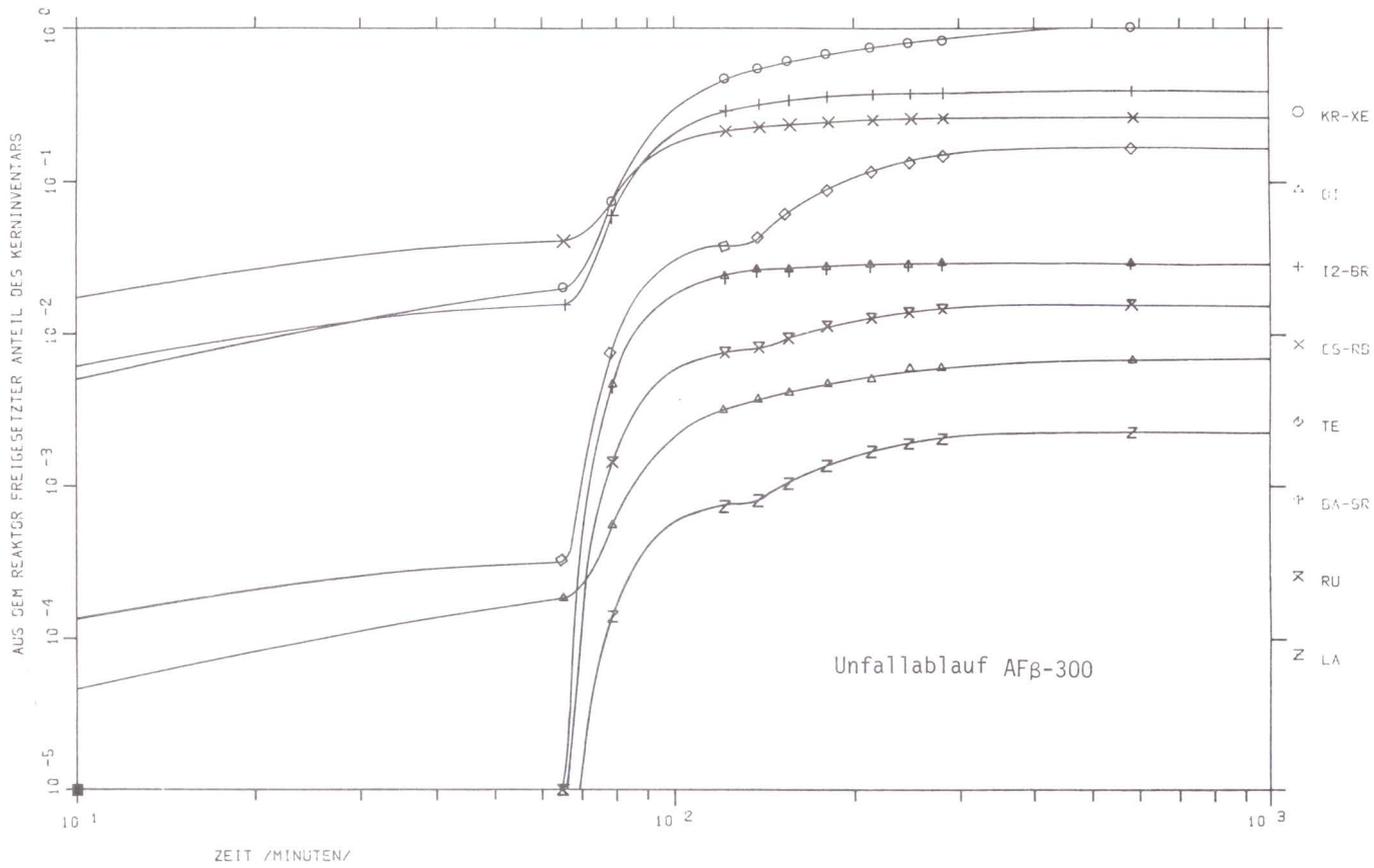


Bild F6, 7-6 (1):

Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Kerninventars für Unfälle mit Leck im Sicherheitsbehälter (300 mm \varnothing Leck)

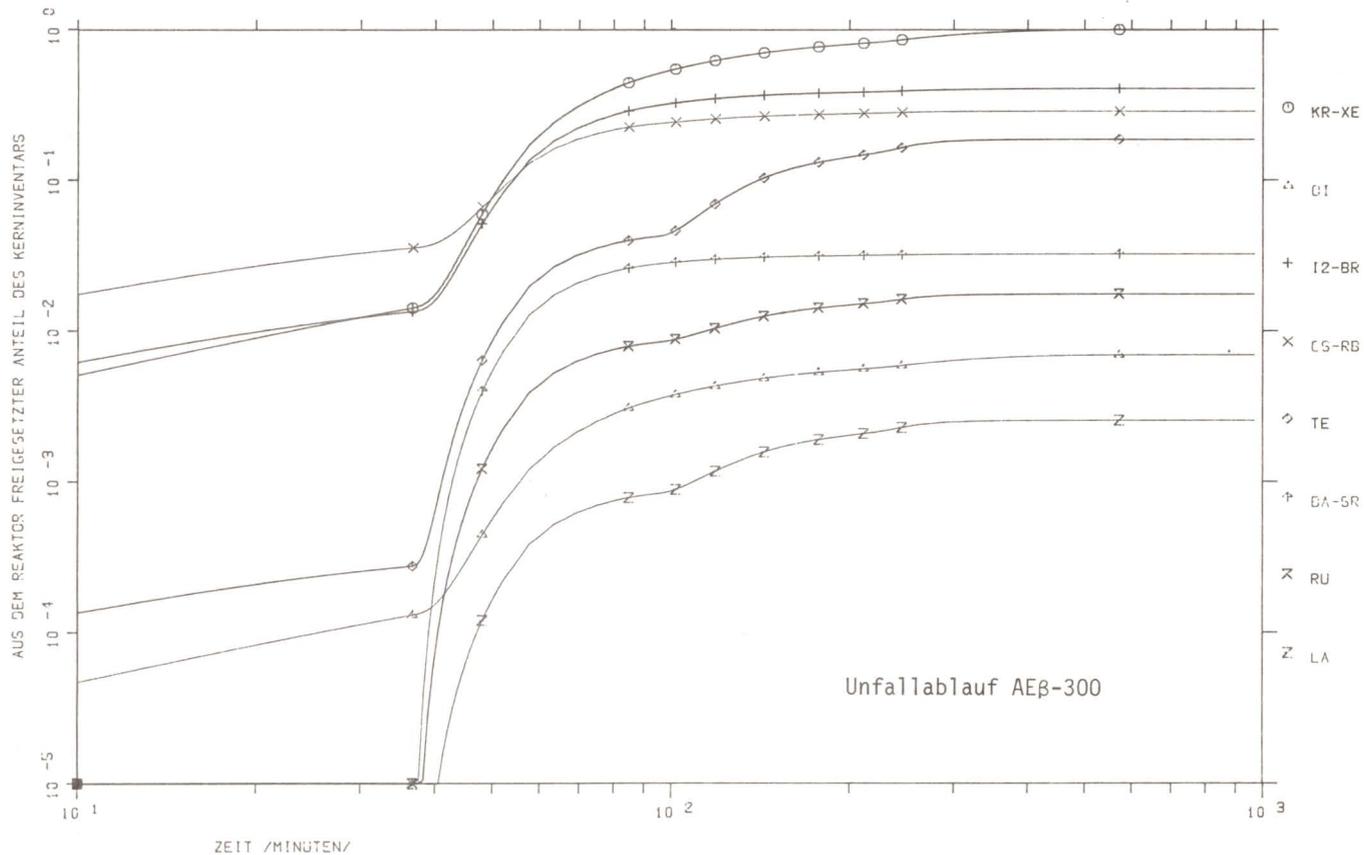


Bild F6, 7-6 (2):

Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Kerninventars für Unfälle mit Leck im Sicherheitsbehälter (300 mm \varnothing Leck)

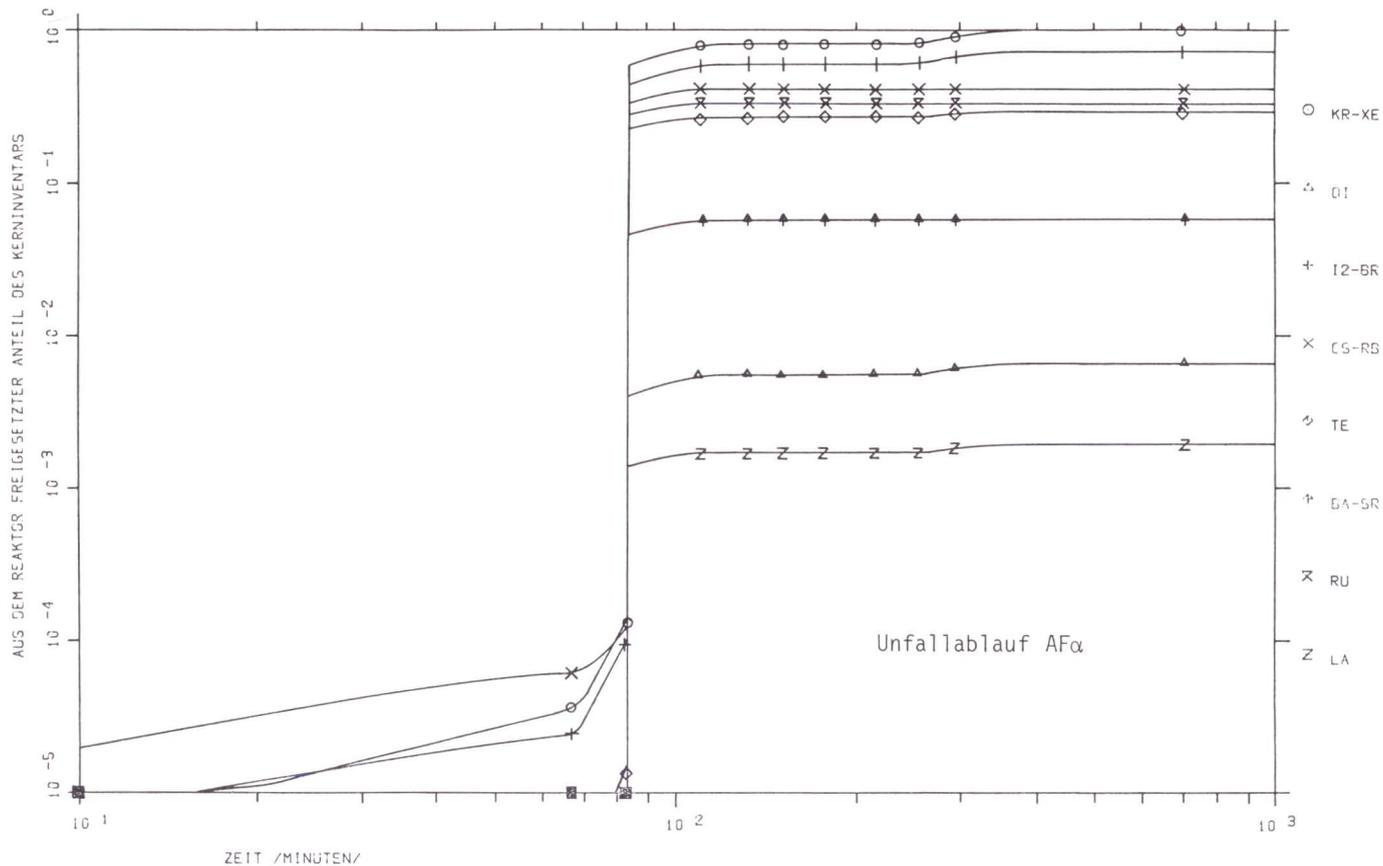


Bild F6, 7-7 (1):

Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Kerninventars für Unfallkombinationen mit Dampfexplosion

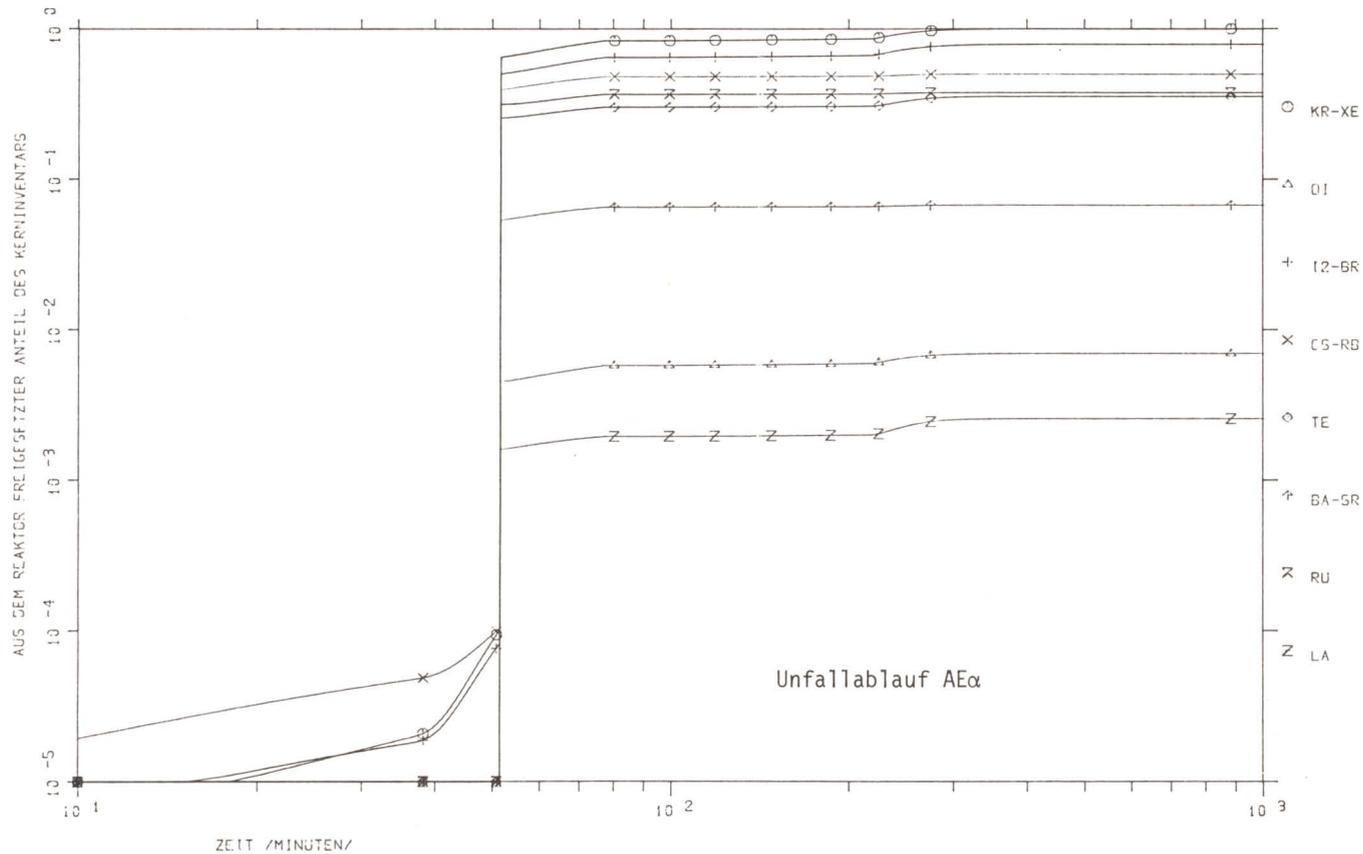
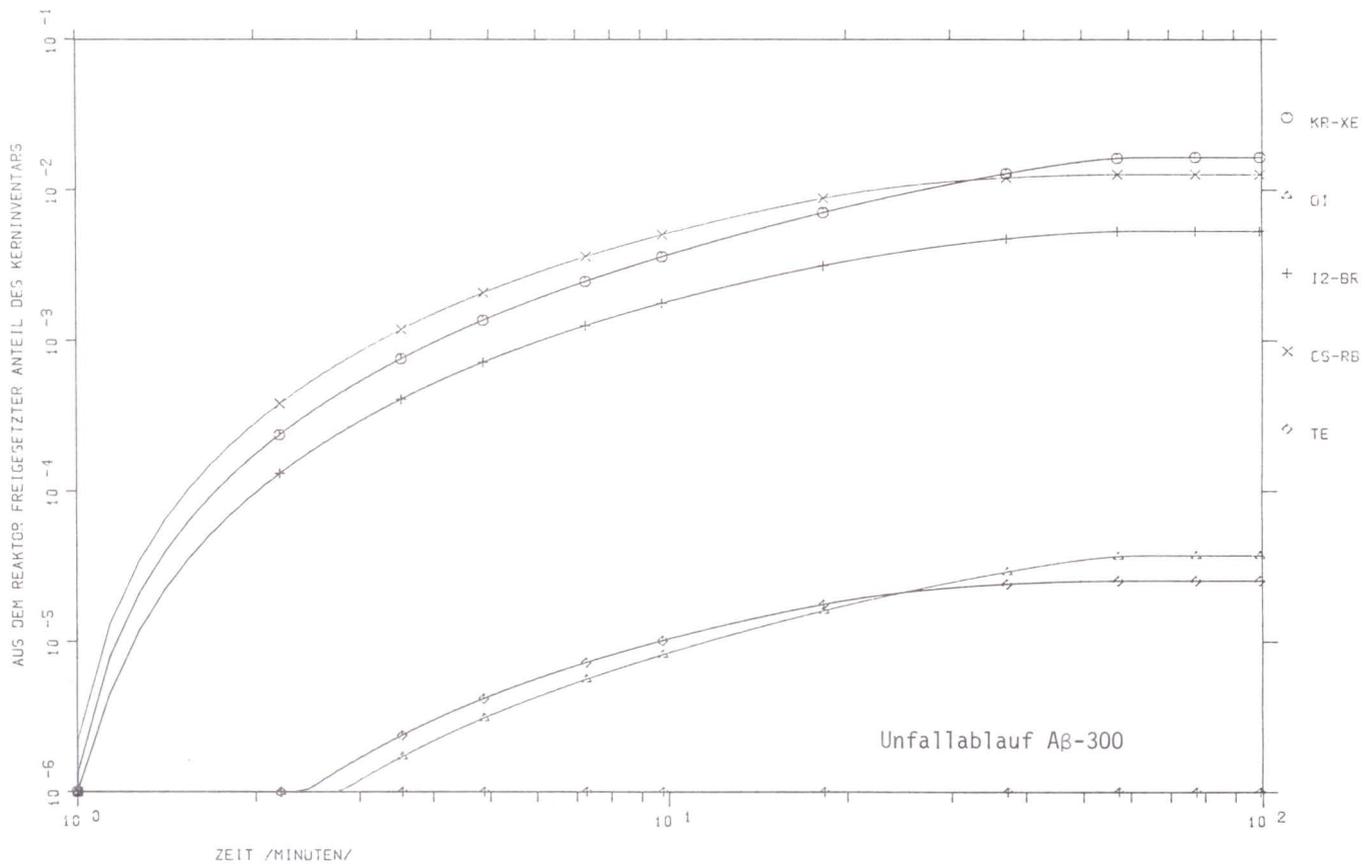


Bild F6, 7-7 (2):

Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Kerninventars für Unfallkombinationen mit Dampfexplosion



Unfallablauf A β -300

Bild F6, 7-8 (1):

Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Kerninventars für von der Notkühlung beherrschte Störfälle

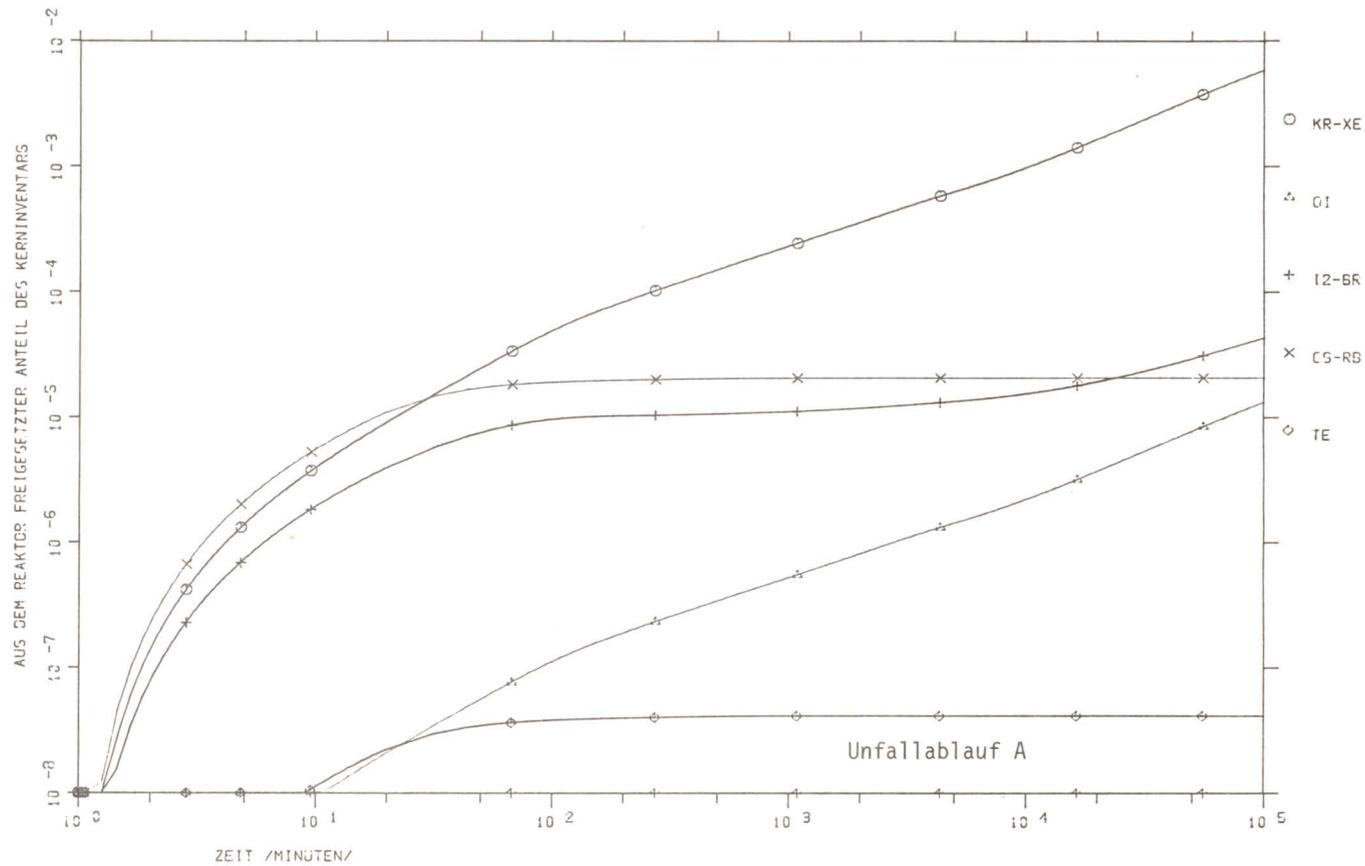


Bild F6, 7-8 (2):

Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Kerninventars für von der Notkühlung beherrschte Störfälle

sturz des Kerns in das Restwasser im Reaktordruckbehälter für alle Nuklidgruppen zu beobachten. Danach läuft die Freisetzung der einzelnen Nuklidgruppen unterschiedlich ab. Bei der Gruppe der Edelgase und beim organischen Jod ist bis zu diesem Zeitpunkt (Absturz des Kerns in das Restwasser) die Hauptfreisetzung aus dem Kern bereits beendet, und diese in der Sicherheitsbehälteratmosphäre enthaltenen Spaltprodukte werden mit der Ausströmrates nach außen abgegeben. Dies trifft ebenfalls auf die Nuklidgruppen I_2 -Br, Cs-Rb und Ba-Sr zu. Aufgrund der Abscheideprozesse nimmt hier die luftgetragene Aktivitätskonzentration im Sicherheitsbehälter jedoch viel rascher ab und hört die Freisetzung nach draußen früher auf. Anders verhält sich die Gruppe der restlichen Nuklide (Te, Ru und La). Sie sind ganz überwiegend noch beim Absturz des Kerns in das Restwasser in der Schmelze vorhanden. Hier findet die Hauptfreisetzung aus dem Kern erst in der Verdampfungsphase (vaporization release) statt. Deutlich zu erkennen ist der rapide Anstieg der nach draußen integral abgegebenen Spaltproduktmenge der 3 Nuklidgruppen während dieser Zeitphase.

Bei einer Leckgröße unterhalb 80 mm Durchmesser reicht die Ausströmrates nicht mehr aus, einen Druckanstieg im Sicherheitsbehälter infolge der Sumpfwasserverdampfung zu verhindern, und der Störfall führt schließlich zu einem späten Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters. Der Zeitpunkt des Überdruckversagens wird dabei um so eher erreicht, je kleiner die Leckgröße ist. Da bei den Edelgasen und beim organischen Jod keine Abscheideprozesse im Sicherheitsbehälter angenommen werden, werden hier die restlichen Spaltprodukte unmittelbar während und nach dem Überdruckversagen freigesetzt. Elementares Jod wird bis zum Erreichen des Gleichgewichtszustandes zwischen der Konzentration in der flüssigen Phase und der Konzentration in der gasförmigen Phase an den mit Wasser benetzten Oberflächen abgeschieden. Der danach in der Luft verbleibende Anteil wird bis auf die Leckageverluste im wesentlichen erst beim Überdruckversagen frei. Bei den Aerosolen ist die in der Luft des Sicherheitsbehälters enthaltene Konzentration durch Sedimentation bis zum Überdruckversagen bereits so weit reduziert, daß keine nennenswerte Freisetzung mehr stattfindet.

Die gerade diskutierten Ergebnisse lassen sich analog auf die beiden Unfallabläufe übertragen, bei denen anfangs der Sicherheitsbehälter intakt ist und schließlich durch Überdruck versagt (Bild F6, 7-2). Da der Druckanstieg im Sicherheitsbehälter durch die zugrunde gelegte Leckrate nur geringfügig vermindert wird, kommt es im Vergleich zu den Störfällen mit einem Leck im Sicherheitsbehälter zu einem zeitlich früheren Versagen, und der Anteil der radioaktiven Stoffe, der beim und nach dem Überdruckversagen freigesetzt wird, ist entsprechend höher.

Bei dichtem Sicherheitsbehälter und funktionierender Ringraumabsaugung werden die in den Ringraum austretenden radioaktiven Stoffe über eine Filteranlage geleitet. Da die Filteranlage nicht für die erhöhte Aktivität, die bei einem Kernschmelzunfall auftritt, ausgelegt ist, kann es möglicherweise zum Versagen der Filter kommen. Es wurden daher bei den Störfällen AF δ und AE δ die beiden Grenzfälle betrachtet:

- Versagen der Störfallfilter bei Eintritt des Störfalles,
- intakte Störfallfilter bis zum Zeitpunkt des Überdruckversagens.

Eine genauere Analyse des Ereignisablaufs unter Berücksichtigung der Filterbelastung bei anfangs dichtem Sicherheitsbehälter und funktionierender Ringraumabsaugung ist für die Zukunft geplant. Bei Berücksichtigung der Störfallfilter ist in Tabelle F6, 7-6 bei den Ereignisabläufen AF δ und AE δ der Anteil der radioaktiven Stoffe, der bis zum Überdruckversagen freigesetzt wird, um den entsprechenden Filterfaktor zu vermindern.

Die beiden von der Notkühlung beherrschten Störfälle sind in Bild F6, 7-8 dargestellt. In beiden Fällen wurde angenommen, daß das Gebäudesprühsystem manuell beim Umschalten der Notkühlung auf Sumpfbetrieb eingeschaltet wird und 1 Stunde lang funktioniert. Beim Störfall mit einem 300-mm- \emptyset -Leck im Sicherheitsbehälter ist nach etwa 1 Stunde der Innendruck auf Außenatmosphärendruck abgesunken und die Ausströmung von radioaktiven Stoffen aus dem Sicherheitsbehälter praktisch beendet.

Die Ergebnisse der Rechnung zum Kühlmittelverluststörfall bei dichtem Sicherheitsbehälter (A) zeigen (Bild F6, 7-8), daß die Freisetzung der Aerosole (Cs-Rb, Te, Ba-Sr) aufgrund der Ablagerung im Sicherheitsbehälter nach 2 Stunden praktisch beendet ist. Elementares Jod wird nach Erreichen des Gleichgewichtszustandes zwischen gasförmiger und flüssiger Phase nicht mehr an den Strukturen abgeschieden und wird deshalb mit der Leckrate weiter nach außen abgegeben. Da beim organischen Jod und bei den Edelgasen im Sicherheitsbehälter keine Ablagerung angenommen wird, steigt hier die integral nach außen freigesetzte Menge dieser radioaktiven Stoffe mit der Leckrate stetig an.

Der Konzentrationsverlauf innerhalb des Sicherheitsbehälters ist exemplarisch in Bild F6, 7-9 für die Ereigniskombination AF₆ dargestellt. Die Freisetzung der radioaktiven Stoffe aus der Schmelze beginnt nach rund 1 Stunde (F5). Deutlich zu sehen sind die 10 Freisetzungspeaks in Compartment 2. Nach rund 1,5 Stunden stürzt der geschmolzene Kern in das Restwasser im Reaktordruckbehälter, und die Freisetzung aus der Schmelze ist zunächst einmal beendet. Die im Compartment 2 vorhandenen radioaktiven Stoffe werden von dem verdampften Restwasser mitgerissen und gelangen somit in die übrigen Compartments. Nach knapp 2 Stunden ist das Restwasser im Reaktordruckbehälter verdampft und eine erneute Freisetzung von Spaltprodukten aus der Schmelze beginnt (vaporization release). Da jedoch gleichzeitig keine nennenswerte Gas- bzw. Dampfproduktion stattfindet, verbleiben die freigesetzten Spaltprodukte zunächst im Compartment 2. Nach etwas mehr als 2 Stunden hat die Schmelze den Reaktordruckbehälter durchdrungen und kommt in Kontakt mit dem Beton. Die bei der Reaktion der Schmelze mit Beton freigesetzten Gase führen zu einem geringen Überströmen von radioaktiven Stoffen in die übrigen Compartments. Eine wesentlich größere Ausströmrates aus Compartment 2 ergibt sich erst, wenn nach rund 4 1/2 Stunden die Schmelze in Kontakt mit Sumpfwasser kommt.

Bild F6, 7-10 zeigt für den Störfall AE₆ ebenfalls den zeitlichen Verlauf der luftgetragenen Konzentration innerhalb des Sicherheitsbehälters (jedoch summiert über alle Compartments).

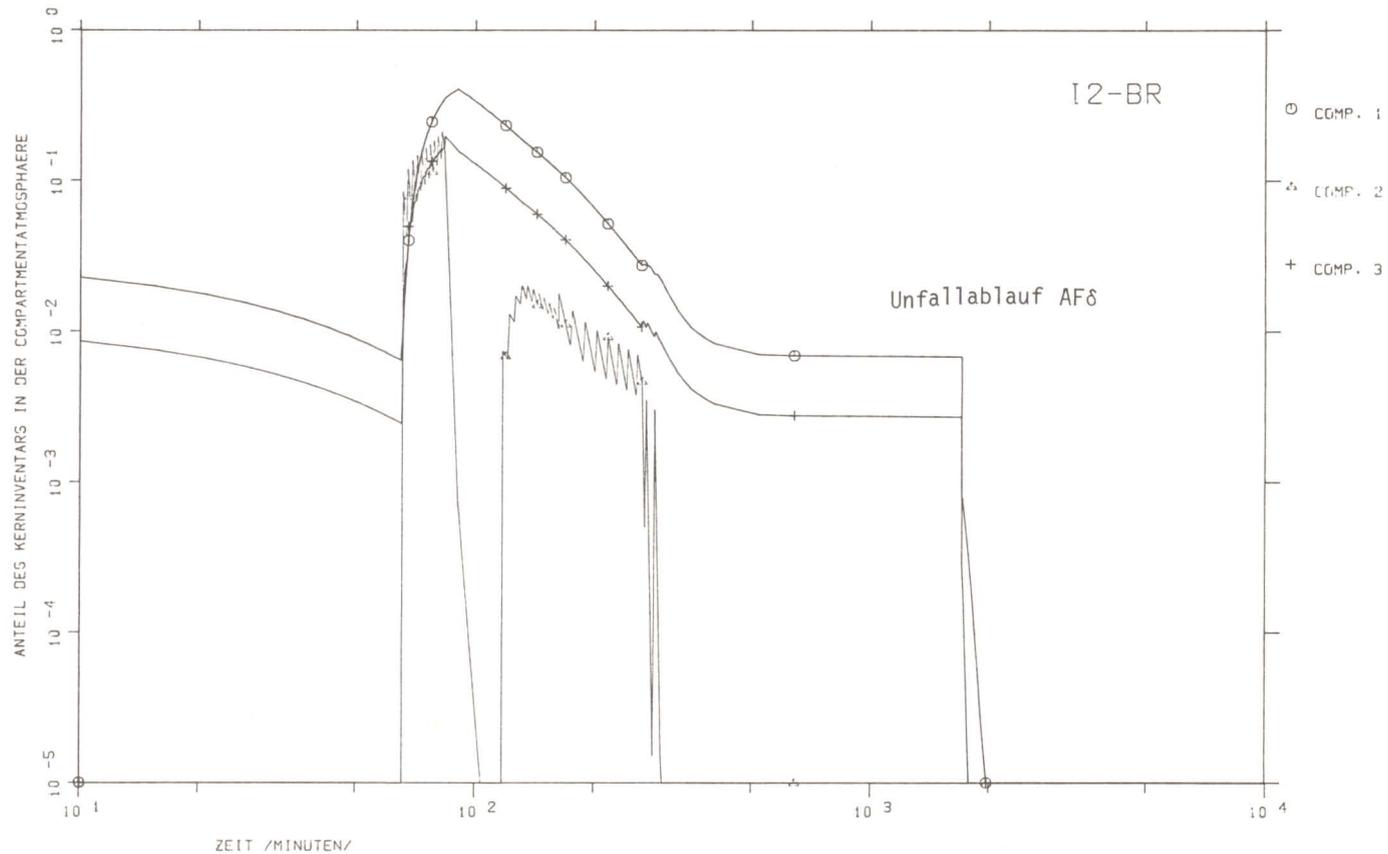


Bild F6, 7-9 (1):

Anteil des Kerninventars in der Compartmentatmosphäre für Unfälle mit Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters

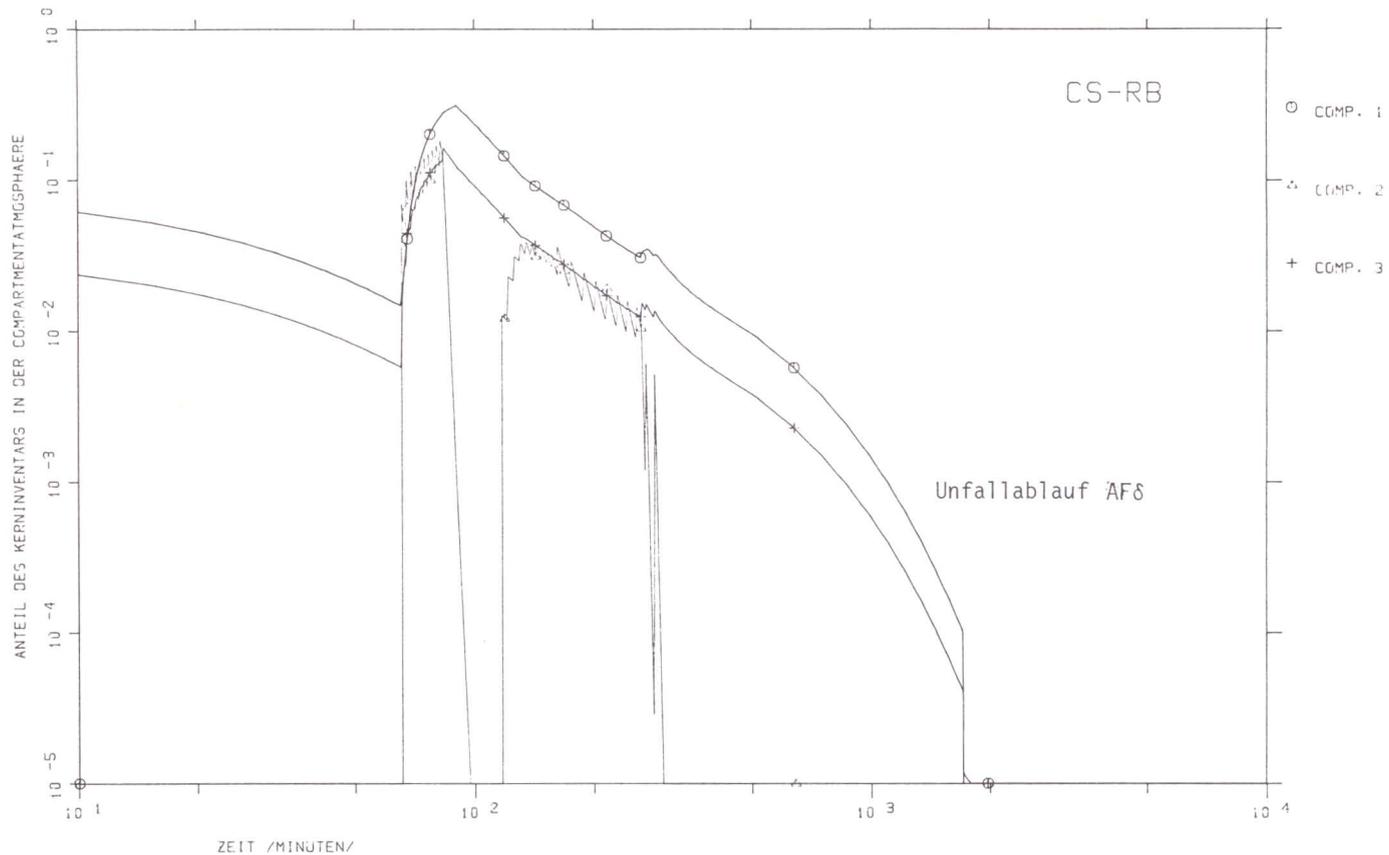


Bild F6, 7-9 (2):

Anteil des Kerninventars in der Compartmentatmosphäre für Unfälle mit Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters

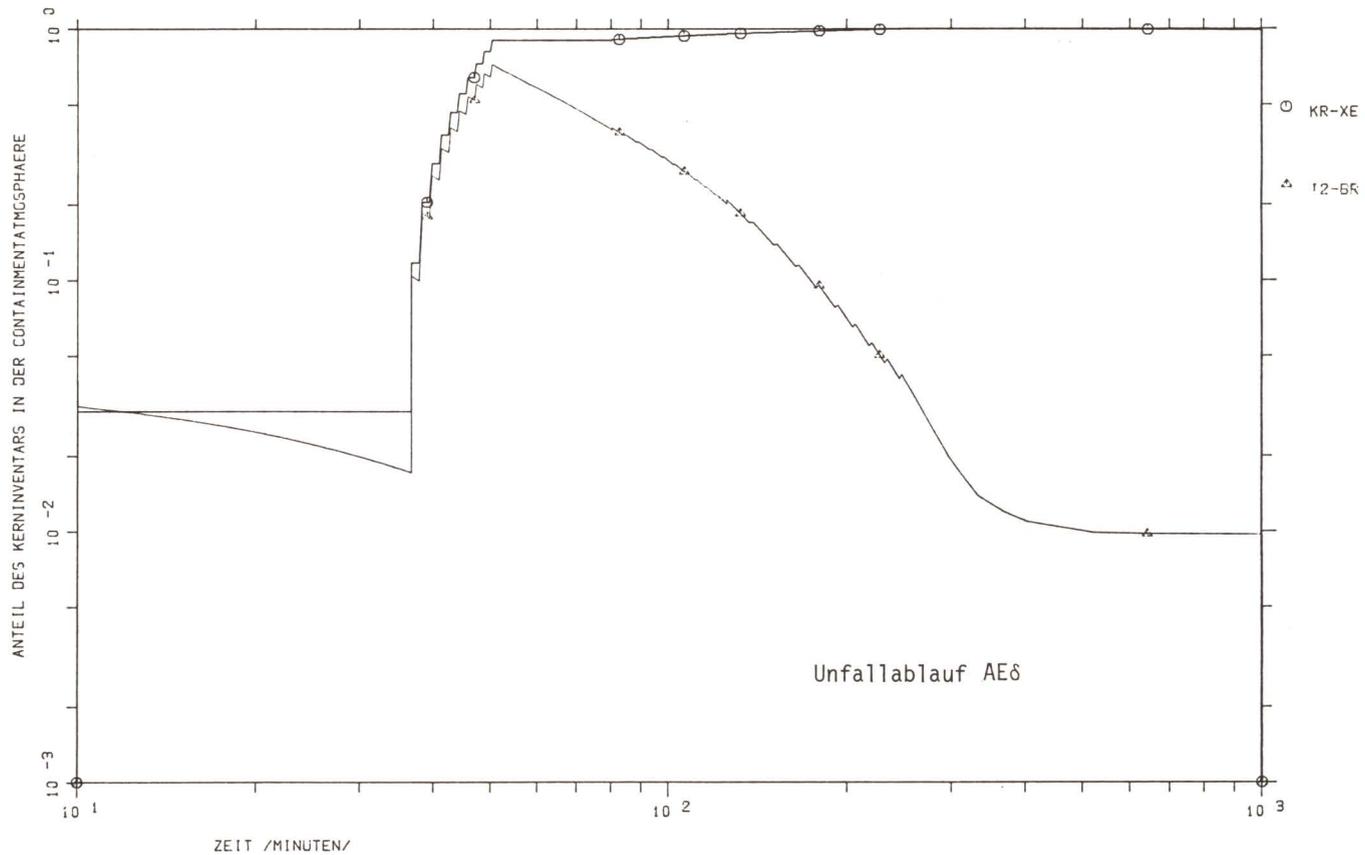


Bild F6, 7-10 (1):

Anteil des Kerninventars in der Containmentatmosphäre für Unfälle mit Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters

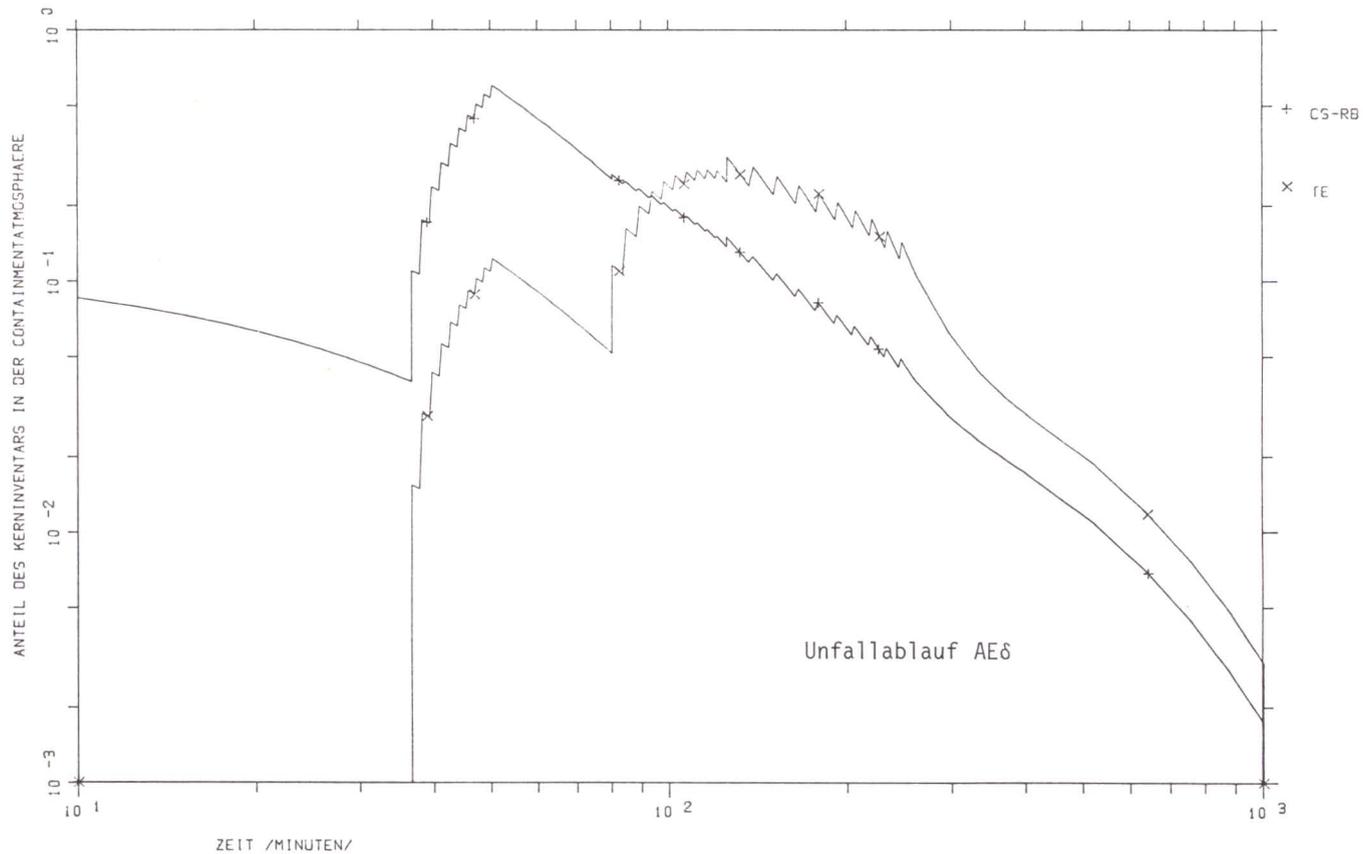


Bild F6, 7-10 (2):

Anteil des Kerninventars in der Containmentatmosphäre für Unfälle mit Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters

Die Edelgase befinden sich nach rund 17 Stunden nahezu vollständig noch in der Atmosphäre des Sicherheitsbehälters, während die luftgetragene Konzentration an elementarem Jod durch den natürlichen Abscheidungsprozeß an den mit Wasser benetzten Innenflächen nach rund 7 Stunden auf 1 % abgesunken ist. Danach bleibt die luftgetragene Jodkonzentration aufgrund der Austauscheffekte zwischen gasförmiger und flüssiger Phase konstant. Der in der Luft verbleibende Anteil wird bis auf geringe Leckageverluste im wesentlichen erst beim Überdruckversagen freigesetzt. Ein Gleichgewichtszustand wie beim elementaren Jod ist bei den Aerosolen nicht gegeben. Die Sedimentation der Aerosole infolge der Schwerkraft spielt hier eine entscheidende Rolle und bewirkt eine stetige Verminderung der Aerosolkonzentration. Da die Aerosole im Programm CORRAL in ihrem Ablagerungsverhalten als gleich angesehen werden und sich nur hinsichtlich der Freisetzungsfaktoren und Freisetzungzeiten aus dem Kern unterscheiden, kann man den Einfluß der Freisetzungszeit durch einen Vergleich der beiden Nuklidgruppen Cs-Rb und Te erkennen. Beide Nuklidgruppen werden vollständig aus dem Kern freigesetzt. Während bei der Gruppe Cs-Rb der überwiegende Anteil bereits während der Schmelzphase in den Sicherheitsbehälter freigesetzt wird, geschieht die Hauptfreisetzung der Nuklide der Te-Gruppe zu einem späteren Zeitpunkt (während der Verdampfungsphase). Dieses unterschiedliche Zeitverhalten bei der Freisetzung aus dem Kern hat jedoch auf die integral nach außen abgegebene Menge bei den Unfällen, die zum Überdruckversagen führen, keinen nennenswerten Einfluß. Bei größeren Lecks im Sicherheitsbehälter und bei Unfällen mit Dampfexplosion ergeben sich jedoch größere Abweichungen.

Die Rückhaltewirkung des Sicherheitsbehälters beim Störfall AE ist in den Bildern F6, 7-11 und 7-12 als Funktion der Leckgröße dargestellt. Da die Edelgase im Sicherheitsbehälter nicht abgelagert werden, kommt es in Abhängigkeit von der Ausströmrate zu einer stetigen Freisetzung nach draußen. Deutlich zu erkennen sind die Zeitpunkte des Sicherheitsbehälterversagens durch Überdruck, der um so früher eintritt, je kleiner die Leckgröße ist. Alle Störfälle führen schließlich zur vollständigen Freisetzung der Edelgase aus dem Sicherheitsbehälter.

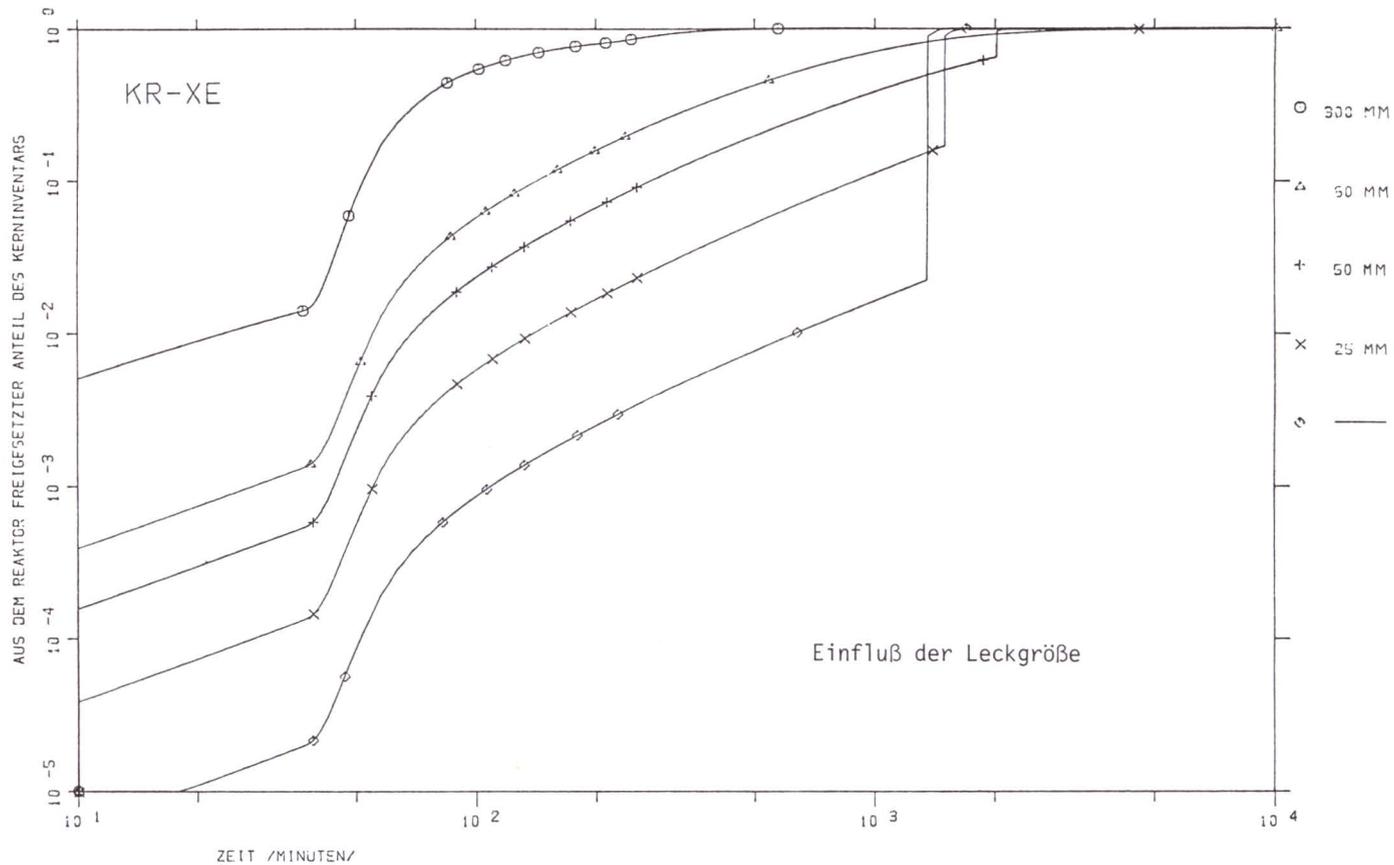


Bild F6, 7-11 (1):

Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Kerninventars, Einfluß der Leckgröße (Edelgase, Halogene)

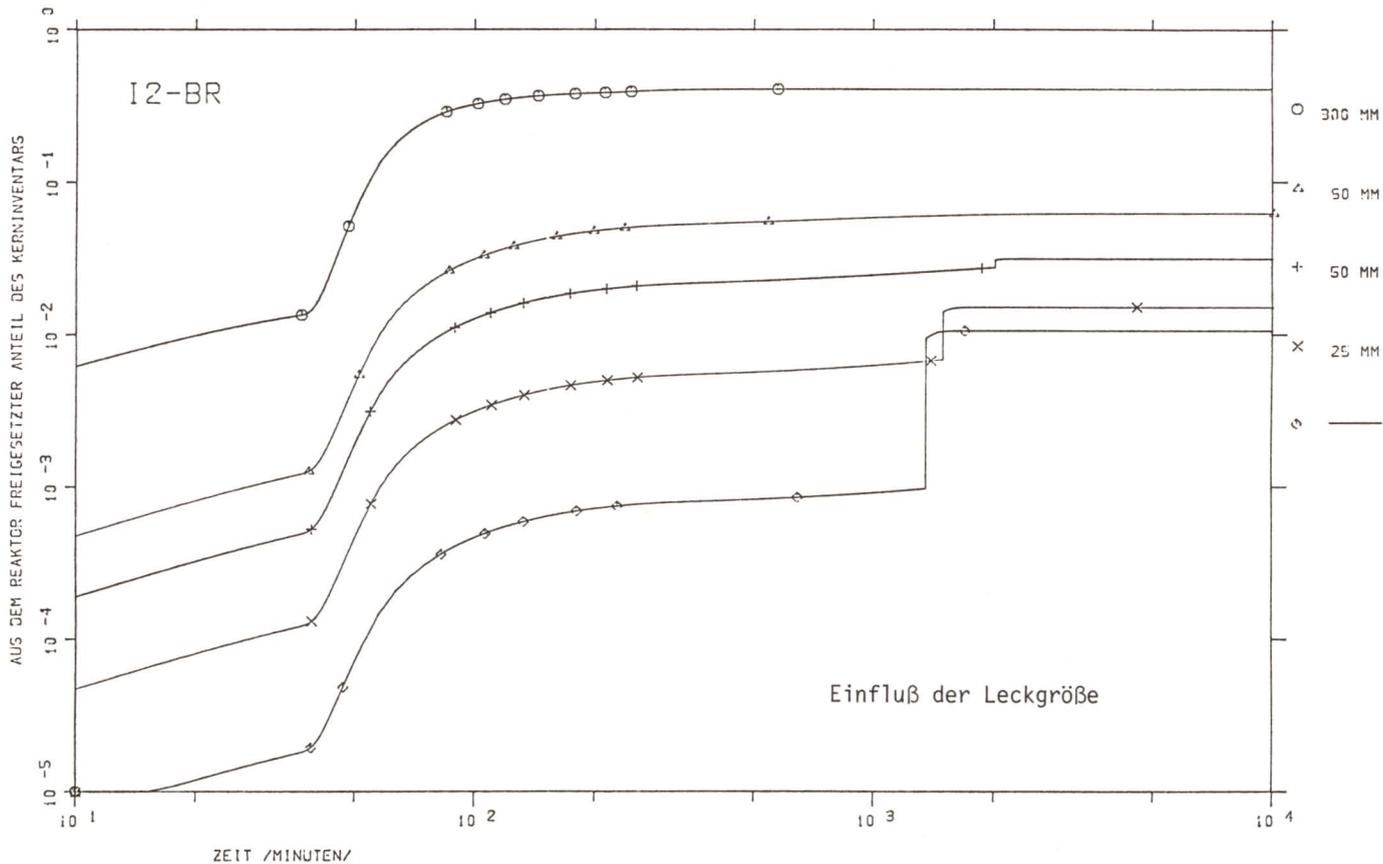


Bild F6, 7-11 (2):

Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Kerninventars, Einfluß der Leckgröße (Edelgase, Halogene)

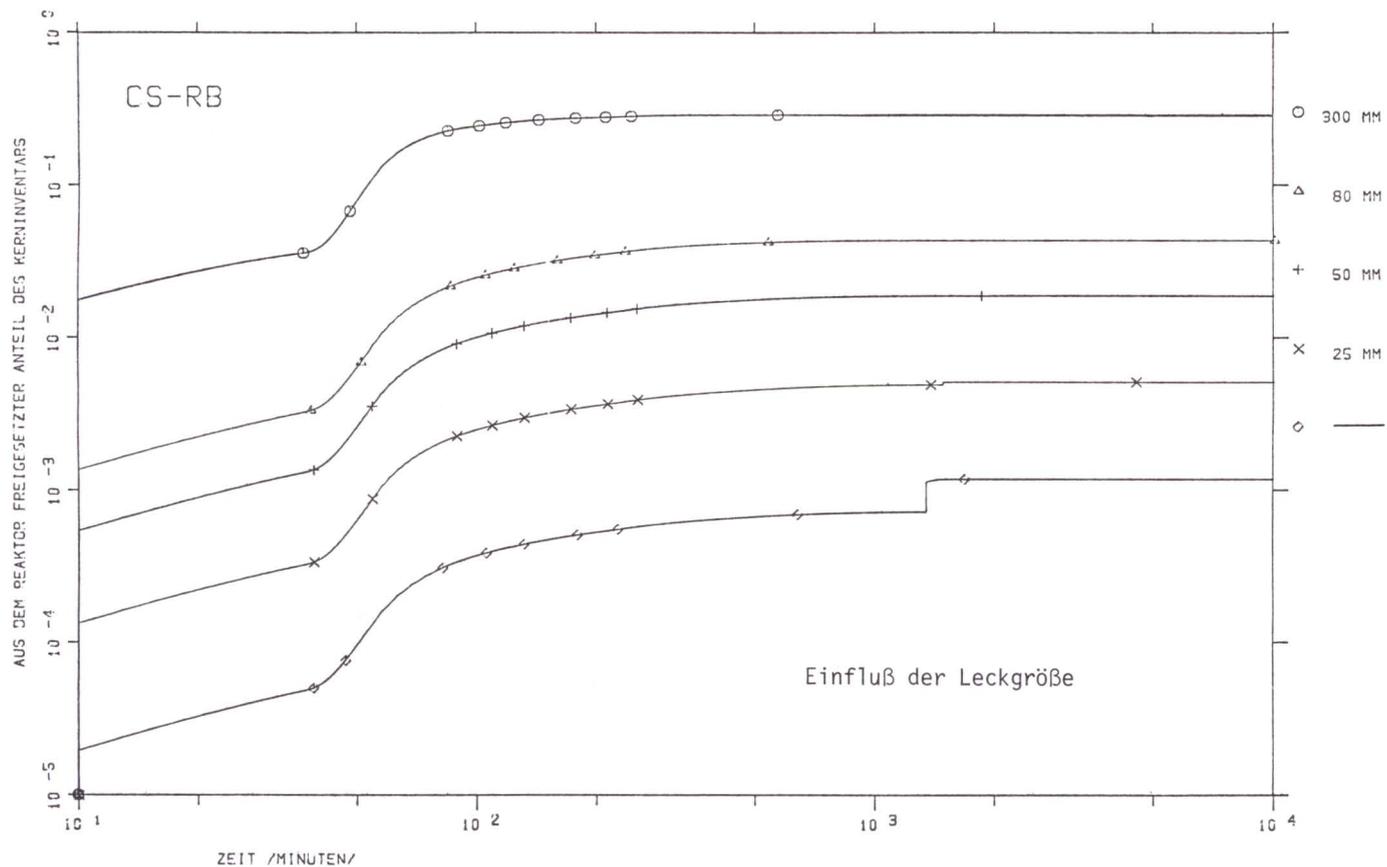


Bild F6, 7-12 (1):

Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Kerninventars, Einfluß der Leckgröße (Aerosole)

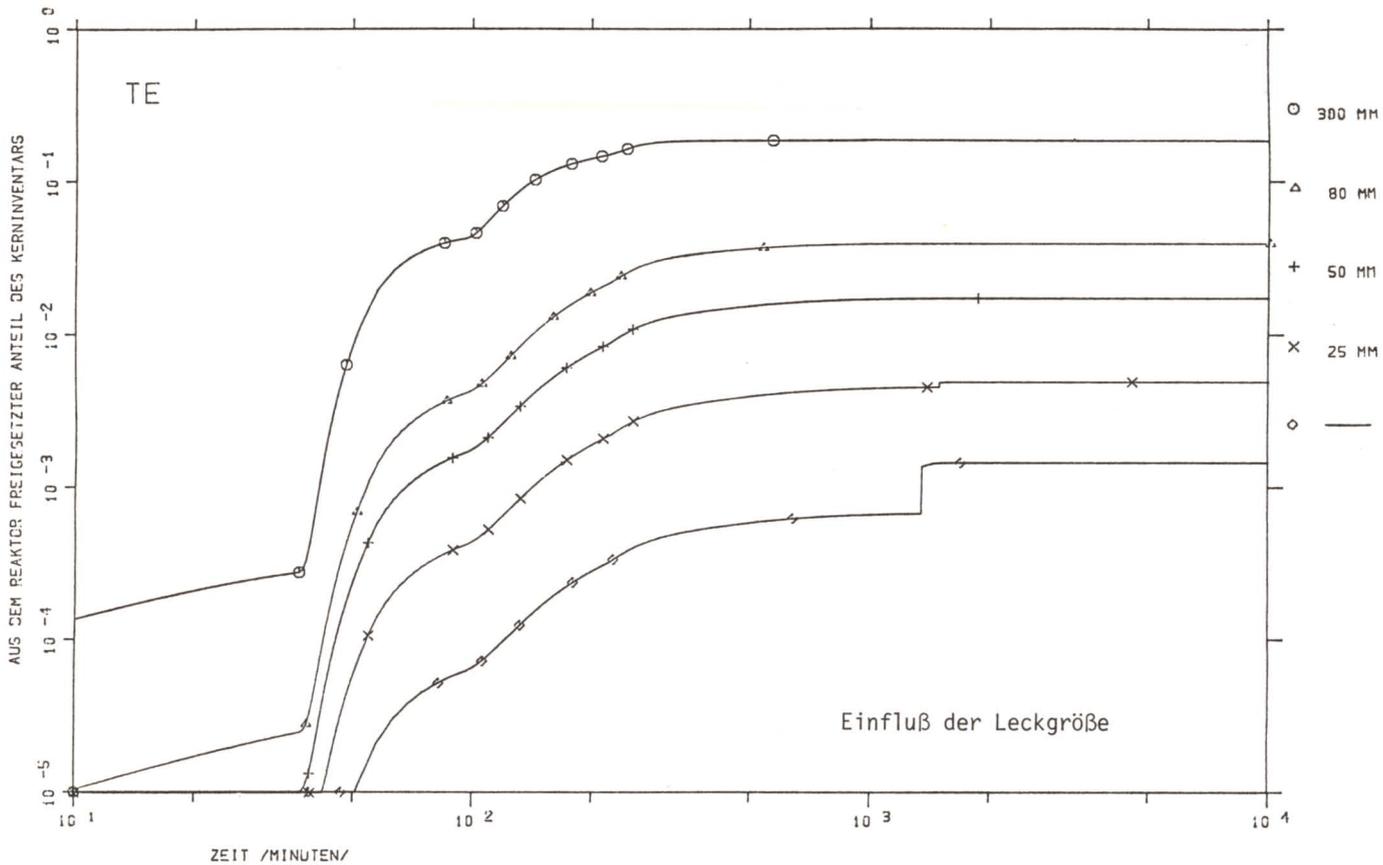


Bild F6, 7-12 (2):

Aus dem Reaktor freigesetzter Anteil des Kerninventars, Einfluß der Leckgröße (Aerosole)

Elementares Jod wird nur bis zum Erreichen der Gleichgewichtskonzentration an den mit Wasser benetzten Strukturen abgeschieden. Der in der Luft verbleibende Anteil wird bei kleinen Leckraten im wesentlichen erst beim Überdruckversagen freigesetzt. In diesem Fall ist die Rückhaltewirkung des Sicherheitsbehälters für elementares Jod praktisch unabhängig von der Leckrate. Bei größeren Leckraten ist die Rückhaltewirkung des Sicherheitsbehälters aufgrund der geringen Verweildauer der Jod-Isotope im Sicherheitsbehälter entsprechend kleiner und abhängig von der Leckgröße.

Der zeitliche Verlauf der integralen Freisetzung der Aerosole aus der Anlage in Abhängigkeit von der Leckgröße ist in Bild F6, 7-12 am Beispiel der beiden Nuklidgruppen Cs-Rb und Te dargestellt. Da die Aerosole durch Sedimentation im Sicherheitsbehälter abgelagert werden, hängt die Größe der Freisetzung nach draußen entscheidend von der Verweildauer der Aerosole im Sicherheitsbehälter ab, die um so größer ist, je kleiner die Leckrate ist. Man erkennt, daß bei kleiner Leckrate der überwiegende Teil der Aerosole bis zum Zeitpunkt des Überdruckversagens bereits abgelagert ist.

Es muß nochmals darauf hingewiesen werden, daß der radioaktive Zerfall bei diesen Überlegungen nicht berücksichtigt wurde. Eine gleichzeitige Berücksichtigung des radioaktiven Zerfalls würde je nach Halbwertszeit zu einer stärkeren effektiven Rückhaltewirkung des Sicherheitsbehälters und damit zu einer geringeren Freisetzung nach außen führen.

8. SCHRIFTTUM

- /F6, 3-1/ Bell, M.J.:
ORIGEN, the ORNL Isotope Generation and Depletion
Code
ORNL 4628 (1973)
- /F6, 3-2/ Bateman, H.:
Proc. Cambridge Phil. Soc. 15, 423 (1910)
- /F6, 3-3/ Studie über die Freisetzung radioaktiver Stoffe
über den Wasserpfad im Störfall
Hrsg.: TÜV Rheinland, Köln, 1978
- /F6, 4-1/ Denning, R.S.:
Schreiben der Battelle Columbus Laboratories an die
GRS, Köln, vom 12. September 1977
- /F6, 4-3/ Sicherheitsbericht 1300-MWe-Kernkraftwerk mit Druck-
wasserreaktor für RWE Essen, Biblis B
Hrsg.: Kraftwerk Union, Erlangen, 1971
- /F6, 5-1/ Hilliard, R.K.:
Natural Transport Effects on Fission Product Behav-
ior in the Containment System Experiment
BNWL 1457 (1970)
- /F6, 5-2/ Eggleton, A.E.J.:
A Theoretical Examination of Iodine Water Partition
Coefficients
AERE-R 4887 (1967)
- /F6, 5-3/ Knudsen, J.G., and R.K. Hilliard:
Fission Product Transport by Natural Processes in
Containment Vessels
BNWL 943 (1969)

- /F6, 5-4/ Postma, A.K., P.C. Owzarski and D.L. Leser:
Transport and Deposition of Airborne Fission Products
in Containment Systems of Water Cooled Reactors Fol-
lowing Postulated Accidents
WASH-1400, Appendix VII-J (1975)
- /F6, 5-5/ Hilliard, R.K., A.K. Postma, J.D. McCormack and L.F.
Coleman:
Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Con-
tainment System Experiment
Nuclear Technology, Vol. 10 (1971) No. 4, p. 499/519
- /F6, 7-1/ Burian, R.J., and P. Cybulskis:
CORRAL II, Users Manual
Battelle Columbus Laboratories, Ohio, 1977
- /F6, 7-2/ Owzarski, P.C., and A.K. Postma:
CORRAL Code User's Guide
WASH-1400, App. VII-J, Addendum, 1975
- /F6, 7-3/ Duane, B.H.:
Reactor Physics Quarterly Report, April-June 1969
BNWL 1150 (1969)
- /F6, 7-4/ Sehmel, G.A., and F.D. Lloyd:
Particle Resuspension Rates
BNWL-Sa-5124 (1974)
- /F6, 7-5/ Sehmel, G.A.:
Airborne Dust Size Distributions as a Function of
Wind Speed
BNWL 1950 PT 3 (1974)

9. STICHWORTVERZEICHNIS

A

Abbrand 9
- Brennstoff 8
Abklingzeit 10
Ablagerung A2-4
- natürliche 10, 25/26, A2-8
Ablagerungsprozesse 18, 23
- im Primärsystem A2-2
- natürliche A2-7
Ablagerungsverhalten A2-2
Abscheidemechanismen 24
Abscheideprozess 5
Abscheideraten 27
Abscheidung
- Edelgase 2
- elementares Jod 2
- organische Jodverbindungen 2
Absturz
- Brennelementtransportbehälter 19
- Transportbehälter 20
Aerosoldurchmesser 24, 35, A2-11
Aerosole 23, A2-3, A2-10
Aerosolkonzentration 2
Aktivierungs- und Zerfallswege 1, 8
Aktivitätsfreisetzung 1, 28
- mögliche 4
Aktivitätsinventar 4
Alkalimetalle 23, A2-2
Anlageninterne Störfälle 5
Anlagenteile
- aktivitätsführende 13
Anregungskriterien 15
Außenatmosphäre 34
Auswaschung
- durch Sprühsysteme A2-4

B

Beschädigung
- von Brennelementen 18
Betriebszeit
- Reaktor 9
BOIL-Rechnungen 38
Brennelement
- Handhabungsstörfall 16, 18
- Lagerbecken 4, 10, 16, 18
- Wechsel 18
- Wechselmaschine 19
- Transportbehälter, Absturz 16
Brennstab 4
- Hülle 4
- Hüllrohr 15, 22
Brennstoff
- Matrix 15
- Zyklus 9
Bruch
- doppelendiger 36
Bruchstelle Kühlmittelleitung 27

C

Compartment 27
- fiktives 33, A2-6
- Geometrie 28
CONDRO 34, 38
CORRAL
- II 32, A2-1
- BWR 32, A2-1
- Eingabedaten 39/40, 42/43
- PWR 32, A2-1

D

Dampfexplosion 6,31
Dekontaminationsfaktor 19
Diffusion 28
- in den Sprühtropfen A2-9
- turbulente 2, A2-10
Durchmesser
- Tropfen 25

E

Edelgase 18, 23/24, A2-2
Edelmetalle 18, 23, A2-2
Eincompartmentmodell 27, A2-3
Eingabedaten
- CORRAL 46
Elementares Jod 23/24
Entladezeitpunkt 19
Entstehung
- radioaktive Spalt- und Aktivierungs-
produkte 1
Erdalkalimetalle 23, A2-2
Exponentialmatrix A2-5

F

Fallzeit 25
Filteranlage 30
- intakte Störfallfilter 67
- Versagen Störfallfilter 67
Freisetzung
- aus der Anlage 3, 4
- aus dem Reaktorkern 16
- aus der Schmelze 16, A2-1
- aus der Schmelze während der Wechsel-
wirkung Schmelze - Fundament 16, A2-1
- außerhalb des Kerns 18
- beim Hüllrohrversagen 16, A2-1
- infolge Dampfexplosion 16, A2-1
- kontinuierlich verlaufende 32
- radioaktive Spaltprodukte 1
- radioaktive Stoffe 15
Freisetzungsfaktoren
- aus zerstörten Brennelementen 20
Freisetzungsspeaks 37, 41

G

Gap Release 16, 32, A2-1, A2-4
Gebäudesprühsystem 28
Gleichgewichtszustand 10, 73

H

Halogene 18, A2-2
Hauptkühlmittelleitung
- Bruch 15

I

Innendruck 30

J

Jod
- elementares 23/24, A2-2, A2-7
- organisches 23/24, A2-2, A2-7

K

- Kern
 - Absturz in das Restwasser 66
- Kerninventar 5, 11
 - Anteil in die Compartmentatmosphäre 69/72
 - aus dem Reaktor freigesetzter Anteil 52/65, 74/77
- Kernschmelzen 5
- Kernschmelzfall
 - * - I 36
 - II 36
- Kernschmelzvorgang 1
- Koeffizientenmatrix A1-2
- Kondensationskeime 35
- Konvektion
 - natürliche 2, 28
- Kühlmittelverluststörfall 5, 15
 - beherrschter 36, 45
 - mit Ausfall der Notkühlung bei der Niederdruckeinspeisung 36
 - mit Ausfall der Notkühlung bei Umschaltung auf Sumpfbetrieb 36

L

- Leckage 30
- Leckgröße
 - unterhalb 80 mm Durchmesser 66
 - 300 mm Durchmesser 67
- Leckrate 44
- Leistungstransiente 5
- Löslichkeit 25, A2-10
- Lösung
 - des Jods A2-9

M

- Massentransferkoeffizient A2-8
- Massentransport A2-9
 - Koeffizient 25
- Matrix
 - Exponentialfunktion A1-2
 - Exponentialmethode 9
 - Kernumwandlungskoeffizienten 8
- Mehrbereichsmodell
 - Sicherheitsbehälter 2
- Meltdown Release 16/17, 32, A2-1, A2-4
- Metalloxide
 - schwerflüchtige 18, 23, A2-2
- Methode
 - Bateman 8
- Modell 6
- Multicompartment
 - Modell 27, A2-3
 - Rechnungen 45

N

- Nachzerfallswärme 5, 15
- Näherungsverfahren
 - Duane 33, A2-5
 - mathematische 6
- Notkühlssystem 5, 15
- Nuklidinventar 8, 10
- Nuklidkonzentration
 - Vektor A1-2

O

- ORIGEN 1, 7/8, A1-1

P

- Parameter
 - geometrische 2
- Programm
 - BOIL 38
 - CONDRU 34, 38
 - CORRAL 2/3, 7, 32, A2-1
 - ORIGEN 1, 7/8, A1-1

Q

- Quellterm A2-4

R

- Reaktion
 - mit der flüssigen Phase 25, A2-9
- Reaktor
 - abschalten 10
- Reaktordruckbehälter 4, 15
 - Ablagerung 25/26, A2-2
 - Dampfexplosion 44, A2-4
- Reaktorkomponenten
 - aktivitätsführende 13
- Rechenverfahren
 - BOIL 38
 - CONDRU 34, 38
 - CORRAL 2/3, 7, 32, A2-1
 - ORIGEN 1, 7/8, A1-1
- Release
 - Gap 16, 32, A2-1, A2-4
 - Meltdown 16/17, 32, A2-1, A2-4
 - Vaporization 16/17, 32, A2-1, A2-4
- Resuspension 35
- Ringraum 30
 - Absaugung 67
- Rückhaltebarrieren 4
- Rückhaltefaktoren 34
- Rückhaltewirkung 5
- Sicherheitsbehälter 73, 78
- Rückhaltung
 - Beckenwasser 19

S

- Schmelzen
 - Reaktorkern 5
- Schnellabschaltung 5
- Schutzfunktion
 - Sicherheitsbehälter 6
- Schwerkraft 2, A2-10
- Sherwood-Zahl A2-8
- Sicherheitsbarrieren 4, 5, 15
- Sicherheitsbehälter 3, 5
 - Aktivitätsfreisetzung 49
 - Atmosphäre 1
 - dichter 67
 - Freisetzung 30
 - Innendruck 30
 - Integrität 30
 - Konzentrationsverlauf 68
 - Leckage 6, 30
 - Überdruckversagen 6, 30, 34, 36, 66, A2-6
 - Unfälle mit Leck 49
 - Verweildauer der Aerosole 78
 - Zerstörung 6, 36
- Spaltgassammelraum 4, 15, 19, 41
- Spalt- und Aktivierungsprodukte 8
 - Bildung 8
 - Entstehung 3/4
 - Umwandlung 8
 - Zerfall radioaktiver 8
- Spalt- und Aktivierungsvorgänge 4
- Sprühsystem 23, 25/26, A2-7, A2-9, A2-11

Steam Explosion 16/17, 32, A2-1, A2-4
Störfall- und Unfalldiagramm 4, 37

T

Tellurgruppe 18, 23, A2-2
Transport- und Ablagerungsvorgänge 3, 4
Transportverlust 18
Tropfen
- Absorption 26, A2-11
- Durchmesser 25, A2-10

U

Überdruckversagen 6, 30, 34, 36, 66, A2-6
Überströmrate 2, 27/28
Umluftfiltersysteme 23, A2-7
Unfallkombination 49

V

Vaporization Release 16/17, 32, A2-1,
A2-4
Verdampfungsmodell 41
Verdampfungsrate 41
Versagen
- Sicherheitsbehälter 1, 3, 30/31

W

Wärmeübergang
- konvektiver 25, A2-8
Wasserdampf 27, 45
Wasserfilm 25, A2-8

Z

Zerfall
- radioaktiver 3, 15
Zerstörung
- Sicherheitsbehälter 6, 36

Rechenverfahren ORIGEN

Die während des Betriebs eines Kernkraftwerkes im Reaktorkern erzeugten Spalt- und Aktivierungsprodukte wurden mit dem Programm ORIGEN berechnet /F6 A 1-1/. Die Bildung, Umwandlung und der radioaktive Zerfall der Spalt- und Aktivierungsprodukte im Reaktor während des Betriebs kann durch folgende Differentialgleichung beschrieben werden:

$$\frac{dX_i}{dt} = \sum_{j=1}^N l_{ij} \cdot \lambda_j \cdot X_j + \bar{\varphi} \cdot \sum_{k=1}^N f_{ik} \cdot \sigma_k \cdot X_k - (\lambda_i + \bar{\varphi} \cdot \sigma_i) \cdot X_i$$

wobei

- X_i : Anzahl der Atome des Nuklids i
 λ_i : radioaktive Zerfallskonstante des Nuklids i
 σ_i : Neutronenabsorptionswirkungsquerschnitt des Nuklids i
 $\bar{\varphi}$: mittlerer Neutronenfluß
 l_{ij} : Bruchteil der radioaktiven Zerfälle des Nuklids j , der zur Bildung des Nuklids i führt
 f_{ik} : Bruchteil der durch Neutroneneinfang des Nuklids k erzeugten Nuklide i
 N : Gesamtzahl der Nuklide

Der erste Term der rechten Seite der Gleichung berücksichtigt die Erzeugung des Nuklids i durch den radioaktiven Zerfall der übrigen Nuklide, während der zweite Term die Bildung des Nuklids i über Neutroneneinfangreaktionen der restlichen Nuklide beschreibt. Im dritten Term ist die Verminderung der Anzahl der Atome des Nuklids i durch radioaktiven Zerfall und Neutroneneinfangreaktionen enthalten.

In Matrixschreibweise hat das Gleichungssystem folgende einfache Gestalt:

$$\frac{dX}{dt} = A \cdot X$$

mit der Lösung

$$X = X(t_0) \cdot \exp (A \cdot t),$$

wobei $X(t_0)$ der Vektor der Nuklidkonzentration zur Zeit $t = t_0$ und $\exp (A \cdot t)$ die Matrixexponentialfunktion bedeutet, die folgendermaßen definiert ist:

$$\exp (A \cdot t) = \sum_{m=0}^{\infty} \frac{(A \cdot t)^m}{m !}$$

Diese Lösung ist gültig unter der Voraussetzung, daß die Koeffizientenmatrix A zeitlich konstant ist. Da der Neutronenfluß $\bar{\phi}$ sich mit der Abnahme des Brennstoffs während des Betriebs ändert, ist diese Voraussetzung streng genommen hier nicht gültig. Diese zeitliche Variation ist jedoch klein, und man kann den Neutronenfluß über kleine Zeitintervalle als konstant ansehen und für jedes Zeitintervall die Lösung gesondert berechnen.

Der Vorteil der Lösung mit der Matrixexponentialfunktion besteht darin, daß man auch komplexe Aktivierungs- und Zerfallswege berücksichtigen kann, wie man sie z.B. beim α -Zerfall der Aktiniden vorfindet.

Schrifttum

- /F6, A 1-1/ Bell, M.J.:
 ORIGEN, the ORNL Isotope Generation and Depletion Code
 ORNL-4628 (1973)

Rechenverfahren CORRAL

Zur Berechnung des zeitlichen Verlaufs der Konzentration der Spaltprodukte im Sicherheitsbehälter und der Freisetzung in die Atmosphäre außerhalb des Reaktorgebäudes wurde das Rechenprogramm CORRAL II benutzt /F6, A 2-1/. CORRAL II ist eine verallgemeinerte Version der beiden Programme CORRAL PWR und CORRAL BWR /F6, A 2-2/, die für die amerikanische Reaktorsicherheitsstudie entwickelt wurden.

Die Freisetzung von Spalt- und Aktivierungsprodukten aus dem Kern bei einem Ereignis, das zum Kernschmelzen führt, erstreckt sich über eine lange Zeitspanne, bis das System schließlich abkühlt. Während dieser Zeit können aufgrund der physikalischen, chemischen und thermodynamischen Bedingungen die Freisetzungsraten über einen großen Bereich schwanken. Die im einzelnen ablaufenden Vorgänge werden durch ein Modell beschrieben, das die folgenden vier Phasen unterscheidet:

- Freisetzung beim Hüllrohrversagen (gap release), bei dem vorwiegend die während des Normalbetriebs in den Spaltgas-sammelräumen angesammelten gasförmigen und leichtflüchtigen Produkte entweichen,
- Freisetzung aus der Schmelze (meltdown release) durch die Aufheizung des Brennstoffs auf Schmelztemperatur,
- Freisetzung aus der Schmelze während der Wechselwirkung zwischen Schmelze und Betonfundament (vaporization release),
- Freisetzung infolge einer Dampfexplosion (steam explosion).

Entsprechend den physikalischen und chemischen Eigenschaften der einzelnen Spaltprodukte werden in den verschiedenen Freisetzungsphasen unterschiedliche Bruchteile des Kerninventars freigesetzt. Dabei lassen sich die einzelnen Elemente entsprechend ihrem Freisetzungsverhalten in 7 Gruppen einteilen:

- Edelgase (Kr-Xe)
- Halogene (J-Br)
- Alkalimetalle (Cs-Rb)
- Tellur-Gruppe (Te)
- Erdalkalimetalle (Ba-Sr)
- Edelmetalle (Ru)
- schwerflüchtige Metalloxide (La)

Spaltprodukte, die aus dem Reaktorkern freigesetzt werden, können durch Ablagerung im Primärsystem zum Teil zurückgehalten werden. Dieser Effekt der Ablagerung in Reaktordruckbehälter und gebrochene Hauptkühlmittelleitung ist jedoch vernachlässigbar /F6, A2-3/. Beim Jod ergibt sich ein Transportverlust auf dem Weg vom Kern bis hin zur Freisetzung aus der Kühlmittelleitung von wenigen Prozent, während bei Feststoffen mit niedrigem Siedepunkt Ablagerungsprozesse im Primärsystem aufgrund der Aufheizung des Systems lediglich eine Verzögerung der Freisetzung in den Sicherheitsbehälter bewirken.

Die in die Sicherheitsbehälteratmosphäre freigesetzten radioaktiven Stoffe liegen dort als Gas oder als Aerosol vor. Entsprechend ihrem Ablagerungsverhalten kann man die radioaktiven Stoffe in folgende Gruppen unterteilen:

- Edelgase,
- organisches Jod,
- elementares Jod,
- Aerosole.

Organische Jodverbindungen entstehen zum Teil nach Radiolyse von elementarem Jod durch Reaktion mit Spuren von organischen Verbindungen, hauptsächlich jedoch durch Reaktionen von elementarem Jod mit Farbanstrichen im Sicherheitsbehälter. Aufgrund ihres analogen Ablagerungsverhaltens werden im Sicherheitsbehälter die Freisetzungsguppen

- Alkalimetalle (Cs-Rb)
- Tellur-Gruppe (Te)
- Erdalkalimetalle (Ba-Sr)

- Edelmetalle (Ru)
- schwerflüchtige Metalloxide (La)

in der Gruppe der Aerosole zusammengefaßt.

Die Aufteilung der gasförmigen Spaltprodukte in Edelgase, Methyljodid und elementares Jod ist erforderlich aufgrund ihrer sehr unterschiedlichen Löslichkeit in Wasser oder in sonstigen Lösungen (Borsäure). Alle anderen Spaltprodukte werden in Form von Aerosolen vorliegen.

Die bei einem Kühlmittelverluststörfall aus dem Kern freigesetzten radioaktiven Stoffe gelangen über die Bruchstelle in der Kühlmittelleitung zunächst in den diese Bruchstelle umgebenden Raum und breiten sich von dort durch Diffusion oder, mitgerissen von ausströmendem Wasserdampf, in andere Räume aus. Die Verminderung der Konzentrationen der luftgetragenen Spaltprodukte kann in den einzelnen Räumen mit unterschiedlichen Abscheideraten stattfinden. Das Gebäudesprühsystem ist z.B. nur in einem Raum vorhanden und spielt damit für die Abscheidung der Spaltprodukte in den übrigen Räumen keine Rolle. Deshalb kann durch ein Multicompartmentmodell, das das freie Sicherheitsbehältervolumen in mehrere Compartments unterteilt, eine realistischere Simulation der Abscheidungsverhältnisse im Sicherheitsbehälter erreicht werden als bei einem Eincompartmentsmodell.

Der Transport der radioaktiven Stoffe von einem zum anderen Compartment und die Ablagerung bzw. Auswaschung durch Sprühsysteme ändern in jedem Augenblick die Konzentration der Nuklidgruppe m in der Atmosphäre der einzelnen Compartments. Die Massenbilanz der luftgetragenen Spaltprodukte in jedem Compartment i wird beschrieben durch die Differentialgleichung:

$$\frac{dC_i^m}{dt} = - \sum_k \lambda_{ik}^m \cdot C_i^m - \alpha_i \cdot C_i^m + \sum_j \beta_{ji} \cdot C_j^m + R_i^m(t)$$

- C_i^m : luftgetragene Konzentration der Nuklidgruppe m im Compartment i
 λ_{ik}^n : Abscheiderate im Compartment i durch den Mechanismus k für die Nuklidgruppe m
 α_i : Ausströmungsrate aus dem Compartment i
 β_{ji} : Zuwachsrates durch Überströmen vom Compartment j nach Compartment i
 $R_i^m(t)$: Quellterm im Compartment i für die Nuklidgruppe m

Der erste Term der Gleichung berücksichtigt die Verminderung der Nuklidgruppe m im Compartment i durch Prozesse, wie Ablagerung, Auswaschung durch Sprühsysteme etc., während der zweite Term die Verminderung durch Verluste, wie Überströmung in ein anderes Compartment bzw. Leckage nach draußen, beschreibt. Der dritte Term behandelt das Anwachsen der Konzentration durch den Massenzufluß aus anderen Compartments. Der zeitliche Verlauf der Freisetzung aus dem Kern, der im Quellterm $R_i^m(t)$ enthalten ist, ist abhängig von den physikalischen und chemischen Eigenschaften der Elemente und ist für die verschiedenen Gruppen von Nukliden unterschiedlich.

Innerhalb der 4 Freisetzungsphasen

- Gap Release
- Meltdown Release
- Steam Explosion
- Vaporization Release

läuft im allgemeinen die Freisetzung aus dem Kern in einem kontinuierlichen Prozeß ab (Ausnahme Steam Explosion). So wird z.B. der Meltdown Release als Freisetzung mit konstanter Rate angesehen, während beim Vaporization Release eine exponentiell abnehmende Freisetzungsrates zugrunde gelegt wird. Im Programm CORRAL wird die Differentialgleichung nun dadurch vereinfacht, daß man die kontinuierlich verlaufende Freisetzung durch diskrete Freisetzungsspeaks approximiert. Der Quellterm $R_i^m(t)$ fällt damit weg, und man erhält anstelle einer inhomogenen Differentialgleichung für jeden Freisetzungsspeak r jeweils eine homogene Differentialgleichung, die in Matrixschreibweise folgende einfache Form hat:

$$\frac{dC^{mr}}{dt} = H^{mr} \cdot C^{mr}$$

Der Spaltenvektor C^{mr} beschreibt für jede Nuklidgruppe m den Anteil der Konzentration an der Gesamtkonzentration, der aus dem Freisetzungspeak r resultiert. Die Koeffizientenmatrix H^{mr} hat folgende Gestalt:

$$H_{ij}^{mr} = -\left(\sum_k \lambda_{ik}^{mr} + \alpha_i^r\right) \cdot \delta_{ij} + \beta_{ji}^r$$

mit dem Kronecker-Symbol

$$\begin{aligned} \delta_{ij} &= 1 \text{ für } i = j \quad \text{und} \\ \delta_{ij} &= 0 \text{ für } i \neq j. \end{aligned}$$

Für zeitlich konstante Koeffizienten H_{ij}^{mr} läßt sich nun die Lösung der Differentialgleichung zur Zeit t exakt angeben. Sie lautet in Matrixschreibweise:

$$C^{mr}(t) = C^{mr}(t_0) + (t-t_0) \cdot H^{mr} \cdot \left[\frac{\exp((t-t_0) \cdot H^{mr}) - 1}{(t-t_0) \cdot H^{mr}} \right] C^{mr}(t_0),$$

wobei angenommen wird, daß zur Zeit t_0 eine Freisetzung stattgefunden hat und sich die Konzentration der Nuklidgruppe m dabei um $C^{mr}(t_0)$ erhöht hat. Die momentane Konzentration der Nuklidgruppe m in den einzelnen Compartments ergibt sich dann durch Summation der Einzelbeiträge $C^{mr}(t)$ über die verschiedenen bis zur Zeit t erfolgten Freisetzungspeaks:

$$C^m(t) = \sum_r C^{mr}(t).$$

Zur Berechnung der Exponentialmatrix wird in CORRAL ein von Duane /F6,A2-4/ entwickeltes Näherungsverfahren benutzt. Mit Hilfe dieses Rechenverfahrens lassen sich für verschiedene Zeitschritte die Konzentrationsverläufe in den einzelnen Compartments berechnen. Die Genauigkeit der Ergebnisse hängt dabei weniger von der verwendeten Näherung zur Berechnung der Exponentialmatrix ab als vielmehr von der Annahme, daß die H-

Matrix über das Rechenzeitintervall als konstant anzunehmen ist. Durch Verwendung hinreichend kleiner Zeitschritte läßt sich auf Kosten der Rechenzeit die Genauigkeit der Ergebnisse entsprechend steigern.

Zusätzlich zu der Verteilung der Aktivitätskonzentration in den einzelnen Compartments wird in CORRAL für jedes Zeitintervall die Menge an Spaltprodukten berechnet, die durch Leckagen in die Atmosphäre außerhalb des Sicherheitsbehälters abgegeben werden. Hierzu wird jedem Compartment ein fiktives Compartment zugeordnet, dessen Aufgabe es ist, die aus dem Compartment durch Leckage nach außen ausströmenden Spaltprodukte verlustfrei zu akkumulieren, d.h. ohne Berücksichtigung von Ablagerungsprozessen und Rückströmungseffekten. Mit Hilfe dieser fiktiven Compartments ist es nun möglich, das für die Konzentrationsverteilung im Sicherheitsbehälter entwickelte Rechenverfahren ebenfalls für die nach außen abgegebene Spaltproduktmenge zu benutzen. Es verdoppelt sich lediglich die Anzahl der Gleichungen, bzw. die Matrix H vergrößert sich bei N-Compartments auf eine $2N \times 2N$ -Matrix mit den Koeffizienten:

$$\left. \begin{aligned} H_{i+N,j}^{mr} &= \beta_{i+N,j}^{mr} \cdot \delta_{ij} \\ H_{i,j+N}^{mr} &= 0 \\ H_{i+N,j+N}^{mr} &= 0 \end{aligned} \right\} \begin{aligned} &\text{für } i = 1, \dots, N \\ &j = 1, \dots, N \end{aligned}$$

wobei $\beta_{i+N,j}^{mr}$ die Leckrate vom Compartment i in das fiktive Compartment i+N ist.

Neben der Leckage ist in CORRAL eine weitere Möglichkeit vorgesehen, radioaktive Stoffe beim plötzlichen Versagen des Sicherheitsbehälters nach außen abzugeben, wie dies z.B. beim Überdruckversagen der Fall ist. Bei einem solchen Ereignis erfolgt in sehr kurzer Zeit Druckausgleich mit der Außenatmosphäre, wobei der der adiabatischen Volumenänderung entsprechende Anteil der luftgetragenen Spaltprodukte aus jedem Compartment in die Außenatmosphäre freigesetzt wird.

Eine Verminderung der Aktivitätskonzentrationen im Sicherheitsbehälter kann grundsätzlich durch natürliche Ablagerungsprozesse, Umluftfiltersysteme und Sprühsysteme erreicht werden. Umluftfiltersysteme sind in der Referenzanlage nicht vorhanden. Im folgenden werden deshalb nur die natürlichen Ablagerungsprozesse und die Sprühsysteme betrachtet.

Edelgase

In der betrachteten Anlage sind keine Vorrichtungen zur Verminderung der Edelgaskonzentrationen im Sicherheitsbehälter nach Störfällen vorhanden. Aufgrund der nur geringen Löslichkeit von Edelgasen in Wasser oder sonstigen Lösungen (Borsäure) ist auch deren Auswaschung durch Sprühsysteme oder Lösung an benetzten Oberflächen vernachlässigbar.

Organisches Jod

Eine wesentliche Abscheidung von organischem Jod aus Gasphasen kann erreicht werden durch ein Natriumthiosulfat-Sprühsystem oder durch ein Störfallumluftfiltersystem mit imprägnierter Aktivkohle. Beides ist bei der betrachteten Anlage nicht vorgesehen. Die Abscheidung von organischem Jod durch das vorhandene Borsäure-Sprühsystem ist dagegen vernachlässigbar. Organisches Jod kann zum Teil durch Hydrolyse im Wasser oder durch Adsorption an Farbanstrichen aus der Sicherheitsbehälteratmosphäre entfernt werden. Diese Prozesse verlaufen jedoch sehr langsam /F6, A 2-5/ und werden deshalb für die weiteren Untersuchungen nicht berücksichtigt.

Elementares Jod

Durch natürliche Konvektion und Diffusion wird elementares Jod zu den Wänden und sonstigen Oberflächen transportiert und in dem dort befindlichen Wasserfilm abgeschieden. Es gibt mehrere

sehr schnelle Reaktionen zwischen elementarem Jod und Wasser /F6, A 2-6/. Deshalb kann elementares Jod durch Sprühsysteme schnell absorbiert werden.

Natürliche Ablagerung

Elementares Jod wird aufgrund des Temperaturgefälles zwischen der Luft und den Strukturen durch natürliche Konvektion und Diffusion zu den Wänden und sonstigen Oberflächen transportiert, wo es an dem Wasserfilm, der sich dort niedergeschlagen hat, abgeschieden wird. Der theoretische Ansatz für den Massentransport in die Wasserphase lehnt sich an den natürlichen konvektiven Wärmeübergang an /F6, A 2-9/. Damit ergibt sich die Abscheidungskonstante für die natürliche Ablagerung elementaren Jods zu

$$\lambda \frac{J}{N} = k_c \cdot \frac{A}{V}$$

mit:

A, V: Oberfläche, Volumen
 k_c : Massentransferkoeffizient

Der Massentransferkoeffizient k_c wird dabei aus der Sherwood-Zahl Sh bestimmt. Es gilt:

$$k_c = Sh \cdot \frac{D_{I_2}}{l},$$

mit:

l: Raumhöhe
 D_{I_2} : Diffusionskonstante für elementares Jod in einer Dampf-Luft-Atmosphäre

Für die Sherwood-Zahl gibt es einen experimentell angepaßten Zusammenhang mit Grashof- und Schmidt-Zahlen /F6, A 2-9/. Es wurde experimentell beobachtet /F6, A 2-5 und A 2-7/, daß die

Jod-Konzentration in der Luft zwar am Anfang sehr stark abnimmt, bis sie etwa 1 % der Anfangskonzentration erreicht hat, danach jedoch nur noch ganz gering abfällt. Dies erklärt sich daraus, daß sich nach einer gewissen Zeit ein Gleichgewichtszustand zwischen der Jod-Konzentration in der flüssigen und in der gasförmigen Phase einstellt. Im Programm CORRAL wird dieser Gleichgewichtszustand dadurch berücksichtigt, daß die Ablagerung elementaren Jods beendet wird, wenn die Jod-Konzentration 1 % des Anfangswertes erreicht.

Sprühsystem

Die Abscheidung elementaren Jods durch ein Sprühsystem wird beschrieben durch /F6, A 2-7/:

$$\lambda_S^J = \frac{F \cdot H \cdot E}{V}$$

mit:

- λ_S^J : Abscheidungskonstante für die Auswaschung elementaren Jods durch ein Sprühsystem
 F: Durchsatz des Sprühsystems
 H: Gleichgewichts-Partition-Koeffizient (Löslichkeit) für Borsäure mit pH = 5 : H = 200
 E: Wirksamkeit der Tropfenabsorption (0 < E < 1)
 V: Volumen

Die Absorption elementaren Jods in die Sprühtropfen läuft nacheinander in folgenden Einzelprozessen ab:

- Massentransport durch den umgebenden Gasfilm,
- Lösung des Jods an der Flüssigkeitsoberfläche,
- Diffusion in den Sprühtropfen,
- Reaktion mit der flüssigen Phase.

Die Wirksamkeit der Absorption elementaren Jods durch die Sprühtropfen (E) ist damit abhängig von den Massentransport-Koeffizienten in der gasförmigen (k_g) und der flüssigen (k_L) Phase,

von der Löslichkeit (Partition-Koeffizient H), von der Fallzeit (t_e) und dem Durchmesser der Tropfen (d).

Es gilt /F6, A 2-8/:

$$E = 1 - \exp[-6k_g \cdot t_e/d \cdot (H + k_g/k_L)]$$

H beinhaltet hier nur die "Sofort-Löslichkeit" des elementaren Jods. Chemische Reaktionen, deren Reaktionszeiten größer sind als die Tropfenfallzeit, würden nur bei Umwälzsprühsystemen eine Rolle spielen.

Aerosole

Da Störfallumluftfilter nicht vorhanden sind, bleiben als Abscheidemechanismen natürliche Ablagerung und Sprühsysteme.

Natürliche Ablagerung

Die natürliche Ablagerung von Aerosolen wird hervorgerufen durch Schwerkraft und turbulente Diffusion. Experimente haben gezeigt, daß die Verminderung der Aerosol-Konzentrationen in der Nachunfall-Atmosphäre hauptsächlich durch Schwerkraftablagerung auf horizontalen Flächen erfolgt /F6, A 2-7/.

Für dieses gilt:

$$\lambda_N^A = u \cdot \frac{A}{V}$$

mit:

- λ_N^A : Abscheidungskonstante für die natürliche Ablagerung von Aerosolen
- u : Ablagerungsgeschwindigkeit
- A, V : Bodenfläche, Volumen

Ein entscheidender Parameter für die Größe der Ablagerungsgeschwindigkeit ist dabei der Aerosoldurchmesser. Da die größeren Partikel schneller abgelagert werden als die kleineren Teilchen, ändert sich der mittlere Aerosoldurchmesser im Laufe der Zeit. In Experimenten wurde gefunden, daß die mittlere Größe der Aerosole in einer Wasserdampf-Atmosphäre bei einem Anfangswert von 15μ nach einigen Stunden auf 5μ abgesunken war /F6, A 2-5/.

Sprühsystem

Die Abscheidung von Aerosolen durch ein Sprühsystem ist abhängig von einer Reihe von Parametern:

- Fallhöhe der Tropfen,
- Durchsatz des Sprühsystems,
- Wirksamkeit der Tropfenabsorption,
- mittlere Tropfengröße,
- Volumen des Compartments.

Es gilt:

$$\lambda_S^A = \frac{3 hFE}{2 dV}$$

mit:

- λ_S^A : Abscheidungskonstante für die Auswaschung von Aerosolen
- h: Fallhöhe der Tropfen
- F: Durchsatz des Sprühsystems
- E: Wirksamkeit der Tropfenabsorption
- d: mittlerer Tropfendurchmesser
- V: Volumen des Compartments

Die Wirksamkeit der Tropfenabsorption (E) ist dabei vor allem eine Funktion der Größe der Aerosole. Werte für E wurden experimentell ermittelt /F6, A 2-10/.

Schrifttum

- /F6, A 2-1/ Burian, R.J., und P. Cybulskis:
CORRAL II, Users Manual
Battelle Columbus Laboratories, Ohio, 1977
- /F6, A 2-2/ Owzarsky, P.C., and A.K. Postma:
CORRAL Code User's Guide
WASH-1400, App. VII-J, Adendum (1975)
- /F6, A 2-3/ Fission Product Release from the Primary Coolant
System
WASH-1400, Appendix VII, Section 2 (1975)
- /F6, A 2-4/ Duane, B.H.:
Reactor Physics Quarterly Report, April-June 1969
BNWL 1150 (1969)
- /F6, A 2-5/ Hilliard, R.K., and L.F. Coleman:
Natural Transport Effects on Fission Product
Behavior in the Containment System Experiment
BNWL 1457 (1970)
- /F6, A 2-6/ Eggleton, A.E.J.:
A Theoretical Examination of Iodine Water Parti-
tion Coefficients
AERE-R 4887 (1967)
- /F6, A 2-7/ Postma, A.K., P.C. Owzarski and D.L. Leser:
Transport and Deposition of Airborne Fission
Products in Containment Systems of Water Cooled
Reactors Following Postulated Accidents
WASH-1400, Appendix VII-J (1975)
- /F6, A 2-8/ Postma, A.K., and W.F. Pasedag:
A Review of Mathematical Models for Predicting
Spray Removal of Fission Product in Reactor Con-
tainment Vessels
BNWL-B-268 (1973)

HAU

/F6, A 2-9/

Knudsen, J.G.:

Fission Product Transport by Natural Processes
in Containment Vessels

BNWL-943 (1969)

/F6, A 2-10/

Hilliard, R.K., A.K. Postma, J.D. McCornick and
L.F. Coleman:

Removal of Iodine and Particles by Sprays in
the Containment System Experiment

Nuclear Technology, vol. 10 (1971) no. 4,
p. 499/519

