



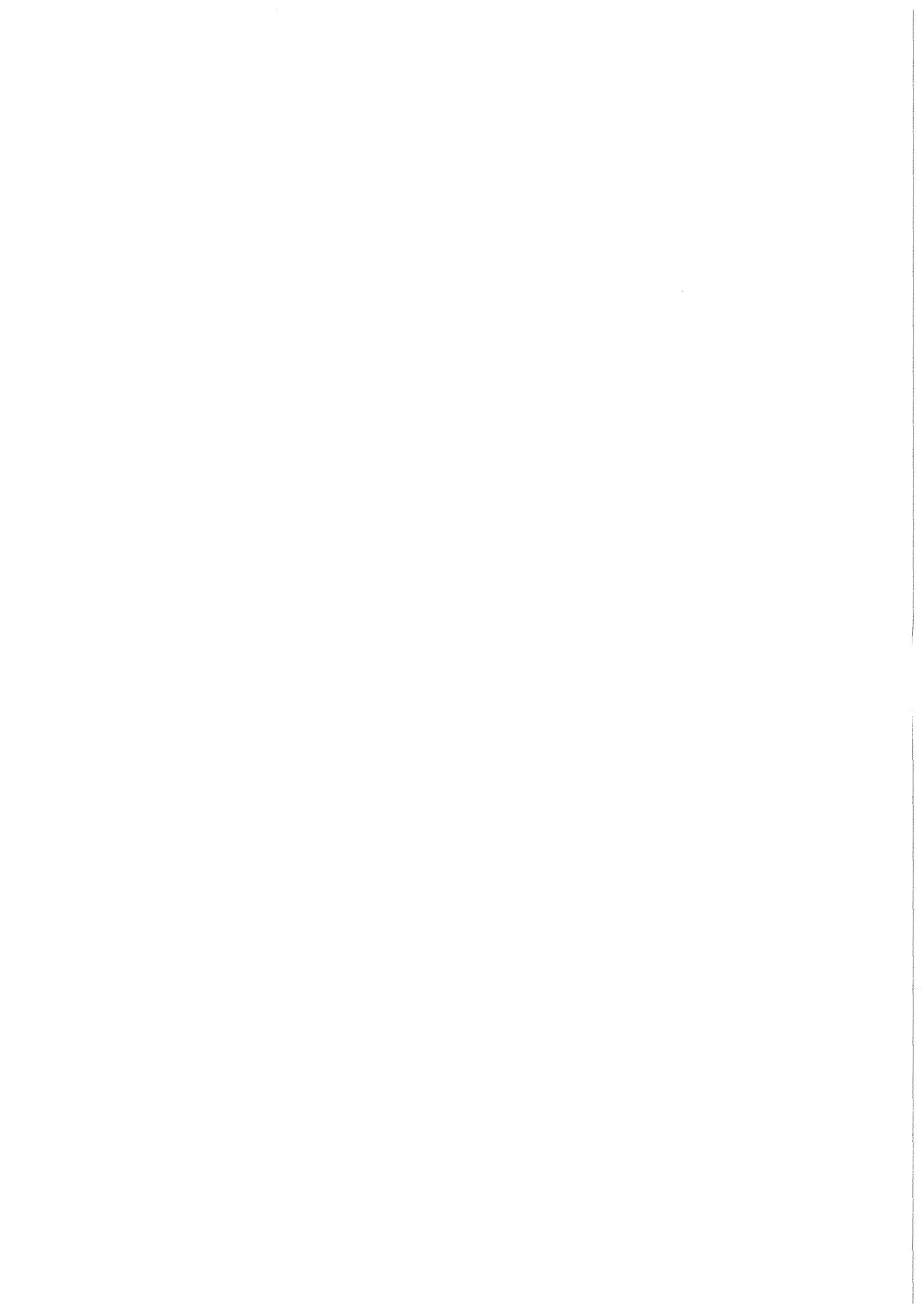
KfK 3270
Februar 1982

Sammlung der Vorträge zum Jahreskolloquium 1981 des Projektes Nukleare Sicherheit

Karlsruhe, am 17. November 1981

Projekt Nukleare Sicherheit

Kernforschungszentrum Karlsruhe



K E R N F O R S C H U N G S Z E N T R U M K A R L S R U H E

PROJEKT NUKLEARE SICHERHEIT

KfK 3270

Sammlung der Vorträge zum
Jahreskolloquium 1981 des
Projektes Nukleare Sicherheit

Karlsruhe, am 17. November 1981

Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH, Karlsruhe

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

Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH
ISSN 0303-4003
ISSN 0171-2691

<u>Inhaltsverzeichnis</u>	<u>Seite</u>
Die Bedeutung der internationalen Zusammenarbeit bei der Reaktorsicherheitsforschung The Importance of International Cooperation in the Field of Reactor Safety Research H. Seipel, Bundesministerium für Forschung und Technologie	1 - 16
Fortschritte der Reaktorsicherheitsforschung im Projekt Nukleare Sicherheit Recent Advances of Reactor Safety Research in the Nuclear Safety Project H. Rininsland, A. Fiege, W. Gulden, F. Horsch, J.P. Hosemann, KfK - Projektleitung PNS	17 - 76
Thermohydraulik der Notkühlung - konservative oder "Best Estimate"-Analyse Thermohydraulics in Emergency Core Cooling - Conservative or Best Estimate Analysis F. Mayinger, Technische Universität München	77 - 107
Recent Developments in Consequence Modeling Neuere Entwicklungen in der Modellierung von Unfallfolgen D.C. Aldrich, D.J. Alpert, J.L. Sprung, Sandia National Laboratories R.M. Blond, U.S. Nuclear Regulatory Commission	109 - 139
Weiterführende Untersuchungen zu den Unfallfolgen - Ergänzungen zur Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke Additional Investigations on the Consequences of Accidents - Complements to the German Reactor Risk Study J. Ehrhardt, A. Bayer, K. Burkart, KfK - Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik	141 - 191
Chemisches Reaktionsverhalten des Jods bei schweren Reaktorstörfällen Chemical Reactions of Iodine during Severe Reactor Accidents H.J. Ache, KfK - Institut für Radiochemie K.H. Neeb, Kraftwerk Union Aktiengesellschaft Erlangen	193 - 216
Das Deformationsverhalten von Zircaloy-Hüllrohren beim Kühlmittelverluststörfall und seine Wechselwirkung mit der Kernnotkühlung LWR Fuel Cladding Deformation in a LOCA and its Interaction with the Emergency Core Cooling F.J. Erbacher, KfK - Institut für Reaktorbauelemente	217 - 236

Seite

Abschätzung der Brennstabschäden bei LWR-Störfällen
mit dem Programmsystem SSYST

237 - 260

Evaluation of Fuel Rod Damage in LWR under Accident
Conditions using SSYST

R. Meyder, KfK - Institut für Reaktorentwicklung

Anhang: Literaturverzeichnis

261 - 273

PROJEKT NUKLEARE SICHERHEIT
JAHRESKOLLOQUIUM 1981

DIE BEDEUTUNG DER INTERNATIONALEN ZUSAMMENARBEIT
BEI DER REAKTORSICHERHEITSFORSCHUNG

H. SEIPEL

BUNDESMINISTERIUM FÜR
FORSCHUNG UND TECHNOLOGIE, BONN

Die Bedeutung der internationalen Zusammenarbeit bei der Reaktorsicherheitsforschung

Zusammenfassung

Nach bisheriger Erfahrung erhalten neue Fragen und Probleme der Reaktorsicherheit und neue sicherheitspolitische Konzepte über den Kreis der zunächst Betroffenen hinaus stets internationale Bedeutung. Es ist deshalb folgerichtig, durch intensive internationale Zusammenarbeit eine gemeinsame Basis zur Beantwortung von Fragen und Lösungen von Problemen zu schaffen.

Anhand eines Ausblicks auf die aktuelle Planung der Reaktorsicherheitsforschung in der Bundesrepublik im Rahmen der Fortschreibung des Energieforschungsprogramms wird aufgezeigt, daß ein weitgehender internationaler Konsens besteht über notwendige neue Initiativen und Schwerpunktverlagerungen. Die Anstöße für die Neuorientierung erfolgten insbesondere aus Risikostudien aber auch aus Erkenntnissen vom Harrisburgstörfall.

Hervorzuheben ist insbesondere das Bemühen um ein realistisches Verständnis nicht nur großer Kühlmittelverluststörfälle, sondern vor allem auch von Systemstörungen durch kleinere Leckagen und Transienten in Verbindung mit zusätzlichem Versagen von Komponenten und Hilfssystemen.

Für eine bessere Bewertung hypothetischer Störfälle müssen einerseits der tatsächliche Ablauf von Störungen, die zur Beschädigung oder zum Schmelzen des Kernes führen können, und andererseits die maßgeblichen Phänomene bei der Freisetzung, Rückhaltung und meteorologischen Ausbreitung von Spaltprodukten genauer untersucht werden. Wichtig sind ferner Forschungsarbeiten, die dazu beitragen, Fehler und Störungen in Kernkraftwerken frühzeitig zu erkennen und den Operateuren Diagnose- und Entscheidungshilfen für wirkungsvolle Gegenmaßnahmen zu geben.

Die bestehenden Kooperationsmechanismen bei der Reaktorsicherheitsforschung im Rahmen der EG, der OECD und der IAEA werden dargelegt. Besondere Bedeutung hat nach wie vor die bilaterale Zusammenarbeit, vor allem mit den USA, Japan und Frankreich. Im Zusammenhang der Kooperation mit Schwellenländern wird anhand von Erfahrungen in der Bundesrepublik die Bedeutung frühzeitiger eigener Reaktorsicherheitsforschung in diesen Ländern dargelegt.

The Importance of International Cooperation in the Field of Reactor Safety Research

Abstract

According to experience accumulated so far new questions and problems of reactor safety as well as new concepts in safety policy always extend beyond the group of those initially involved and take importance on an international level. Therefore, it is a consistent procedure to provide by intensive international cooperation a common basis for answering questions and settling problems.

Based on an overview of present planning performed in reactor safety research in the Federal Republic of Germany within the framework of updating the energy research program it is shown that international consensus has been established to a large extent concerning the necessary new initiatives and shifts in central activities. The reorientation received its impetus above all from risk studies but also from knowledge derived from the Harrisburg accident.

Emphasis should be placed in particular on the efforts taken to acquire a realistic understanding not only of large loss-of-coolant-accidents but especially also of malfunctions of the system due to minor leakages and transients associated with the additional failure of components and auxiliary systems.

A better assessment of hypothetical accidents, on the one hand, calls for more detailed studies of the actual sequence of failures susceptible of degrading or melting the reactor core and, on the other hand, of the essential phenomena getting effective in the release, retention and atmospheric distribution of fission products. Besides, research activities are important which contribute to the early detection of defects and malfunctions in nuclear power stations and assist the operators in diagnosis and decision making so as to enable them to take effective countermeasures.

The mechanisms of cooperation existing in reactor safety research within the framework of the EC, OECD and IAEA are described. Bilateral cooperation above all with the USA, Japan and France, continues to be of particular importance. In the context of cooperation with threshold countries and based on experience accumulated in the Federal Republic of Germany, the importance is underlined here of early reactor safety research performed in these countries on their own.

Die Bedeutung der internationalen Zusammenarbeit bei der Reaktorsicherheitsforschung

H. Seipel

Reaktorsicherheit ist in der Bundesrepublik von Anfang an unter Berücksichtigung internationaler Entwicklungen geplant und durchgeführt worden. Die Anfänge des PNS geben davon ein beredtes Zeugnis. So geht z.B. das PNS-Brennstabprogramm zurück auf eine detaillierte Analyse aller Dokumente, die anlässlich eines umfassenden öffentlichen Notkühlhearings im Jahre 1972 in den USA vorgelegt wurden. Bei dem Hearing stand die Frage nach dem Verhalten von Brennelementen bei Kühlmittelverluststörfällen besonders im Brennpunkt kontroverser Diskussionen. Die Auswertung der dort geführten Diskussionen und der vorgelegten Fachberichte hat die mit dieser Aufgabe betrauten Mitarbeiter des Kernforschungszentrums Karlsruhe in die Lage versetzt, mit relativ kurzem Anlauf ein treffsicher auf die wichtigsten Fragen ausgerichtetes Forschungsprogramm über Brennstabverhalten zu konzipieren.

Wir wissen heute, daß neue Fragen und neu auftauchende Probleme in der Reaktorsicherheit niemals auf den Kreis derjenigen, die sich erstmals damit auseinanderzusetzen haben, beschränkt bleiben. In kurzer Zeit werden gleiche Fragen an vielen anderen Stellen in der Welt aufgeworfen, wird der Nachweis entsprechender Problemlösungen verlangt.

Dieser Sachverhalt ist spätestens nach dem Störfall im Kernkraftwerk Three Mile Island für jedermann sichtbar geworden. Mir ist kaum ein Industrieland, das Kernkraftwerke betreibt, bekannt, in dem nicht Untersuchungen angestellt und Berichte verfaßt wurden, die sich mit der Frage auseinandersetzten, ob ein vergleichbarer Störfall auch im eigenen Lande möglich sei und welche zusätzlichen Maßnahmen zu ergreifen seien, um derartigen Störfälle zuverlässig vorzubeugen. Die weltweiten Wechselwirkungen im Bereich Reaktorsicherheit lassen sich auch am folgenden aktuellen Beispiel verdeutlichen:

Die amerikanische Genehmigungsbehörde für Nuklearanlagen, die USNRC, hat ihre Absicht angekündigt, ein sogenanntes "rule-making hearing" zum Problemkreis "degraded core cooling" abzuhalten. Dieses öffentliche Hearing soll eine Entscheidung der Behörde vorbereiten, ob und falls ja in welcher Weise sehr unwahrscheinliche Störfälle, die eine unzulängliche Kernkühlung bedingen und dadurch eine Beschädigung des Reaktorkerns herbeiführen können, im Genehmigungsverfahren zu berücksichtigen sind. Falls sich die NRC zu einer entsprechenden Erweiterung der Vorschriften für das abzusichernde Spektrum von Auslegungsstörfällen entschließen sollte, so hätte dies erhebliche Auswirkungen, z.B. für Maßnahmen zur Kontrolle der Wasserstoffkonzentration im Containment und für Annahmen zur Containmentbelastung. Es liegt auf der Hand, daß das angekündigte Hearing und die daran anschließenden Entscheidungen der USNRC weltweite Auswirkungen haben können.

Nachdem also weltweit Fragen und Probleme der Reaktorsicherheit geteilt werden müssen, liegt es natürlich nahe, durch intensive internationale Zusammenarbeit und durch Austausch von Forschungsergebnissen und sicherheitstechnischem Know How auch eine gemeinsame Basis für die Beantwortung von Fragen und die Lösung von Problemen zu schaffen.

Reaktorsicherheitsforschung muß vor allem zukunftsorientiert sein. Sie muß sicherheitspolitische Aspekte und internationale Tendenzen in der Ausgestaltung von Schutzziele und in der Weiterentwicklung der Sicherheitstechnik im Auge haben.

Lassen Sie mich an diese Feststellung anknüpfend einige grundsätzliche Ausführungen zur weiteren Planung der Reaktorsicherheitsforschung in der Bundesrepublik machen.

Zunächst ist es aufschlußreich, unsere eigenen Programmüberlegungen einmal zu vergleichen mit den bekannt gewordenen Plänen anderer großer Industriestaaten wie USA, Japan und Frankreich. In allen genannten Ländern werden im Rahmen umfangreicher vom Staat geförderter Reaktorsicherheitsforschungsprogramme weiterhin große Anstrengungen unternommen, Risiken besser zu verstehen, vorhandene

relative Schwachstellen in den Anlagen zu erkennen und davon ausgehend Maßnahmen zur noch besseren Schadensvorbeugung und zur Verbesserung der Sicherheit zu realisieren.

Es besteht offensichtlich internationaler Konsens, daß wir uns mit dem bisher schon erreichten hohen Stand der Sicherheitstechnik noch nicht zufrieden geben dürfen, daß es vor dem Hintergrund der zunehmenden Zahl von Kernkraftwerken in der Welt keinen Stillstand in der Weiterentwicklung der Sicherheitstechnik geben darf.

Auch in den Zielen und den ausgewiesenen Schwerpunkten der genannten Programme findet man ein hohes Maß an Übereinstimmung. Dies ist offensichtlich auch das Resultat eines regen internationalen Gedanken- und Erfahrungsaustausches und hat sicherlich auch damit zu tun, daß die entscheidenden Anstöße für Schwerpunktverlagerungen und neue Initiativen für alle gemeinsam aus Risikostudien wie der Rasmussen-Studie und der Deutschen Reaktorsicherheitsstudie sowie aus Erkenntnissen vom Harrisburg-Störfall kamen.

Werfen wir nun einen Blick auf unser eigenes Programm.

Vorrangiges Ziel der Reaktorsicherheitsforschung muß es sein, das Auftreten von Störfällen zu verhindern. Wirksamster Ansatzpunkt dabei ist die Steigerung der Zuverlässigkeit und Funktionstüchtigkeit aller sicherheitstechnischen Komponenten.

Durch zielstrebige Forschungs- und Entwicklungsarbeiten, die zum Teil gemeinsam mit der Industrie gefördert wurden, ist es gelungen, die Zuverlässigkeit und Bruchsicherheit von druckbeaufschlagten Komponenten der Kühlkreisläufe wesentlich zu verbessern. Die so erzielten Forschungsergebnisse bildeten die Grundlage für ein neues von der Reaktorsicherheitskommission akzeptiertes Sicherheitskonzept ("Basissicherheit"), aufgrund dessen die bisher für die sicherheitstechnische Auslegung von LWRs bestimmenden großen Rohrleitungsbrüche weitgehend ausgeschlossen werden können.

Damit stehen jetzt Fragen nach dem Langzeitverhalten der Bauteile, insbesondere der bereits im Betrieb befindlichen Kernkraftwerke, im Vordergrund. In diesem Zusammenhang gilt es, das Wissen über die Sicherheitsabstände zu vertiefen, die auch bei einer durch Langzeitbetrieb verminderten Werkstoffzähigkeit und bei ungünstigsten Lastfällen, z.B. durch Thermoschocks bei hohem Druckniveau, noch vorhanden sind.

Sehr wichtig für die Beurteilung der Sicherheit von Bauteilen im Langzeitbetrieb ist die fernbediente zerstörungsfreie Werkstoffprüfung. Trotz der aufgrund bisheriger Fördermaßnahmen erzielten Fortschritte ist eine weitere Steigerung der Zuverlässigkeit bei der Erkennung von Lage und Größe auch sehr kleiner Risse eine vorrangige Aufgabe.

Eine weitere wichtige Aufgabe der Reaktorsicherheitsforschung ist die Untersuchung des Ablaufs und der möglichen Auswirkungen von Störfällen. In der Vergangenheit standen dabei große Kühlmittelverluststörfälle und in diesem Zusammenhang die breite Absicherung der Wirksamkeit der Kernnotkühlsysteme und der Zuverlässigkeit des Containments im Vordergrund. Die inzwischen vorliegenden Ergebnisse stellen eine solide Grundlage für die Beurteilung aller damit zusammenhängenden Fragen dar.

Der letzte Zug ist nun die genauere Absicherung der Übertragbarkeit der bisher verfügbaren Ergebnisse auf reale Reaktor- und Containmentgeometrie. Somit werden die HDR-Containmentversuche und das 2D/3D-Notkühlprojekt voraussichtlich das Thema "großer Kühlmittelverlust" beenden.

Aufgrund der konsequenten Optimierung der Sicherheitseinrichtungen für den extremen Fall eines doppelendigen Primärkreisbruchs hat sich nunmehr die Situation ergeben, daß weniger spektakulär beginnende Störungen wie kleine Kühlmittleckagen und Transienten in Kombination mit dem Versagen weiterer Systeme und Fehlern des Bedienungspersonals risikodominant sind.

Eine weitere Risikominderung setzt deshalb voraus, daß beginnende Störungen möglichst früh und zuverlässig entdeckt, die Ursachen und der wahrscheinliche Verlauf erkannt und die tatsächlich ablaufenden Vorgänge genau verstanden werden. Nur so können in jedem Fall die wirksamsten Gegenmaßnahmen zur Vermeidung einer Ausweitung der Störung und zur Begrenzung der Störfallfolgen getroffen werden. Die Weiterentwicklung von Systemen zur Früherkennung von Fehlern und Störungen und die Entwicklung computergestützter Diagnosehilfen für Operateure zur schnellen Erfassung von Art, Ursache und wahrscheinlichem Verlauf von Störungen ist deshalb eine wichtige Aufgabe. Die deutsche Risikostudie hat gezeigt, daß bei nahezu zwei Dritteln aller Schadensabläufe, die zu einer Kernschmelze führen können, menschliches Fehlverhalten eine maßgebliche Rolle spielt. Folglich liegt ein Schlüssel zur weiteren Risikominderung in der Reduktion der Fehlermöglichkeiten durch Eingriffe und Handlungen des Bedienungspersonals. Obwohl in diesem Zusammenhang Fragen der Ausbildung des Personals, der Betriebsorganisation und der Ausgestaltung der Bedienungsanweisungen von ausschlaggebender Bedeutung sind, kann auch die Forschung einen wichtigen Beitrag leisten, das Gesamtsystem Mensch-Maschine zu optimieren. Es gilt, das Optimum zu finden zwischen einer weitgehenden Automatisierung von Schutzmaßnahmen zur Verhinderung und Begrenzung von Störungen und der Erhaltung von Handlungsmöglichkeiten für den Operateur, um bei unvorhergesehenen Störfallvarianten Unzulänglichkeiten in der Logik der Schutzsysteme erkennen und selbst wirkungsvolle Gegenmaßnahmen einleiten zu können.

Die theoretischen und experimentellen Forschungsarbeiten zum Ablauf von Störfällen müssen verstärkt auf Systemstörung durch Leckagen und Versagen von Komponenten sowie Teilsystemen in den Kühlkreisläufen ausgerichtet werden, die durch ungünstige Verkettungen von Schäden zu einer unzureichenden Kernkühlung führen können. Besondere Beachtung verdient dabei der Einfluß von Regelung und Steuerung auf Hilfssysteme zur Medienversorgung im Zusammenhang mit Auslösung und Ablauf von Störfällen.

Für die richtige Bewertung der jenseits der Auslegungsstörfälle verbleibenden hypothetischen Störfälle muß man vor allem den realistischen Ablauf möglicher Kernschmelzstörfälle genau verstehen. Im bisherigen Programm sind die maßgeblichen Phänomene und der Zeitverlauf der Vorgänge in Form von Grenzfalluntersuchungen (Zusammenschmelzen eines völlig ungekühlten Kerns) eingekreist worden. Tatsächlich aber werden, wie der TMI-Störfall gezeigt hat, wenn überhaupt, partielle und zeitlich begrenzte Kernschmelzprozesse eine Rolle spielen. Daraus folgt, daß bei zukünftigen Forschungsarbeiten der realistische Ablauf typischer Kernschmelzünfälle im Vordergrund stehen muß. Ein besseres Detailverständnis dieser Phänomene, insbesondere des Brennelementverhaltens, des Abschmelzprozesses, der Wasserstoffbildung sowie der Belastung von Reaktordruckbehälter und Containment, ist dabei eine wichtige Voraussetzung für entsprechende Notfallplanung und eventuelle weitere Maßnahmen zur Reduktion der Folgen derartiger Unfälle.

Im gleichen Zusammenhang kommt auch einer genaueren Kenntnis der Freisetzungseigenschaften, der meteorologischen Ausbreitung und der Ablagerung von Spaltprodukten große Bedeutung zu.

Hier bedarf es, wie Ergebnisse aus dem TMI-Störfall gezeigt haben, zusätzlicher experimenteller und theoretischer Untersuchungen.

Die deutsche Risikostudie hat neue Maßstäbe für die Risikoanalyse einer komplizierten Großanlage gesetzt. Sie hat erstmalig eine Gesamtschau des in deutschen Kernkraftwerken erreichten Sicherheitsstandes und der verbleibenden Risiken vermittelt.

Eine Auswertung aller zur Risikostudie abgegebenen Kommentare und Stellungnahmen bildet die Grundlage für eine Phase B der Risikostudie, in der versucht werden soll, erkannte Schwachstellen der Phase A zu eliminieren, unzulänglich behandelte Fragen zu vertiefen, neue Forschungsergebnisse in die Störfallablaufmodelle einzuarbeiten und insgesamt die Fehlerbandbreite der Ergebnisse einzuengen. Die Ergebnisse der Phase A stellen heute bereits eine wichtige Hilfe für die weitere Ausgestaltung der sicherheits-

technischen Anforderungen im Genehmigungsverfahren dar und sie werden, ergänzt durch weitere Ergebnisse der Phase B, eine Grundlage für weitere Prioritätensetzung in Forschung und Entwicklung sein.

Nach diesem Ausblick auf unser weiteres Programm will ich mich nun wieder dem Thema der internationalen Zusammenarbeit im engeren Sinne zuwenden.

Ich könnte zunächst einige Zeit damit verbringen, Ihnen im Detail zu beschreiben, wie, mit wem und auf welchen Gebieten sich unsere internationale Zusammenarbeit im einzelnen vollzieht. Dies würde aber, angesichts des Umfangs unserer internationalen Zusammenarbeit, längere Zeit in Anspruch nehmen. Ich will mich deshalb heute nur auf eine allgemeine Information beschränken, dabei allerdings auf einige besondere Aspekte ausführlicher eingehen.

Unsere Zusammenarbeit mit ausländischen Partnern vollzieht sich sowohl im bilateralen als auch im multilateralen Rahmen. Unter den multilateralen Aktivitäten ist zunächst die europäische Zusammenarbeit zu erwähnen. Hier gibt es einen beratenden Programm- ausschuß für das Reaktorsicherheitsforschungsprogramm der Gemeinsamen Forschungsstelle Ispra. Dieser Ausschuß hat sich bereits frühzeitig mit gutem Erfolg bemüht, einen weitgehend komplementären Zuschnitt des EG-Programms zu den nationalen Programmen der Mitglieder zu erreichen.

Das "Committee on the Safety of Nuclear Installations" (kurz: CSNI) der Nuclear Energy Agency der OECD hat aufgrund der Zahl und Bedeutung der mitwirkenden Länder, der fachlichen Kompetenz und des Ranges seiner persönlichen Mitglieder sowie der Breite des Arbeitsgebietes m.E. zur Zeit die größte praktische Bedeutung für den multilateralen Austausch von Forschungsergebnissen. Im CSNI soll vor allem auch der Dialog zwischen den für atomrechtliche Genehmigungen und den für die Reaktorsicherheitsforschung verantwortlichen Fachleuten gepflegt werden, um eine enge internationale Wechselbeziehung zwischen Forschung und

Genehmigungspraxis herzustellen. Die fachliche Arbeit des CSNI vollzieht sich vor allem in zahlreichen fachspezifisch orientierten Arbeitsgruppen und Spezialistentreffen.

Die Internationale Atomenergie Organisation (IAEO) in Wien trägt durch zahlreiche Veranstaltungen, internationale Konferenzen und Spezialistentreffen zu ausgewählten Themen zum Kenntnis- und Erfahrungsaustausch bei.

Über weitere Möglichkeiten der Zusammenarbeit und des Erfahrungsaustausches bei der Reaktorsicherheitsforschung im Rahmen der IAEO wird zur Zeit beraten. Solche Möglichkeiten könnten sowohl in einer Intensivierung der Ost-West als auch der Nord-Süd-Zusammenarbeit liegen. Im Dezember dieses Jahres wird eine von der IAEO berufene internationale Arbeitsgruppe in Moskau entsprechende Vorschläge diskutieren.

Die Bundesregierung wird alle Maßnahmen unterstützen, die geeignet sind, die unter den OECD-Staaten bestehende gute Zusammenarbeit auch auf die COMECON-Länder und die Länder der Dritten Welt auszudehnen.

Trotz der großen Bedeutung der multilateralen Zusammenarbeit ziehen wir den größten praktischen Nutzen nach wie vor aus der bilateralen Zusammenarbeit. Mit einigen Ländern pflegen wir eine intensive Zusammenarbeit vor allem auf ausgewählten Teilgebieten, so z.B. mit Großbritannien, Schweden, Schweiz und den Niederlanden.

Eine besondere Rolle spielt jedoch die Zusammenarbeit mit Partnern, die eigene umfassende Sicherheitsforschungsprogramme durchführen. Hier sind die USA, Japan und Frankreich an erster Stelle zu nennen, mit denen eine die ganze Breite der Programme umfassende Zusammenarbeit stattfindet.

Als Höhepunkt unserer internationalen Zusammenarbeit ist sicher das trilaterale 2D/3D-Notkühlprojekt anzusprechen. Dieses Vorhaben wird arbeitsteilig von den USA, Japan und der Bundesrepublik durchgeführt. Wie der Name bereits andeutet, handelt es sich um die experimentelle und theoretische Untersuchung der zwei- und dreidimensionalen thermohydraulischen Vorgänge im Kern und oberen Plenum eines Druckwasserreaktors, insbesondere während des Wiederauffüll- und Flutvorganges nach einem Kühlmittelverlust.

Die Experimente sollen in einem Maßstab durchgeführt werden, der der Realität möglichst weitgehend entspricht, so daß die Versuchsergebnisse unmittelbar für die Verifikation eines gleichzeitig zu entwickelnden Rechenprogramms herangezogen werden können. Die Arbeitsteilung zwischen den drei Partnerländern ist so vorgesehen, daß die japanische Seite die Vorgänge im Reaktorkern untersuchen wird. Die deutsche Seite führt Großversuche zur Simulation der Vorgänge im oberen Plenum und im Ringraum und den übrigen Primärkreislaufkomponenten eines DWR durch. Schließlich soll die amerikanische Seite einerseits den größten Teil der erforderlichen neuartigen Meßinstrumentierung entwickeln und bereitstellen und außerdem ein geeignetes Rechenprogramm für die analytische Beschreibung der mehrdimensionalen instationären Strömungsvorgänge erstellen und die erforderlichen Vorausberechnungen vornehmen.

Ich habe gesagt, daß dieses Projekt den Höhepunkt unserer internationalen Zusammenarbeit darstellt, denn keiner der drei Partner wäre in der Lage, dieses sehr komplizierte und auch sehr aufwendige Projekt allein durchzuführen.

Zugleich aber stellt dieses Projekt auch die größte Herausforderung an die internationale Zusammenarbeit dar, denn alle drei Partner sind mit diesem Projekt ein großes Risiko eingegangen. Wenn einer der drei Partner die vertraglich zugesagte Leistung nicht oder nur teilweise oder nicht zur rechten Zeit erbringt,

kann der hohe Aufwand der anderen Partner seinen Sinn verlieren. Da sich der Zeitraum von der ersten Vorbereitung eines solchen Projekts bis zum erfolgreichen Abschluß über ein Jahrzehnt erstreckt, ist es unvermeidlich, daß die verantwortlichen Personen bei den beteiligten Stellen wechseln, daß sich damit und durch weitere Faktoren auch die Auffassungen über die Priorität eines solchen Projektes und über die zweckmäßigste Form der Durchführung im Laufe der Zeit verschieben können. Gerade in einer Phase grosser Haushaltsprobleme und damit besonderer Anfechtung von Großprojekten, in der wir zur Zeit stehen, erwächst allen Partnern eine große Verantwortung, neben eigenen momentanen Schwierigkeiten die Gesamtheit der Interessen und die erbrachten Vorleistungen zu sehen und zu berücksichtigen. Hier werden alle drei Partner in der Zukunft gewiß noch Probleme zu bewältigen haben, aber ich bin zuversichtlich, daß wir bei wechselseitig fairer Würdigung der Probleme und unverzichtbaren Interessen dieses Projekt erfolgreich durchführen werden.

Der Erfolg oder Mißerfolg dieses 2D/3D-Projektes wird auf jeden Fall ein Markstein sein, an dem in der Zukunft arbeitsteilige internationale Großprojekte zur Reaktorsicherheit orientiert werden.

Wichtig ist auch die bilaterale Zusammenarbeit mit Schwellenländern, die sich darauf vorbereiten, größere Kernkraftwerkprogramme zu realisieren. Dabei haben wir eine besondere Verantwortung gegenüber denjenigen Ländern, die auf deutsche Reaktortechnik setzen.

Ein Rückblick auf die Entwicklung in unserem eigenen Land zeigt, wie wichtig es ist, daß parallel zum Bau der ersten Kernkraftwerke und orientiert an der weiteren Expansion der Kernenergienutzung eigenständige Reaktorsicherheitsforschung aufgebaut wird. Sie schafft eine wichtige Grundlage für die Beurteilung von Sicherheitsproblemen im Genehmigungsverfahren und zur Lösung spezieller Probleme, die sich aus spezifischen Anforderungen der nationalen Behörden ergeben. Von erheblicher Bedeutung ist aber auch der Beitrag der Forschung zur Ausbildung von Fachleuten auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit. Eine vorsichtige Schätzung er-

gibt, daß in der Bundesrepublik allein in der Zeit von 1970 bis heute über 1000 Ingenieure und Physiker durch Mitarbeit an staatlich geförderten Forschungsprojekten Spezialwissen und Erfahrung auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit erworben haben. Wenn man bedenkt, daß es zur Zeit in der Bundesrepublik etwa 3000 Fachleute gibt, die sich in der Industrie, bei Behörden und Gutachterorganisationen mit Fragen der Reaktorsicherheit befassen, wird der große Beitrag der Forschung für die Ausbildung des Fachpersonals sichtbar, dem die Sicherheit der kerntechnischen Anlagen anvertraut wird.

Ich halte es auch für wichtig, daß sich möglichst von Anfang an neben der Industrie eine Vielzahl von Forschungsstellen, insbesondere auch Hochschulinstitute, an der Reaktorsicherheitsforschung beteiligen. Dies ist in der Bundesrepublik geschehen, und wir können deshalb sicher sein, daß die durch Mitarbeit an Forschungsprojekten herangebildeten Experten eine solche Vielfalt von Wissen, Erfahrung, Interessen und Grundeinstellungen repräsentieren, daß sich Einseitigkeit und Interessengebundenheit bei den maßgeblich von Experten bestrittenen Sicherheitsdiskussionen niemals durchsetzen können. Wir haben deshalb auch keinen Bedarf, durch besondere Fördermaßnahmen zusätzlich für eine Ausgewogenheit der Sicherheitsdiskussion zu sorgen.

Unsere eigene Erfahrung führt uns dazu, ausländische Partner auf die Bedeutung frühzeitiger eigener Anstrengungen bei der Reaktorsicherheitsforschung hinzuweisen und dabei unsere Zusammenarbeit beim Aufbau eigener Forschungskapazitäten und bei der Durchführung eigener Projekte anzubieten.

Wenn ich nun zum Schluß auf die vor uns liegenden Aufgaben blicke, möchte ich eine besonders herausheben und deshalb noch einmal auf den Harrisburg-Störfall zurückkommen. Für alle, die sich um die stetige Verbesserung der Reaktorsicherheit bemühen, ist ein genaues Verständnis aller Details dieses Störfalls von größter Bedeutung. Deshalb bietet es sich an, daß international alle verfügbaren Ressourcen aufgeboten werden, zur nachträglichen Analyse beizutragen.

Wir werden im Rahmen der deutsch-amerikanischen Zusammenarbeit versuchen, unseren bestmöglichen Beitrag dazu zu leisten, und ich bin sicher, daß gerade auch das Projekt Nukleare Sicherheit im Rahmen seiner Untersuchungen zum Brennstabverhalten und zum Spaltprodukttransport und zur Spaltproduktückhaltung hier einen maßgeblichen Beitrag leisten kann.

PROJEKT NUKLEARE SICHERHEIT
JAHRESKOLLOQUIUM 1981

FORTSCHRITTE DER REAKTORSICHERHEITSFORSCHUNG IM
PROJEKT NUKLEARE SICHERHEIT

H. RININSLAND
A. FIEGE
W. GULDEN
F. HORSCH
J.P. HOSEMANN

KERNFORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE
PROJEKT NUKLEARE SICHERHEIT

Fortschritte der Reaktorsicherheitsforschung im Projekt
Nukleare Sicherheit

Zusammenfassung

Die Untersuchungen des PNS zum 2F-LOCA sind weitgehend abgeschlossen. Das Brennstabverhalten kann quantitativ beschrieben werden.

Die strukturdynamischen Untersuchungen und Berechnungen von Reaktoreinbauten zeigen durch die Berücksichtigung der Fluid-Struktur-Wechselwirkung eine Reduzierung der Beanspruchungen bei Blowdown.

In der Reaktorsicherheitsforschung ist eine Schwerpunktverlagerung hin zu den hypothetischen Störfällen mit schwerer Kernschädigung bis zum Kernschmelzen zu beobachten.

Erste Ergebnisse von Untersuchungen zum Oxidationsverhalten von Zircaloy-Hüllrohren bei Temperaturen $>1200^{\circ}\text{C}$ sowie zur Wechselwirkung zwischen Zircaloy und Brennstoff bis zur Bildung schmelzflüssiger Phasen werden berichtet.

Für den Kernschmelzenunfall konnte eine komplette Liste von Freisetzungsdaten der wesentlichen Radionuklide erstellt werden. Unter Berücksichtigung der neueren Erkenntnisse zum Verhalten von luftgetragenen partikelförmigen Massen zeigen best-estimate-Rechnungen für die Freisetzung beim späten Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters die hohe Konservativität der bisherigen Annahmen für Risikobetrachtungen.

Die für die Bestimmung der Unfallfolgen wichtigen Rechenmodelle zur Beschreibung der atmosphärischen Ausbreitung konnten verbessert werden.

Recent Advances of Reactor Safety Research in the Nuclear Safety Project

Abstract

The investigations of the PNS concerning the 2F-LOCA are nearly completed. The fuel rod behavior can now be described quantitatively.

The experimental and analytical work on structure dynamics for reactor components shows an essential decrease of the load under blow down in consideration of the fluid-structure interaction.

In general the investigations on reactor safety are now changing to hypothetical accidents with severe core damage and core melt down.

First results on oxidation behavior of Zircaloy tubes at temperatures above 1200°C and on the interaction between Zircaloy and fuel with formation of liquified phases are reported.

In case of a core meltdown accident a complete list of release data for the essential radionuclides is available.

In consideration of new results on the behavior of airborne particle masses best estimate calculations show the extreme conservatism of the assumptions made in the existing risk studies.

The code models essential for the determination of accident consequences and able to describe the atmospheric distribution have been improved.

Fortschritte der Reaktorsicherheitsforschung im Projekt Nukleare Sicherheit

H. Rininsland

A. Fiege

W. Gulden

F. Horsch

J.P. Hosemann

1. Einleitung

Die Reaktorsicherheitsforschung hat sich weltweit im zurückliegenden Jahrzehnt im wesentlichen mit den Folgen eines Kühlmittelverluststörfalles, wie des doppelendigen Bruchs der Primärkühlmittelleitung als Auslegungsstörfall, befaßt. Die wesentlichen Untersuchungen auch im Rahmen des Projektes Nukleare Sicherheit sind hierzu abgeschlossen. Die Beherrschbarkeit eines Kühlmittelverluststörfalles bzw. die sichere Wiederkühlung des nach Blow down kurzfristig ungekühlten Kerns konnte nachgewiesen werden.

Inzwischen ist in der gesamten westlichen Welt eine Schwerpunktverlagerung in der Reaktorsicherheitsforschung hin zu den hypothetischen Störfällen mit schwerer Kernschädigung zu beobachten.

Der wesentliche Grund liegt darin, daß in den bestehenden Risikostudien, wie WASH-1400 und der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke, unter den dort getroffenen konservativen Annahmen das Risiko von Kernkraftwerken im wesentlichen durch den Kernschmelzenunfall, einen rein hypothetischen Störfall, bestimmt wird, für dessen Eintreten das Versagen sämtlicher, redundant und diversitär verfügbarer Sicherheitssysteme Voraussetzung ist. Das Risiko, als Produkt aus Eintrittswahrscheinlichkeit und Schadensausmaß, wurde für derartige Störfälle deshalb so hoch angesetzt, weil die Kenntnis über die physikalischen und chemischen Vorgänge und Abläufe während dieser Störfälle sehr gering war. Mangels naturwissenschaftlicher Kenntnisse mußten Annahmen mit hoher Konservativität getroffen werden. Diese Konservatismen in der Risiko-

betrachtung abzubauen, ist oberstes Ziel der Untersuchungen zum Kernschmelzen mit allen Einzelproblemen, wie Spaltproduktfreisetzung oder Source-Term, Aerosolverhalten, Wasserstoffverhalten, Druckaufbau im Containment, um nur einige zu nennen.

Bevor es jedoch zum eigentlichen Kernschmelzen kommt, durchläuft der Kern unter der hypothetischen Annahme, daß nach Ausfall der Kühlung sämtliche Sicherheitssysteme für eine Notkühlung versagen, über einen bestimmten Zeitraum von wenigen Stunden verschiedene Zustände der Zerstörung, die je nach Temperaturgeschehen und je nach RDB-Atmosphäre recht unterschiedlich sein können. Die denkbaren physikalischen und chemischen Vorgänge im Kern bei höheren Temperaturen phänomenologisch zu untersuchen, ist das Ziel des zu höheren Temperaturen ausgeweiteten Brennstabverhaltensprogrammes bis hin zu zerstörten Kernstrukturen. Es besteht außerdem die Chance, in diesem Zeitraum durch geeignete Eingriffe von Seiten des Operateurs den Störfall so zu beenden, daß Kernschmelzen verhindert wird.

In ihrer Empfehlung vom 29.4.1981 hat die RSK ebenfalls diese Zielrichtung bestätigt und abschließend festgestellt - ich zitiere: "Spezielle Maßnahmen gegen Einzelphänomene in einem komplexen und hypothetischen Ablauf brächten keinen wirksamen Sicherheitsgewinn, sondern könnten den heute erreichten, sicherheitstechnischen Vorteil eines ausgereiften und geschlossenen Konzeptes in Frage stellen. Eine prioritäre Durchführung der aufgeführten Forschungsarbeiten wird die gegenüber konservativer Betrachtung auch bei heutigen Anlagen gegebenen Sicherheitsreserven klar erkennbar machen und weitere gezielte Verbesserungen erlauben".

Mit anderen Worten heißt dies, daß die Notwendigkeit zusätzlicher Maßnahmen zur Verhinderung und Eindämmung von hypothetischen Störfällen und ihrer Folgen beim derzeitigen Sicherheitskonzept nicht gegeben ist. Wenn die geplanten Forschungsarbeiten weitgehend abgeschlossen sind, soll über gezielte Verbesserungen auf der Basis ihrer Ergebnisse befunden werden.

In meinem Fortschrittsbericht, für den aus der Fülle der Ergebnisse wiederum eine Auswahl zu treffen war, möchte ich u.a. auch zeigen, daß zu einer best-estimate-Bewertung von Risiken in der Zwischenzeit bereits einige wesentliche Ergebnisse erzielt wurden.

und aus den geplanten Versuchsprogrammen weiter aufschlußreiche Ergebnisse erwartet werden, die die physikalischen und chemischen Vorgänge bei schweren Kernschäden bis hin zum Kernschmelzen und der Schmelze-Beton-Wechselwirkung realistisch beschreiben kann.

Ich werde aus den vier Hauptsachgebieten des PNS berichten:

- Dynamische Beanspruchung von Reaktorkomponenten
- Brennelementverhalten bei Störfällen
- Kernschmelzunfälle in LWR
- Rückhaltung, Verhalten und Auswirkung freigesetzter Radionuklide aus kerntechnischen Anlagen.

2. Dynamische Beanspruchung von Reaktorkomponenten bei Störfällen

2.1 Berechnung und Auswertung von HDR-Experimenten

Bei den Sicherheitsuntersuchungen für Druckwasserreaktoren wird ein plötzlicher Bruch der Primärkühlmitteleitung am Reaktoreinlaßstutzen angenommen. Die bei diesem postulierten Unfall, dem sogenannten LOCA, auftretenden dynamischen Beanspruchungen der Reaktortankeinbauten dürfen die Abschaltbarkeit und Nachkühlbarkeit des Reaktors nicht in unzulässiger Weise beeinträchtigen. Für diesen Nachweis wurden in den vergangenen Jahren am IRE eine Reihe fortgeschrittener Rechenmodelle entwickelt, die eine Abschätzung der Sicherheitsreserven bei heute üblichen Auslegungsmethoden gestatten.

Zur Überprüfung dieser Rechenmodelle wurden einige am stillgelegten HDR-Reaktor im wirklichkeitsnahen Maßstab durchgeführte Blowdown-Versuche herangezogen. Im Vordergrund der Untersuchung stand dabei die Belastung des Kernmantels durch die Drucklasten in der Anfangsphase des Blowdowns. Laborexperimente zum Schwingungsverhalten von Stabstrukturen liefern weitere Daten zur Über-

prüfung der entsprechenden Rechenmodelle.

Als wesentliches Ergebnis sei hier stellvertretend die Vorausrechnung des sogenannten Snapback-Versuchs der Serie V59 erwähnt, der als internationales Standardproblem ausgeschrieben war. Eine Reihe in- und ausländischer Institutionen nahmen daran teil, die international wichtigsten Codes wurden eingesetzt. Das am IRE erstellte Rechenprogramm FLUX konnte sich dabei besonders gut bewähren.

2.2 Verhalten von RDB-Einbauten bei Kühlmittelverluststörfällen in LWR

Das ursprünglich für die Berechnung der HDR-Experimente entwickelte Rechenprogramm FLUX wurde inzwischen so erweitert, daß es auch für Druckwasserreaktoren kommerzieller Bauart eingesetzt werden kann. So wurde es zum Beispiel im Rahmen des Genehmigungsverfahrens für den Druckbehälter des Kernkraftwerkes Phillipsburg 2 in enger Zusammenarbeit mit dem TÜV Baden zur Analyse des Verhaltens von Kernmantel und Kerneinbauten unter Blowdown-Belastung herangezogen. Diese Untersuchung führte zu einigen wichtigen Erweiterungen des Wissensstandes:

- Die Fluid-Kompressibilität spielt bei der Blowdown-Beanspruchung der Reaktordruckbehältereinbauten in vielen Fällen keine wesentliche Rolle. Diese Erkenntnis führt zu einer erheblichen Vereinfachung der theoretischen Modelle. Die positiven Folgen sind ein besseres Verständnis der relevanten Vorgänge und einfachere Computer-Programme zur Analyse dieser Vorgänge.
- Bei Vernachlässigung der Fluidkompressibilität läßt sich in vielen Fällen auch die Fluid-Struktur-Wechselwirkung auf einfachere Weise, zum Beispiel durch eine entkoppelte Rechnung unter Berücksichtigung virtueller Fluidmassen, beschreiben. Dies bedeutet eine weitere Vereinfachung der theoretischen Modelle.
- Bei der Analyse der Kernmantelbeanspruchung können deshalb gegebenenfalls einfachere und damit schnellere Computer-Pro-

gramme eingesetzt werden, oder es kann unter Ausnutzung dieser Vorteile der Aufwand zur Beschreibung der Geometrie und anderer Besonderheiten erhöht werden.

- Bei der Analyse der Core-Stützen-Beanspruchung wird dagegen durch obige Vereinfachungen eine angemessene dreidimensionale Behandlung bei einem akzeptablen Rechenaufwand überhaupt erst ermöglicht.

Folgende Detailergebnisse sind bemerkenswert.

1. Die gekoppelte Rechnung (mit Fluid-Struktur-Wechselwirkung) liefert geringere Lasten für die Kerneinbauten als die ungekoppelte (ohne Fluid-Struktur-Wechselwirkung). Die Berücksichtigung der Fluid-Trägheit durch virtuelle Fluidmassen bei einer kompressibel entkoppelten Rechnung führt zu beträchtlicher Überschätzung der Strukturbewegung. Abb. 1 demonstriert die Bedeutung dieser Aussage am Beispiel der Maximal-Spannungen im Kernmantel eines DWR der 1300 MW-Klasse. Die dicken Kurven kennzeichnen die vollständige Berücksichtigung der Fluid-Struktur-Wechselwirkung. Die durchgezogenen Kurven wurden für kompressibles Fluid, die gestrichelten für inkompressibles Fluid errechnet. Bemerkenswert ist die Tatsache, daß die inkompressibel-entkoppelte Rechnung wesentlich bessere Ergebnisse liefert als die aufwendigere kompressibel-entkoppelte.

2. Der Einfluß der Druckabsenkungszeit auf die Maximalspannung in der Struktur ist bei gekoppelter Rechnung geringer als bei ungekoppelter. Die Druckabsenkungszeit bestimmt die Steilheit der Entlastungswelle und damit die Größe von Druckdifferenzen an Einbauten. Abb. 2 zeigt deutlich, daß die integralen Drucklasten mit der Druckabsenkungszeit deutlich abnehmen.

Die Struktur kann den kurzzeitigen Lastspitzen bei kurzen Druckabsenkungszeiten wegen ihrer Trägheit nicht folgen. Dies gilt insbesondere, wenn die Fluidträgheit berücksichtigt wird. Die Maximalspannungen hängen deshalb nur sehr schwach von der Druckabsenkungszeit ab. Zu dieser Schlußfolgerung wäre man nicht ge-

kommen, wenn man nur entkoppelt rechnen könnte. Die tatsächliche Druckabsenkungszeit und die Details der Zeitfunktion sind für die Beanspruchung der Einbauten weniger bedeutsam als bisher angenommen.

3. Eine Reduktion der Bruchöffnungsfläche führt nur bei Bruchflächen kleiner 10% der Rohrquerschnittsfläche zu nennenswerten Lastreduktionen. Abb. 3 verdeutlicht diese Aussage. Aufgetragen sind über dem Verhältnis Bruchfläche A zu Rohrquerschnittsfläche A_1 die auf die entsprechenden Werte X_1 bei $A/A_1 = 1$ normierten maximalen Druckdifferenzen, Verschiebung, Spannungen usw.

Man erkennt, daß die Belastungen und Beanspruchungen erst dann deutlich reduziert werden, wenn die relative Bruchfläche kleiner als 10% ist. Globale Größen wie z.B. die Maximal-Spannung reagieren dabei empfindlicher als die lokalen Größen wie z.B. Druckdifferenzen.

4. Das Problem der Behandlung von Stößen auf den Kernmantel, die unter Blowdownbedingungen durch Anschläge oder Lagerspiel entstehen, wurde erfolgreich gelöst. Abb. 4 zeigt im oberen Teil die Modellgeometrie dieser Analyse, bei der 6 Anschläge bzw. Lagerspiele berücksichtigt wurden und im unteren Teil die auf den unteren Anschlag 1 wirkende Kraft als Funktion der Zeit. Auch hier ist deutlich erkennbar, daß die Vernachlässigung der Fluid-Struktur-Wechselwirkung (gestrichelte Kurve C3) zu viel zu hohen Werten führt. Abb. 5 zeigt, daß die Ausschlagbegrenzung durch Anschläge am unteren Kernmantelende die entstehenden Beanspruchungen praktisch nicht reduzieren. (Kurven C0 ohne Anschlag, C1 mit Anschlag, C3 mit Anschlag, jedoch ohne Fluid-Struktur-Wechselwirkung).

Der Einfluß der Fluid-Struktur-Wechselwirkung ist bedeutender als die Berücksichtigung von Nichtlinearitäten wie Anschläge und Lagerspiele. Für das Ergebnis dieser letzten Analyse (Berücksichtigung von Anschlägen und Lagerspiel) und für die ihr zugrundeliegende Modellvorstellung wurde U. Schumann/IRE auf der SMIRT-Konferenz 1981 in Paris mit dem Thomas Jäger Preis ausgezeichnet.

3. Brennelementverhalten bei Störfällen

Bei den Untersuchungen zum Brennstabverhalten befinden wir uns zur Zeit in einer Phase des Umbruchs. Wie das gesamte Reaktorsicherheitsforschungsprogramm waren auch die Untersuchungen zum Brennstabverhalten zunächst schwerpunktmäßig auf Kühlmittelverluststörfälle (LOCA = Loss of Coolant Accident) ausgerichtet. Die meisten dieser Arbeiten stehen kurz vor dem Abschluß. Aufgrund umfangreicher Forschungsarbeiten im IMF, IRE, IRB und in der Hauptabteilung Ingenieurtechnik sind wir heute in der Lage, das Brennstabverhalten bei LOCA-Bedingungen quantitativ zu beschreiben.

Nachdem die Nachuntersuchungen zu unseren inpile-Experimenten im FR2-Reaktor inzwischen zu etwa 80 % abgeschlossen sind, können wir überzeugt sein, daß die Mechanismen des Brennstabverhaltens und -versagens, die größtenteils mit Hilfe von out-of-pile-Experimenten wie REBEKA, FEBA, COSIMA und FABIOLA untersucht werden, auch inpile wirksam sind. Abb. 6 zeigt, daß bei den im FR2 durchgeführten Rampenversuchen sich Brennstabsimulatoren, frische Stäbe und abgebrannte Stäbe praktisch gleich verhielten. Da Herr Erbacher vom IRB in seinem Vortrag heute nachmittag einen Überblick über das Deformationsverhalten von Zircaloy-Hüllrohren bei Kühlmittelverluststörfällen und seine Wechselwirkung mit der Kernnotkühlung geben wird, möchte ich mich in meinem Bericht auf erste Ergebnisse von Untersuchungen im höheren Temperaturbereich konzentrieren.

Denn parallel zu den ausklingenden LOCA-Untersuchungen haben wir bereits mit der Untersuchung schwerer Kernschäden begonnen. Solche schweren Kernschäden (Severe Core Damage) sind möglich, wenn beim Auftreten kleiner Lecks oder spezieller Transienten zusätzlich eines der angeforderten Sicherheitssysteme ausfällt.

Falls dieser Systemausfall - ähnlich wie bei dem Störfall von Three Mile Island - nur vorübergehend ist, kann das wieder verfügbare Sicherheitssystem die Temperatur-Exkursion noch vor dem eigentlichen Kernschmelzen abfangen. In diesem Zusammen-

hang stellt sich die Frage nach den physikalischen und chemischen Phänomenen bei relativ langsamen Transienten, die von Betriebsbedingungen bis zum Schmelzen der Zircaloy-Hüllrohre und bis zur Bildung schmelzflüssiger Phasen zwischen Hüllrohr und Brennstoff laufen können. Die im Rahmen des PNS angelaufenen bzw. geplanten Untersuchungen konzentrieren sich auf:

- die Oxidationskinetik der Zircaloy-Hüllrohre bei Temperaturen oberhalb 1200°C , längeren Haltezeiten und evtl. abnehmendem Dampfangebot, sowie die resultierende Wasserstoffbildung im Kern,
- die Ausbildung und das Verhalten von Schmelzfronten im Spalt zwischen Hüllrohr und Brennstoffpellets,
- die Kühlbarkeit schwer beschädigter Kernstrukturen und
- die Spaltproduktfreisetzung bei schweren Kernschäden.

3.1 Oxidationsverhalten von Zircaloy-Hüllrohren oberhalb 1200°C

Nach dem Störfall von Three Mile Island wurde wegen der starken Wasserstoffbildung im Kern vielfach die Frage gestellt, ob sich die Oxidationskinetik bei sehr hohen Temperaturen noch nach den für LOCA-Verhältnisse abgeleiteten, parabolischen Zeitgesetzen beschreiben läßt oder ob z.B. aufgrund des sog. Breakaway-Effekts mit beschleunigter Oxidation zu rechnen sei. Gemeint ist mit Breakaway der Übergang von einem anfänglich langsamen zu einem raschen Fortschreiten der Oxidation, in deren Verlauf die entstandene Oxidschicht nach Erreichen einer kritischen Stärke durch Reißbildung ihre Schutzwirkung verloren hat. Die Untersuchung der Temperaturabhängigkeit dieses - auch unter LWR-Betriebstemperaturen beobachteten - Effekts in isothermen Versuchen wurden von Leistikow und Mitarbeitern im IMF durchgeführt und ist weitgehend abgeschlossen. Sie hat gezeigt, daß

der Breakaway im $\alpha+\beta$ -Bereich mit zunehmender Temperatur nach immer kürzeren Zeiten auftritt: unterhalb 650°C erst nach mehreren Stunden, bei 1000°C nach etwa einer halben Stunde (Abb. 7). Zwischen 800 und 1000°C , im Temperaturbereich der α/β -Phasenumwandlung des Zircaloy, sind jedoch die kinetischen Auswirkungen dieses Effekts weniger ausgeprägt, wie an dem deutlich flacheren Anstieg nach dem Breakaway zu erkennen ist. Bei 1050°C und darüber tritt der Breakaway-Effekt auch nach längeren Oxidationszeiten nicht auf.

Zum Verständnis des Effekts und seines Ausbleibens bei höherer Temperatur wurde eine in sich geschlossene Theorie erarbeitet. Primäre Ursache dieses Werkstoffverhaltens ist die mit einer Volumenänderung verbundene Phasenumwandlung des tetragonalen in ein monoklines Oxid, wodurch die Rißbildung im Oxid erklärt werden kann.

Der Breakaway-Effekt ist nach heutigem Stand des Wissens weder für den Kühlmittelverlust-Auslegungsstörfall noch für Hochtemperaturreaktionen oberhalb 1050°C von Bedeutung, jedoch müßten längerfristige Reaktionen unterhalb 1050°C als stark breakaway-beeinflußt und deren Auswirkungen entsprechend pessimistisch abgeschätzt werden.

Wir gehen zur Zeit davon aus, daß sich das Oxidationsverhalten von Zircaloy-Hüllrohren oberhalb 1050°C mit Hilfe parabolischer Zeitgesetze beschreiben läßt, und werden dies durch geeignete Versuche überprüfen.

3.2 Wechselwirkung zwischen Zircaloy-Hüllrohren und Brennstoff und Bildung schmelzflüssiger Phasen

Out-of-pile-Referenzexperimente zu den in-pile-Experimenten in der Power Burst Facility unter sog. Power-Cooling-Mismatch-Bedingungen, d.h. bei äußerem Überdruck und Temperaturen zwischen 900 und 1500°C haben gezeigt, daß Zircaloy bereits im festen Zu-

stand in der Lage ist, UO_2 unter Bildung von $\alpha\text{-Zr(O)}$ und Uran zu reduzieren.

Abb. 8 zeigt die typische Anordnung der Reaktionsschichten UO_2 , $\alpha\text{-Zr(O)}_a + \alpha\text{-U}$, $\alpha\text{-U}$, $\alpha\text{-Zr(O)}_b$, Zry-4). Voraussetzung ist ein guter Festkörperkontakt, dann verläuft die Reaktion auf der Innenseite des Hüllrohrs praktisch genauso schnell wie auf der Außenseite im Wasserdampf (vgl. Abb. 9).

Flüssiges Zry reagiert erheblich stärker mit dem festen UO_2 . Die Reaktionskinetik und damit das UO_2 -Auflösungsverhalten wird jedoch auch bei flüssigem Zry von den Kontaktverhältnissen zwischen Zry und UO_2 bestimmt, die durch die Benetzung charakterisiert werden. Aus ersten Versuchen wissen wir, daß sauerstoffarmes Zry das UO_2 deutlich schlechter benetzt als sauerstoffreiches Zry bzw. $\alpha\text{-Zr(O)}$. Mit zunehmendem Sauerstoffgehalt der Zry-Schmelze verbessert sich das Benetzungsverhalten gegenüber dem UO_2 , und damit verbunden nimmt der Reaktionsumsatz zu, da sich die UO_2 /Zry-Kontaktfläche vergrößert. Das flüssige Zry reagiert mit dem festen UO_2 entweder unter Bildung einer homogenen (U,Zr,O) Schmelze oder es bilden sich feste (U,Zr) O_{2-x} -Partikel, die als dispergierte Phase in der Schmelze vorliegen. Insgesamt kann die Schmelze bis etwa 85 Mol.% UO_2 enthalten. Durch die chemischen Wechselwirkungen wird das UO_2 bereits weit unterhalb seines Schmelzpunktes unter Bildung einer homogenen oder heterogenen Schmelze aufgelöst. Ziel der im IMF bei P. Hofmann und Mitarbeitern laufenden Untersuchungen ist es, diese chemischen Wechselwirkungen zwischen Zry und UO_2 im Vorfeld des Kernschmelzens zu untersuchen und modellmäßig zu beschreiben.

Die logische Ergänzung dieser Einzeleffektuntersuchungen des IMF sind mehr ingenieurmäßig angelegte Einzelstab- und Bündeltests der Hauptabteilung Ingenieurtechnik, bei denen die konkurrierenden Effekte der Hüllrohr-Oxidation und der Bildung schmelzflüssiger Phasen zwischen nicht oxidiertem Zry und Brennstoff unter realistischen Randbedingungen untersucht werden.

Aus früheren Abschmelzexperimenten (Abb. 10), die von Hagen et al. im IT durchgeführt wurden, sind die wichtigsten Phänomene solcher Hochtemperatur-Reaktionen bereits qualitativ bekannt. Die zur Zeit geplanten Experimente sollen mit Hilfe einer verbesserten Versuchsanlage, mit verbesserten Brennstab-simulatoren und verfeinerter Meßtechnik diese Effekte quantifizieren und die Verifizierung von Rechenmodellen ermöglichen.

Abb. 11 zeigt den Entwurf der Versuchsanlage CORA, wie sie von Hain et al. im IT konzipiert wurde. Sie wird den Einsatz von Stabbündeln mit 32 Stäben von maximal 1 m Länge ermöglichen und auch das Quenchen schwer beschädigter Testbündel gestatten. Sie ist somit ein wichtiges Bindeglied zwischen den geschilderten Grundlagenuntersuchungen und den geplanten inpile-Integralversuchen in der Power Burst Facility, im PHEBUS-Reaktor und im SUPER SARA-Loop in Ispra.

3.3 Kühlbarkeit schwer beschädigter Kernstrukturen

Die Kühlbarkeit eines zerstörten Kerns hängt von der Verfügbarkeit von Kühlmittel und von der Übertragung der Nachwärme vom Kernmaterial an dieses Kühlmittel ab. Die wirksame Übertragung der Wärme findet jedoch nur statt, wenn die Kernbruchstücke mit Wasser benetzt sind. Nachdem der zerstörte Kern durch Fluten benetzt wurde, muß sichergestellt werden, daß auch unter ungünstigen hydraulischen Randbedingungen Zonen des Kerns nicht erneut austrocknen können und danach keine Temperaturerhöhung bis zum Schmelzpunkt erfahren.

Diesem Nachweis dienen Dryoutexperimente an Schüttbetten mit inneren Wärmequellen. Für typische Situationen eines Schnellbrüter-Unfalles wurden und werden solche Experimente im IRB und INR und in verschiedenen ausländischen Labors durchgeführt. Da im LWR-Unfall jedoch mit höheren Schüttbetten aus größeren Teilchen und anderen hydraulischen Randbedingungen als beim Schnellbrüter gerechnet werden muß, wird zur Zeit im IRB ein ergänzendes Versuchsprogramm erarbeitet, in dem die umfangreichen PSB-Erfahrungen genutzt werden sollen.

Erste Experimente im Jahre 1981 mit bis zu 50 cm hohen Betten haben gezeigt, daß die Dryout-Wärmestromdichte etwa auf das Doppelte wächst, wenn das Schüttbett nicht auf einem geschlossenen, sondern auf einem für das Kühlmittel durchlässigen Boden ruht, und daß das Verständnis der Phänomenologie des Dryout im hohen Bett noch nicht ausreicht, um den Vorgang zuverlässig in einem Rechenmodell zu beschreiben. Es wird daher erwogen, die Experimente fortzusetzen und auf noch höhere Betten aus unregelmäßigen Bruchstücken und auf erhöhte Systemdrücke auszudehnen.

Nach Abstimmung mit ausländischen Labors, in denen ähnliche Versuche geplant sind, soll gegen Ende dieses Jahres über den Programmvorschlag des IRB entschieden werden.

3.4 Spaltproduktfreisetzung bei schweren Kernschäden

Auch zu diesem Problem kann KfK/PNS wichtige Beiträge liefern. Es ist geplant, die vom IMF im Rahmen der Nachuntersuchungen zu den FR2-inpile-Experimenten durchgeführten Glühversuche mit abgebrannten Pellets zu höheren Temperaturen hin auszudehnen. Darüber hinaus ist vorgesehen, die im Rahmen des Kernschmelzenprogramms durchgeführten Freisetzungsexperimente in der Versuchsanlage SASCHA zu niedrigeren Temperaturen hin zu erweitern.

3.5 Code-Entwicklung zum Brennstabverhalten

Die Entwicklung von Rechenprogrammen basiert auf den experimentell erarbeiteten Ergebnissen. Auch hier stehen die auf den Kühlmittelverluststörfall ausgerichteten Versionen des Programmsystems SSYST, das gemeinsam vom IRE (Dr. Meyder et al.) und INR (Dr. Borgwaldt et al.) des KfK und IKE-Stuttgart entwickelt wurde, kurz vor dem Abschluß.

SSYST-2 zur Analyse von nuklearen Brennstäben und Brennstab-simulatoren unter Notkühlbedingungen ist abgeschlossen und dokumentiert. Das Programmsystem wurde von einer Reihe externer Interessenten übernommen und eingesetzt (GRS, KWU, IKE Stuttgart, Belgonucleaire, NEA-Databank Paris und JRC Ispra).

Eine Testversion von SSYST-3 ist in Betrieb und wird Mitte 1982 abgeschlossen sein. Sie ermöglicht auf der Basis probabilistischer Methoden die Abschätzung des zu erwartenden Schadensumfangs für den Reaktorkern unter LOCA-Bedingungen.

Abb.12 zeigt als Beispiel für die Einzelstabanalyse den Vergleich von berechneten und experimentell ermittelten Bersttemperaturen und Berstdehnungen. Die für die Freisetzung der Spaltprodukte wesentliche Bersttemperatur wurde für alle Experimente auf $\pm 5\%$ genau berechnet. Dieselbe hohe Genauigkeit wird von den Modellen zur Berechnung der Hüllrohrdeformation und der Berstdehnung leider nicht erreicht (Abb.13). Eine Abweichung von weniger als 20% im α und im α, β - Bereich - die Ausreißer sind größtenteils dem noch nicht genau genug modellierten β -Bereich zuzuordnen - genügt jedoch vollauf (unter Verwendung der in SSYST-3 enthaltenen probabilistischen Methoden) Aussagen über Blockadegrade im gesamten Kern unter LOCA-Bedingungen zu machen (Herr Meyder wird diesen Themenkreis heute nachmittag genauer behandeln).

Daß eine genauere deterministische Modellierung des Berstverhaltens mit vertretbarem Aufwand kaum bessere Ergebnisse erwarten läßt, liegt in der äußerst sensiblen Reaktion des Werkstoffs Zircaloy begründet. So zeigt z.B. Abb.14 den Einfluß einer Temperaturvariation von nur $\pm 1\%$ auf das Deformationsverhalten und den Berstzeitpunkt, der zwischen 30s und 72s liegt (bei einem Rechenwert für Nominaltemperatur von 52s und einem Meßwert von 56s).

Als zweites Beispiel für SSYST-Anwendungsrechnungen soll das Ergebnis der Nachrechnung einiger Bündelexperimente gezeigt werden, bei der versucht wurde, mit einer einfachen Modellvorstellung Aussagen über Blockadegrade in Bündeln zu ermöglichen.

Dieses Modell, das von Malang und Mitarbeitern im IRB entwickelt wurde, geht davon aus, daß die bei nahezu allen Einzelstab- und Bündelexperimenten beobachteten azimutalen Variationen der Hüllrohrtemperatur, deren Größe das Dehnungsverhalten und speziell die Enddehnung entscheidend bestimmt, durch die Annahme einer fiktiven Exzentrizität zwischen Pellet und Hülle modelliert werden kann. Abb.15 zeigt das Ergebnis einer SSYST-Parameterstudie für den 3. REBEKA-Versuch, bei der die Exzentrizität zwischen 0 (konzentrisch) und 1 (maximal mögliche Exzentrizität) variiert wurde. Aufgetragen ist die Berstdehnung als Funktion der Exzentrizität. Es ist zu erkennen, daß die Annahme einer Exzentrizität von 1 zu einer sehr guten Übereinstimmung zwischen der gerechneten Berstdehnung und der mittleren Umfangsdehnung in der Ebene maximaler Kühlkanalversperrung führt. Wie Abb.16 zeigt, liefert eine fiktive Exzentrizität von 1 auch bei der Nachrechnung aller übrigen bisher ausgewerteten REBEKA- und MRBT-Experimente eine gute Übereinstimmung mit den gemessenen Werten.

Eine endgültige Aussage über den Gültigkeitsbereich dieses einfachen Modells wird jedoch erst nach Auswertung weiterer in- und out-of-pile-Experimente möglich sein.

Die Weiterentwicklung von SSYST ist ausgerichtet auf die Modellierung kleiner Lecks und spezieller Transienten. Damit eng verbunden ist die Bereitstellung verbesserter Thermo- und Fluidynamik-Codes.

Als erster Schritt zur Modellierung schwerer Kernschäden entstehen zur Zeit Rechenmodelle für die Oxidationskinetik bei Temperaturen oberhalb 1200°C sowie für die Ausbildung und das Verhalten von Schmelzfronten im Spalt zwischen Hüllrohr und Brennstoffpellets.

4. Kernschmelzen

Die theoretischen und experimentellen Arbeiten zum Kernschmelzen lassen sich unter drei Themen zusammenfassen:

- Spaltproduktfreisetzung aus dem Brennstoff
- Spaltproduktabscheidung und -transport in die Umgebung des Kernkraftwerks
- Belastung des Sicherheitsbehälters infolge der Wechselwirkung der Kernschmelze mit dem Fundament-Beton.

Die Ergebnisse dieser Arbeitsgebiete gestatten heute bereits eine realistischere Beurteilung der Folgen schwerer Kernschmelzenunfälle nach dem best-estimate-Prinzip. Mit dem PNS-Programm und zusammen mit der KWU und anderen Stellen hoffen wir, bis Ende 1984 ein konsistentes und wissenschaftlich hinreichend abgesichertes Bild vom Kernschmelzenunfall und seinen Auswirkungen zeichnen zu können. Lassen Sie mich an einigen Beispielen aufzeigen, wo wir im hinter uns liegenden Jahr Fortschritte erzielen konnten:

4.1 Spaltproduktfreisetzung aus dem Brennstoff

In der SASCHA-Versuchsanlage konnten von Albrecht et al. im IRCH in diesem Jahr systematisch Freisetzungsexperimente in Dampfatosphäre durchgeführt und ausgewertet werden, so daß nun eine komplette Liste von Freisetzungsdaten für den Kernschmelzenunfall auf dem Niederdruckpfad vorliegt. Die in Abb.17 wiedergegebene Tabelle zeigt, daß von den leichtflüchtigen Spaltprodukten die Elemente Tellur und Antimon bis zum Versagen des Druckbehälters deutlich stärker freigesetzt werden (bis zu 5,5 mal mehr) als dies in den Risikostudien bisher angenommen wurde. Dabei ist zu beachten, daß den Isotopen des Tellur neben denen von Jod und Cäsium die radiologisch wichtigste Bedeutung hinsichtlich der externen Bestrahlung zukommt. Auch bezüglich der Nachwärmeleistung ist Tellur von erheblicher Bedeutung.

Strontium und die Transurane sind radiologisch verantwortlich für Spätschäden, die auf späteren Inhalationen bei Resuspension und auf späterer Ingestion beruhen. Diese Elemente werden um den Faktor 10 weniger freigesetzt als noch in den Risikostudien angenommen wurde. Diese Ergebnisse werden in der Phase B der deutschen Risikostudie zu berücksichtigen sein.

Ein anderes wichtiges Ergebnis aus den SASCHA-Experimenten dieses Jahres ist die Erkenntnis, daß bei einem Kernschmelzenunfall auf dem Niederdruckpfad mit einer Freisetzung von etwa 1 t Silber als Aerosol gerechnet werden muß. Dieses Silber stammt aus den 2,3 t Silber-Indium-Cadmium-Absorberstäben im Kern eines deutschen Standard-DWR, die ca. 80% Silber enthalten, von denen wiederum etwa 50% beim Kernschmelzen als Aerosol freigesetzt werden. Außer, daß die Freisetzung weiterer partikelförmiger Masse in den Sicherheitsbehälter für einen noch rascheren Abbau der luftgetragenen Aktivität sorgt, könnte Silber insbesondere wegen der Auswirkungen auf das Jodgeleichgewicht im Sicherheitsbehälter und im Sumpfwasser von besonderem Interesse sein. Die Möglichkeiten einer chemischen Reaktion zwischen elementarem Jod und Silber im luftgetragenen Zustand werden derzeit untersucht. Im nächsten Jahr werden wir einige wenige Freisetzungsexperimente in der Anlage SASCHA durchführen, mit denen geklärt werden soll, ob während der Wechselwirkung der Kernschmelze mit dem Beton noch eine nennenswerte Spaltproduktfreisetzung erfolgt; z.B. dadurch, daß leichter flüchtige Oxide von Spaltprodukten entstehen, die bei hohen Temperaturen im Reaktordruckbehälter nicht beständig sind. Anschließend werden wir uns in zunehmendem Maße auf die vielen offenen Fragen zur Jodproblematik konzentrieren. Darüber wird im Vortrag von Prof. Ache und Dr. Neeb näheres berichtet.

4.2 Spaltproduktabscheidung und -transport

Im Rahmen dieses Forschungsvorhabens des PNS wurden von Schöck, Bunz et al. im LAF I der NAUA-Code entwickelt. Er erlaubt die zeitabhängige Berechnung der luftgetragenen partikelförmigen Masse im Sicherheitsbehälter oder in beliebigen anderen Volumina, in

die eine nennenswerte Einströmung erfolgt, z.B. im Ringraum eines Standard-DWR bei gegebener Leckage aus dem Sicherheitsbehälter. Der NAUA-Code ist soweit entwickelt, daß im zurückliegenden Jahr eine Reihe von wichtigen Anwendungsrechnungen durchgeführt werden konnten.

So wurde NAUA konsequent auf eine Neubestimmung der Freisetzung in die Atmosphäre bei spätem Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters, d.h. entsprechend der Freisetzungskategorie 6 (FK6) der DRS, angewandt, wobei natürlich schon die neuen SASCHA-Daten verwendet wurden. Bei Annahme der einfachen Auslegungsleckage wurde zunächst zeitabhängig die in den Ringraum einströmende Partikelmasse und die jeweilige Wahrscheinlichkeitsdichtefunktion der Partikeldurchmesser bestimmt. Dies diente als Eingangsfunktion für die Aerosolquelle im Ringraum. Auf ihn wurde NAUA erneut angewandt. Bei Annahme eines vorhandenen Schwebstofffilters konnte dann die integral nach außen freigesetzte Partikelmasse berechnet werden. Das Ergebnis dieser Rechnung unter den genannten Annahmen ist überraschend:

Von 3,5 t in den Sicherheitsbehälter freigesetzter Partikelmasse gelangen bis zum Überdruckversagen nach 4,5 Tagen $38 \text{ mg} \text{ } \underline{\underline{=}}$ Aerosol in die Umgebung. Davon sind nur 10 % radioaktiv.

Dieses Ergebnis ist so drastisch, daß die Gefahr groß ist, daß der aerosolphysikalische Laie ebenso drastische Zweifel hegt. Aus diesem Grund plädieren wir dafür, sobald als möglich, den NAUA-Code im Großversuch zu demonstrieren. Entsprechende Überlegungen wurden bereits zusammen mit dem BMFT angestellt.

Andere Anwendungsrechnungen mit NAUA dienten z.B. der Risikostudie für Atucha in Argentinien und dem Aerosolabbau im schwedischen Leichtwasserreaktor Barsebäck, der ja immer wieder im Mittelpunkt dänischer Risikobetrachtungen steht, weil er Kopenhagen nahegelegen ist. NAUA wurde übrigens der USNRC, EPRI, der KWU und der GRS übergeben. Außerdem veranstaltete das LAF I einen NAUA-Workshop, um den Code potentiellen Interessenten näher zu bringen. Was für eine noch weniger konservative

Anwendung von NAUA noch fehlt, sind Daten aus thermodynamischen Containmentberechnungen, die genau genug angeben, welche Wassermenge für die Kondensation an Partikeln im Volumen des Sicherheitsbehälters zur Verfügung steht.

Ein Zahlenbeispiel mag Ihnen das verdeutlichen:

3 t partikelförmig freigesetztes Material mit der Dichte 9 und einem mittleren Durchmesser von 5 μm stellt eine Gesamtoberfläche von ca. 1.000.000 m^2 dar. Alle Wandoberflächen im Sicherheitsbehälter betragen aber nur rund 40.000 m^2 , also 25 mal weniger. Wo kondensiert dann der Wasserdampf? An den Wänden oder an den Partikeln?

Dazu muß berücksichtigt werden, daß der Anteil des Wasserdampfes, der in den Sicherheitsbehälter während der ersten 3 Phasen des Kernschmelzenunfalls freigesetzt wird und der zu Anfang der Betonzerstörung bis zum Sumpfwassereinbruch entsteht, stark überhitzt ist. Dadurch ist nicht mit einer sehr großen Kondensationsrate am Aerosol zu rechnen. Der überhitzte Dampf wird im wesentlichen an den kälteren Strukturen des Sicherheitsbehälters kondensieren.

Welchen Einfluß der Wasserdampf auf die Form der Aerosole hat, zeigt ein Vergleich von UO_2 -Partikeln, die aus trockener Atmosphäre bzw. Dampfatmosphäre abgeschieden wurden. Die Abb. 18 zeigt die rasterelektronenmikroskopische Aufnahme von UO_2 -Partikeln, die in trockener Atmosphäre sedimentiert sind, und Abb. 19 zeigt ähnliche Partikeln, die in Dampfatmosphäre luftgetragen waren:

Offensichtlich hat das kondensierende Wasser die Wirkung, die Agglomerate zu kompaktieren und nahezu kugelförmig werden zu lassen; ein Umstand, der aus naheliegenden Gründen sehr wichtig für die Behandlung im NAUA-Code ist.

4.3 Kernschmelze-Beton-Wechselwirkung

Im 3. Themenkreis zum Kernschmelzen geht es um die Wechselwirkung der Kernschmelze mit dem Beton des Reaktorfundaments und um die damit verbundenen Druckbelastungen des Sicherheitsbehälters. Der Zeitpunkt seines Versagens und die Art seines Versagens haben einen starken Einfluß auf die maximal freisetzbare Radioaktivität. Deshalb messen wir der Möglichkeit, die Wechselwirkung der Schmelze mit dem Beton berechnen zu können, die Gasfreisetzungsraten, die zum Druckaufbau führen, quantifizieren zu können, den Zeitpunkt des Sumpfwassereintrüches bestimmen zu können und technische Maßnahmen zur Verringerung der Aktivitätsfreisetzung beurteilen zu können, eine so große Bedeutung zu; und deshalb werden wir mit erheblichem finanziellen Aufwand die BETA-Experimente durchführen, die der Prüfung und Bestätigung der entsprechenden Rechenprogramme dienen sollen. Die Arbeiten zur Vorbereitung der BETA-Experimente haben naturgemäß den größten Raum im Teilprojekt Kernschmelzen eingenommen. Zahlreiche Vorversuche dienten der Lösung technischer Details, auch wurde ein 1. Versuch mit einem Betontiegel in Original-BETA-Größe durchgeführt.

In Abb. 20 ist eine Versuchsphase zu sehen, bei der etwa 600 kg Schmelzmasse bei einer Temperatur von max. 2500 °C mit dem Betontiegel reagiert. Der dabei entstehende Wasserstoff verbrennt in dem Augenblick, wo er mit Luft in Berührung kommt. Mit der Anlage BETA wird die zunächst thermitisch erzeugte Schmelze mit Hilfe eines Induktors (10 MVA, 1 kHz) nachbeheizt, damit Wärmeflüsse von der Schmelze in den Beton so eingestellt werden können, daß sie einer 1 : 1 - Simulation gegenüber dem tatsächlichen Reaktorfall entsprechen. Da wir derzeit damit rechnen, daß die Anlage BETA zu Anfang des Jahres 1983 in Betrieb genommen werden kann, wollen wir die Gesamtkonzeption des Versuchsstandes im nächsten Jahr vorstellen. Inzwischen wurde auch eine Versuchsmatrix erstellt. Sie sieht 10 Experimente vor, mit denen wir bis Ende 1984 das BETA-Projekt erfolgreich abzuschließen hoffen. Lassen Sie mich hier zum Thema BETA noch über eine nicht sehr aufwendige, aber sehr wertvolle Entwicklung berichten:

In Vorversuchen konnte inzwischen von Skokan et al., IMFI, eine Vorrichtung erprobt werden, mit der es gelingt, sowohl in der unten liegenden Metallschmelze als auch in der darüber befindlichen Oxidschmelze während des Versuchs Proben zu entnehmen. In der Abb. 21 erkennt man Schnitte durch die mandolinenförmigen Probenahmekörper. Wir sind jetzt in der Lage, während eines Versuches zu vorgegebenen Zeitpunkten den jeweiligen Gehalt an SiO_2 in der Oxidphase und z.B. von Chrom in der Metallphase zu ermitteln. Damit können wir auf den integral bis zu diesem Zeitpunkt erschmolzenen Beton schließen und auch auf die noch nicht oxidierten Metallbestandteile, was wiederum eine integrale Bestimmung der H_2 -Entwicklung erlaubt. Damit sind wir nun in der Lage, während des Versuchs zusätzliche und sehr wesentliche Kontrolldaten zu erzeugen.

Eines der Rechenprogramme, denen der ganze Aufwand zu ihrer Verifizierung dient, ist der Code WECHSL von M.Reimann et al., IRB. Auch an ihm wurde im vergangenen Jahr weitergearbeitet. Hervorzuheben ist, daß mit dem instationären 2-dimensionalen Wärmeleitungsmodell für die Betonzerstörung (SYMROT) die Voraussetzung geschaffen wurde, nach und nach auch die Krustenbildung und die Erstarrung der Schmelze zu berechnen. Alle vorläufigen Ergebnisse, die aus Anwendungsrechnungen mit WECHSL erzielt wurden, sind noch insofern pessimistisch, als sie die Niedertemperaturphase, die sich der relativ kurzen Hochtemperaturphase anschließt, quasi-stationär voraussetzen, eine Erstarrung also gar nicht zugelassen wird. Es liegt natürlich auf der Hand, daß z.B. eine frühzeitige Erstarrung der Metallschmelze zu einer erheblich reduzierten H_2 -Freisetzung führt.

Eine weitere überkonservative Annahme wurde mit Hilfe des Moduls DEHDIS in WECHSL beseitigt. Hatte man bisher für die Nachzerfallswärme immer die ANS-Standard-Kurve angesetzt, so wurden nun basierend auf ORIGEN-Rechnungen für das Spaltproduktinventar, und basierend auf den Freisetzungsdaten des SASCHA-Programms neue Nachwärmekurven errechnet, die den jeweiligen Situationen angepaßt werden können. Ein Ergebnis solcher Rechnungen ist in Abb. 22 zu sehen.

Da der Modul DEHDIS auch ermittelt, welche Spaltprodukte oxidisch und welche metallisch vorliegen, läßt sich die gesamte Nachzerfallswärme aufteilen auf die metallische Phase und die oxidische Phase der Schmelze und auf den Anteil, der in den Sicherheitsbehälter freigesetzt wurde. Man erkennt, daß z.B. zum Zeitpunkt des RDB-Versagens, wenn die Kernschmelze mit dem Reaktorbeton in Kontakt kommt, eine Nachwärmeleistung von 12,5 MW im Sicherheitsbehälter und im Sumpfwasser verteilt sind, weitere 12,5 MW stecken in der oxidischen Schmelze und 10,8 MW in der metallischen Schmelze. Mit zunehmender Metall-oxidation durch den Wasserdampf des Betons verschiebt sich die Nachwärmeleistung immer weiter in die oxidische Phase, wobei aber die spezifische Leistung wegen des radioaktiven Zerfalls, aber besonders wegen der Zumischung aufgeschmolzenen Betons ständig geringer wird.

Lassen Sie mich abschließend feststellen, daß wir ziemlich sicher sind, daß die Folgen von Kernschmelzenunfällen bisher erheblich überschätzt worden sind; fast alle Ergebnisse unserer bisherigen Arbeiten deuten darauf hin.

5. Rückhaltung, Verhalten und Auswirkung freigesetzter Radionuklide aus kerntechnischen Anlagen

5.1 Filterentwicklung für Kernkraftwerke

Bei der Filterentwicklung für Kernkraftwerke konzentriert sich das LAF II (Wilhelm und Mitarbeiter) z.Zt. auf die Messung der Störfallbelastbarkeit von Schwebstofffiltern und die Erarbeitung von Verbesserungsvorschlägen für den konstruktiven Aufbau und die Materialauswahl. Neben hoher Temperaturfestigkeit und Feuchteresistenz ist bei Störfallfiltern noch eine ausreichende Differenzdruckbelastbarkeit zu fordern.

Zu letzterem wurde Mitte des Jahres eine zweite Versuchsserie am Prüfstand des LANL^{+) in Las Cruces durchgeführt. Der Prüfstand}

^{+) Los Alamos National Laboratory}

ist in der Lage, durch Entspannung eines Druckkessels eine Druckdifferenz von bis zu 0,28 bar über einen Normquerschnitt von 60 cm x 60 cm zu erzeugen. Der Druckanstieg beträgt dabei bis zu 0,15 bar/sec.

Versuchsziel war die Bestimmung der

1. Druckverlustcharakteristik sowie der
2. max. Belastbarkeit gegenüber hohem Differenzdruck

von handelsüblichen sowie modifizierten unbeladenen und beladenen Schwebstofffiltern.

Das Ergebnis zum ersten Versuchsziel ist in Abb. 23 für die Schwebstofffilter aus Glasfaserpapier der sog. konventionellen Faltung dargestellt. Alle Meßdaten sowohl der unbeladenen (geringerer Druckverlust) als auch beladenen Filter verschiedener Hersteller lagen innerhalb rel. enger Streubänder. Die Beladung geschah mit Polystyrollatex-Teilchen auf 1 kPa Druckverlust bei Nennvolumenstrom (1800 m³/h). Die Druckverlustcharakteristik aller untersuchten Schwebstofffilter konventioneller Faltung - auch von verschiedenen Herstellern - läßt sich durch eine analytische Funktion der Form

$$\Delta p = c_1 \cdot \bar{v}^2 + c_2 \cdot \bar{v}^2$$

Δp = Druckgefälle über d. Filter
 \bar{v} = mittlerer Volumenstrom

mit einheitlichen Konstanten c_1 und c_2 beschreiben.

In den Tests maximaler Belastbarkeit versagten die handelsüblichen Schwebstofffilter schon bei Differenzdrücken von höchstens 0,12 bar (Abb. 24). Für diese zweite Versuchsserie waren drei verschiedene Verbesserungen auf der Basis der Erkenntnisse

der vorausgegangenen Versuchsserie angebracht worden. Diese resultierten in einem Versagensdruck, der bis zu zwei mal höher lag als bei den unmodifizierten Komponenten. Diese guten Werte wurden allerdings nur mit sogenannten Holzrahmenfiltern erreicht, deren Temperaturstabilität nur bis max. 120°C gesichert ist.

Mit Zielrichtung auf hohe Temperaturfestigkeit - nach heutigen Erkenntnissen sind bis zu 160°C Lufttemperatur im Containment bei einem schweren Störfall zu erwarten - sowie hohe Differenzdruckbelastbarkeit wurde eine Neuentwicklung auf der Basis von Metallfasern in Angriff genommen. Von diesem Schwebstofffiltertyp erwarten wir, daß er Temperaturen bis zu 550°C bei Differenzdrücken bis zu 100 kPa bei gleichzeitig hohem Feuchtegehalt des zu filternden Gasstromes standhält. An zusätzlichen Eigenschaften werden angestrebt

- Strahlenbeständigkeit bis zu hohen Dosen
- hohe Masseneinspeicherfähigkeit
- evt. Abreinigungsfähigkeit
- Korrosions- und Lösungsmittelbeständigkeit.

Für die Versuche unter realistischen Stör- bzw. Unfallbedingungen wird ein Prüfstand benötigt, der die Differenzdruckbelastbarkeit unter den erschwerenden thermodynamischen Bedingungen einer Kombination von hoher Temperatur und hoher Feuchte erlaubt. Da es einen solchen Versuchsstand noch nirgendwo gibt, wurde im vergangenen Jahr die Planung und die Erstellung bau- und aus-schreibungsreifer Unterlagen durchgeführt. Nach endgültiger Bauentscheidung wird eine Bauzeit von ca. 2 Jahren erwartet.

5.2 Rechenmodelle zur atmosphärischen Ausbreitung

Lassen Sie mich noch auf den Stand der Entwicklung von Rechenmodellen zur Beschreibung der atmosphärischen Ausbreitung von

radioaktiven Schadstoffen eingehen. Das PNS hatte und hat dabei folgende Ziele, wonach die Modellentwicklung ausgerichtet war oder noch ist:

1. Berechnung der Umgebungsbelastung durch Langzeitemissionen im Normalbetrieb
2. Berechnung von Ortsdosen im Nah- und Fernbereich im Rahmen von Risikostudien
3. Berechnung der Ortsdosen im regionalen Bereich (bis ca. 100 km) nach störfallbedingter Freisetzung als erste Information zur Führung von Meßtrupps
4. Berechnung kontinentaler Belastungen nach störfallbedingter Freisetzung

Für die erste Anwendung besitzt KfK unter anderem das Rechenprogramm ISOLA 3, welches auf einem stationären Gaußmodell aufbaut (Hübschmann und Mitarbeiter, HS). Modelle dieser Art sind inzwischen Allgemeingut geworden, und in den Berechnungsgrundlagen des BMI sind die für einfache Langzeitbelastungsrechnungen notwendigen Eingabeparameter festgeschrieben.

Für den Anwendungszweck 2 wurde im Rahmen der Deutschen Risikostudie das Rechenprogramm UFOMOD erstellt (HS und INR). Es basiert ebenfalls auf dem Gaußmodell mit folgenden Verbesserungen bzw. dem Zweck angepaßten Modifikationen:

- Berücksichtigung der zeitlichen Entwicklung des atmosphärischen Turbulenzzustandes, der Windgeschwindigkeit und -Richtung.
- Trockene und nasse Ablagerung als Funktion der Niederschlagsrate
- Thermischer Aufstieg der Wolke und Interferenz mit dem Gebäude.

Die Hauptarbeit der letzten Jahre, diese beiden Rechenprogramme einsatzfähig zu machen, lag in der experimentellen Gewinnung statistisch ausreichend abgesicherter meteorologischer Daten. Dies ist ganz gut gelungen und hat unter anderem zu einem in Zusammenarbeit mit der KFA Jülich erstellten Satz von Referenz-Ausbreitungsparametern für 100 m Emissionshöhe in Deutschland (KfK-3o95) geführt.

UFOMOD ist für die Berechnung des Risikos durch mehrere Anlagen in einem Land geeignet. Um standortspezifische Risikoanalysen adäquat angehen zu können, müßte das entsprechende Rechenmodell, zumindest in einem Nahbereich bis ca. 15 km, Einflüsse der Topografie und damit in aufwendigerer Form Winddrehungen berücksichtigen können. Gleichzeitig müssen andere physikalische Effekte wie die Wechselwirkung der Schadstoffwolke mit der Sperrschicht oder wie Windscherungen erfaßt werden. Die PNS-Aktivitäten sind gegenwärtig auf diese Verbesserungen hin ausgerichtet.

Für das Entwicklungsziel 3 wird voraussichtlich ein Trajektorienmodell mit phänomenologischer Behandlung der transversalen Diffusion am besten geeignet sein. Die besondere Hürde ist auch hier die Beschaffung ausreichend vollständiger Eingangsdaten. Eine experimentelle Methode zur Gewinnung der Trajektorien und gleichzeitig der transversalen Diffusionskenngrößen ist die Verfolgung von Tetroonflügen. In Ergänzung dazu wären großräumige Tracerexperimente wünschenswert. Wegen der großen Entfernungen sind alle Experimente zu diesem Entwicklungsziel aufwendig, und es wird einige Zeit in Anspruch nehmen, bis eine ausreichende Zahl von Meßgrößen und dann nur für eine Region zur Verfügung stehen wird. Hübschmann und Mitarbeiter haben in den letzten 2 Jahren ca. 10 Tetroonflüge im süddeutschen Raum durchgeführt.

Für das 4. Entwicklungsziel hat KfK/PNS nach sorgältiger Analyse aller gegenwärtig international verfügbaren Rechenmodelle auf das Programm MESOS des Imperial College of London als Startbasis zurückgegriffen. Es gehört zu den fortgeschrittenen Trajektorienmodellen und kann als "quasi" 3-dimensional bezeichnet werden, da es die Mischungsschichtobergrenzen als Funktion der Stabilität

variiert und auch den Transport von Schadstoffen oberhalb der Mischungsschicht in einer "laminaren" Strömung beschreibt.

MESOS verwendet das Bodendruckfeld und berechnet die Transportgeschwindigkeit als Funktion der Stabilität, der Bodenrauigkeit, Höhe des Puffs und Höhe der Mischungsschicht. Das Modell hat seine Qualitäten bei der Nachrechnung der nach dem Windscale-Unfall aufgetretenen großräumigen Kontaminationen schon zufriedenstellend unter Beweis stellen können. KfK/PNS fördert gegenwärtig die Implementierung von MESOS auf der Großrechenanlage des KfK und daran anschließend die Adaption, besonders durch Schaffung einer schnell zugreifbaren Datenbasis bzw. eines Weges dahin, an deutsche Verhältnisse (Halbritter, Neumann-Hauf/AFAS).

KfK/PNS hat sich maßgeblich an einer von dem CSNI der NEA organisierten internationalen Vergleichsstudie zum Verständnis der Unterschiede in den verschiedenen Unfallfolgemodellen beteiligt. Etwa 30 Organisationen aus 16 Ländern waren dabei vertreten. Diese Studie wurde im März 1980 begonnen und steht jetzt vor ihrem Abschluß.

Im Verlauf der Vergleichsstudie wurden die Unterschiede der Modelle innerhalb von 7 Teilaufgaben herausgearbeitet:

Aufgabe 1: Atmosphärische Ausbreitung

- Hierzu wurde ein geeigneter Satz von Randbedingungen festgelegt, der die Einflüsse der unterschiedlichen Modelle bei der atmosphärischen Ausbreitung, beim Aufstieg der Schadstoffwolke und bei der Ablagerung deutlich werden ließ.

Aufgabe 2: Dosimetrie

- Es wurden die Unterschiede in den Belastungspfaden und der Dosisberechnung durch Vergleich der Annahmen und der berechneten Knochenmarks- und Schilddrüsendosen untersucht.

Aufgabe 3: Gesundheitliche Schäden

- Die Unterschiede in den Dosis-/Wirkungsbeziehungen sowie die Modellierung für verschiedene gesundheitliche Schäden wurden diskutiert.

Aufgabe 4: Kontaminierte Gebiete

- Hier sollten die unterschiedlichen Vorgehensweisen bei der Berechnung von Entfernungen und Gebietsgrenzen spezifischer Kontamination verglichen werden.

Aufgabe 5: Häufigkeitsverteilungen der Luft- und Bodenkonzentrationen

- Die Verteilungen sollten für bestimmte Orte in der Umgebung des hypothetischen Standortes berechnet und verglichen werden.

Aufgabe 6

und 7: Standortsspezifische Risikobestimmung

- Soweit mit den beteiligten Modellen möglich, sollten Häufigkeitsverteilungen für Früh- und Spättote, Erkrankungen und Spättote sowohl für homogene als auch für modellhaft inhomogene Bevölkerungsverteilungen berechnet werden. Dabei unterschied sich Aufgabe 7 von 6 durch die Berücksichtigung von Schutz- und Gegenmaßnahmen.

Als Beispiel für die Art der Erkenntnisse, die im Rahmen dieser Studie gewonnen wurden, sei die von den Teilnehmern jeweils mit deren existierendem Modell berechnete Bodenkonzentration unter der Fahnenachse als Funktion der Quelldistanz gezeigt (Abb. 25). Die Randbedingungen (BMR 2, D Stabilität, kein Regen) für diesen Vergleich waren so gewählt, daß besonders Unterschiede im Aufstiegsmodell zum Tragen kommen mußten. Die beträchtliche Streuung der Ergebnisse war zuerst umso überraschender, als die meisten Teilnehmer das Aufstiegsmodell von Briggs verwandt hatten.

Es stellte sich dann heraus, daß fast jeder eine andere Veröffentlichung von Briggs als Referenz gewählt hatte, deren Vorschriften sich offenbar erheblich unterschieden. Es gelang nun, in Abstimmung mit Briggs ein nach heutigem Wissensstand bestes Modell festzulegen.

Aus der Sicht von KfK/PNS muß die CSNI-Vergleichsstudie als Erfolg gewertet werden, da sie wesentliche Anstöße zum Erfahrung- und Wissensaustausch sowie zur Fortentwicklung der zur Unfallfolgenberechnung benötigten Rechenmodelle gegeben hat.

Aus der Gesamtperspektive von Risikostudien muß man feststellen, daß gegenwärtig die Unsicherheiten bei der Bestimmung des Quellterms bei Reaktorunfällen größer sind als die bei der Berechnung der Unfallfolgen. Um diese Unsicherheiten abzubauen, sind die in Abschnitt 4 bereits erwähnten Untersuchungsarbeiten eingeleitet worden.

5.3 Störfallanalyse zur Wiederaufarbeitungsanlage

Der Betrieb einer großen Wiederaufarbeitungsanlage erfordert die Reinigung des Auflöserabgases, da aus dem Auflöser flüchtige Spaltprodukte freigesetzt und mit dem Abgasstrom radioaktive Aerosole und Schwebstoffe mitgetragen werden. Weiterhin müssen die bei der Auflösung freiwerdenden Stickoxide beseitigt werden. Einer möglichst weitgehenden Vermeidung von Umweltbelastungen dienen F+E-Arbeiten am Kernforschungszentrum Karlsruhe. Sichtbarer Ausdruck dieser Aktivitäten sind die aufgebauten Anlagenteile zur Auflöserabgasreinigung. Im einzelnen sind das:

HET: Head-End-Teststand

PASSAT: Prototyp-Anlage mit Schwebstoff- und Sorptionsfiltern zur Auflöserabgasreinigung im technischen Maßstab

REDUKTION: Katalytische Reduktion von NO_x und O_2 mit H_2

ADAMO: Adsorptionsanlage mit Molekularsieb

KRETA: Krypton-Entfernungs-, Tieftemperatur-,
Rektifikations-Anlage.

Diese Anlagenteile sollen auf mögliche Störfälle untersucht werden. Zu diesem Zweck wurden übergeordnete, unerwünschte Ereignisse, sogenannte TOP-Ereignisse, definiert. Diese Ereignisse wurden anschließend mit Hilfe der Fehlerbaummethode auf das Verhalten von Systemkomponenten zurückgeführt und graphisch dargestellt. Dieses Verfahren wurde auf PASSAT, REDUKTION, ADAMO und KRETA angewandt. Im späteren Einsatz zur Reinigung des Auflöserabgases einer großen WAA werden alle Anlagenteile im Verbund arbeiten. Es wurde deshalb ein erster Versuch unternommen, die möglichen Auswirkungen eines Störfalles am Eingang der Anlage (PASSAT) auf die Gesamtanlage aufzuzeigen (Nagel, IDT).

Beispielhaft für das Vorgehen sei hier der Fehlerbaum für den Anlagenteil PASSAT wiedergegeben (Abb. 26). Die Hauptfunktion von PASSAT, nämlich die Rückhaltung des Spaltproduktes Jod, wird dann nicht mehr erfüllt, wenn entweder

- die Sorptionsfähigkeit der Jodfilter gestört ist oder
- in einem Kühler/Erhitzer eine Leckage auftritt oder
- das Sicherheitsjodfilter bei Anforderung keine ausreichenden Dekofaktor mehr aufweist.

Die Gründe für diese Fehler sind in der nächsttieferen Ebene des Fehlerbaumes enthalten, die Ursachen für diese Gründe wiederum in einer nächsttieferen Ebene usw.

In einem nächsten Schritt wird versucht werden, das dynamische Verhalten der einzelnen Komponenten, auch Barrieren genannt (PASSAT, REDUKTION, ADAMO, KRETA), funktional auf der Basis eines jeweils geeigneten physikalischen Modells zu fassen. Danach soll dann die Antwortfunktion der gesamten Abgasreinigung auf eine innere oder äußere Störung angegangen werden.

Die Arbeiten zur Störfallanalyse der großen Wiederaufarbeitungsanlage werden nach Absprache mit dem BMFT seit 1981 im Rahmen des PSE, des Projektes Sicherheitsstudien Entsorgung, durchgeführt.

6. Zusammenfassung und Ausblick

Bei den vorgestellten Ergebnissen handelt es sich, wie bereits eingangs erwähnt, nur um eine Auswahl aus einer Vielzahl von Ergebnissen des vergangenen Berichtszeitraums. Sie können wie folgt zusammengefaßt werden.

1. Die berechneten Beanspruchungen von Reaktoreinbauten unter Störfallbedingungen werden nach den bisher durchgeführten Untersuchungen durch die Berücksichtigung der Fluid-Struktur-Wechselwirkung reduziert und stehen in guter Übereinstimmung mit den experimentellen Ergebnissen in HDR-Blowdown-Versuchen. Die bisher übliche konventionelle Methode der entkoppelten Rechnung kann zu Resultaten führen, die erheblich von den tatsächlichen Verhältnissen abweichen. Die Fluid-Struktur-Wechselwirkung ist heute besonders für den Kernmantel gut verstanden.

In der Zukunft ist die weitere Verbesserung von Zweiphasenmodellen für mehrdimensionale Geometrien sowie die Erfassung weiterer LWR-Kerneinbauten vordringlich.

2. Die Untersuchungen zum Brennstabverhalten unter LOCA-Bedingungen sind weitgehend abgeschlossen. Die Ergebnisse erlauben es, das Brennstabverhalten quantitativ zu beschreiben. Die im wesentlichen in out-of-pile-Experimenten gefundenen Ergebnisse konnten durch in-pile-Experimente bestätigt werden.

Aufgrund der Schwerpunktverlagerung des Forschungsprogrammes zum Brennstabverhalten bei höheren Temperaturen wurden Untersuchungen zum Oxidationsverhalten, zur Wechselwirkung zwischen Zircaloyhüllrohren und Brennstoff sowie zur Bildung schmelzflüssiger Phasen und zur Kühlbarkeit schwerbeschädigter Kernstrukturen begonnen.

3. Das Programmsystem SSYST ist mit der Programmversion SSYST-2 für die Einzelstabanalyse unter LOCA-Bedingungen abgeschlossen und dokumentiert. Eine Testversion von SSYST-3 steht kurz vor dem Abschluß und ermöglicht auf der Basis probabilistischer Methoden die Abschätzung des zu erwartenden Schadenumfanges für den Reaktor-

kern unter LOCA-Bedingungen. Die Weiterentwicklung von SSYST ist ausgerichtet auf die Modellierung kleiner Lecks und spezieller Transienten.

4. Für den Kernschmelzenunfall auf dem Niederdruckpfad konnte durch systematische Freisetzungsexperimente in Dampfatosphäre eine komplette Liste von Freisetzungsdaten erstellt werden. Für die Elemente Tellur und Strontium wurden geringfügig höhere Freisetzungswerte, und für die seltenen Erden und die Transurane deutlich niedrigere Freisetzungswerte ermittelt, als bisher angenommen. Silber wird aus den Silber-Indium-Cadmium-Absorberstäben als Aerosol in einer Masse von etw 1 to freigesetzt und könnte somit für die Abscheidung von Partikeln und für die chemische Bindung des Jods von erheblicher Bedeutung sein.

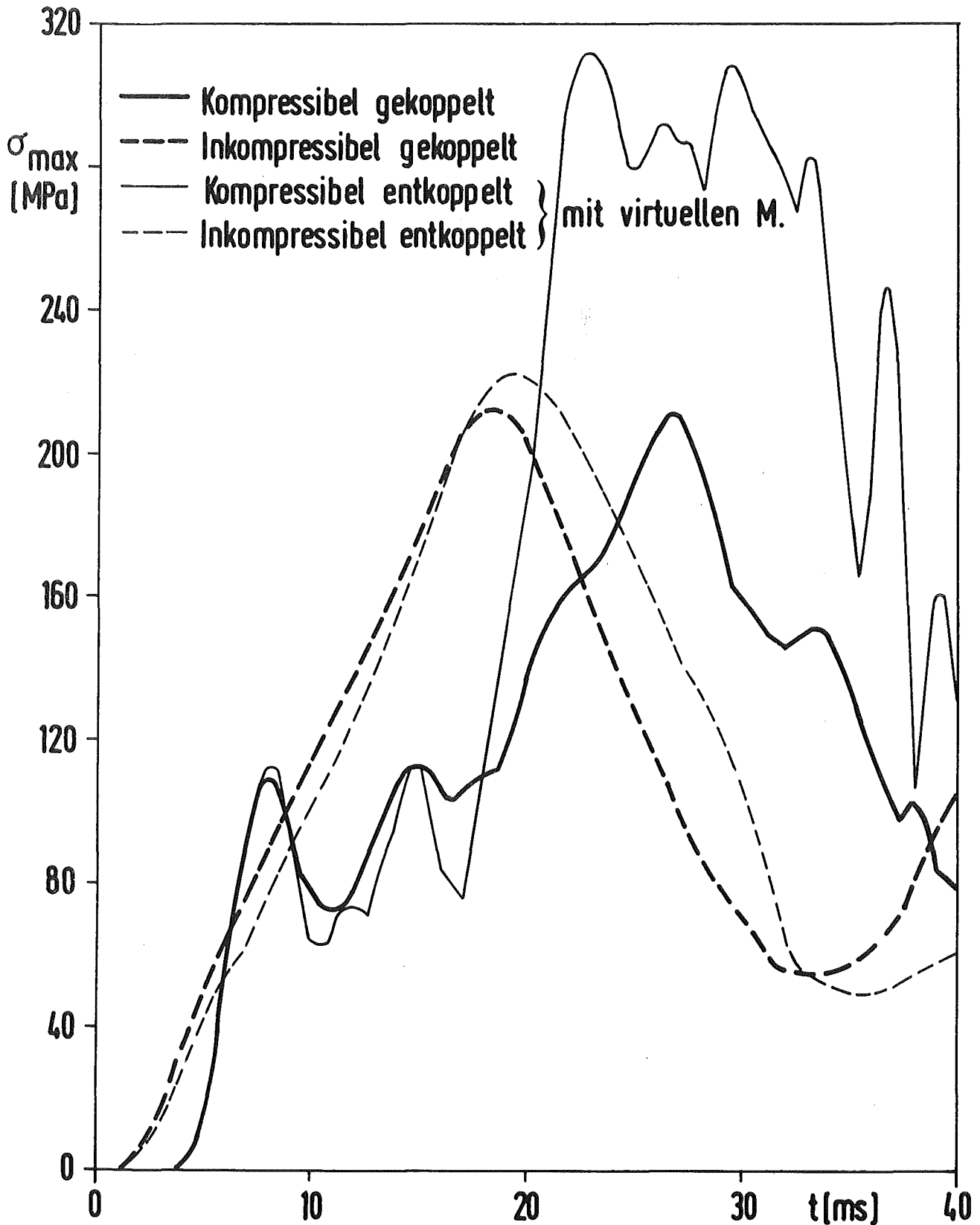
5. Auf der Basis dieser neuen Freisetzungsdaten und mit Hilfe der derzeitigen NAUA-Version, die es erlaubt, zeitabhängige Berechnungen der luftgetragenen partikelförmigen Masse in beliebigen Volumina durchzuführen, konnten erste best-estimate-Rechnungen für diese Freisetzung in die Umgebung bei spätem Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters, d.h. entsprechend der Freisetzungskategorie 6 der Deutschen Risikostudie, durchgeführt werden. Diese Rechnungen zeigen die hohe Konservativität der bisherigen Annahmen für Risikobetrachtungen.

6. Die vorbereitenden Arbeiten für das BETA-Versuchsprogramm sind weitgehend abgeschlossen. Es konnte über die Lösung einiger experimenteller und analytischer Teilprobleme berichtet werden.

7. Auf dem Gebiet der Störfallfilteruntersuchung konnte durch geringfügige technische Verbesserungen an den handelsüblichen Schwebstofffiltern die Beständigkeit gegen Differenzdruck erheblich verbessert werden. Die entscheidende Verbesserung für hohe Differenzdruckbelastbarkeit bei gleichzeitig hoher Temperatur und Feuchte wird jedoch von den Metallfaserfiltern erwartet.

8. Die für die Bestimmung der Unfallfolgen wichtigen Rechenmodelle zur Beschreibung der atmosphärischen Ausbreitung von radioaktiven Schadstoffen konnten weiter verbessert werden. Das Rechenprogramm UFOMOD, das auch in der Deutschen Risiko-studie verwendet wurde, wird zur Zeit für die Berechnung stand-ortspezifischer Risikoanalysen umgearbeitet.

9. Die im Rahmen des PSE, des Projektes Sicherheitsstudien Entsorgung, durchgeführten Arbeiten zur Störfallanalyse der Großen Wiederaufarbeitungsanlage haben zur Erstellung von Fehlerbäumen für die einzelnen Komponenten der Auflöserabgasreinigung geführt. Gegenwärtig wird an der physikalischen Modellierung der Komponenten (Barrieren) gearbeitet. Ziel ist die Berechnung der wahrscheinlichkeitsbewerteten Freisetzung aus der Auflöserabgasreinigung.

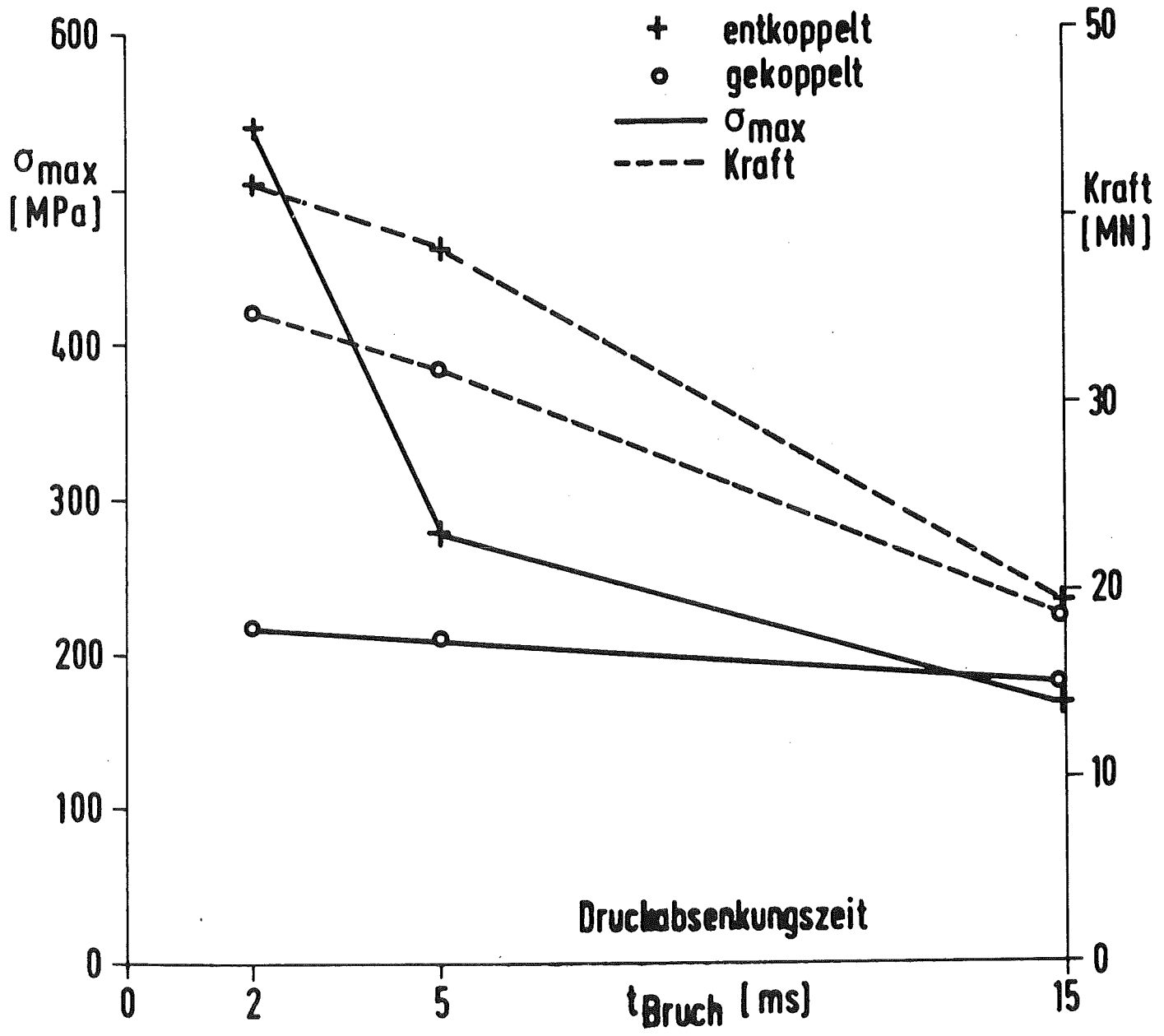


Maximalwert der Gesamt-Vergleichsspannung
als Funktion der Zeit



Abb. 1

DWR-Blowdown, Kernmantelbeanspruchung

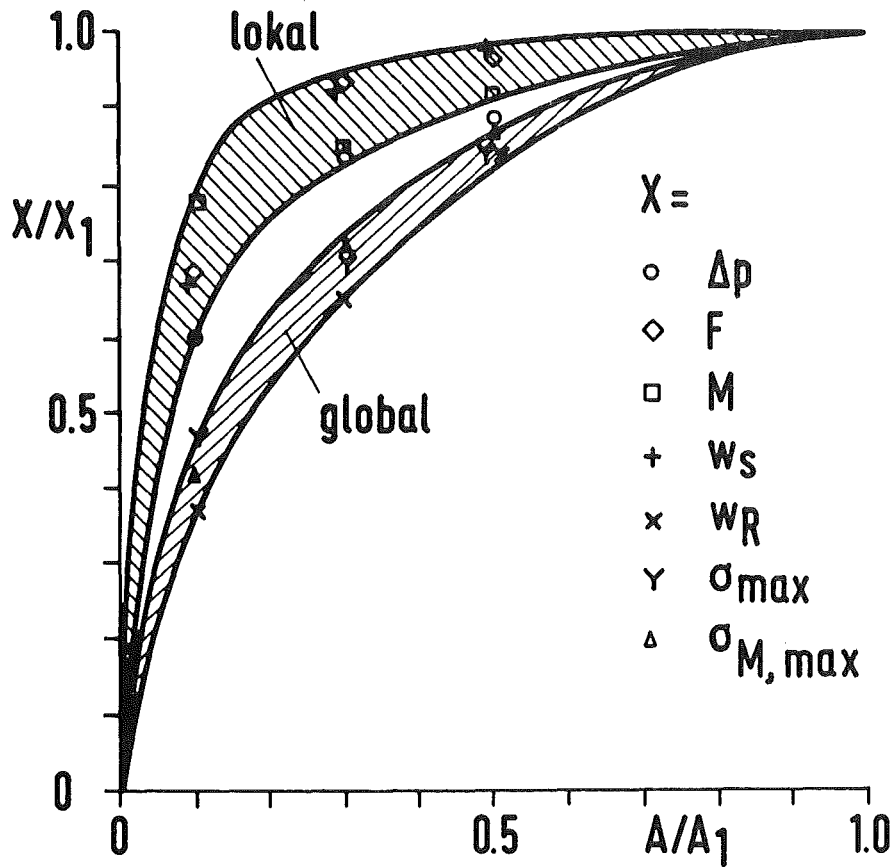


Einfluß der Druckabsenkungszeit auf Maximalspannung und Druckkraft

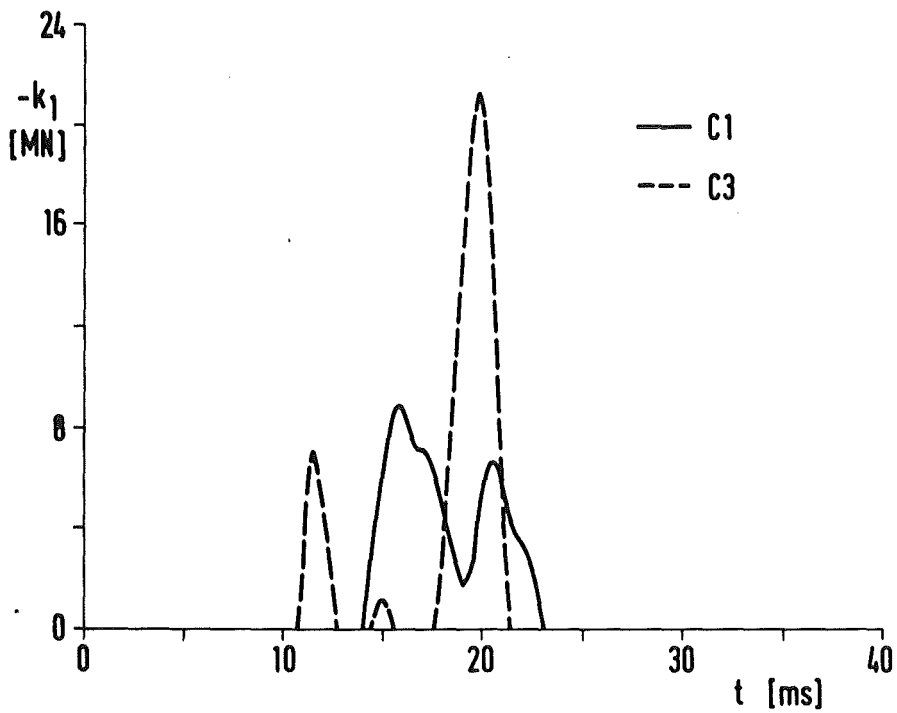
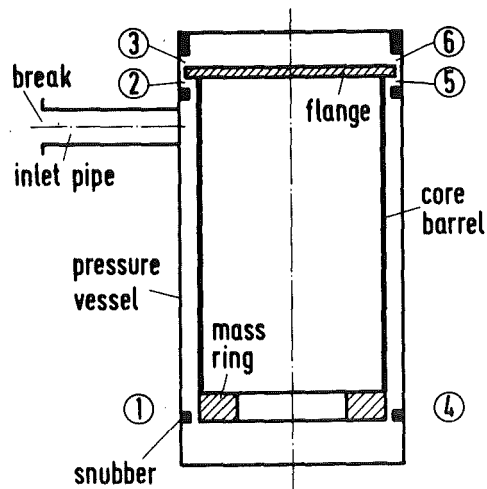


Abb. 2

DWR-Blowdown, Kernmantelbeanspruchung



Einfluß der Größe der Bruchfläche auf Druckdifferenzen Δp , Druckkräfte F , Druck-Biegemomente M , Verschiebungen W und Spannungen σ des Kernmantels

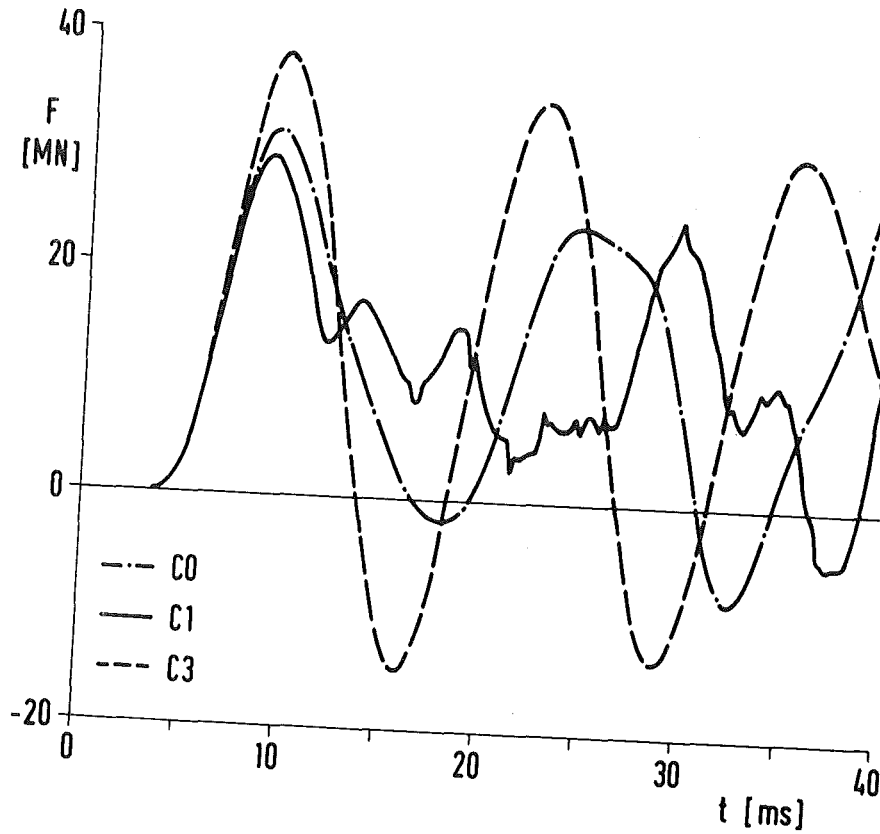


**Kraft an Anschlag 1, mit (C1) und ohne (C3)
Fluid-Struktur-Wechselwirkung**



Abb. 4

DWR-Blowdown, Kernmantelbeanspruchung

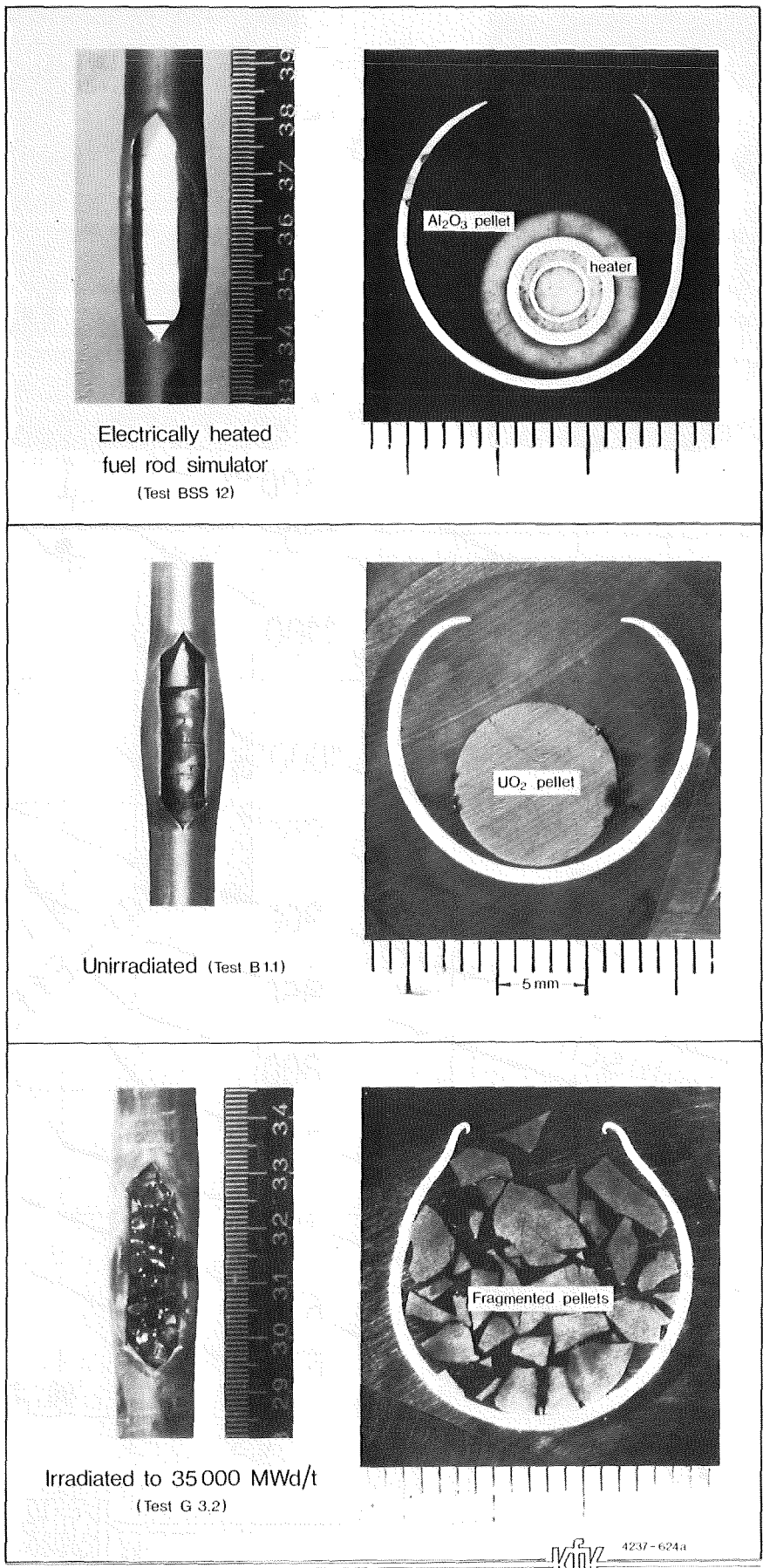


C0 ohne Anschlag mit Fluid-Struktur-Wechselwirkung
C1 mit Anschlag mit Fluid-Struktur-Wechselwirkung
C3 mit Anschlag ohne Fluid-Struktur-Wechselwirkung



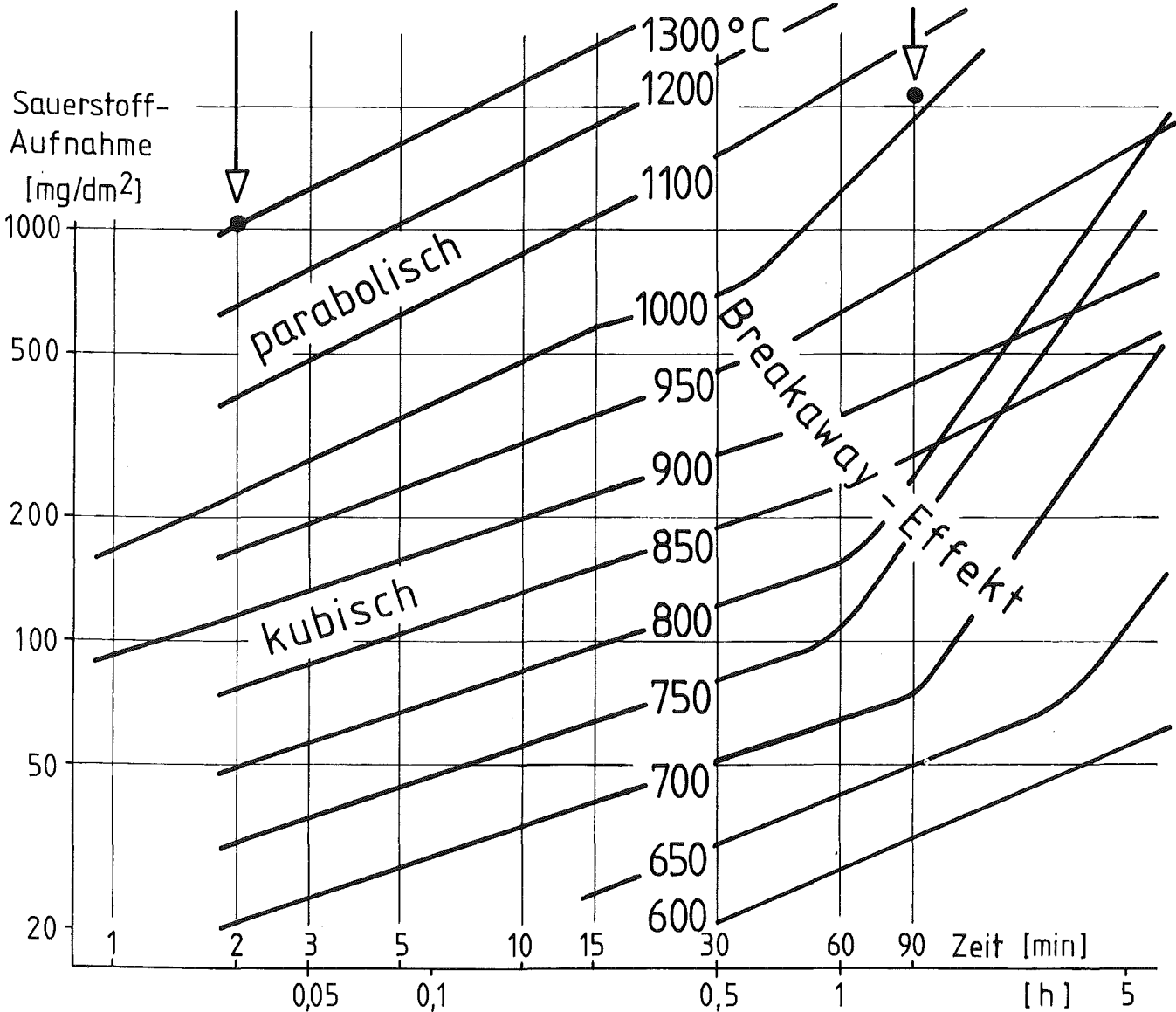
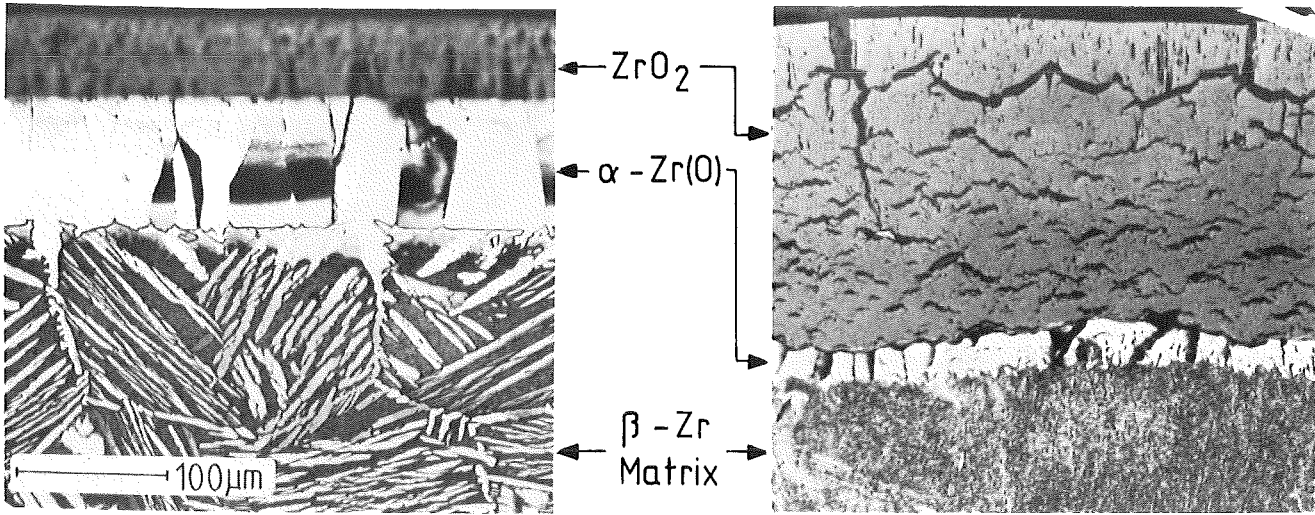
Abb. 5

DWR-Blowdown, Kraft auf Kernmantel

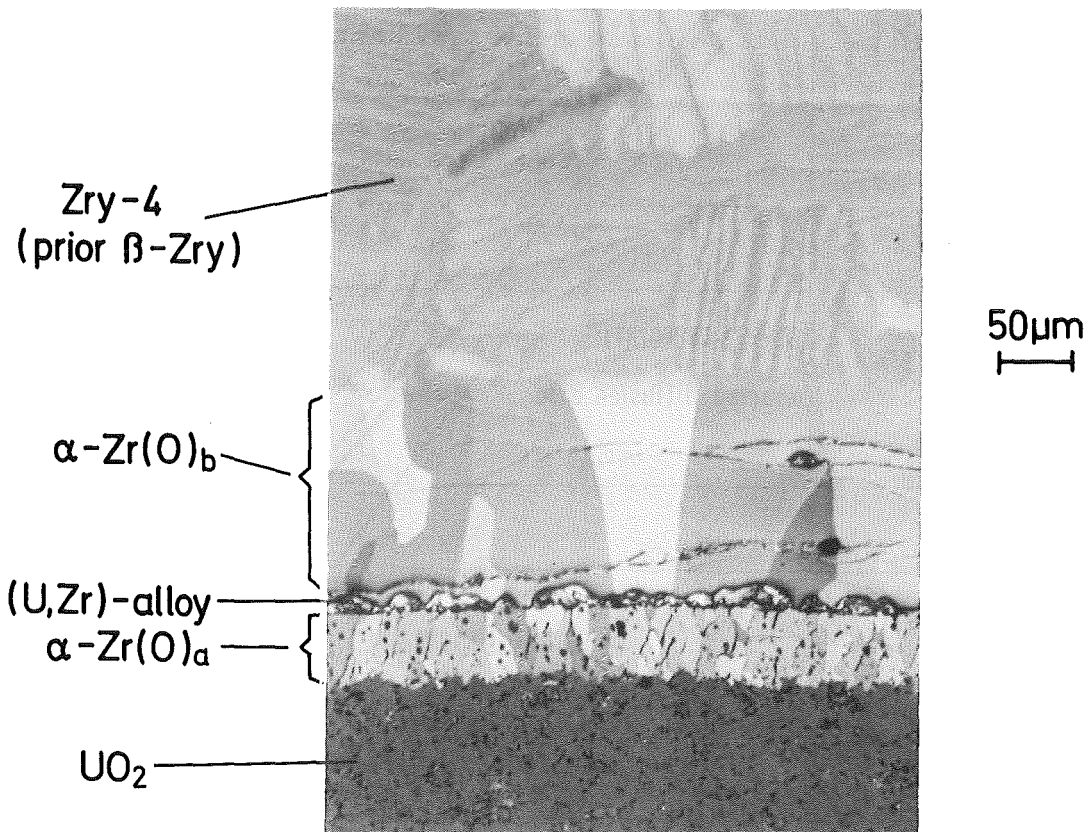


KIK 4237-624a
11 81

FR 2 In-pile Tests with fuel rods and rod simulators.
Views and cross sections of rupture regions.



Kinetik der Zircaloy 4 / Dampf-Hochtemperatur-Oxidation, Einfluss des Breakaway-Effektes



etched, polarized light

$1300^\circ\text{C}/600\text{s}$

UO_2 /Zircaloy-4 interactions

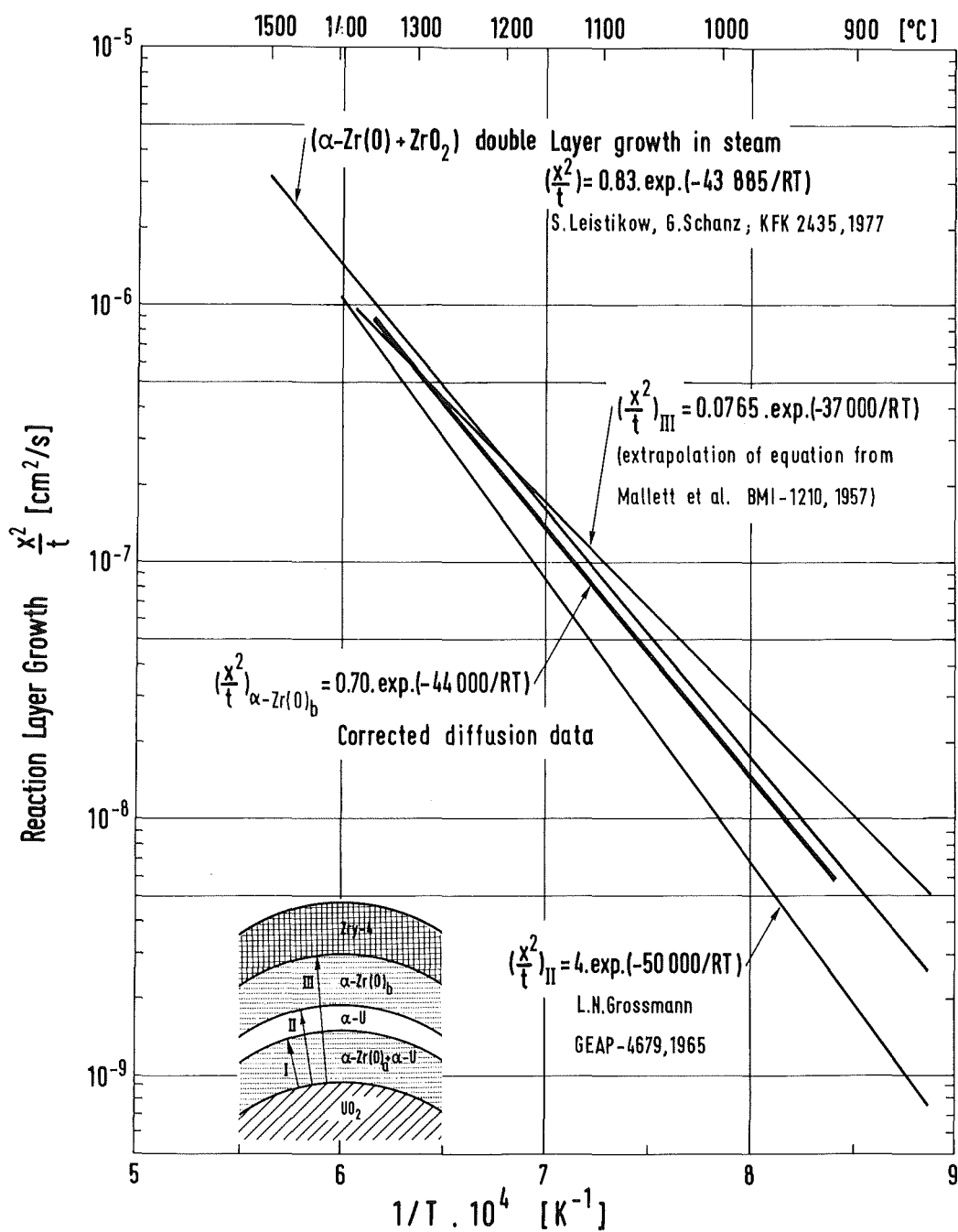


Abb. 9



Arrhenius plot of the combined UO₂/Zry reaction layer as determined by several investigations. Comparison with [α-Zr(O)+ZrO₂] double layer growth in steam



4°C/SEC

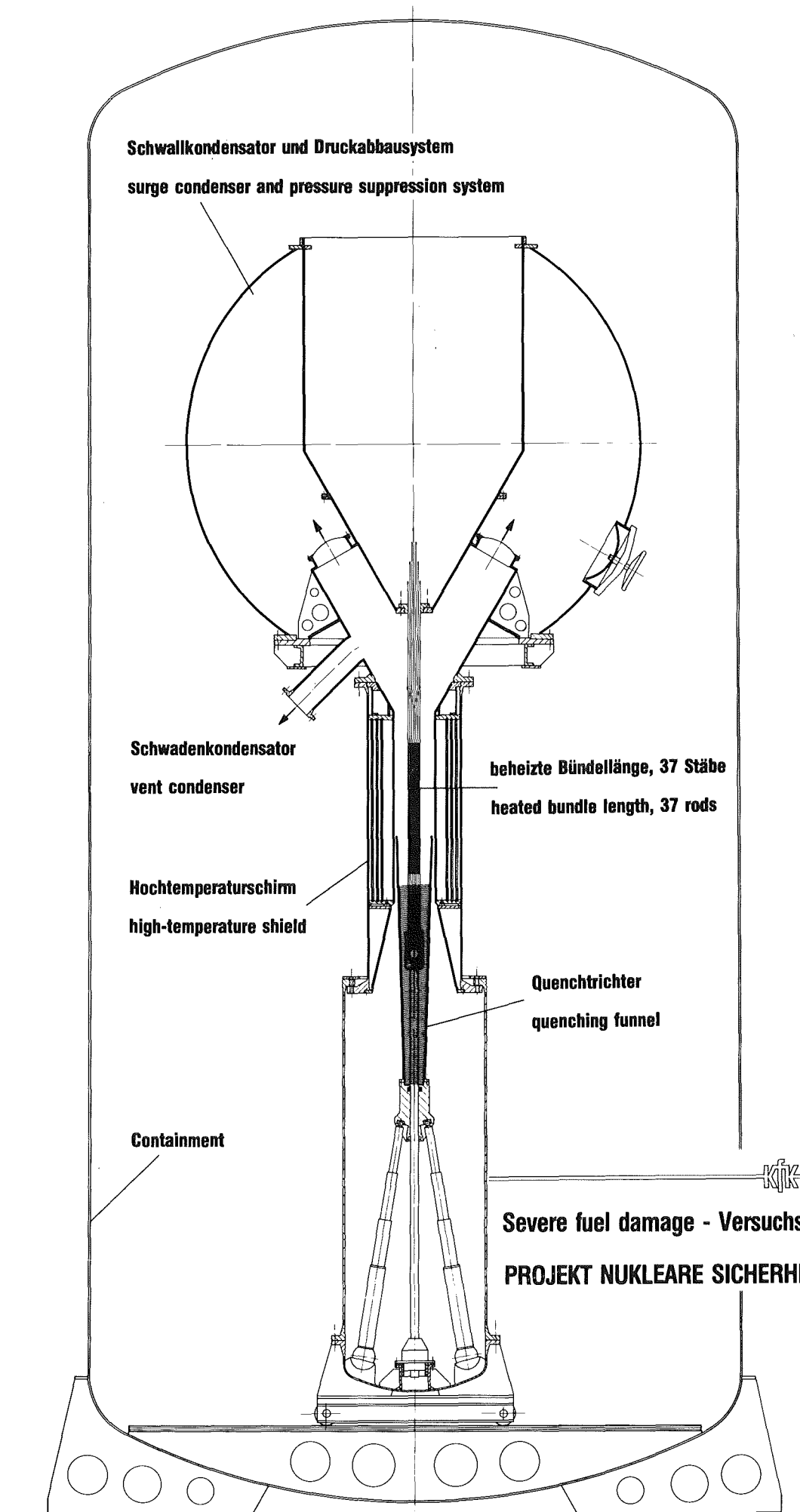
2°C/SEC

0.25°C/SEC



Abb. 10

ABSCHMELZVERHALTEN VON BRENNSTABBÜNDELN DIE IN DAMPF MIT VERSCHIEDENEN TEMPERATURANSTIEGSRATEN AUF 2050 °C AUFGEHEIZT WERDEN.



Schwallkondensator und Druckabbausystem
surge condenser and pressure suppression system

Schwadenkondensator
vent condenser

Hochtemperaturschirm
high-temperature shield

beheizte Bündellänge, 37 Stäbe
heated bundle length, 37 rods

Quenchtrichter
quenching funnel

Containment

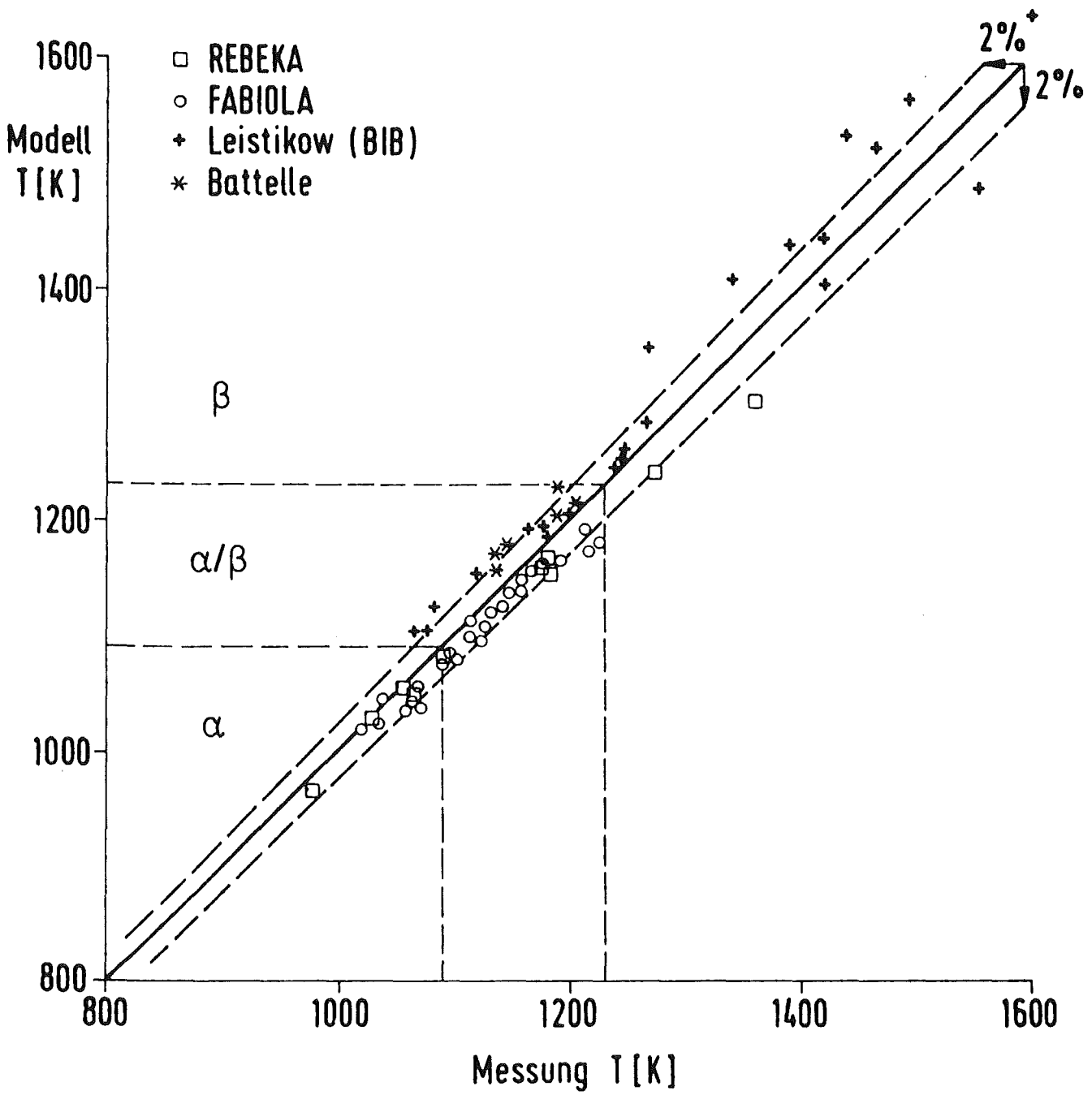
Abb. 11



IT - 1001

Severe fuel damage - Versuchsanlage CORA

PROJEKT NUKLEARE SICHERHEIT PNS



Berstexperimente mit Temperaturrampe
Rechnung mit NORA-2

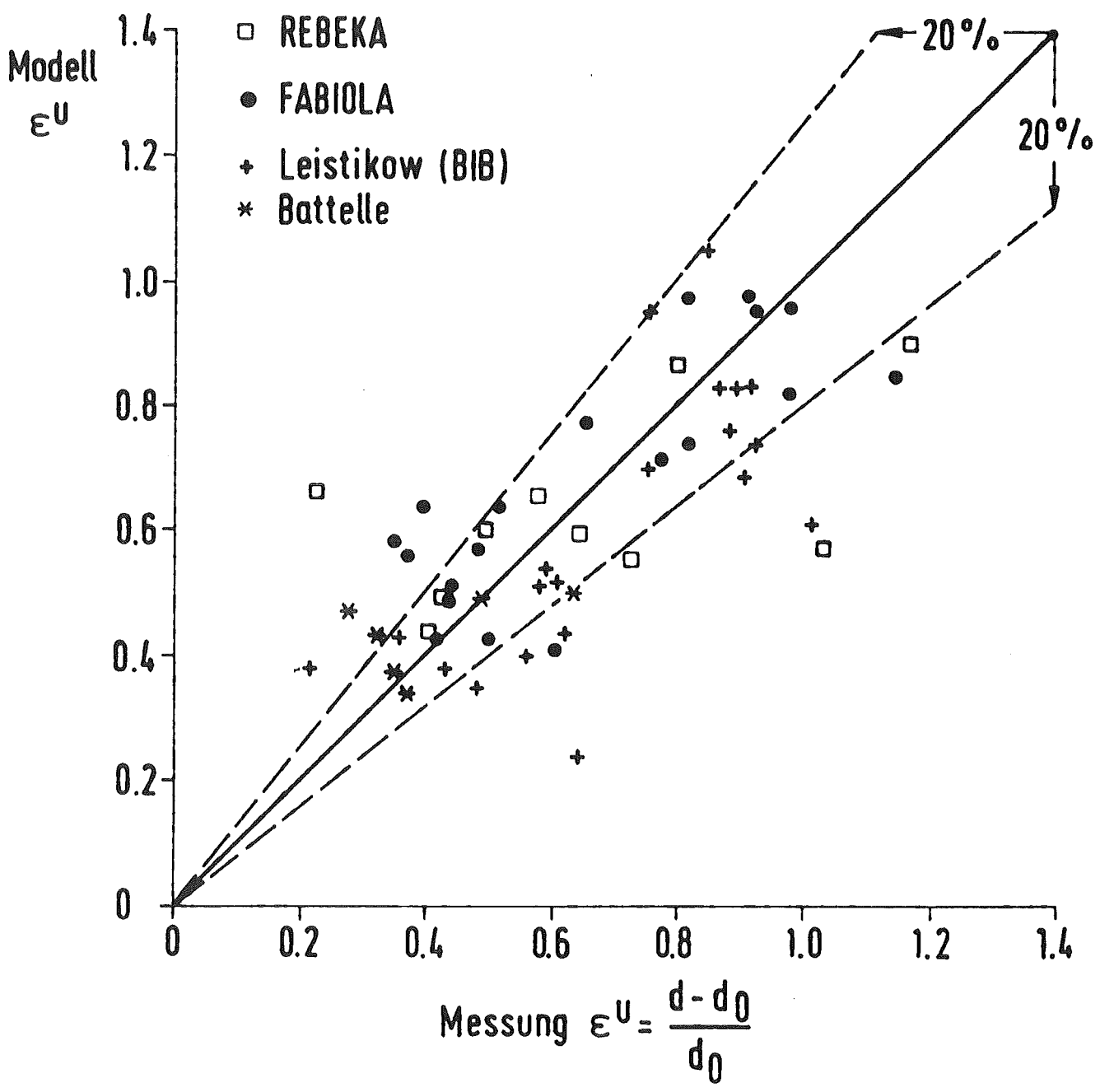


Abb. 13

Versagensdehnung von Berstexperimenten mit Temperaturrampe
Rechnung mit NORA-2/AZI

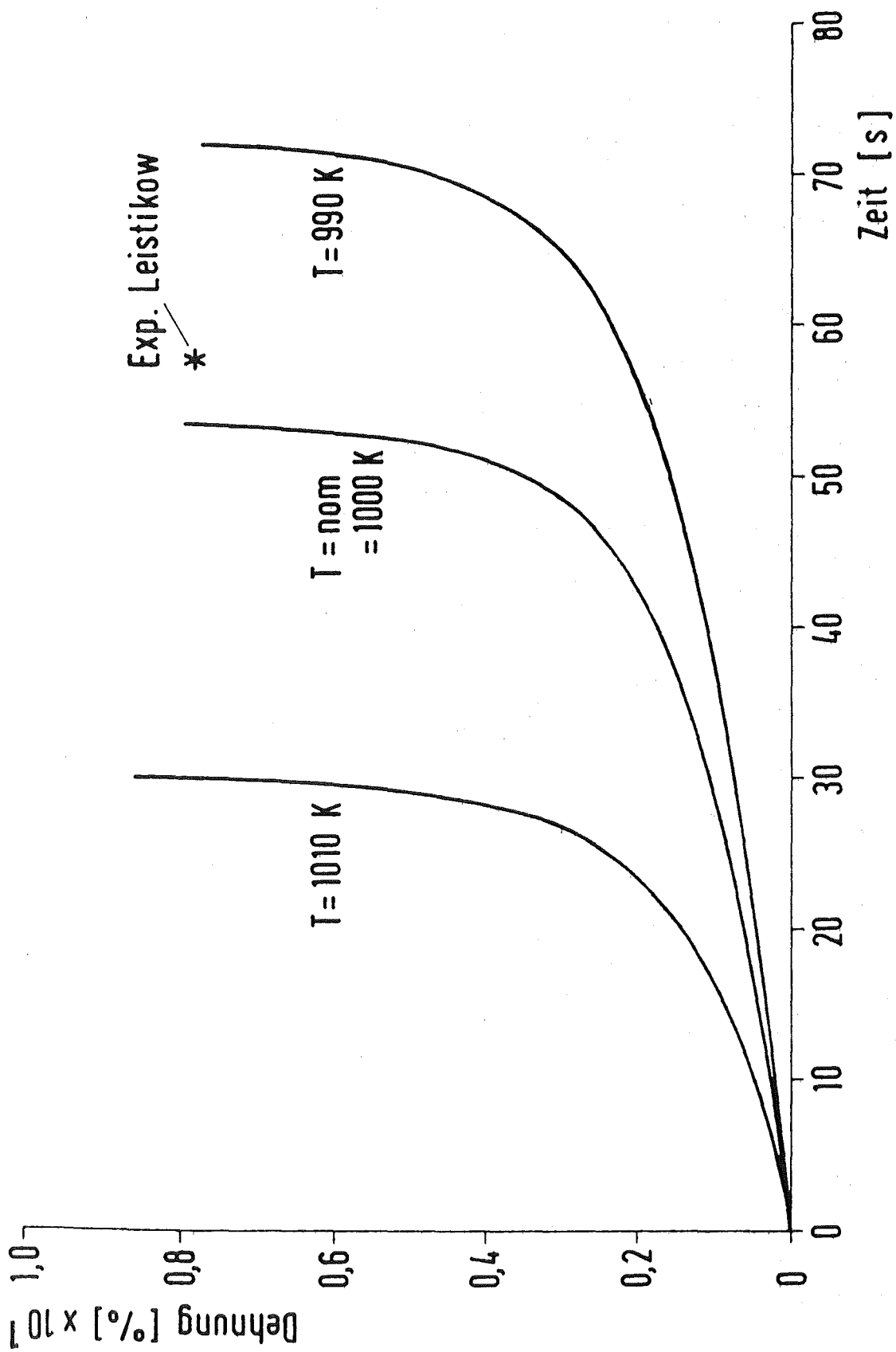


Abb. 14

Einfluß einer Temperaturvariation von ± 10 K

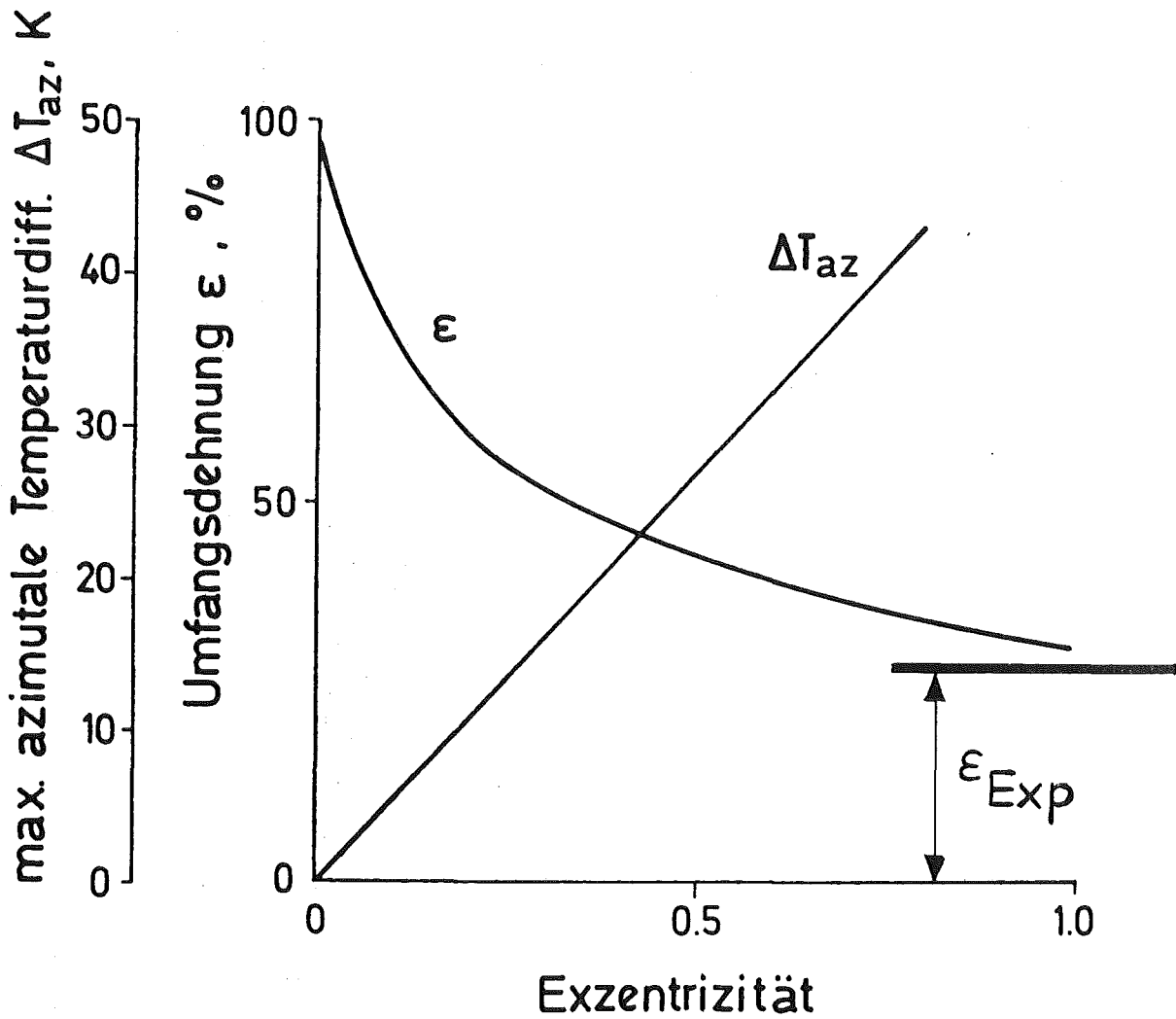


Abb. 15



Einfluß der Stabexzentrizität auf die azimuthale Temperaturvariation und die mittlere Umfangsdehnung für die Randbedingungen aus REBEKA 3

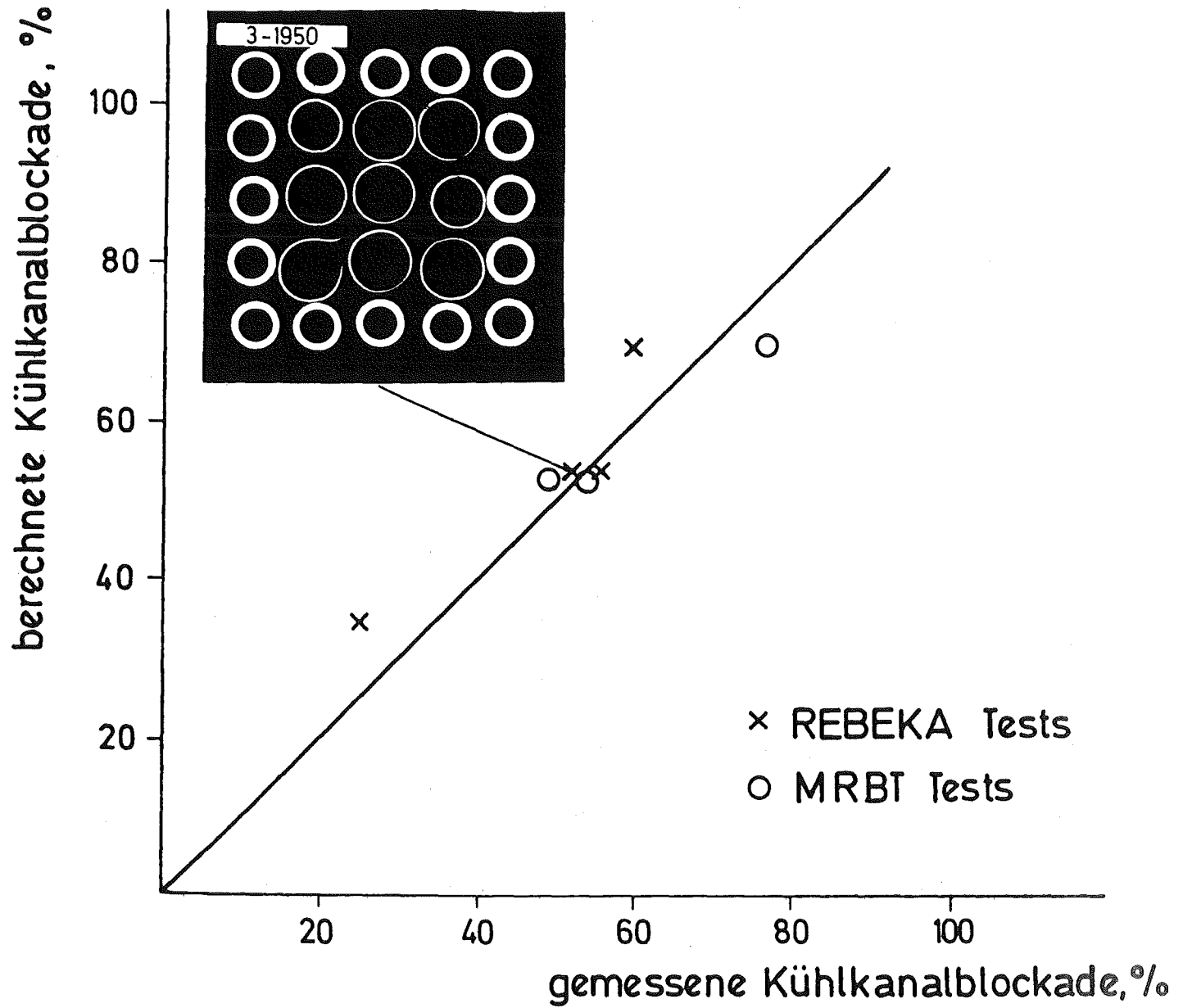


Abb. 16.




Vergleich der gemessenen und der berechneten maximalen Kühlkanalblockaden

Element	Release until RPV - Failure (%)	
	WASH - 1400	PNS *)
Xe, Kr	90	100
I (Br)	100	100
Cs(Rb)	81	100
Te (Se)	15	81
Sb	15	53
Sr, Ba	10	1
Mo, Tc	3	0.2
Ru, Rh, Pd	3	0.02
Y, Zr, Nb	0.3	0.02
La, Ce, Pr,...	0.3	0.02
Np, Pu, Am, Cm	0.3	0.02

*) Calculated for 2 time intervals of 15 min
at 2200 and 2400 °C

Abb. 17

 PNS / IRCH

Comparison of PNS Release Data with WASH- 1400

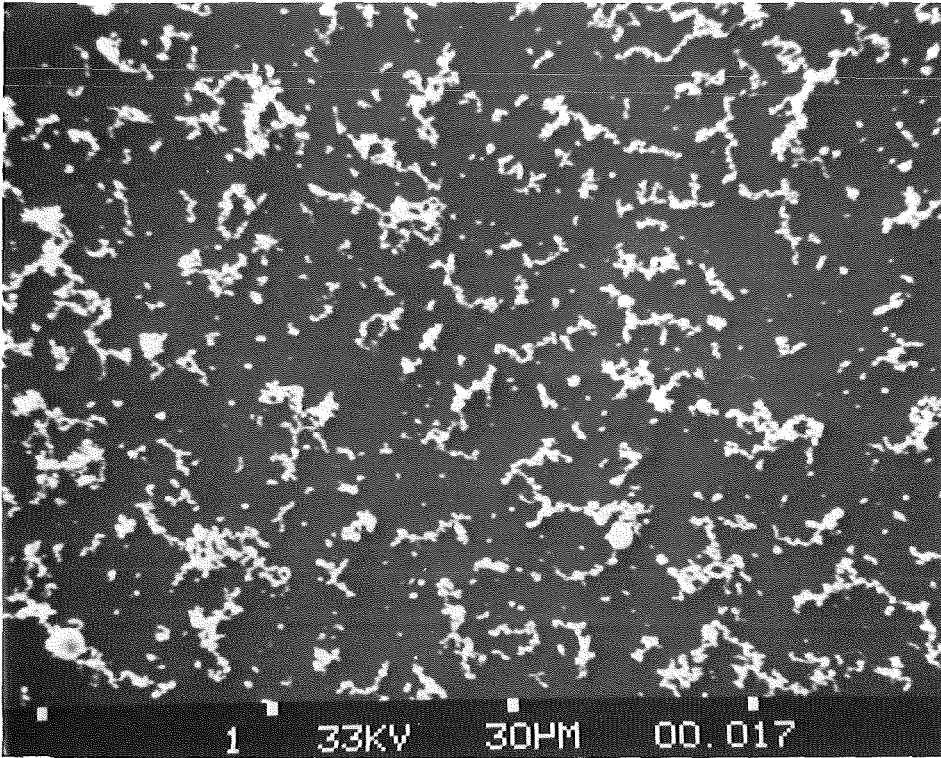


Abb. 18

UO₂ - AEROSOLPROBE VOR DER KONDENSATION

VERGRÖSSERUNG 1000

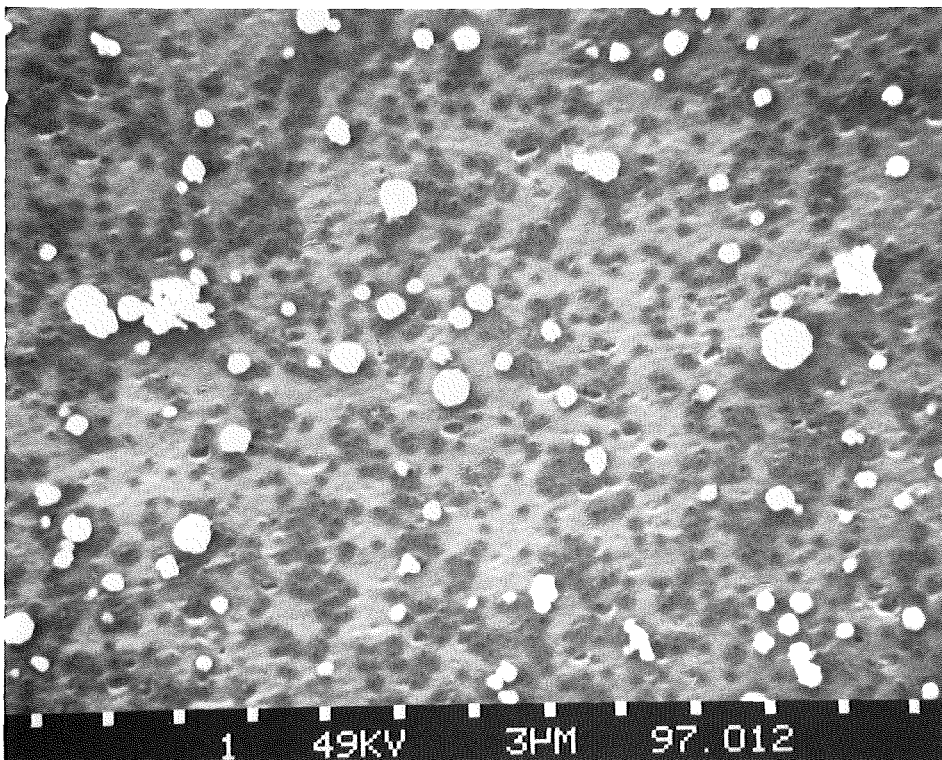
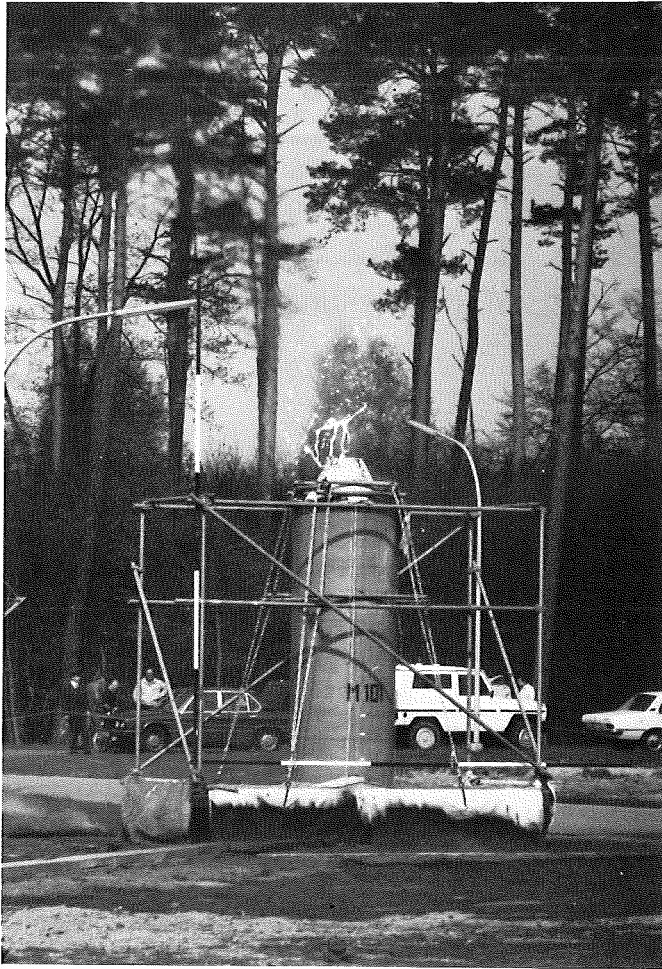


Abb. 19

UO₂ - AEROSOLPROBE NACH DER KONDENSATION

VERGRÖSSERUNG 3000



BETA-VORVERSUCHE

Versuch M101, Tiegelansicht
rd. 5 min nach der Zündung

KfK

IT 1981
06.01.12

Abb. 20

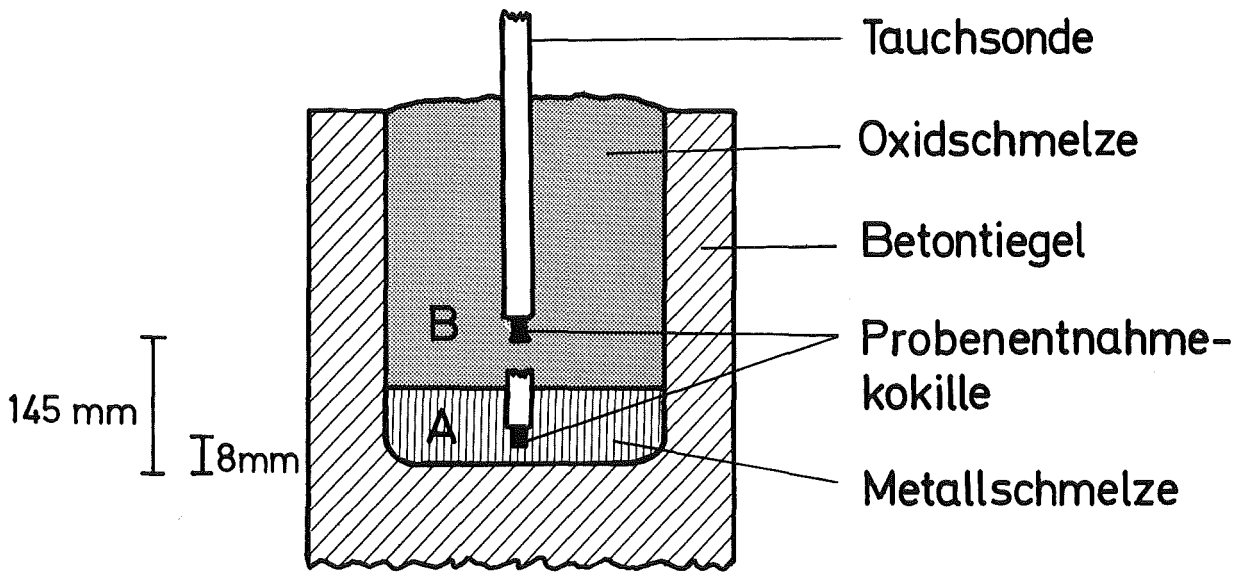
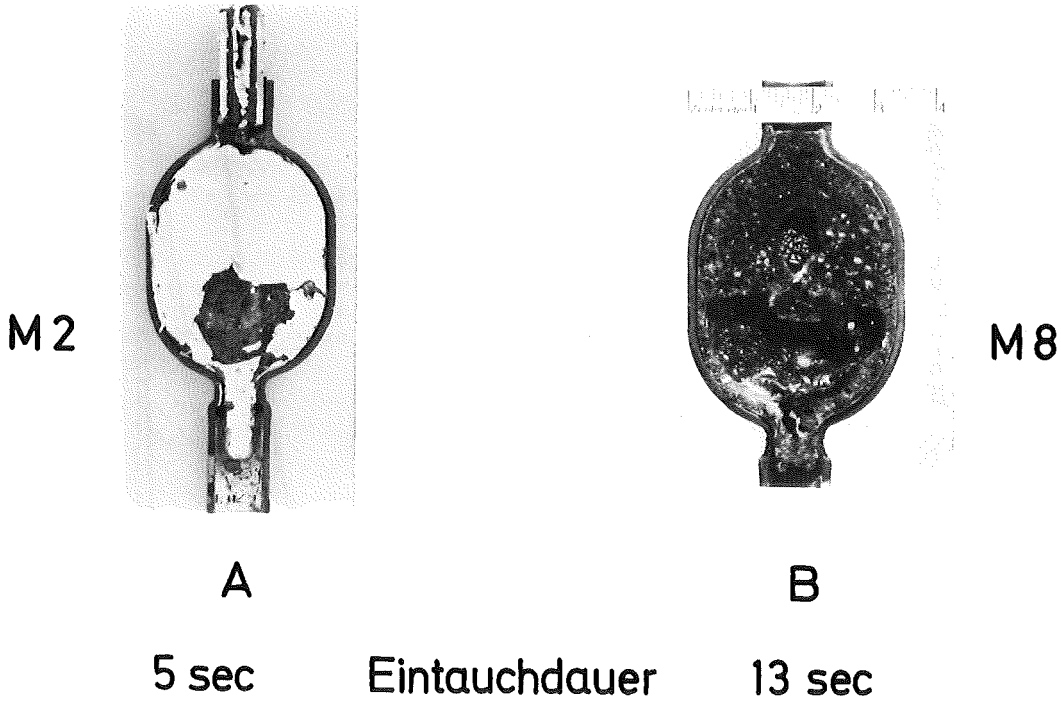
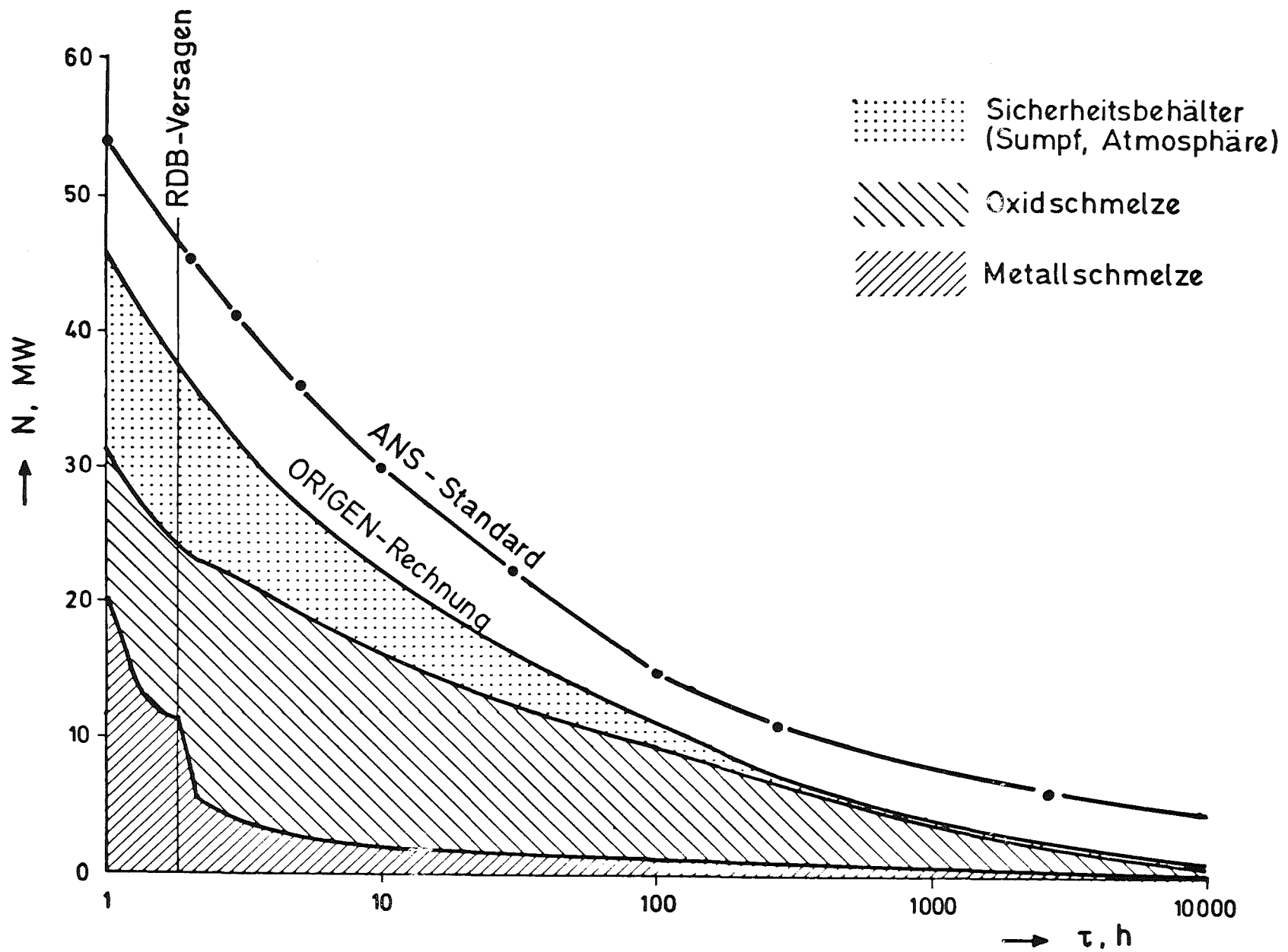


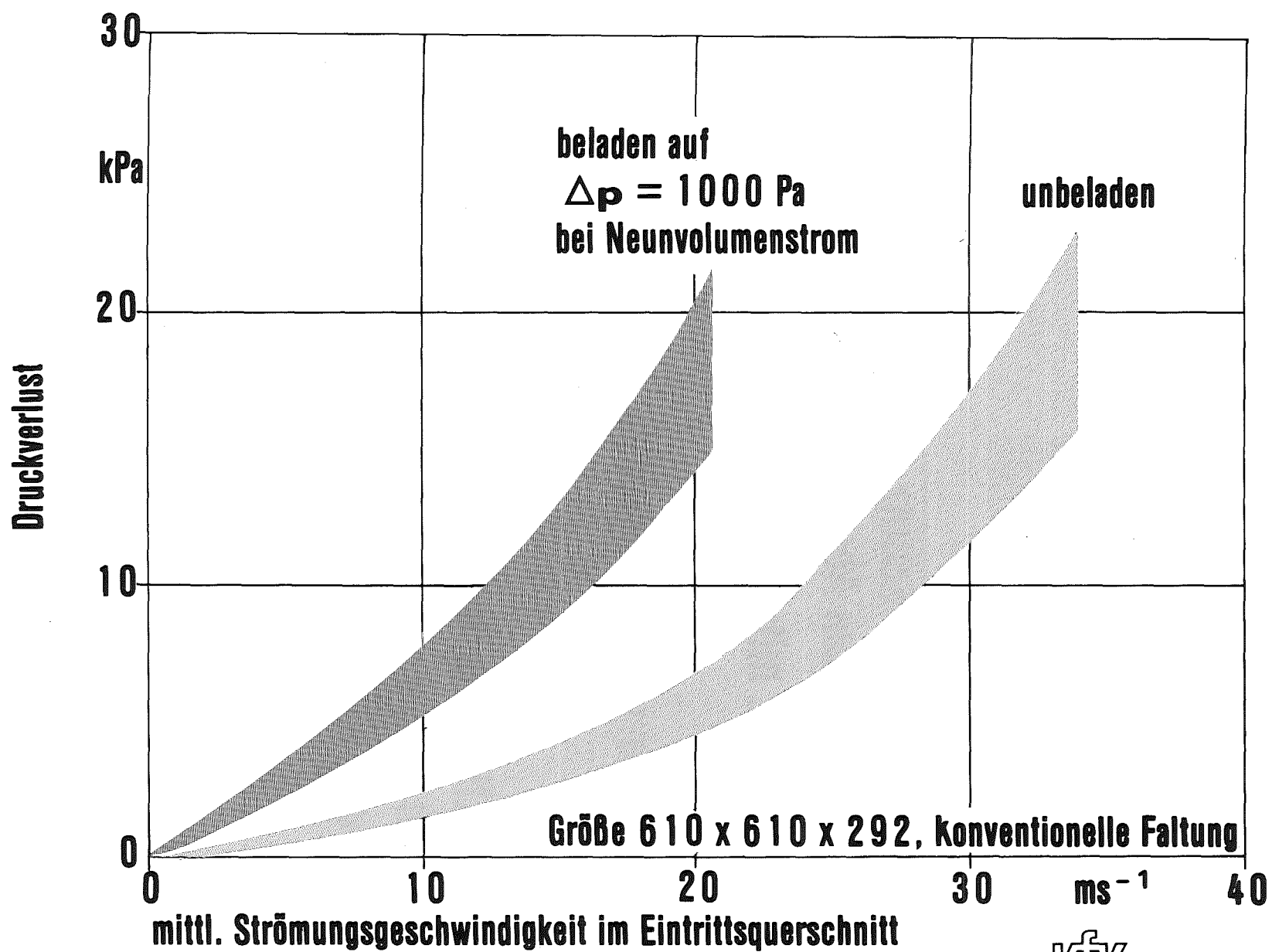
Abb. 21

Tauchproben aus der oxidischen bzw. metallischen
Fraktion von Thermitschmelzen (BETA -Vorversuche
M2 und M8)



Verteilung der Nachwärmeequellen

Abb. 22



KIK

Abb. 23

Druckverlust von Schwebstofffiltern der Klasse S

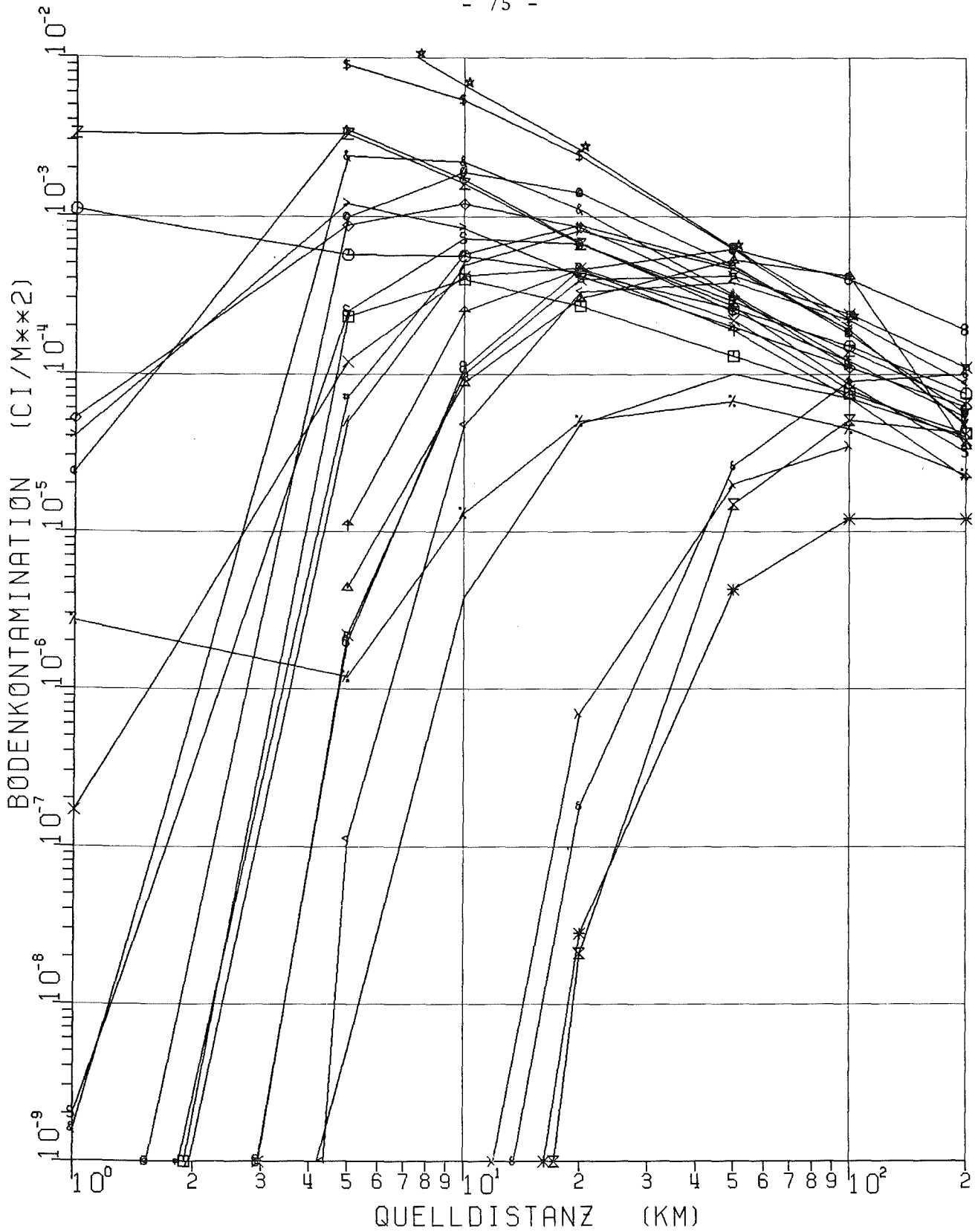
Filterbauart	Schadens- eintritt kPa
Holzrahmenfilter für max. 120°C 610 x 610 x 292 mm, $v \approx 1800\text{m}^3/\text{h}$	
— bisher beste Konstruktion	12
— mit Vlieseinlagen zum Schutz der Faltungsenden vor den Abstandshaltern	19
— reinluftseitig ganz mitgefaltetes Stützgewebe	23
— Langfaserpapier und Vlieseinlage	24
 Metallfaserpackfilter für hohe Temperatur 610 x 610 x 280 mm, $v = 60\text{-}400\text{ m}^3/\text{h}$ Eigenentwicklung KfK/LAF	 $\geq 28^*)$ (100 kPa erwartet)

***) Grenzwert der Prüfanlage**

kfK

Abb. 24

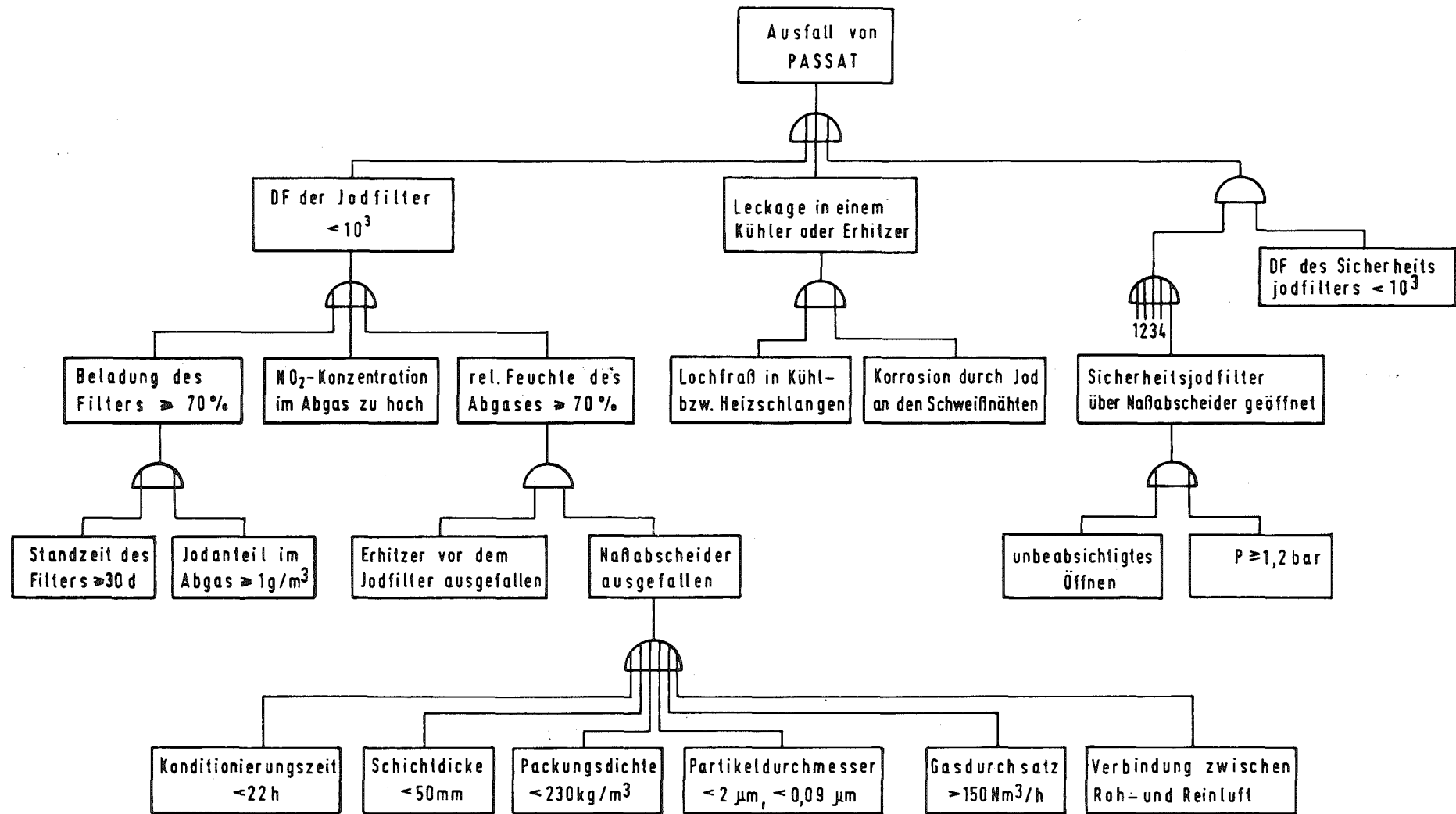
**Ergebnisse der Vorversuche zur
Differenzdruckbelastbarkeit von Schwebstoffiltern**



KfK

Abb. 25

BODENKONTAMINATION UNTER DER FAHNENACHSE
(BMR2, D - STABILITÄT, KEIN REGEN)



Fehlerbaum für PASSAT

Abb. 26



PROJEKT NUKLEARE SICHERHEIT
JAHRESKOLLOQUIUM 1981

THERMOHYDRAULIK DER NOTKÜHLUNG
- KONSERVATIVE ODER "BEST ESTIMATE" ANALYSE -

F. MAYINGER

TECHNISCHE UNIVERSITÄT MÜNCHEN
LEHRSTUHL A FÜR THERMODYNAMIK

Thermohydraulik der Notkühlung - konservative oder "Best Estimate"-Analyse

Zusammenfassung

Im Genehmigungsverfahren ist es üblich, die Beanspruchung der Brennstäbe und daraus evtl. resultierende Brennstabschäden, die zu radioaktiven Belastungen führen, mit konservativen Annahmen bei den physikalischen und anlagetechnischen Eingabedaten für die Notkühlanalyse zu rechnen. Kenntnisse des thermohydraulischen Verhaltens während der Blowdown-, Wiederauffüll- und Flutphase, die in den vergangenen Jahren experimentell und durch theoretische Analyse gewonnen wurden, erlauben aber durchaus eine Betrachtung des Kühlmittelverluststörfalles auf der Basis von best-estimate-Annahmen. Es werden die Unterschiede zwischen konservativer und best-estimate-Notkühlanalyse diskutiert und die Zuverlässigkeit der physikalischen Rechenmethoden dargestellt.

Thermohydraulics in Emergency Core Cooling - Conservative or Best Estimate Analysis

Abstract

In licencing up to now the emergency core cooling analysis and by this the maximum temperatures of the fuel rods and possible cladding damages are calculated with conservative assumptions for the input parameters in the thermohydraulic analysis. The status of knowledge in this field, however, was improved remarkably by experiments and also by theoretical deliberations, so that best-estimate calculations would be possible. The differences between conservative and best estimate calculations are demonstrated.

1. Die Thermohydraulik der Notkühlung

Wie bekannt, unterscheidet man bei der Notkühlung zwei Klassen von Störfällen, nämlich die der großen bis mittleren Leckagen und die der kleinen Lecks. In der erstgenannten Kategorie wird die Nachwärme aus dem Core dadurch abgeführt und damit der Zweck der Notkühlung so erfüllt, daß die Energie durch das aus dem Leck ausströmende Dampf-Wassergemisch aus dem Primärkreis entfernt wird. Bei der zweiten Kategorie reicht dieser Massentransport und der damit verbundene Wärmetransport wegen des zu geringen Ausströmquerschnittes nicht aus und man muß die Wärmeabfuhr über die Dampferzeuger zu Hilfe nehmen, dadurch daß man über eine Druckabsenkung durch Abblasen auf der Sekundärseite die Temperatur erniedrigt und dadurch ein treibendes Gefälle für die Wärmeübertragung schafft. Der Wärmetransport vom Kern zum Dampferzeuger muß durch freie Konvektion erfolgen, die bei genügend Wasser im Primärkreis einphasig sein kann, bei Ausdampfung aber auch durch ein Dampf-Wassergemisch bewirkt werden kann. Im äußersten Falle wird die Wärme durch den sogenannten Reflux-Condensator-Betrieb transportiert, bei dem im Kern erzeugter Dampf zum Dampferzeuger strömt, dort kondensiert und im Gegenstrom wieder zum Reaktordruckbehälter zurückläuft.

Die thermohydraulischen Vorgänge in beiden Kategorien - der mit großen und der mit kleinen Leckagen - sind in vieler Hinsicht unterschiedlich. Große Leckagen bringen wesentlich dynamischere thermohydraulische Situationen mit sich als kleine Lecks, die in der Regel quasi stationär behandelt werden können. Beide haben aber den eigentlichen Zweck gemeinsam, nämlich die Wärmeabfuhr aus dem Kern so zu garantieren, daß keine unzulässigen Brennstabtemperaturen auftreten. Damit kann man die Forderungen nach den thermohydraulischen Zuständen im Kern auf die zunächst einfach erscheinende Bedingung reduzieren, daß der Wärmeübergang an der Brennstaboberfläche hinreichend gut sein muß. Dieser wiederum ist eine Funktion der örtlichen Werte von Strömungsgeschwindigkeit, Temperatur des Kühlmediums und Dampfgehalt des Zweiphasengemisches.

Diese so einfach erscheinenden Bedingungen werden aber durch eine Vielzahl hydrodynamischer, thermodynamischer und konstruktiver Gegebenheiten im Primär- sowie teilweise auch im Sekundärkreislauf bewirkt und

festgelegt, die wiederum in physikalische Grundphänomene und in integrale Koppelungseffekte aufgrund des Zusammenwirkens der Komponenten im Primär- und im Sekundärkreislauf zu unterteilen sind. Als physikalische Grundphänomene sind z.B. der Druckverlust einer zweiphasigen Strömung, das kritische Ausströmen aus dem Leck, die Separation von Dampf und Flüssigkeit und der Umschlag vom Blasen- zum Filmsieden zu nennen. Das Integralverhalten gibt die Randbedingungen für diese Grundphänomene in jedem Streckenabschnitt innerhalb des Kreislaufes vor, da für jedes Volumenelement die Erhaltungssätze für Masse, Energie und Impuls gültig sind.

Zwar können diese Erhaltungssätze a priori und in einer absolut gültigen Form formuliert werden, für die Lösung der sich daraus ergebenden Bilanzgleichungen bedarf es jedoch detaillierter Kenntnisse der Effekte und Auswirkungen der Grundphänomene, die nicht nur als Randbedingungen sondern auch als physikalische Grundgesetze - im Amerikanischen Constitution laws genannt - in die Bilanzgleichungen eingehen. Bei strenger Formulierung der Erhaltungssätze sind die Bilanzgleichungen von Masse, Energie und Impuls für jede der beiden Phasen - Dampf und Flüssigkeit - für sich anzusetzen, woraus man 6 Bilanzgleichungen erhält, die wiederum durch "Constitution equations" für den Massen-, Energie- und Impulstransport über die Phasengrenzen verknüpft sind. Die beiden Phasen können sowohl während des Blowdown- als auch während des Wiederauffüll- und Flutvorganges durchaus unterschiedliche thermo- und fluiddynamische Zustände haben, d.h. sowohl Geschwindigkeit als auch Temperatur von Flüssigkeit und Dampf müssen nicht gleich sein. Theoretische Formulierungen die dieses Ungleichgewicht berücksichtigen nennt man inhomogene Ungleichgewichts-Modelle. Sie stellen die höchsten Ansprüche an die Kenntnis der tatsächlichen physikalischen Abläufe und frühere anfängliche Notkühlrechnungen gingen deshalb von homogenen Gleichgewichtszuständen aus, wobei man durch empirische, aus Experimenten gewonnene Faktoren den Gleichungsansatz der Realität annäherte. Da nicht jeder Einzeleffekt experimentell mit absolut sicherer Übertragbarkeit auf die Reaktorbedingungen erforscht und verifiziert werden konnte, half man sich darüberhinaus durch Einführen konservativer, d.h. für die Notkühlung pessimistischer Annahmen bei der Genehmigungsrechnung zur Wirksamkeit des Notkühl-systemes. Diese konservativen Annahmen gewährleisteten als pessimistische Einhüllende eine sichere Abgrenzung der zu erwartenden Brennstabzustände und damit eines hypothetischen Schadensbildes.

2. Deterministik und Probabilistik in der Notkühlanalyse

Sowohl im deutschen /1/ als auch im amerikanischen /2/ Genehmigungsverfahren ist es üblich, die Wirksamkeit der Notkühlsysteme nach Reaktorstorfällen mit sehr konservativen Annahmen zu beurteilen. Man geht also von deterministischen Vorstellungen aus. Aber selbst in Risikoanalysen /3, 4/ wurde mit konservativen Annahmen gearbeitet, obwohl dort eigentlich die Probabilistik und damit das Streben nach Werten höchster Wahrscheinlichkeit Priorität haben müßte. So wurde in der Deutschen Risikostudie z.B. schon dann eintretendes Coreschmelzen unterstellt, wenn die Bedingungen der RSK-Leitlinien /1/ überschritten sind. Dies ist nach den Erkenntnissen aus Experimenten und Berechnungen zur Notkühlanalyse sicher falsch, da nachgewiesen wurde, daß z.B. auch bei Ausfall von mehr Notkühlteilsystemen als nach den RSK-Leitlinien zulässig der Kern noch sicher gekühlt werden kann. In nahezu allen Fällen reicht bei großen Lecks sogar eine Niederdruckpumpe und bei kleinen eine Hochdruckpumpe im Zusammenwirken mit dem Dampferzeuger aus, um den Kern vor Schmelzen zu bewahren.

Aber nicht nur bei Risikostudien geben Notkühlanalysen die a priori von konservativen Annahmen ausgehen ein falsches Bild. Diese Art der konservativen Vorgehensweise macht auch eine Optimierung der Notkühlsysteme und der Sicherheitssysteme des Kernreaktors unmöglich. Dies sei anhand eines einfachen Beispiels erläutert.

Eine konservative Annahme ist die, daß am Ende der Blowdown-Phase sich im Boden des Reaktordruckbehälters kein oder nur wenig Wasser befindet. Dies führt in logischer Konsequenz zu dem Auslegungskriterium, daß die Druckspeicher nicht zu früh einspeisen dürfen, also einen niedrigen Ansprechdruck haben, da sonst ihr Wasserinventar am Ende der Blowdown-Phase nicht der Kühlung des Kerns zugute kommt sondern sofort wieder zum Leck ausgetragen wird. Experimente und Rechnungen haben aber gezeigt, daß diese Annahme nicht richtig ist und viel mehr der frühzeitigen Wirksamkeit der Druckspeicher große Bedeutung zukommt. Als logische Konsequenz bietet es sich an, den Ansprechdruck der Druckspeicher zu erhöhen, da ihre Wirksamkeit dann schon so rechtzeitig und umfangreich einsetzt, daß ein Ansteigen der Temperaturen der Brennstabhüllen verhindert werden kann.

Aufgrund zunehmender Kenntnisse der physikalisch richtigen thermo- und hydrodynamischen Zustände vermehrten sich daher die Anstrengungen die Notkühlbetrachtungen nach Best Estimate-Analysen durchzuführen, auf deren Ergebnisse erst Sicherheitszuschläge gemacht werden. Bei einem solchen Vorgehen sind die Konservativitäten wesentlich besser quantifizierbar.

In vielen Fällen können die Annahmen durchaus deterministisch festgelegt werden, was z.B. bei der Nachzerfallswärme nach Abschalten des Reaktors gilt. Es ist hier bisher üblich auf die sogenannte ANS-Formel einen Zuschlag von 20 % zu machen, was neuen experimentellen Erkenntnissen nicht gerechtfertigt ist. Andere Annahmen haben wieder probabilistischen Charakter, was am Wärmeübergang zwischen Brennstofftablette und Hüllrohr in einfacher Weise erläutert werden kann, da es dem Zufall überlassen ist an welcher Stelle des Stabumfanges das Pellet etwas näher an der Hülle liegt und damit besseren Wärmekontakt hat. Annahmen für Best-Estimate-Analysen haben also deterministischen oder probabilistischen Charakter. Da der Einfluß aus der besseren Kenntnis der physikalischen Gesetze überwiegt, die ja naturgemäß deterministisch sind, ist der probabilistische Einfluß untergeordnet.

3. Einfluß verschiedener konservativer Maßnahmen

Bei der Notkühlanalyse im Genehmigungsverfahren gehen eine Reihe von konservativen Annahmen ein, deren Auswirkung auf das Ergebnis jedoch von unterschiedlichem Ausmaße ist. Wichtige Einflußgrößen beim Vergleich von Best Estimate- und konservativer Notkühlanalyse sind z.B.

- die Leistungsdichteverteilung (Heißstellenfaktor)
- die Nachzerfallsleistung
- der Wärmeübergang im Spalt zwischen Tablette und Hüllrohr und
- der Wärmeübergang zwischen Hüllrohr und Fluid in der sogenannten Zwischenphase nach dem Blowdown bis zum Wirksamwerden des Flutens und
- die Systemverfügbarkeit (Einzelfehler, Notstrom).

Faßt man den Einfluß aller konservativer Annahmen auf den Temperaturverlauf während der Notkühlphase zusammen, so ergibt sich der in Abb. 1 darge-

stellte Unterschied im zeitlichen Temperaturverlauf. Die Temperaturmaxima in der Blowdown- und in der Wiederauffüll-Phase liegen nach Best-Estimate-Rechnungen 250 - 350 K unter den konservativen Abschätzungen. Auch die Wiederenbenetzung der Hüllrohre erfolgt merklich früher.

Der Einfluß der oben tabellarisch und exemplarisch aufgeführten konservativen Annahmen zum Systemverhalten ist in den Abb. 2 - 6 demonstriert. Die größte Auswirkung - naturgemäß nur in der Wiederauffüll- und Flutphase - hat die Verfügbarkeit der Notkühlteilsysteme. Wenn statt der in den RSK-Leitlinien angenommenen extrem pessimistischen Situation alle Notkühlteilsysteme bis auf dasjenige das auf das Leck teilweise speist verfügbar sind, so reduziert sich das Temperaturmaximum in der Wiederauffüllphase um nahezu 100 K, wie Abb. 2 zeigt. Noch größeren Einfluß hat die Annahme zum Heißstellenfaktor, dessen wahrscheinlicherer Wert bei 2,0 statt bei 2,5 liegt, wie man aus Abb. 3 erkennen kann. Die Überschätzung der Temperatur durch die oben erwähnte zu hohe Nachzerfallsleistung (Abb. 4) und durch zu guten Wärmeübergang zwischen Tablette und Hüllrohr (Abb. 5) liegt zwischen 70 und 90 K. Dem gegenüber wirkt sich eine Unterschätzung des Wärmeübergangs auf der Hüllrohraußenseite an das Fluid, wie Abb. 6 zeigt, weniger stark aus. Erwähnt sei, daß die in den Abb. 2 - 6 dargestellten Reduzierungen der Temperaturmaxima bei einem Zusammenwirken der genannten Einflußparameter nicht addiert werden dürfen, da sie sich teilweise gegenseitig kompensieren. Die Betrachtungen in diesen Abbildungen wurden für den doppelendigen Bruch der Primärleitung zwischen Pumpe und Reaktordruckbehälter angestellt.

Wesentlich größeren Einfluß als die bisher diskutierten Annahmen hat aber die realistische Berücksichtigung der Kühlwirksamkeit des aus den Druckspeichern kommenden Wassers. Dieses wird, wie oben bereits erwähnt, zum Ende der Blowdown-Phase als größtenteils verloren angesehen. In Wirklichkeit aber trägt es gerade in dieser Periode und damit frühzeitig zur Kühlung der Hüllen der Brennstäbe bei. Analysen mit dem amerikanischen TRAC-Code der Version PD 2 der zur Best-Estimate-Analyse entwickelt wurde mit konservativen Notkühlrechnungen zeigt Abb. 7 unter besonderer Betonung der Wirksamkeit der Druckspeicher bei der in KWU-Anlagen üblichen kombinierten Einspeisung, also im kalten und heißen Strang des Primärkreises. Gegenüber der konservativen Analyse bringt die realistische Erfassung des Kühlverhaltens der Druckspeicher nicht nur eine Reduzierung der maximalen Hül-

lumentemperatur um mehrere 100 K, das Kühlwasser aus diesen Behältern verhindert auch die Ausbildung des in der Wiederauffüll- und Flutphase üblicherweise erwarteten zweiten Temperaturmaximums. Damit kommt wie Abb. 7 deutlich demonstriert den Druckspeichern und deren realistische Einschätzung in der Notkühlanalyse ganz erhebliche Bedeutung zu. Zudem ist ihre Verfügbarkeit äußerst hoch einzusetzen, da sie als rein passive Systeme vernachlässigbar geringe Ausfallwahrscheinlichkeit besitzen. Eine Erhöhung ihres Ansprechdruckes könnte auch bei kleinen Lecks der Beherrschung des Wärmetransportes aus dem Kern zugute kommen.

Man kann nun entgegenhalten, daß diese Wirksamkeit der Druckspeicher bisher nur auf die theoretische Analyse mit dem TRAC-Code gestützt sei. Daß dem nicht so ist, zeigt Abb. 8 in der Messungen der Hüllrohrtemperaturen im PKL Versuchsstand im Laufe von Flutversuchen verglichen sind, bei denen einmal die End of Blowdown-Phase unter Einbeziehung der Druckspeichereinspeisung nachgebildet wurde und das andere Mal der Versuch erst mit der Wiederauffüllphase mit der dort reduzierten Effektivität der Druckspeicher begonnen wurde. Durch die dynamischen Vorgänge am Ende der Blowdown-Phase wird beim Bruch im kalten Strang das heißseitig aus dem Druckspeicher eingespeiste Wasser durch hohe Druckdifferenzen in den Kern gefördert, wodurch sich eine besonders gute Kühlung ergibt /6/.

4. Verfügbarkeit von Rechenodes zur Best Estimate-Analyse und deren Vorhersage-Zuverlässigkeit

Rechenprogramme zur Best Estimate-Analyse müssen ganz bestimmte Voraussetzungen erfüllen.

Sie müssen in den Bilanzgleichungen die Strömung der beiden Phasen getrennt beschreiben und sind demnach sogenannte Zwei-Fluid-Modelle.

Sie müssen erlauben die unterschiedlichen Temperaturen in den beiden Phasen darzustellen und damit in der Lage sein thermodynamisches Ungleichgewicht zu formulieren.

Sie müssen möglichst große Flexibilität für die Implementierung von Korrelationen und theoretischer Modelle zur

Beschreibung der physikalischen Grundphänomene haben und müssen deshalb in einem flexiblen Organisationsprogramm - z.B. SSYST - verknüpft sein, um sie stets an neuesten Versuchsergebnissen, sei es aus Einzel- oder aus Integralexperimenten verifizieren zu können.

Eine Darstellung der neuesten Best-Estimate-Codes bringt Tab. 1, in der auch die bisher im Genehmigungsverfahren üblichen Rechenprogramme zur konservativen Analyse gegenübergestellt sind. Diese Unterteilung in Best Estimate- und konservative Codes bedeutet nicht, daß die unter der Rubrik "konservative Analyse" aufgeführten Programme nicht auch für Best-Estimate Überlegungen herangezogen werden können. Zu beachten ist dabei nur ob der Code hinsichtlich der zu erwartenden physikalischen Vorgänge soweit ertüchtigt ist, daß er das tatsächliche thermohydraulische Verhalten zuverlässig beschreibt. Der von der KWU ursprünglich für konservative Genehmigungsrechnungen entwickelte WAK-Code, der das Wiederauffüllen und Fluten behandelt kann durchaus auch für Best-Estimate-Betrachtungen herangezogen werden, wie Abb. 9 zeigt, in der mit diesem Programm vorausberechnete Experimente im PKL-Versuchsstand mit den dann tatsächlich gemessenen Temperaturen während des Flutens verglichen sind. Das Rechenprogramm ist in der Lage sowohl die Temperatur als solche als auch den Wiederbenetzungsvorgang zuverlässig und realistisch vorherzusagen. Daß es dabei die für die Wiederbenetzung benötigten Zeiten keineswegs unterschätzt verdeutlicht Abbildung 10. Darüberhinaus ist aber das WAK-Programm /7/ auch geeignet die thermohydraulischen Verhältnisse im Kern zuverlässig zu beschreiben. Abb. 11 demonstriert, daß der Anstieg des Wasserspiegels und der Wasserstand im Brennelementbündel in dem den Downcomer nachbildenden U-Rohr und im oberen Plenum bei Rechnung und Messung gut übereinstimmen.

Der Wiederauffüll- und Flutvorgang sind relativ langsame Prozesse mit - sieht man von kurzzeitigen Schwankungen des Fluidniveaus im Kern und im Downcomer ab - schwach transientem Verhalten. Wesentlich schwieriger wird es, wenn man die Zeitphasen des Blowdown und des End of Blowdown also des Übergangs zum Wiederauffüllen mit einbezieht. Hierfür ist der WAK-Code nicht angelegt und wir wollen uns deshalb einem zunächst ebenfalls für konservative Analysen entwickelten Rechenprogramm dem Code RELAP IV in seiner Modifikation VI zuwenden. Auch mit diesem Code ist

es möglich wie die Abb. 12 und 13 zeigen, das tatsächliche Verhalten der Notkühlphase zu beschreiben. In diesen Abbildungen sind experimentelle Ergebnisse des LOFT-Versuches L 2-3 mit Voraus- und Nachrechnungen verglichen. Zusätzlich zu diesem Vergleich ist in Abb. 12 noch eine konservative Analyse nach einer amerikanischen Rechnung eingetragen. Abb. 13 gibt eine etwas bessere zeitliche Auflösung der ersten 40 Sekunden dieses Notkühlversuches. Dabei sind dem Versuchsergebnis eine Voraus- und eine Nachrechnung gegenübergestellt. Die Nachrechnung unterscheidet sich von der Vorausrechnung dadurch, daß die Wärmeübergangskorrelation zwischen Brennstab und Fluid verbessert wurde und insbesondere Betrachtungen zur Möglichkeit des Wiederbetzens eingefügt wurden. Man sieht, daß mit dieser Ertüchtigung des Rechenprogrammes es möglich ist, die Hüllrohrtemperatur sehr präzise theoretisch zu analysieren.

Die Hüllrohrtemperatur ist zwar das für die sicherheitstechnische Untersuchung vornehmlich interessierende Ergebnis. Sie kann aber durch eine in Vorzeichen und Richtung gegen- und wechselseitige Fehleinschätzung von Einzeleffekten durchaus kompensiert werden. Deshalb ist es bei der experimentellen Verifikation von Best-Estimate-Rechenprogrammen äußerst wichtig auch die fluiddynamischen Zustände die in ihrem Zusammenwirken diesen Temperaturverlauf verursachen im einzelnen auf Übereinstimmung zwischen Messung und Rechnung zu prüfen. Dies sei anhand der Abb. 14 und 15 mit dem DRUFAN-Code /8/ im Vergleich zu Messungen im LOBI-Versuchsstand beim Euratom-Kernforschungszentrum Ispra getan. Ausgewählt wurde dabei der zeitliche Verlauf der Gemischdichte im unteren Plenum und im Bruchstutzen des Behälters während des Ausströmvorganges. Die Dichte ist einesteils ein sehr empfindliches Indikativ für das Leistungsvermögen des Rechenprogramms und andererseits ein sehr einflußreicher Parameter für den Wärmeübergang am Brennstab.

Aus den Vergleichen zwischen Messung, Vorausrechnung und Nachrechnung in diesen Abbildungen wird deutlich welche Rolle die inhomogene Behandlung der Zweiphasenströmung, d.h. die Verwendung eines Zwei-Fluid-Modelles für die Erfassung des tatsächlichen physikalischen Vorganges spielt. Homogene Rechnungen unterschätzen die Dichte im unteren Plenum, d.h. sie sagen einen wesentlich zu hohen Dampfgehalt voraus da sie die Separation von Dampf und Flüssigkeit nicht richtig berücksichtigen. Bei den hohen Geschwindigkei-

ten im Bruchstutzen ist dieser Separationseffekt wesentlich geringer, ja er führt hier sogar zu einem umgekehrten Ergebnis wie man Abb. 15 entnehmen kann.

Schließlich seien noch einige Beispiele zu Parameterstudien aufgeführt, die mit dem RELAP 5 MOD I Code /9/ durchgeführt wurden /10/ und die Vorausrechnungen für den LOFT-Versuch L 5-1 darstellen. Abb. 16 zeigt den Einfluß des kritischen- Ausströmkoefizienten auf den normierten Massenstrom im Primärkreis. Dabei wurden für unterkühltes Fluid und für Zweiphasengemisch teilweise gleiche, teilweise auch unterschiedliche Zahlenwerte verwendet. Man erkennt, daß sich dieser Parameter vor allem zu Blowdown-Ende und bei Beginn des Wiederauffüllens auswirkt. Das Auslaufverhalten der Primär-Umwälzpumpe bestimmt maßgeblich den Wiederbenetzungszeitpunkt, wie man aus Abb. 17 sieht. Ein rascher Pumpenstillstand verbessert die Neigung zum Wiederbenetzen.

Will man das breite Spektrum der Notkühlanalyse abdecken so muß man die genannten und auch noch andere Rechenprogramme zu einem Programmsystem zusammenfassen, wofür in der Bundesrepublik Deutschland das am Kernforschungszentrum Karlsruhe entwickelte Organisationsprogramm SSYST zur Verfügung steht. Hiermit ist es möglich, das gesamte Spektrum unter Einschluß der Vorhersage eventueller Hüllrohrschäden abzudecken, was in einem späteren Vortrag des heutigen Tages noch behandelt werden wird und dem hier nicht vorgegriffen werden soll.

5. Schlußfolgerung

Neu entwickelte Rechenprogramme wie DRUFAN, TRAC und RELAP 5 sind heute durchaus in der Lage die bei einem Kühlmittelverluststörfall zu erwartenden thermohydraulischen Zustände in einem weiten Parameterbereich zuverlässig vorherzusagen. Aber auch ursprünglich für die konservative Notkühlanalyse erstellten Programme wie RELAP 4 MOD 6 oder WAK können für Best-Estimate-Analysen ertüchtigt werden. Damit läßt sich die Sicherheitsmarsche der Wirksamkeit des in Druckwasserreaktoren zur Verfügung stehenden Notkühlsystems wesentlich zuverlässiger als bisher festlegen und insbesondere auch gut quantifizieren. Bei diesem Stand der Technik wird dann aber auch die Fra-

ge aktuell ob zukünftig die Notkühlanalysen für das Genehmigungsverfahren wie bisher mit a priori konservativen Annahmen durchgeführt werden müssen und sollen. Angesichts des erreichten experimentellen und theoretischen Fortschrittes scheint dies weder notwendig noch zweckmäßig zu sein. Konservative Annahmen a priori erfordern für verschiedene Zwecke oft einander widersprechende Ausgangsbasen und empirische Koeffizienten, wodurch der Rechenablauf nicht mehr in sich geschlossen ist, ja unlogisch zu werden droht. Ein Sicherheitszuschlag auf die Ergebnisse der Best-Estimate-Analyse hat demgegenüber nicht nur den Vorteil des logischen Rechenganges sondern auch der klar quantifizierbaren Konservativität.

Wesentlich schwerwiegender für die Best-Estimate-Analyse spricht aber das Argument, daß erst damit eine sinnvolle Optimierung von Sicherheits- und Notkühlssystemen möglich ist. Dabei sollten auch die Prioritäten der sicherheitsgerichteten Maßnahmen und Reaktorschutzsignale neu überdacht werden.

Literatur

- /1/ RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, GRS Köln, 1979

- /2/ US NRC
General Design Criteria for Nuclear Power Plants
Code of Federal Regulation, Titel 10, Part 50, Appendix K

- /3/ Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke,
Herausgeber: Bundesministerium für Forschung und Technologie,
Verlag TÜV Rheinland, Köln, 1979

- /4/ Rasmussen, N.C.,
Reactor Safety Study - An Assessment of Accident Risks in
US-Commercial Nuclear Power Plants,
USNRC WASH 1400 (NUREG-75/014)

- /5/ TRAC PD 2: An Advanced Best-Estimate Computer Program
for Pressurized Water Reactor Loss of Coolant Accident Analysis,
Los Alamos National Laboratory Report
LA-8709-MS, January 1981

- /6/ Hein, D.,
persönliche Mitteilung

- /7/ Seidelberger, E.,
unveröffentlichter Bericht, 1976

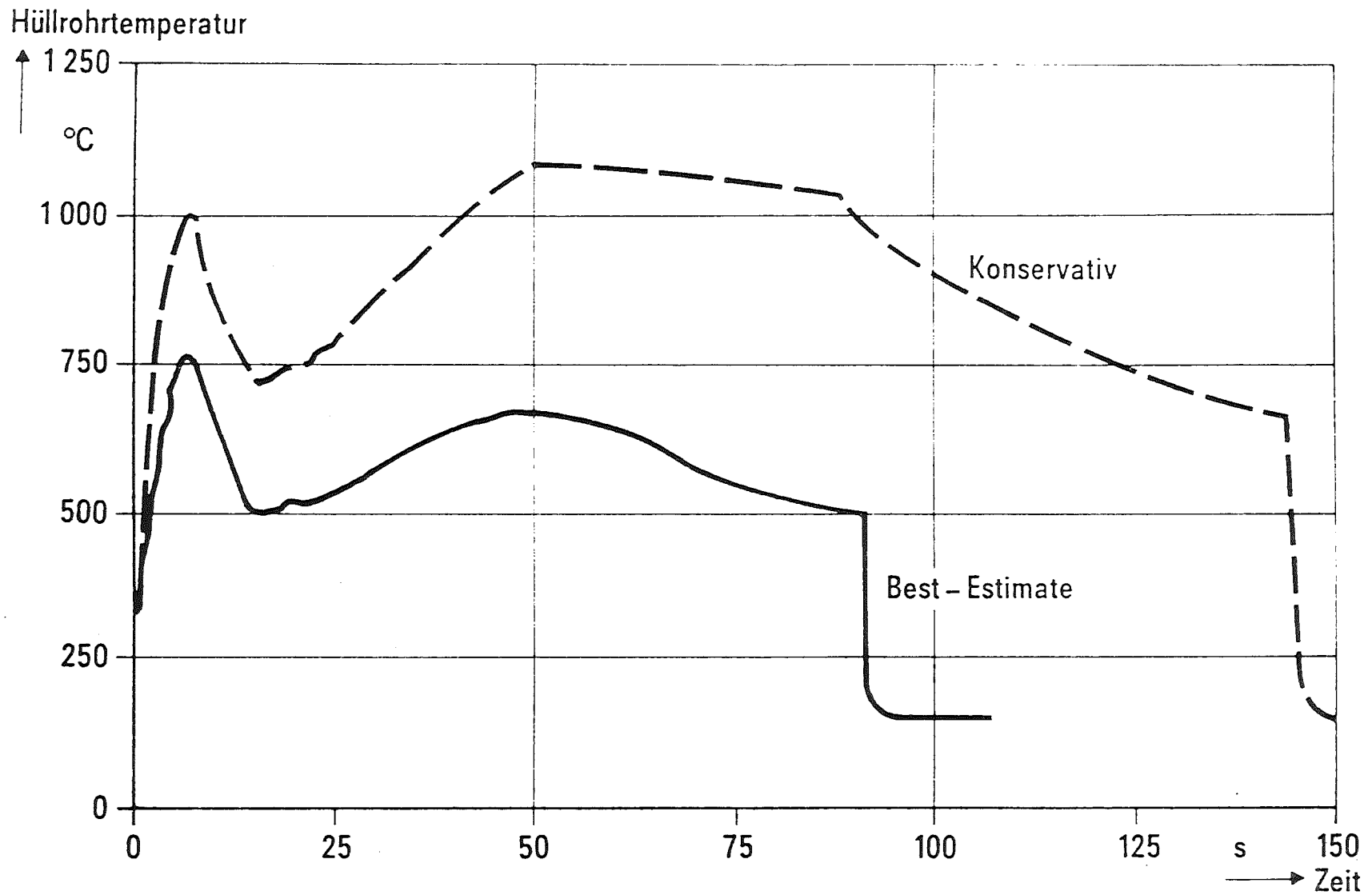
- /8/ Burwell, D. Enix, F. Steinhoff, K. Wolfert,
DRUFAN 01/MOD 1 Users Manual
GRS-A-395, Dezember 1979

- /9/ Ransom, et.al.
RELAP 5 /MOD 1 Code Manual Volume 1
System Models and Numerical Methods
NUREG/CR - 1826, EGG-2070, November 1980
- /10/ Chen T.H., et al.,
Best Estimate Prediction for LOFT Nuclear Experiment
L 5-1, EGG-LOFT-5540, September 1981

	Konservative Analyse		Best - Estimate - Analyse	
	USA	BRD	USA	BRD
1. Große Lecks			TRAC - PD 2 TRAC - PF 1	DRUFAN - 02
● Blowdown	} RELAP 4/MOD 5 } RELAP 4/MOD 6 } THETA - 1B	BRUCH, LECK		
● Fluten		REFLOS, WAK		
● Kernaufheizung		TEMPA, BETHY		
2. Kleine Lecks	RELAP 4/MOD 6		TRAC - PF 1 RELAP 5/MOD 1	DRUFAN - 02

Tabelle 1:
Zusammenstellung von Rechenprogrammen zur Notkühlanalyse

E 81 1405

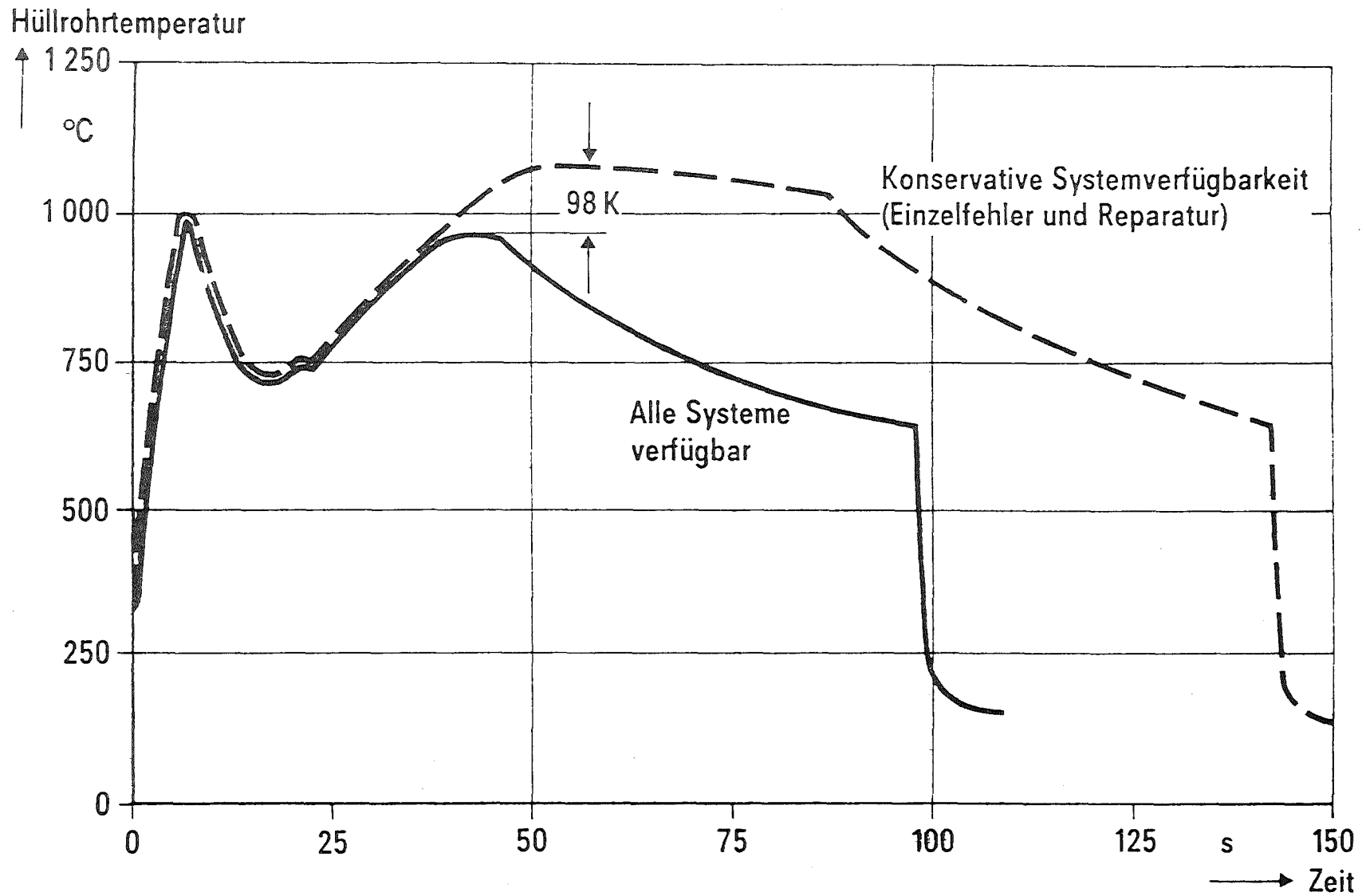


1300 MW - DWR, 2 F - Bruch zwischen Pumpe und Reaktordruckbehälter

Abb. 1:

Hüllrohrtemperaturen an der Heißstelle 1300 MW - DWR,
2 F-Bruch zwischen Pumpe und Reaktordruckbehälter

E811408



1300 MW – DWR, 2 F – Bruch zwischen Pumpe und Reaktordruckbehälter

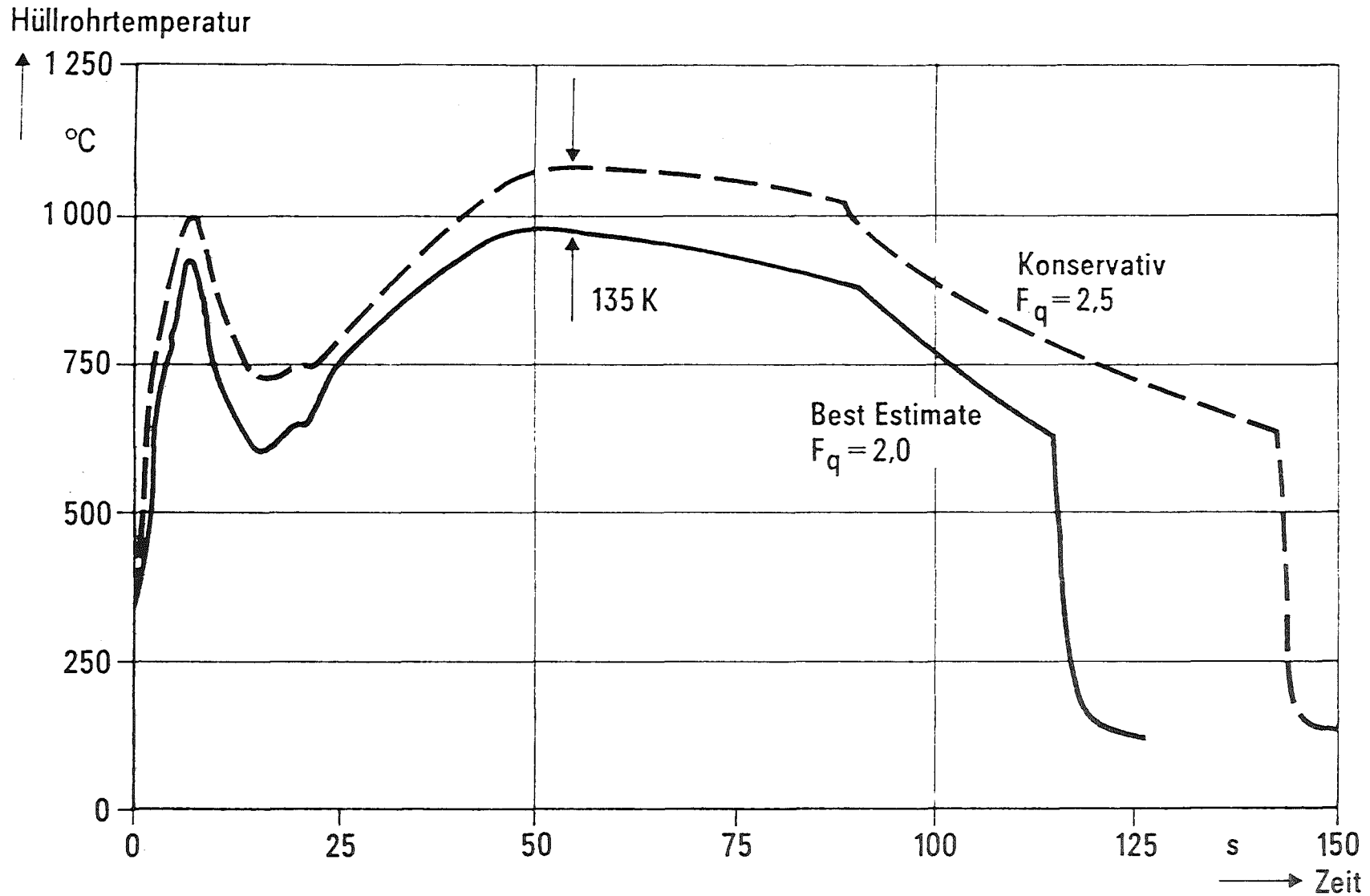
Abb. 2:

Hüllrohrtemperaturen an der Heißstelle

Einfluß der Systemverfügbarkeit

1300 MW – DWR, 2 F-Bruch zwischen Pumpe und Reaktordruckbehälter

E 811409

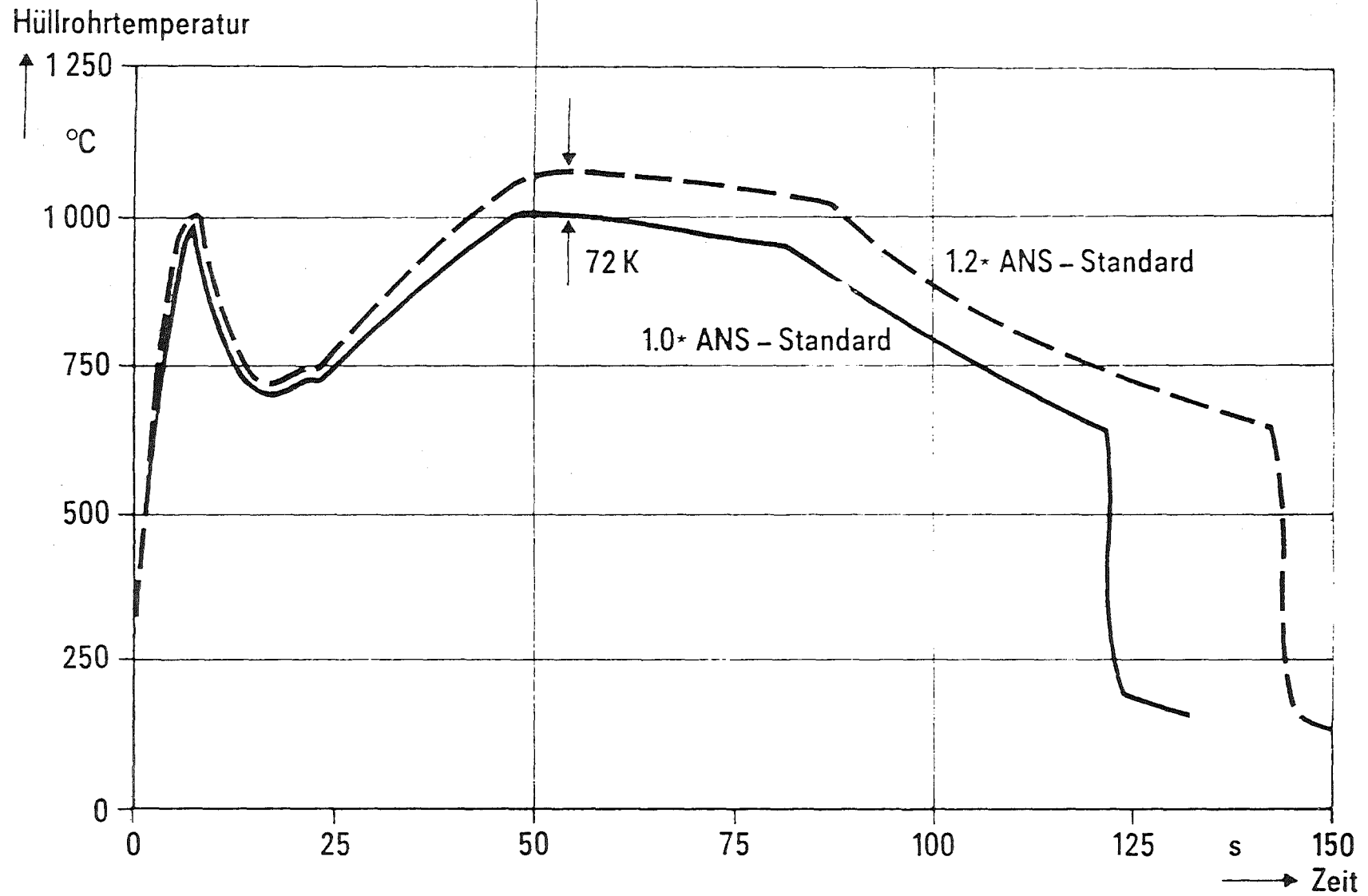


1300 MW – DWR, 2 F – Bruch zwischen Pumpe und Reaktordruckbehälter

Abb. 3:

Hüllrohrtemperaturen an der Heißstelle
 Einfluß der Leistungsüberhöhung (Heißstellenfaktor F_q)
 1300 MW – DWR, 2 F-Bruch zwischen Pumpe und Reaktordruckbehälter

E811411



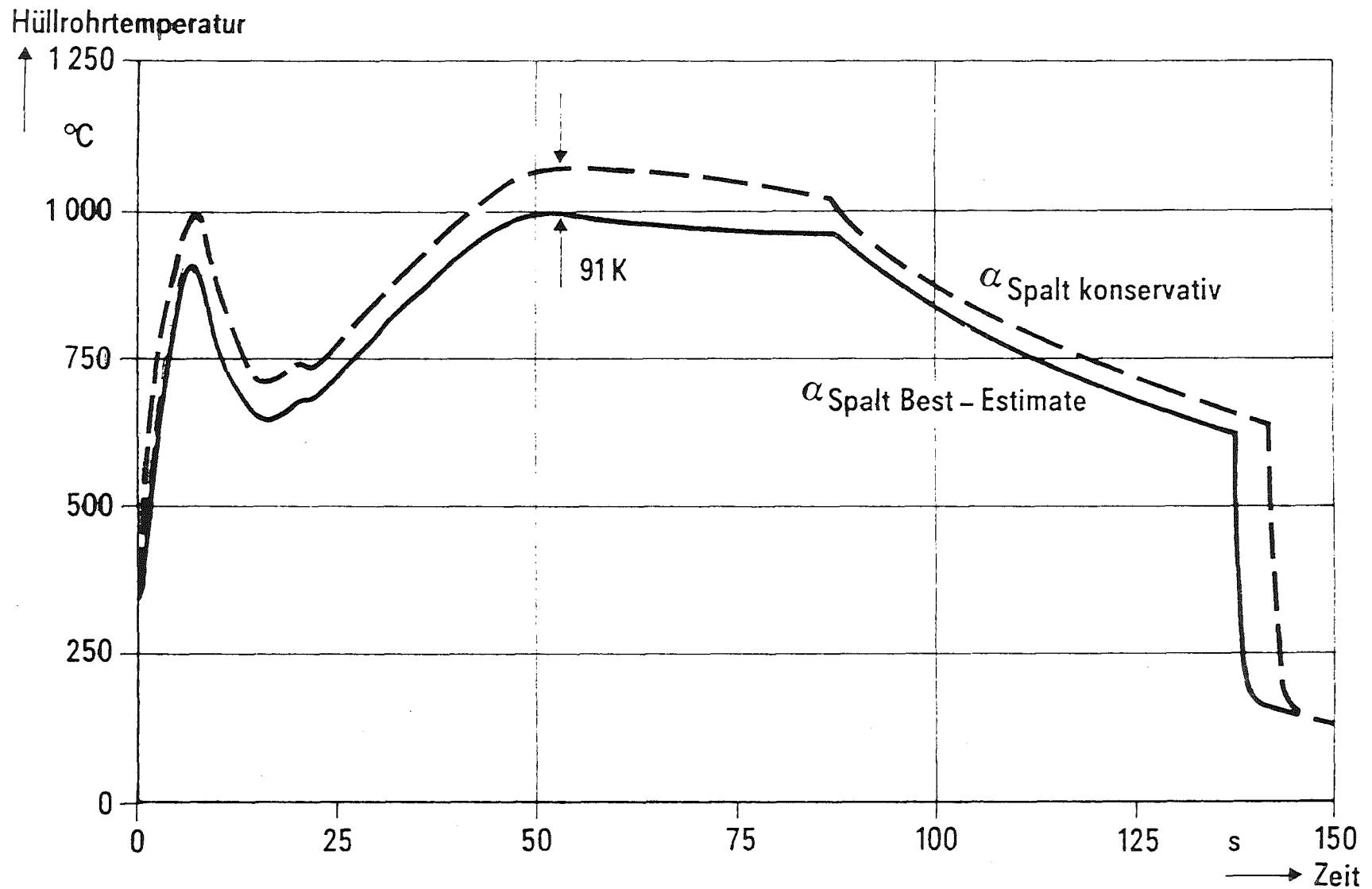
1300 MW - DWR, 2 F - Bruch zwischen Pumpe und Reaktordruckbehälter

Abb. 4:

Hüllrohrtemperaturen an der Heißstelle
Einfluß der Nachzerfallsleistung

1300 MW - DWR, 2 F-Bruch zwischen Pumpe und Reaktordruckbehälter

E 811410

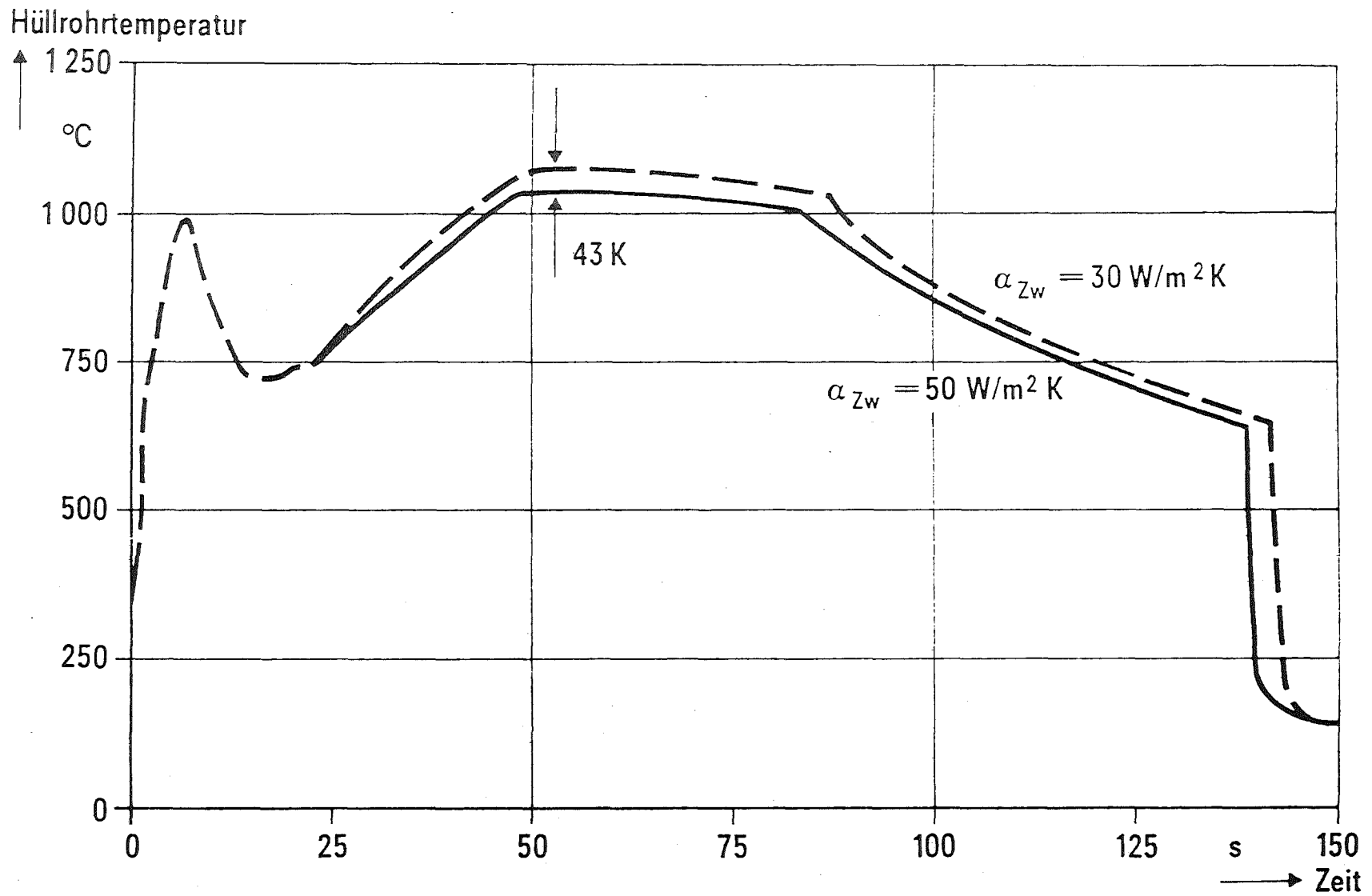


1300 MW - DWR, 2 F - Bruch zwischen Pumpe und Reaktordruckbehälter

Abb. 5:

Hüllrohrtemperaturen an der Heißstelle
Einfluß des Wärmeübergangs zwischen Tablette und Hüllrohr
1300 MW - DWR, 2 F-Bruch zwischen Pumpe und Reaktordruckbehälter

E811414

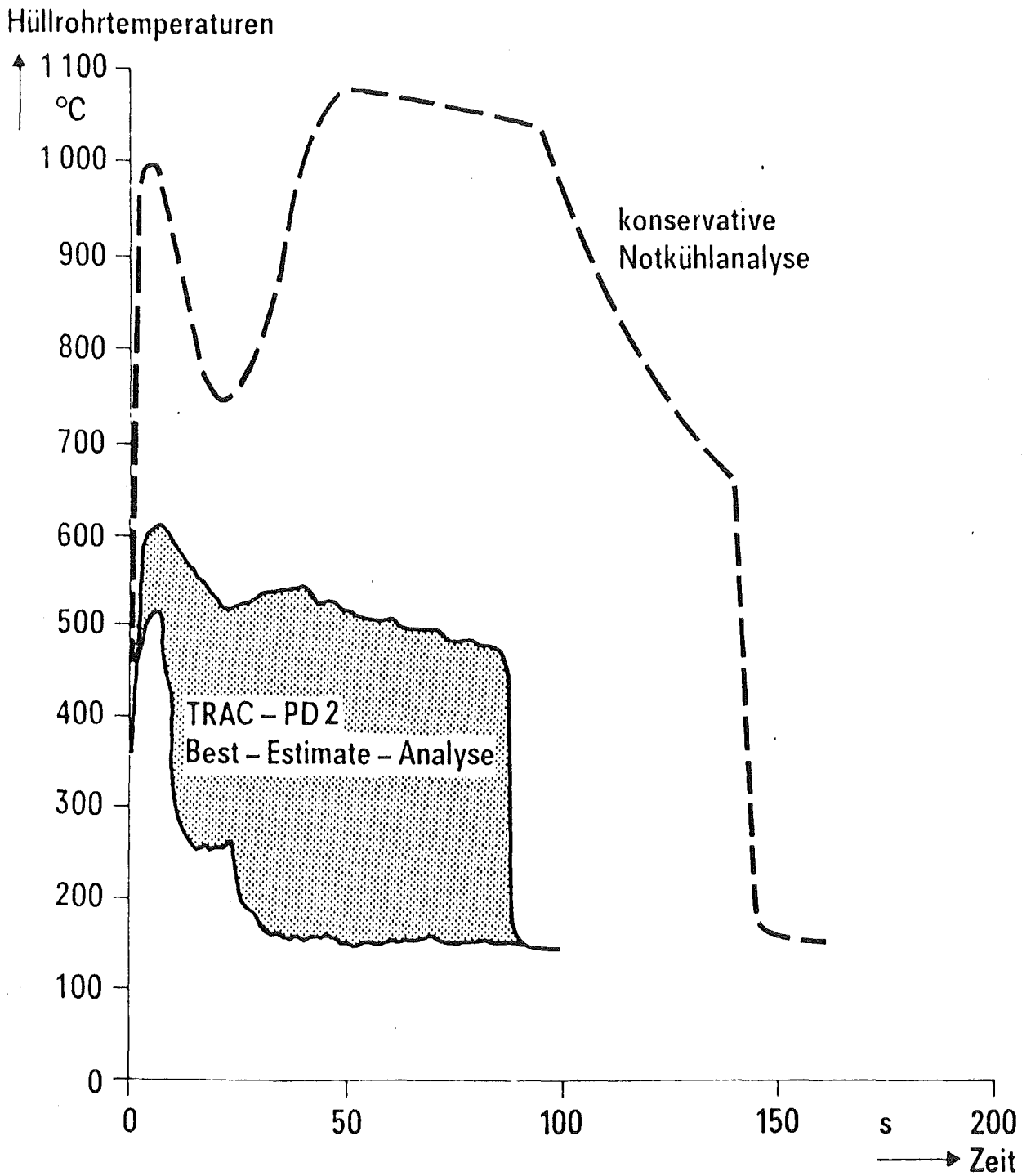


1300 MW – DWR, 2 F – Bruch zwischen Pumpe und Reaktordruckbehälter

Abb. 6:

Hüllrohrtemperaturen an der Heißstelle
Einfluß des Wärmeübergangs Hülle-Fluid in der Zwischenphase
1300 MW – DWR, 2 F-Bruch zwischen Pumpe und Reaktordruckbehälter

E 811406



1300 MW - DWR, 2 F - Bruch zwischen Pumpe und Reaktordruckbehälter

Abb. 7:

Hüllrohrtemperaturen in der höchstbelasteten Kernebene
Vergleich von konservativer und Best-Estimate-Analyse
1300 MW - DWR, 2 F-Bruch zwischen Pumpe und Reaktordruckbehälter

Hüllrohrtemperatur

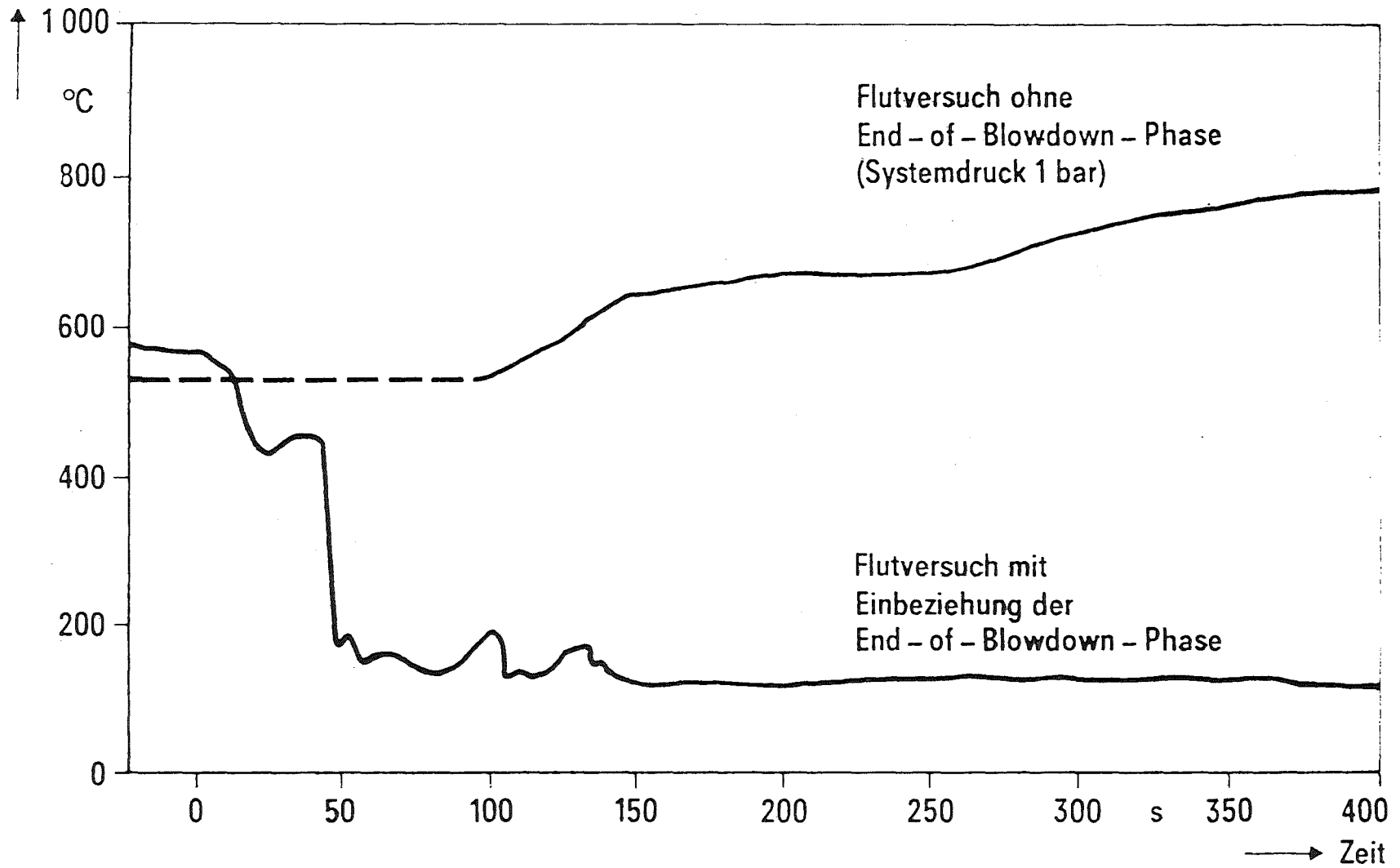


Abb. 8:

PKL - Flutversuche
Vergleich der Hüllrohrtemperaturen

E 811407

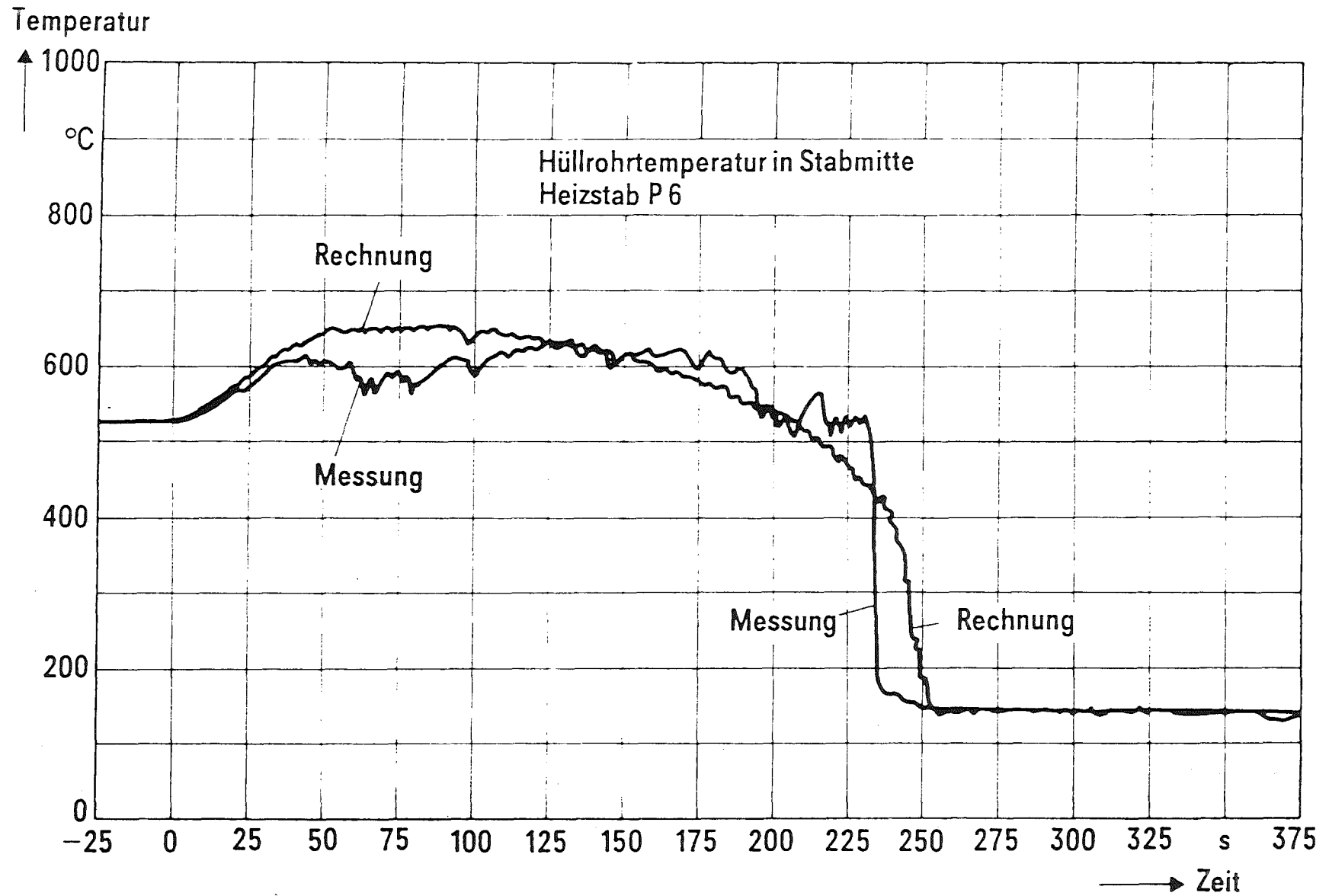


Abb. 9:
 Vergleich von Hüllrohrtemperaturen in Stabmitte
 Rechnung: WAK
 Messung: PVI - K10

E 81 308 a

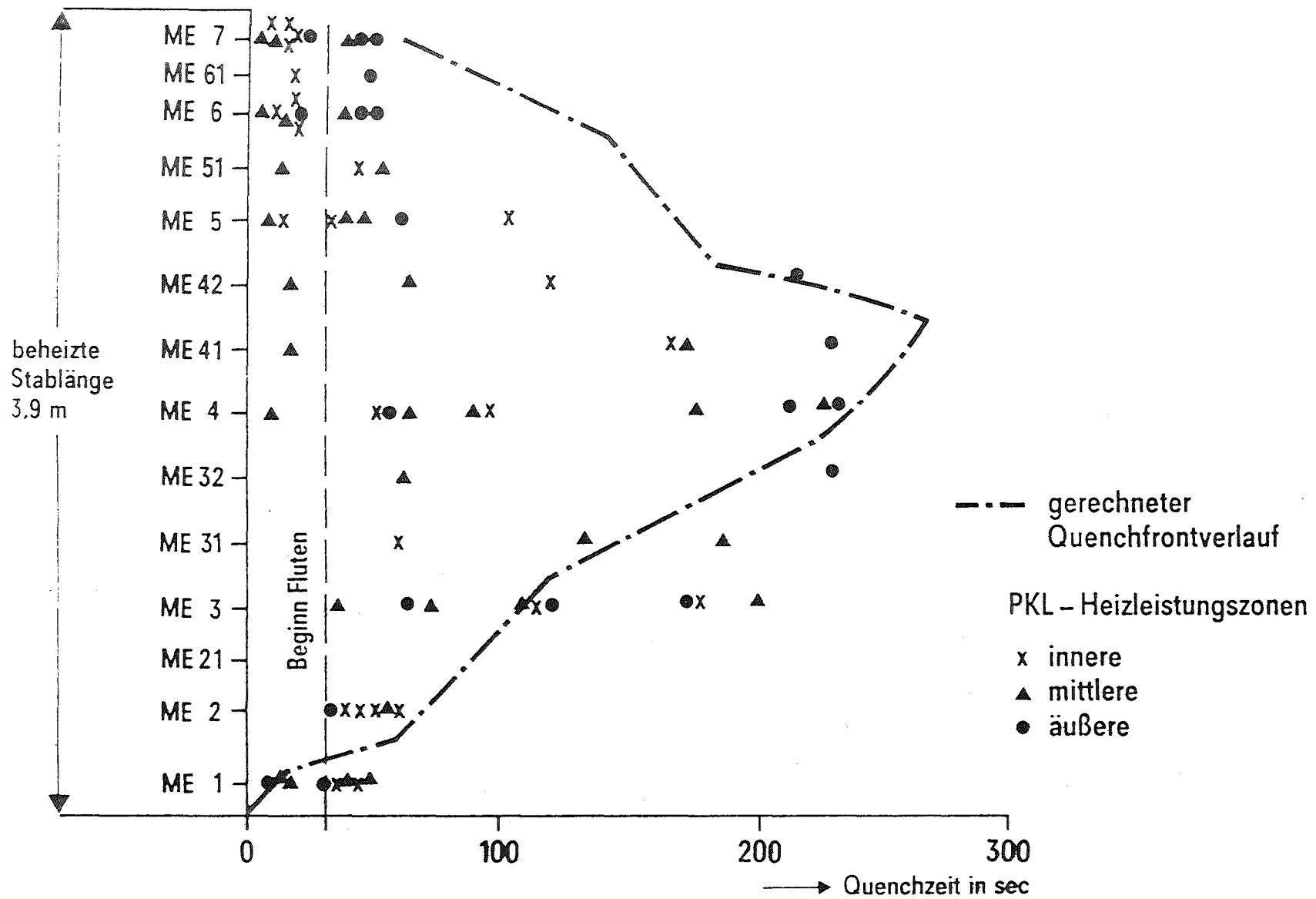


Abb. 10:

Vergleich von Quenchzeiten

Rechnung: WAK

Versuch: PKL - K10

E 811415

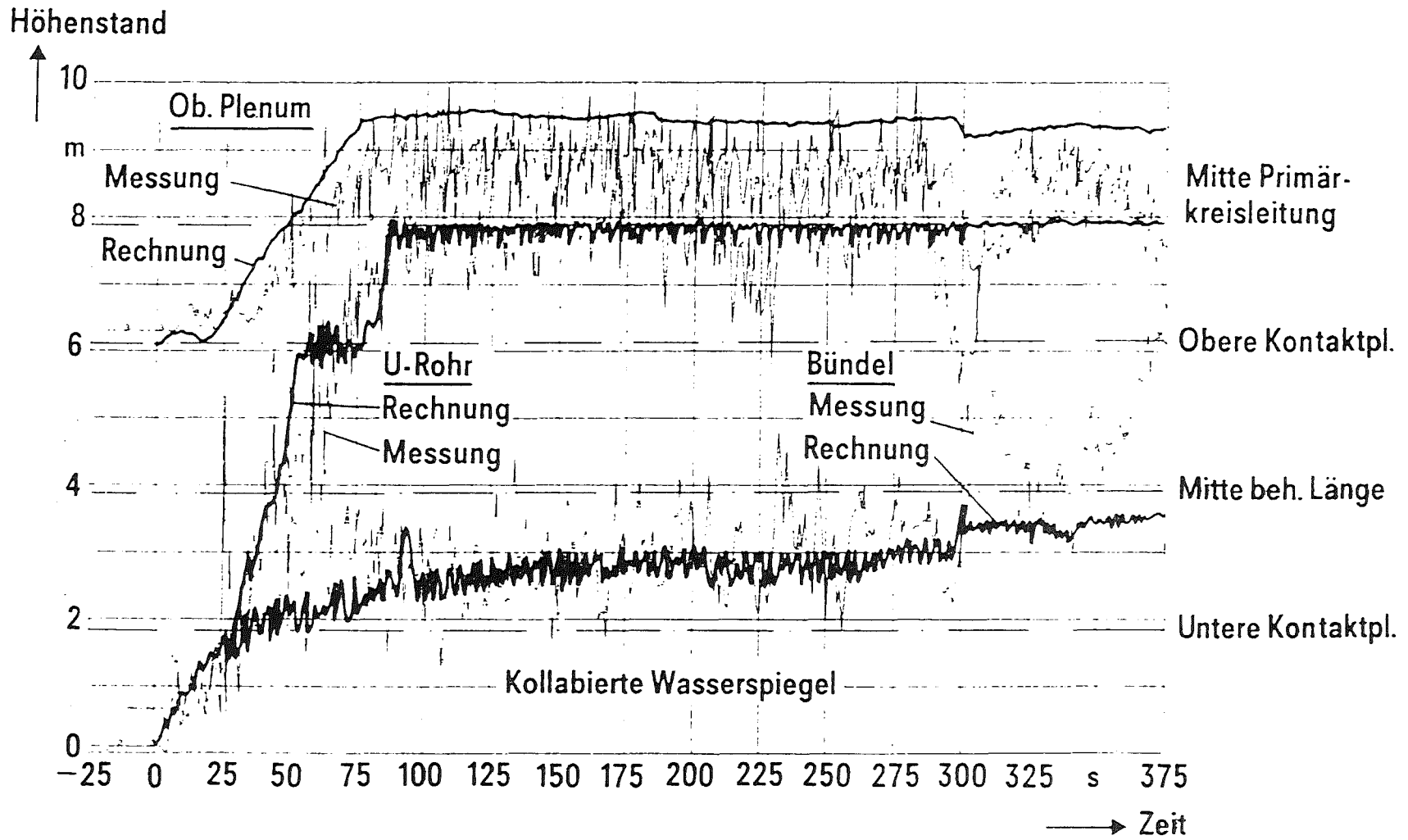
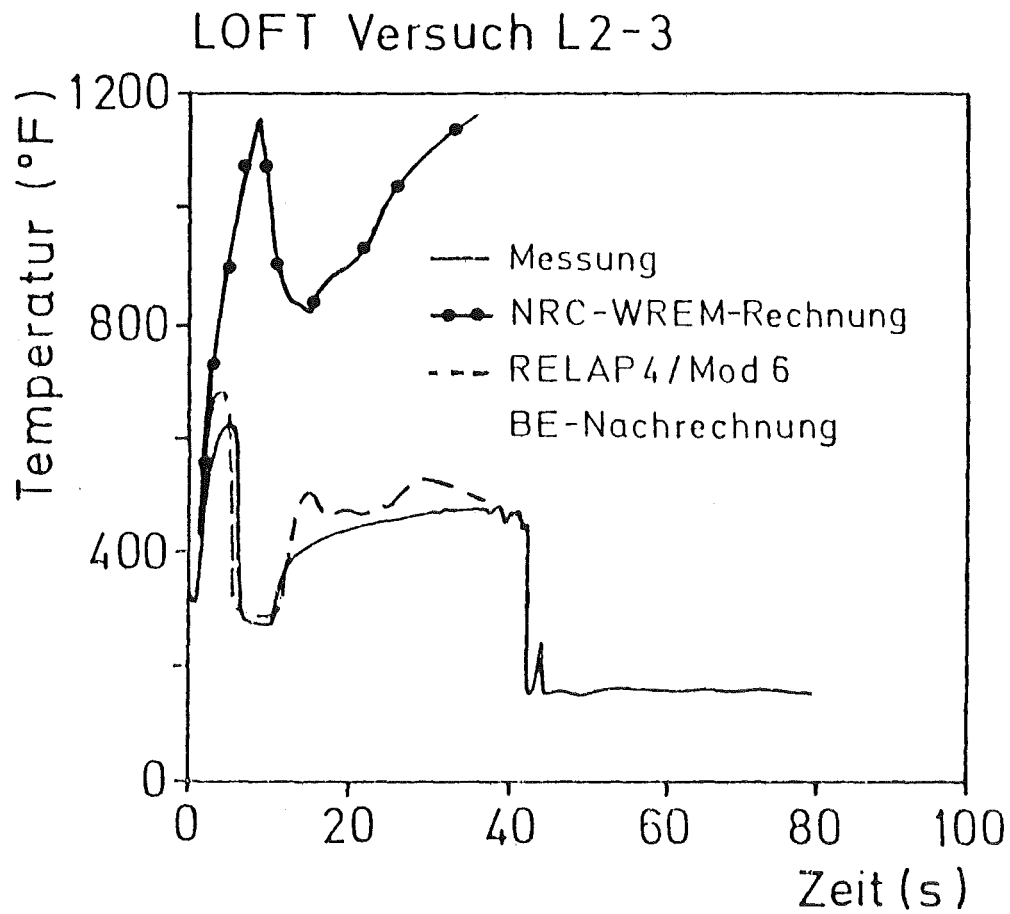


Abb. 11:

Hydraulik des Flutvorgangs
 Vergleich Rechnung: WAK
 Versuch: PKL - K10

81309
 a



NRC : Nuclear Regulatory Commission
WREM: Water Reactor Evaluation Model
BE : Best Estimate

Abb. 12:

Hüllrohrtemperatur im Heißkanal
(0.38 m Höhe)

RELAP4/Mod 6 best estimate Rechnungen
LOFT - Versuch L2-3

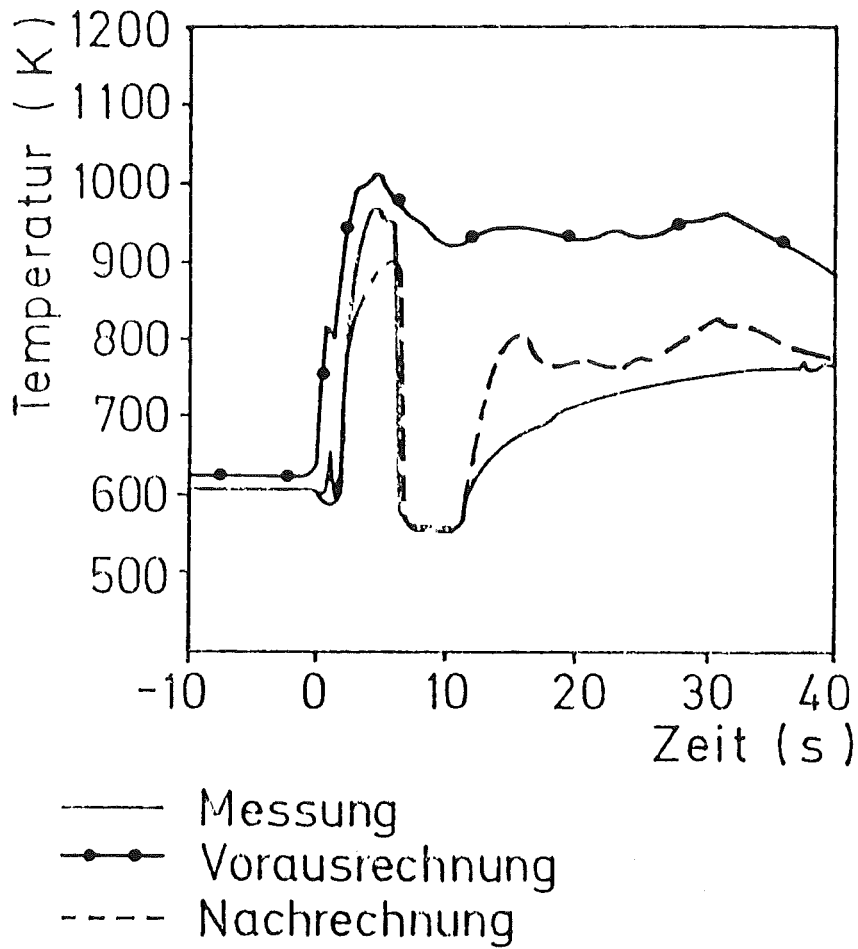


Abb. 13:

Hüllrohrtemperatur des Brennstabes
5J4 (0.533 m Höhe)

DRUFAN Rechnungen
LOBI Test A1-03

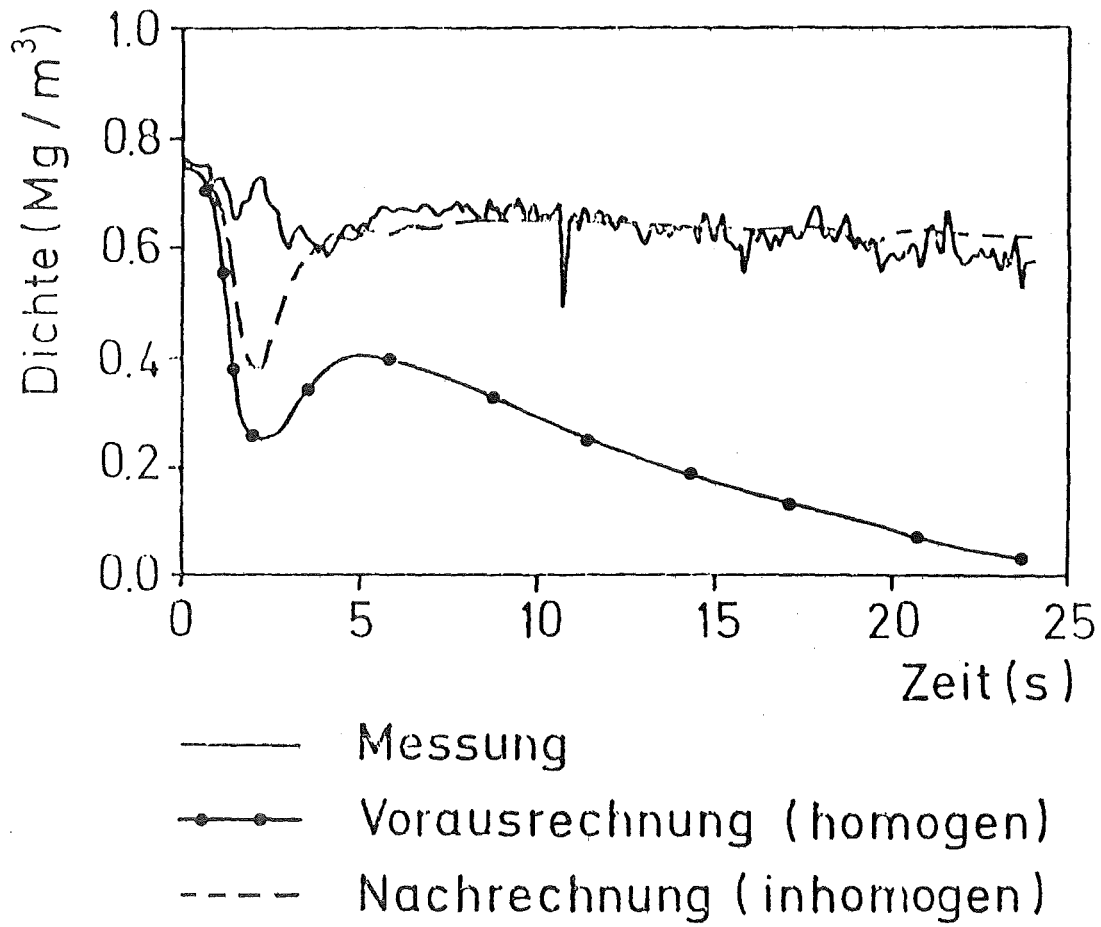
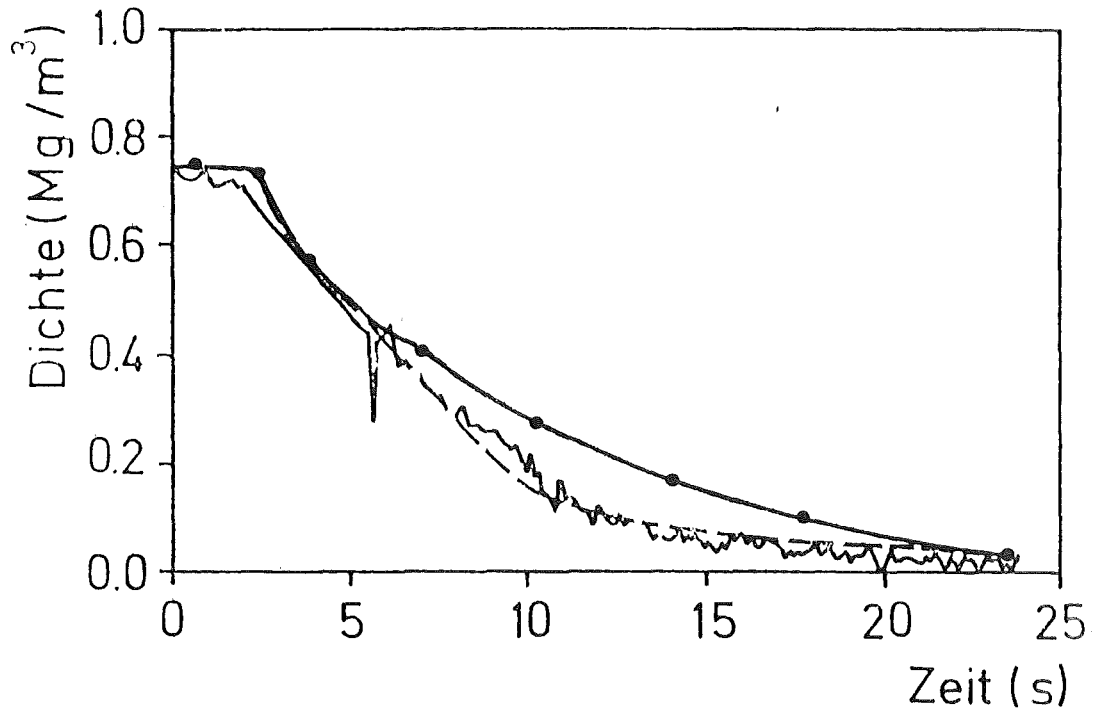


Abb. 14:
Dichte im unteren Plenum

DRUFAN Rechnungen
LOBI Test A1 - 03



- Messung
- Vorausrechnung (homogen)
- Nachrechnung (inhomogen)

Abb. 15:

Dichte im Bruchstutzen -
Behälterseite

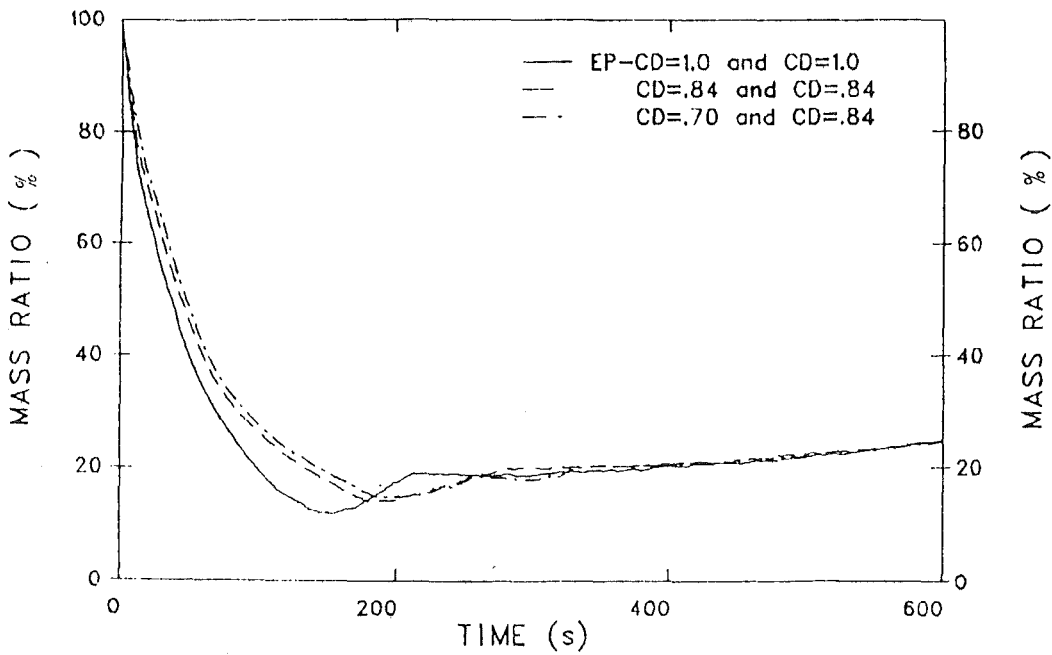


Abb. 16:

Einfluß kritischer Ausströmkoefizienten auf den normierten Massenstrom im Primärkreis (LOFT L5-1 Versuch)

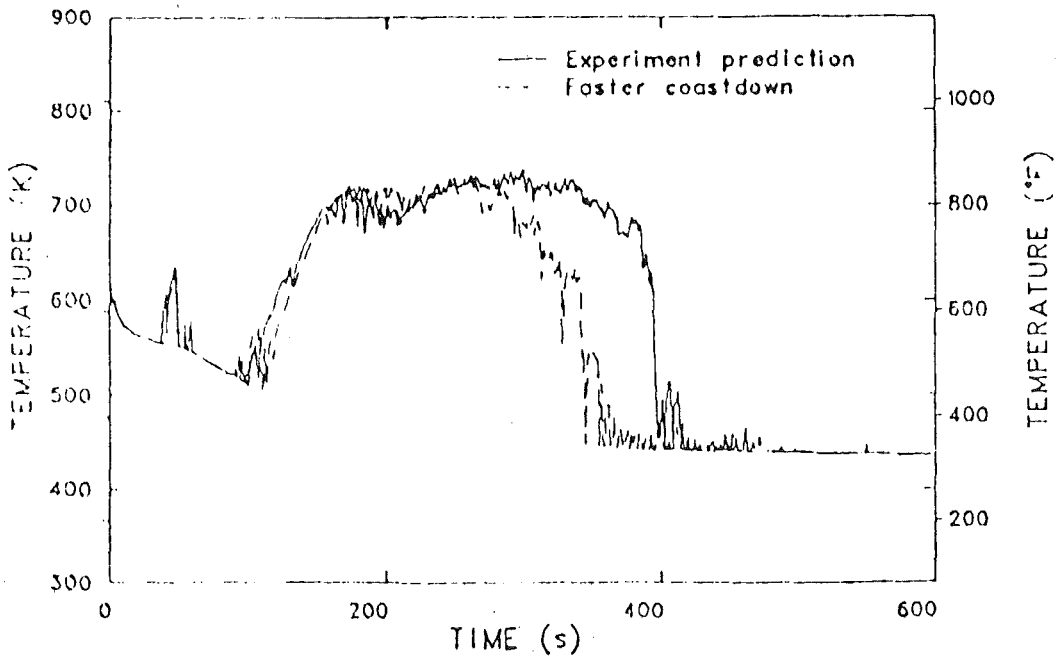
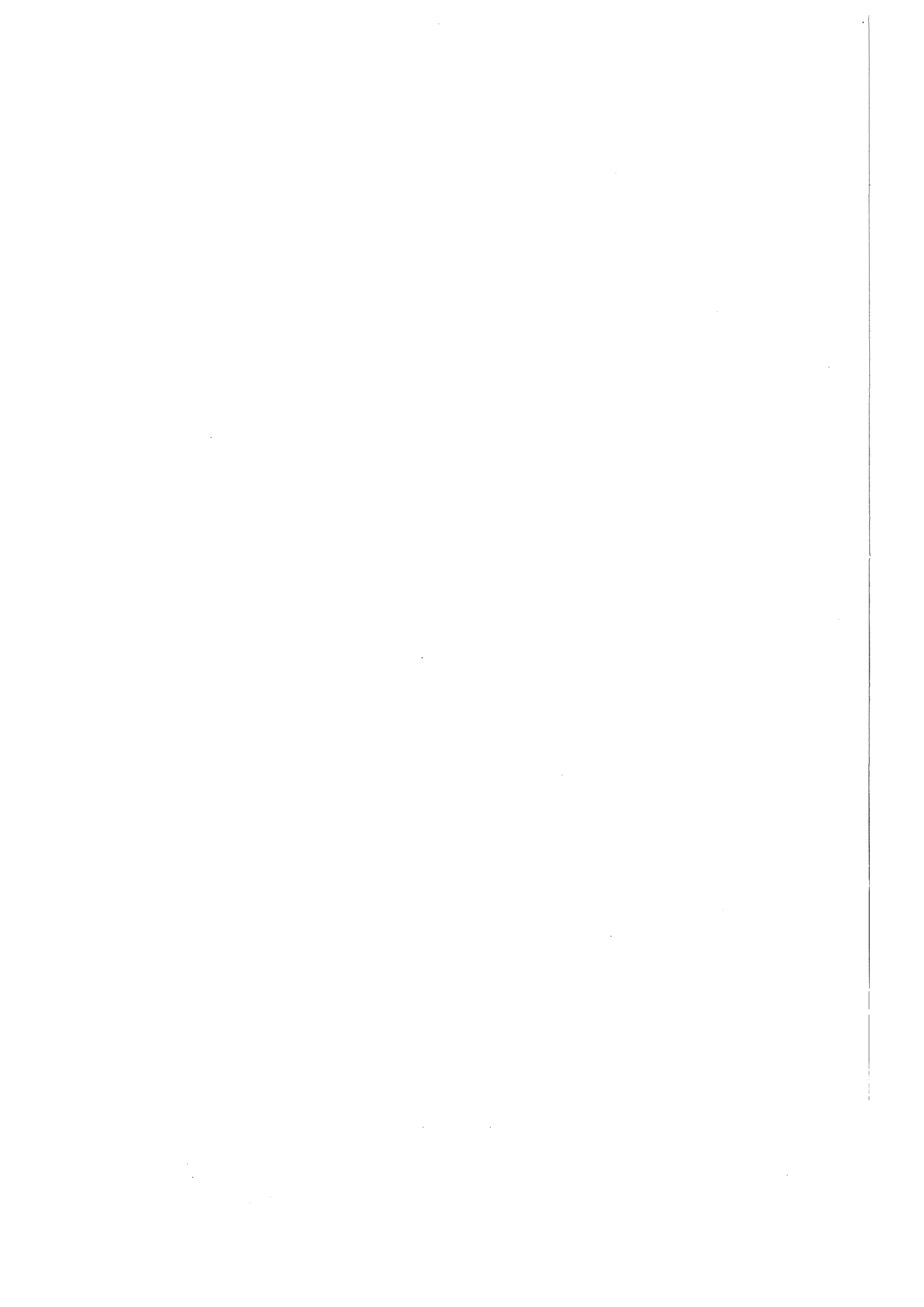


Abb 17:

Einfluß des Pumpen-Auslauf-Verhaltens auf die Brennstabtemperatur (LOFT L5-1 Versuch)



PROJEKT NUKLEARE SICHERHEIT
JAHRESKOLLOQUIUM 1981

RECENT DEVELOPMENTS IN
CONSEQUENCE MODELING

D.C. ALDRICH, D.J. ALPERT, J.L. SPRUNG
SANDIA NATIONAL LABORATORIES

R.M. BLOND
U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION

RECENT DEVELOPMENTS IN CONSEQUENCE MODELING

D. C. Aldrich, D. J. Alpert, J. L. Sprung
Fuel Cycle Risk Analysis Division
Sandia National Laboratories
Albuquerque, NM 87185 USA

R. M. Blond
Office of Nuclear Regulatory Research
U.S. Nuclear Regulatory Commission
Washington, DC 20555 USA

Presented at the Jahreskolloquium 1981
of the Projekt Nukleare Sicherheit (PNS)
Kernforschungszentrum Karlsruhe
Karlsruhe, Federal Republic of Germany

November 17, 1981

Recent Developments in Consequence Modeling

Abstract

A number of important developments have occurred recently in the area of nuclear reactor accident consequence analysis, including improvements in modeling capabilities, model evaluation studies, and application of existing models to provide useful guidance for planning and decision making. A brief background to the consequence modeling field is provided, and these recent developments are reviewed. Limitations in current modeling capabilities are discussed and important areas for future research are recommended.

Neuere Entwicklungen in der Modellierung von Unfallfolgen

Zusammenfassung

In jüngster Zeit hat es auf dem Gebiet der Folgenanalyse eines Kernkraftwerkunfalls eine Anzahl bedeutender Entwicklungen gegeben wie z.B. Verbesserungen in den Modellansätzen, Modellbewertungsstudien und Anwendung existierender Modelle als Hilfe bei der Planung und Entscheidungsfindung. Es werden kurz der Hintergrund des Feldes der Unfallfolgenanalysen und die erwähnten Entwicklungen beschrieben. Grenzen der gegenwärtigen Modelle werden diskutiert und wichtige Gebiete zukünftiger Forschung empfohlen.

1. INTRODUCTION

Probabilistic risk assessment (PRA) is becoming an increasingly important tool in the design, evaluation and regulation of commercial nuclear power plants. Four principal steps are involved in performing a PRA for a nuclear facility: (1) analyses of potential plant system failures to identify accident sequences of concern and determine their frequencies using event and fault tree techniques; (2) accident phenomenology analyses (e.g., melt progression, hydrogen generation, pressures, steam explosions) to determine containment conditions and failure mode; (3) analyses of radionuclide release from the core and transport through the primary system and containment to predict accident release characteristics (magnitudes, timing, etc.); and (4) environmental transport and consequence analysis. It is the last of these steps that is discussed in this paper. The preceding analyses provide estimates of accident frequencies and the size and characteristics of resulting radioactive releases to the biosphere. Models developed for consequence analysis describe the transport and dispersion of these released radioactive materials, and predict the resulting interaction with and influence on the environment and man. Predicted consequences can include early fatalities and injuries, latent cancer fatalities, genetic effects, the areas of contaminated land, and the magnitude of economic impacts.

A number of important developments have occurred recently in the area of consequence analysis, including improvements in modeling capabilities, model evaluation studies, and application of existing models to provide useful guidance for planning and decision making. This paper provides a brief background to the consequence analysis field, and reviews these recent developments. Current limitations in modeling capabilities are discussed and appropriate areas for future research activities are recommended.

2. BACKGROUND

The Reactor Safety Study (WASH-1400) [1] was the first comprehensive assessment of the consequences and risks to society from potential accidents at nuclear power plants. The study, published in 1975, examined the risk posed by 100 reactors located on 68 sites in the United States. As part of the study, a model (CRAC, for Calculation of Reactor Accident Consequences) was developed to predict the public consequences of releases of radioactive material to the atmosphere [2,3]. The computational steps in the model are shown schematically in Figure 1. Most consequence models consist of these same basic steps, although perhaps ordered differently. Given a description of the radioactive release as input, submodels for atmospheric transport and dispersion, dosimetry, population

location and behavior, offsite protective measures, health effects and property damage are called in turn to estimate the resulting consequences. The results obtained in this manner are normally displayed in the form of "Complementary Cumulative Distribution Functions" (CCDFs)* and expected (mean) values.

Following the completion of WASH-1400, a Risk Assessment Review Group (known as the Lewis Committee) [4] was organized by the U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC) to review and comment upon the achievements and limitations of the study, the present state of PRA techniques, and whether or not (and how) the methods should be used in the regulatory and licensing process. The Review Group concluded that the methodologies used in WASH-1400 were sound, although the error bands for results were felt to be significantly understated, and recommended that PRA techniques be used to examine NRC's regulatory processes to make them more rational. With regard to the consequence model, the Review Group suggested that the atmospheric dispersion and health effects submodels be improved or updated before being applied to the regulatory or licensing process. Following the Three Mile Island accident, these recommendations were reinforced by the Kemeny and Rogovin reports [5,6], which also encouraged further use of these techniques.

The German Risk Study (Phase A) [7] was published in 1979 and examined the risk posed by potential accidents at 25 reactors on 19 sites located within that country. The consequence model (UFOMOD) [8,9] developed in that effort is similar in most respects to its counterpart in WASH-1400, although some differences exist to (1) more adequately reflect central European conditions, (2) include improved submodels, and (3) apply additional data and knowledge that have become available since publication of WASH-1400. For example, rather than the immediate large-scale evacuation of persons close to the reactor assumed in WASH-1400, the German study assumed that persons in highly affected areas would initially be sheltered, and then selectively relocated by emergency personnel. Unlike the WASH-1400 model, predicted consequences in the German model do not include property damage and economic effects.

Both the German and WASH-1400 consequence models were developed to assess the aggregate risk from accidents at a large number of reactors and sites. As a result, a number of simplifying assumptions were made that make the models questionable for use in site-specific calculations. For example, both models employ straightline Gaussian plume treatments for atmospheric dispersion, and are unable to treat local phenomena, such as topographic influences and land-sea

*A CCDF is a plot of the probability of an accident event with consequences equal to or exceeding a specified value versus the specified value.

interface effects, which could influence risk at some sites. Neither of the risk studies addressed in detail the potential consequences and risks posed by radioactive releases directly to local surface or groundwater bodies. Several evaluations and model modifications have recently been made to reduce these shortcomings and are described below. In addition, a large number of sensitivity studies have been (or are in the process of being) performed to provide important insights concerning modeling uncertainties, and to help set priorities for research activities in this area [10-12].

Finally, a number of additional consequence models have been developed by modeling groups in other countries. Examples include: TIRION [13], developed by the UKAEA, ALICE [14] developed by the French Commissariat a l'Energie Atomique, and the Finnish code ARANO [15].

3. MODEL IMPROVEMENTS AND EVALUATIONS

Since the completion of WASH-1400, a great deal of effort has gone into improving the state-of-the-art in consequence modeling. New consequence models as well as improved versions of CRAC have been developed. An International Comparison Study has been organized to compare different modeling techniques and identify areas for future research. In addition, studies have been performed [16-18] to examine the importance of potential consequences resulting from accidental releases of radioactive material to liquid pathways.

3.1 Improved Models

There are three modified versions of CRAC currently in use in the U.S.: CRAC2, NUCRAC, and CRACIT. Each model incorporates improved treatments of a variety of phenomena that were neglected or treated simply in CRAC. These improvements are briefly described here.

CRAC2 [19], recently released by Sandia National Laboratories, incorporates significant improvements in the areas of weather-sequence sampling [20] and emergency response [21,22]. The WASH-1400 CRAC model employs a stratified sampling technique by which weather sequences are selected every four days with a thirteen hour shift to provide coverage of diurnal, seasonal and four-day weather cycles. In this manner, a total of 91 sequences are chosen to represent 1 year of data. Sensitivity studies performed using CRAC indicate considerable variability in predicted results attributable to sampling by this method. Figure 2a presents 32 early fatality CCDFs calculated for the same site using CRAC. The calculations differ only in that each uses a different set of 91 weather sequences, and the variability in the results arises solely from the method of selecting sequences.

CRAC2 uses a new weather sequence sampling method [20] which greatly reduces the variability attributable to sampling. Prior to sampling sequences, the entire year of data is sorted into 29 weather categories. Categories include sequences in which either rainfall or windspeed slowdowns occur within specified distance intervals from the plant. Atmospheric stability and windspeed conditions are also considered. The probability of each weather category is estimated from the number of sequences in the category. Sequences are then sampled from each of the 29 categories (and weighted with appropriate probabilities) for use in risk calculations, thus assuring that low-probability adverse weather conditions (e.g. rainfall, wind slowdowns) are adequately included. Figure 2b shows the same calculations presented in Figure 2a except that the new sampling method was used. Comparison of the two figures clearly indicates that the new method results in substantially less variability attributable to sampling.

The emergency response model in CRAC2 [21,22] is considerably more realistic than that in CRAC. In CRAC, evacuation was assumed to commence immediately upon warning and to proceed at a very slow speed. Any person overtaken by the plume was assumed to be exposed to the full extent of the plume and to receive a four-hour ground dose. In contrast, the CRAC2 model includes a delay time between warning and the start of evacuation, more reasonable evacuation speeds, and an explicit calculation of the time people are exposed to airborne and deposited radionuclides. The revised model also allows consideration of population sheltering as an emergency response measure.

A number of refinements in the calculation of plume rise, washout, and atmospheric dispersion were also incorporated in CRAC2.

CRACIT (CRAC Including Trajectories) [23,24], developed by Pickard, Lowe, and Garrick, Inc., incorporates major modifications in the atmospheric-dispersion and evacuation models which permit some of the unique features of a specific site to be considered. The atmospheric dispersion model in CRACIT has the capability to use the "modified potential flow" (MPF) method developed by Lantz [25]. MPF incorporates the effect of site-specific topographic features by using digitized terrain data to calculate a temporally- and spatially-dependent wind field. Using the calculated wind field, CRACIT solves the set of transport and diffusion equations by numerical methods and is thus more realistic than the Gaussian plume model. In CRACIT, the numerical solution is used only to distances where terrain could significantly influence plume trajectories (about 15 km); beyond this distance a segmented Gaussian-plume model is used which incorporates changes in wind direction by changing the trajectory of the plume.

The evacuation model in CRACIT takes into consideration the likely evacuation routes at a site (the CRAC and CRAC2 models assume evacuees move radially away from the reactor) as well as "traffic jams" that may occur during an evacuation. CRACIT also contains a number of additional refinements in the calculation of atmospheric dispersion, plume rise, washout, and plume/inversion-layer interactions.

Because CRACIT calculates a three-dimensional wind field, performs numerical dispersion calculations, and incorporates an actual road network in the evacuation model, the amount of input data and computation time required is considerably greater than the requirements of CRAC. Furthermore, the requisite input data are not always readily available.

NUCRAC [26], developed by SAI, incorporates major modifications in two areas: plume depletion by dry deposition, and chronic-exposure pathways. The model allows for a distribution of particle sizes in the material released from the containment. Dry deposition is modeled with Overcamp's surface-depletion method [27] which takes into account the gravitational settling of particles based on particle size. The improved model of chronic exposure pathways in NUCRAC treats a larger number of radionuclides and better reflects the site-specific details of agricultural crop production.

Besides the efforts which developed CRAC2, CRACIT, and NUCRAC, development of additional consequence models is underway in a number of countries. Important model improvements are being made by several of these programs. For example, Vogt and coworkers [28] are developing a multi-puff atmospheric dispersion model, which may be incorporated into the Phase B German Risk Study consequence model.

3.2 International Comparison Study

As indicated above, there are a number of different reactor accident consequence models in use in the world today. To better understand the differences in consequence modeling techniques, an International Comparison Study [29,30] was organized under the auspices of the OECD/NEA Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI). About 30 organizations from 16 countries are participating in the study. The objectives of the comparison study are:

- to provide a forum for discussion and understanding of the impacts of consequence modeling techniques and assumptions;
- to estimate uncertainties in the models;
- to improve the techniques of estimating consequences and risk;

- ° to identify priorities for future research and coordinate efforts where appropriate;
- ° to provide a summary reference on consequence models; and
- ° to provide a quality assurance check on the models.

Seven benchmark problems were specified [31] to allow a step-by-step comparison of individual model components as well as consequence and risk estimates. A hypothetical site and several hypothetical accident releases were assumed. Characteristics of both the accident releases and the site were selected solely to permit all facets of the participating models to be exercised and compared. The first four problems specifically address submodels dealing with atmospheric dispersion, dosimetry, health effects, and land contamination. The remaining three problems (5 through 7) were specified to compare predictions of the consequence models when applied to releases at a specific site. Problem 5 compares estimated frequency distributions of air and ground radionuclide concentrations at specific locations. Problems 6 and 7 involve application of the consequence models in their entirety to evaluate risk, both with and without the implementation of population protective measures.

Some preliminary results and observations [30] from problems 1-4 are:

- ° Most participants represent the atmospheric distribution of radioactive material using a standard Gaussian plume formulation. However, dispersion-parameter values, values for the dry deposition velocity and washout coefficient, plume rise formulations, and treatments for long duration releases differ significantly in the models and can have a major impact on predicted concentrations. Methods for including the influence of inversion layers have only moderate impact. Treatments of building wake effects have negligible impacts beyond a few kilometers.
- ° Most participants use similar treatments and assumptions in their dosimetry calculations. This close agreement should not be interpreted as indicating the precision with which doses can be determined; rather it reflects the general adoption of the methods and data recommended by ICRP. Improved understanding of the uncertainties in dose estimates deserves further attention.
- ° The bone marrow dose-mortality relationships used by participants differ significantly. The variation arises from the statistical imprecision of the available human data and from differing assumptions concerning the extent of medical treatment available

following the exposure of a heterogeneous population, and the effectiveness of that treatment. Because of the threshold nature of early effects, this variation can be magnified considerably in the estimation of the number of early deaths.

- Most participants assume a linear relationship between dose and effect for all levels of dose, when estimating the incidence of cancer. A few take account of dose and dose rate effects for low-LET radiation using a formula which approximates a linear-quadratic relationship.
- Predicted land contamination areas vary widely, with ranges of a factor of 10 or more. Examination of the results indicates that predicted areas are only moderately influenced by the computational method used, but are strongly dependent on deposition assumptions, particularly deposition velocity and washout coefficient values, and on the dispersion parameters used.

At this time, only a preliminary comparison of results for Problems 5, 6, and 7 has been performed, and it is therefore premature to draw conclusions concerning the relative merits of the various models for site-specific evaluations. A detailed comparison and evaluation of the results of problems 1-7, along with important observations and conclusions, will be presented in the forthcoming summary report of the International Comparison Study. The results will provide a benchmark against which all future modeling improvements can be compared.

During the course of the exercise the following topics have been identified which were not included in the comparison but are very important to understanding the consequence calculation, and therefore deserve further study.

1. Differences in modeling required to treat complex terrain or dominant meteorological occurrences (e.g., sea breezes);
2. Wet and dry deposition processes;
3. Chronic exposure pathway modeling;
4. Costs and effectiveness of decontamination procedures;
5. Economic losses, including costs associated with health effects;
6. Liquid pathways and contamination of water bodies;
7. Sensitivity to source term assumptions;

8. Time-dependent nature of long duration releases;
9. Dependencies on particle-size and chemical-form; and
10. Plume interactions with building wakes.

In addition to these specific areas, a number of more general questions have been raised which require further consideration. Improved techniques need to be developed for quantifying uncertainties and incorporating them into a framework for risk assessment. As data become available, studies will be needed to perform model validation. Efforts to improve modeling efficiencies also need to be discussed. In addition, the role that consequence modeling plays in emergency planning and response needs to be further considered. Many of these questions will be addressed by the recently established CSNI Working Group on Source Term and Environmental Consequences.

3.3 Liquid Pathway Consequence Analyses

The potential consequences resulting from accidental releases of radioactive material to water pathways have not been examined with the same degree of detail as those resulting from releases to the atmosphere. Risks from the atmospheric pathway are generally considered to be dominant for two interrelated reasons. First, the initial time scale on which radioactive contaminants could reach the human population would probably be significantly shorter for the atmospheric pathway, and therefore hydrospheric transport of contaminants would allow for significantly greater decay of radionuclides. Second, initial atmospheric exposure would usually be involuntary, whereas in most cases exposure to hydrospheric contamination could be largely avoided by the implementation of appropriate protective measures.

Since the publication of WASH-1400, three generic studies of the potential effects of radioactive releases to the water pathway have been performed [16-18]. The following general conclusions were drawn during these studies:

- Short-term radiation doses to individuals via liquid pathways would probably not be sufficiently large to result in early health effects. However, some long-term health effects (i.e., latent cancers or genetic effects) could result, and the potential economic and social costs for mitigating these effects could be large.
- The drinking water pathway was found to dominate the total population dose via liquid pathways at freshwater sites,

whereas the aquatic food pathway is the major contributor at saltwater sites.

- For most sites, the public risks posed by core melt accidents are likely to be dominated by atmospheric releases rather than by direct releases to liquid pathways.

Possibly important pathways for surface water contamination that were not considered in any of these studies, and which could result indirectly from an atmospheric release of radioactive material, include deposition (especially by washout) of contaminants directly on the surface of a water body, or washoff of materials deposited on the land surface into a water body. In addition, there may be sites with characteristics such that risks via the liquid pathways are important relative to those from the atmosphere. Further analyses should be performed to identify those characteristics, and to select appropriate models for evaluating risk at such sites. A review of previous liquid pathway studies and discussion of methods appropriate for performing site-specific liquid pathway analyses are included in the PRA Procedures Guide [10].

4. APPLICATIONS OF CONSEQUENCE MODELS

In general, accident consequence models have been developed to evaluate the aggregate risk of potential accidents at many reactors and sites, such as in WASH-1400 and the German Risk Study. However, consequence models are currently being applied in many countries (particularly the United States) to examine the risk posed by reactors at specific sites and to provide useful guidance for planning and decision making. Besides use in risk evaluation, other areas of important application include: evaluation of alternative design features, emergency planning and response, reactor siting recommendations, and development of acceptable risk criteria. These areas were recently reviewed in an article by Bayer [32]. A brief discussion of activities related to site-specific risk evaluations and emergency planning is included here. Because of widespread interest and current importance, an application to provide guidance for establishing reactor siting criteria is discussed in somewhat greater detail. In addition, the effort currently underway in the United States to develop a PRA Procedures Guide [10] is also described.

4.1 Site-Specific Risk Evaluations

In response to questions raised by the NRC about potential accident risks from reactors located near high population concentrations, site-specific PRAs have recently been conducted for the Indian Point, Zion [24] and Limerick [33] plants. The Zion study is the most ambitious PRA completed to date, and includes consequence analyses performed using CRACIT. The model was used with input meteorological data from the reactor site and 14 surrounding weather stations.

Although the terrain surrounding the Zion site is flat and does not significantly influence wind-flow patterns, the land-lake interface (the plant is located on Lake Michigan) was shown to significantly impact the transport and dispersion of materials released from the plant under some weather conditions. However, the impact on predicted risk of these land-lake interface effects was not large. The study was released in September 1981, and is currently undergoing formal peer review. A number of PRAs for other plants in the U.S. are either underway or planned. In addition, the NRC is contemplating a future program (National Reliability Evaluation Program, NREP) in which many (or all) licensed nuclear power plants would be required to perform a PRA.

Another example of the use of consequence modeling for specific sites is the recent series of supplements to the Environmental Reports for several reactor sites (see for example [34]). These supplements address the potential consequences of core melt accidents, and have been produced by the NRC in order to fulfill its interpretation of the requirements of the National Environmental Policy Act (NEPA). Finally, a few consequence analyses have been performed for specific sites in other countries (see for example [35]).

4.2 Emergency Planning and Response

Several studies [36-39] have made use of the WASH-1400 consequence model, CRAC, to provide guidance in the area of emergency planning and response. The first [36,37] examined the relative merits of evacuation and sheltering followed by population relocation as protective measures for core melt accidents, the distances to which (or areas within which) they might be needed, and the time available for their implementation. Potential atmospheric releases from core melt accidents were separated into two categories, "Melt-through" and "Atmospheric", based on the mode of containment failure. For "Melt-through" accidents, it was shown that few, if any, early public health effects are likely, and that doses in excess of Protective Action Guides (PAGs) [40] are "confined" to areas within approximately 10 miles of the reactor. Evacuation was shown to provide the largest reductions in dose (effects) for this category, although sheltering, particularly when basements are readily available, could be an acceptable alternative. For "Atmospheric" accidents, PAGs are likely to be exceeded at very large distances, and significant numbers of early public health effects are possible. It was shown, however, that most early fatalities are predicted to occur within 10 miles of the reactor, and that within that distance, effects are strongly influenced by the speed and efficiency with which protective measures are implemented. Based in part on this analysis, the NRC has required implementation of Emergency Planning Zones for the plume

exposure pathway, with an approximate 10 mile radius, for all operating plants in the U.S. [41].

Another study [38,39] was performed to provide guidance to policymakers concerning (1) the effectiveness of potassium iodide (KI) as a thyroid blocking agent in potential reactor accident situations, (2) the distance to which (or area within which) it should be distributed, and (3) its relative effectiveness compared to other available protective measures. Again, the analysis was performed using the WASH-1400 consequence model, CRAC. Thyroid dose versus distance, cost-benefit, and risk-benefit calculations were made. Although the large uncertainties associated with the analyses hindered to some extent the ability to provide definitive guidance, predicted cost-benefit ratios were high and KI did not appear to be a cost-effective protective measure. More recent experimental work [42] suggests that the use of common household items (e.g., handkerchiefs and towels) as respiratory filters may provide significant protection against dose due to inhaled radionuclides and should be considered further in the development of protective strategies.

4.3 Reactor Siting Recommendations

At the request of the Nuclear Regulatory Commission, Sandia National Laboratories has recently performed a study to develop technical guidance to support the formulation of new regulations for siting nuclear power reactors in the U.S. [43,44]. Guidance was requested regarding (1) criteria for population density and distribution surrounding future sites, and (2) standoff distances of plants from offsite hazards. Tasks were developed corresponding to each of these two areas of concern.

The first task involved analyses in four areas, each of which could play a role in evaluating the impact of a siting policy. The four areas were: (1) consequences of possible plant accidents, (2) population distribution characteristics for existing sites, (3) availability of sites, and (4) socioeconomic impacts. The second task had two areas of concern: (1) determination of which classes of offsite hazards are amenable to regulation by fixed standoff distances, and (2) review of available methods for the determination of appropriate standoff distances. The analyses performed to examine the consequences of possible plant accidents are briefly summarized below. Other results are presented in the full report.

Consequences of Possible Plant Accidents

Generic and site-specific risk calculations were performed using CRAC2 to evaluate the dependence of consequences on source

term, population distribution, meteorology, and emergency response. The accident source terms used in these calculations were developed by the NRC and consist of a spectrum of 5 releases (denoted SST 1 through SST 5) ranging from a gap activity release to a core melt with large radioactive release directly to the atmosphere [45]. Table I compares the relative magnitudes (normalized to 100 for source term SST 1) of the mean values of 4 consequences, given the occurrence of each of the 5 source terms, and assuming an 1120 MWe reactor, the population distribution for Indian Point, New York City meteorology and 3 different evacuation scenarios [46]. Consequence sensitivity to source term magnitude was further examined by repeating the calculation for source term SST 1 with the release fractions for I, Cs, and/or particulate matter decreased by factors of 2 and 10. The results of these calculations (mean values normalized to 100 for the standard SST 1 calculation) are presented in Table II.

TABLE I

Comparison of Consequences for Five Source Terms

<u>Source Term</u>	<u>Early Fatalities</u>	<u>Early Injuries</u>	<u>Latent Cancer Fatalities</u>	<u>Interdicted Land Area</u>
SST 1	100	100	100	100
SST 2	1×10^{-2}	0.5	7	1
SST 3	0	0	2×10^{-2}	0
SST 4	0	0	4×10^{-4}	0
SST 5	0	0	4×10^{-5}	0

TABLE II

Sensitivity of Consequences to Source Term Magnitude

<u>Isotopes</u>	<u>Reduction Factor</u>	<u>Early Fatalities</u>	<u>Early Injuries</u>	<u>Latent Cancer Fatalities</u>	<u>Interdicted Land Area</u>
SST 1	(Standard)	100	100	100	100
I, Cs	2	70	70	90	55
I, Cs	10	45	55	70	15
All except noble gases	10	1	5	30	10

These two sets of calculations show (1) that early consequences are highly sensitive to source term strength and composition; (2) that source terms SST 2 through SST 5 are not expected to produce substantial numbers of offsite consequences compared to SST 1, and (3) that consequences may be significantly affected by resolution of uncertainties regarding in-vessel and in-containment source depletion mechanisms (e.g., plateout, deposition) [47,48].

Sensitivities of consequences to site population distribution and meteorology were examined by performing site-specific calculations for each of the 91 U.S. reactor sites which have either an operating license or a construction permit. Each of these calculations used the actual population distribution around the site, a one-year average site wind rose, and meteorological data from a representative National Weather Service station [49]. The source terms described earlier and an 1120 MWe reactor were assumed for each site. Differences in reactor design were not addressed. Early fatality CCDFs conditional on an SST 1 source term at each of the 91 sites are presented in Figure 3.

Figure 4 presents early fatality CCDFs calculated using meteorological records obtained from 29 different National Weather Service stations [49], conditional upon an SST 1 source term. The population distribution and wind rose for Indian Point and an 1120 MWe reactor were assumed in each of these calculations. Figure 4 shows that the expected number of early fatalities (area under the CCDF) is largely insensitive to site meteorology. Examination of

the specific weather sequences which produced the order-of-magnitude spread in the tails of the CCDFs in Figure 4 showed that the observed variability is largely caused by differences in the frequency (and possibly intensity) of rainfall among the 29 meteorological records. Therefore, because the spread of the CCDFs presented in Figure 3 can depend only on differences in population distribution or meteorology (all other factors were held constant), together Figures 3 and 4 indicate that accident risks are highly sensitive to population distribution and only slightly sensitive to site meteorology.

The dependence of consequences on emergency response was evaluated by performing calculations for 21 scenarios, ranging from prompt evacuation or sheltering to no emergency response, with response distances from 5 to 25 miles. All calculations assumed the Indian Point population distribution and wind rose, and an 1120 MWe reactor. Figure 5 shows the range of early fatality CCDFs for the 21 scenarios, conditional on an SST 1 release. The mean number of fatalities ranges from 40 to almost 4000, illustrating that emergency response can significantly mitigate early fatalities. Comparison of Figures 3 and 5, however, shows that for the ranges of population and emergency response considered, early fatalities are more sensitive to variations in population distribution than to emergency response.

From any CRAC2 calculation, two distances can be determined for each consequence: the distance beyond which consequences would not be expected given typical meteorological conditions, and the maximum distance at which consequences might occur given adverse meteorological conditions. Table III presents approximate distances for the occurrence of several consequences of interest, ordered by release magnitude.

Since population distribution appears to be the major contributor to the variability in the 91 site-specific calculations (Figure 3), a series of calculations was performed to determine what attributes of population distribution affect consequence levels. Figure 6 shows the early fatality CCDFs for ten hypothetical population distributions, all of which have the same average density within 30 miles of the site. The ten distributions include a uniform distribution and several distributions with population centers of varying sizes located at different distances. Both the means and peaks of the CCDFs vary by roughly an order-of-magnitude. Concentrations of population (such as cities) determine the peaks, while the average distance of the bulk population from the site controls the means.

TABLE III
Approximate Distances for Consequences

Source Term ^a	Consequence	Distance (mi)	
		Expected Maximum	
SST 1	Early Fatalities	< 5	<25
	Early Injuries	~10	≥50
	Land Interdiction	~20	>50
SST 2	Early Fatalities	~ 0.5	≤ 2
	Early Injuries	< 2	~ 5
	Land Interdiction	< 2	~10
	PAGs ^b	≤20	<50
SST 3	PAGs	≤ 0.5	≤ 2

The sensitivity of consequences to other factors, including reactor size (power level) and interdiction dose criterion are discussed in the complete report [43].

The analyses performed in the reactor siting study can be used to determine many of the impacts of alternative siting criteria, and provide guidance in evaluating tradeoffs among criteria. In addition, the broad range of data and analyses contained in the study can be useful for a wider community of users interested in evaluating the consequences of reactor accidents.

4.4 PRA Procedures Guide

A joint NRC-industry program has been initiated in the U.S., under the aegis of the IEEE and ANS, to prepare a Procedures Guide for the systematic application of probabilistic and reliability analysis to nuclear power plants [10]. The objective of the Guide is to document the current state-of-the-art of all major subject areas in a PRA. For each of these areas, including consequence

^aEven for adverse meteorological conditions, early fatalities, early injuries, and land interdiction do not occur offsite for SST 3 and do not occur at all for SST 4 and SST 5.

^bProtective Action Guides [40].

analysis, the Guide delineates acceptable analytical techniques, acceptable assumptions and modeling approximations, acceptable methods for treating uncertainties, and acceptable standards for documentation and quality control. The chapter in the Guide dealing with "Environmental Transport and Consequence Analysis" discusses the information that is required as input to a consequence analysis, the type of output that might result and how it should be interpreted, the potential pitfalls associated with the use of existing codes, and the uncertainties inherent in the data and modeling [50]. The chapter is an excellent compendium of information, references, and discussion of important areas in the field of consequence analysis. The Procedures Guide is currently available in published draft form.

5. DISCUSSION AND RECOMMENDATIONS

A number of recent developments in the area of consequence analysis have been reviewed above. Significant efforts are underway in many countries to develop improved modeling capabilities and to apply existing models to provide guidance for planning and decision making. Example applications in several important areas were described in Section 4 above. The usefulness of the calculated results for decision making is limited to some extent by their uncertainties, which currently are large and poorly quantified. Much of the future work in consequence analysis will (and should) be directed towards quantifying and reducing these uncertainties.

Uncertainties in consequence predictions stem principally from uncertainties in two areas; modeling and input data. Modeling uncertainty arises from (1) an incomplete understanding of the phenomena involved in the transport of released radionuclides to man and the health impacts that result, and (2) simplifications made in the modeling process to reduce costs, complexity, and requirements for input data. Input data uncertainty arises from problems associated with the quality and availability of data, selection or determination of appropriate values for model input (including radioactive source terms), and statistical variation of data. To date, a comprehensive assessment of these uncertainties in consequence predictions has not been performed. However, a number of partial uncertainty estimates have been derived using sensitivity analysis techniques [2,8,10]. Improved methods for quantifying uncertainties should be developed.

Improvements in a number of model areas could substantially reduce current uncertainties. The most important of these include source terms, plume depletion processes, the effect of wind trajectories on population exposures, and the effectiveness of emergency response. Each of these areas is briefly described below.

Radioactive source terms to the atmosphere are subject to a number of important uncertainties, including uncertainties in release magnitude and timing, and in aerosol-agglomeration rates. It has been suggested [47,48] that removal processes within the primary coolant system and containment will reduce the amount of material released to the atmosphere to levels significantly below those currently estimated. Possible removal processes include plate-out of hot vapors on cooler surfaces, agglomeration and deposition of aerosols, and dissolution in water. Reductions in source-term magnitude were shown in Section 4.3 above to strongly influence predicted consequences. Better specification of the timing of a release is important for two reasons: (1) a longer warning period increases the chance of an effective emergency response, and (2) a long, slow release spreads the radioactive material over a larger area, thereby decreasing doses and (usually) health effects. Aerosol-agglomeration rates determine the particle-size distribution of the released material and thus the efficiency of dry deposition processes during downwind transport. Resolution of these source-term uncertainties by ongoing or future research activities may require a reevaluation of decisions based on previous consequence analyses. For example, requirements for emergency planning and response may be significantly altered.

A plume of radioactive material may be depleted during transport by dry deposition and/or washout processes. The dry-deposition removal rate is strongly dependent on the size distribution of particulate matter in the plume. Therefore, the current lack of information about this size distribution prevents reliable modeling of dry deposition. Since washout of material by rainfall is a very efficient removal mechanism, it is important to account for the frequency, intensity, and spatial variability of rainfall. Moreover, because high-consequence events are usually associated with rainfall over population centers, failure to adequately model rainfall can lead to large inaccuracies in predicted peak consequences.

Wind trajectories determine the specific population exposed by downwind transport of a plume of radioactive material. With the exception of CRACIT, current consequence models neglect wind trajectories. Although results obtained with CRACIT indicate that treatment of wind trajectories may affect risk less than intuition suggests [30], a thorough examination of this subject (perhaps using a Gaussian puff model), particularly for sites with complex terrain, seems essential [51].

The dependence of consequences on different emergency response scenarios was shown in Section 4.3. If consequence models are to be applied to evaluate the risk at specific sites, consideration should be given to those characteristics of the site and of local organizations that could influence the effectiveness

of offsite emergency response. For example, local and utility emergency response plans, available mechanisms for warning the public, and characteristics of the surrounding road network should be examined. Road networks could be particularly important if population densities are sufficient to result in "traffic jams" or "bottleneck" conditions, or if terrain features cause evacuation routes and the plume trajectory to overlap.

In the United States, the NRC has recently initiated a major research program, called MELCORE, to address the model shortcomings described above. MELCORE will develop a new package of codes for source term and consequence analysis. The codes will treat in-vessel and in-containment phenomena (e.g. melt progression, containment temperatures and pressures, fission product transport and deposition) and the consequences of releases of radioactive material from the containment to the biosphere. When the study is completed, the new set of codes will replace the MARCH, CORRAL, and CRAC codes that were used in the Reactor Safety Study to calculate accident consequences.

Finally, it has recently been suggested [52] that the financial risks posed by potential reactor accidents may be more important than the risks to public health and safety, particularly for the less severe types of accidents (e.g., the Three Mile Island accident resulted in minimal off-site consequences but major on-site damage to the plant). Therefore, to be of optimum use for decision makers (utility and regulation), consequence analysis techniques should include consideration of both potential on-site and off-site economic impacts of accidents. For example, an analysis of the cost-effectiveness of accident-prevention investments which included only predicted public safety benefits would underestimate the value of such investments by ignoring reductions in plant-damage risk. The NRC has recently initiated a study of accident financial risks, and their dependence on accident magnitude and frequency.

In summary, considerable improvements to the state-of-the-art in consequence analysis have occurred since WASH-1400. However, a number of areas remain in need of further attention. Efforts currently underway in the U.S., the Federal Republic of Germany, and elsewhere are addressing a number of these areas. Improved modeling capabilities and better understanding of associated uncertainties will augment the usefulness of consequence models as an important tool for decision making.

ACKNOWLEDGEMENTS

The authors wish to acknowledge the technical assistance and useful criticisms provided by Robert M. Ostmeier, David R. Strip and Lynn T. Ritchie of Sandia National Laboratories.

REFERENCES

1. Reactor Safety Study, "An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants," U.S. Nuclear Regulatory Commission, WASH-1400 (NUREG-75/014), 1975.
2. Reactor Safety Study, Appendix VI: Calculation of Reactor Accident Consequences, U.S. Nuclear Regulatory Commission, WASH-1400 (NUREG-75/014), 1975.
3. I. B. Wall et al., Overview of the Reactor Safety Study Consequence Model, U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG-0340, 1977.
4. H. W. Lewis et al., Risk Assessment Review Group Report to the U.S. Nuclear Regulatory Commission, U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG/CR-0400, 1978.
5. John Kemeny et al., The Report of the President's Commission on The Accident at Three Mile Island, October 1979.
6. Mitchell Rogovin et al., Three Mile Island: A Report to the Commissioners and to the Public, U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG/CR-1250, 1980.
7. Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, TUV Rheinland, Köln, Federal Republic of Germany, 1979. Translation into English: German Risk Study -- Main Report, Electric Power Research Institute, EPRI NP-1804-SR, 1981.
8. Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Fachband 8: Unfallfolgenrechnung und Risikoergebnisse, TUV Rheinland, Köln, Federal Republic of Germany, 1981.
9. A. Bayer et al., "The Consequence Model of the German Reactor Safety Study," European Nuclear Conference, May 6-11, 1979, Hamburg
10. PRA Procedures Guide, Review Draft, U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG/CR-2300, September 1981.
11. J. L. Sprung et. al., "Investigation of the Adequacy of the Meteorological Transport Model Developed for the Reactor Safety Study," ANS Topical Meeting on Probabilistic Analysis of Nuclear Reactor Safety, May 8-10, 1978, Los Angeles, CA.
12. G. N. Kelly, "The Radiological Consequences of Notional Accidental Releases from Fast Breeder Reactors", Annals of Nuclear Energy, Vol. 8, pp. 307-318, Great Britain, 1981.

13. L. S. Fryer and G. D. Kaiser, "TIRION4 -- A Computer Program for Use in Nuclear Safety Studies," UKAEA, SRD R1 34 (1979).
14. D. Maire, D. Manesse and M. Lacaille, "Evaluation des Conséquences Radiologiques d'un Rejet Atmosphérique: Programme ALICE," Rapport DSN 436, CEA (1981).
15. G. Nordlund, I. Savolainen, and S. Vuori, "Effect of Application of Surface-Depletion Model on Estimated Reactor Accident Consequences," Health Physics, 37, 337 (1979).
16. Offshore Power Systems, 1977. OPS Liquid Pathway Generic Study.
17. USNRC (U.S. Nuclear Regulatory Commission), 1978. Liquid Pathway Generic Study, NUREG-0440.
18. Niemczyk, S. J. et al., 1981. The Consequences From Liquid Pathways After a Reactor Meltdown Accident, SAND80-1669, NUREG/CR-1596 Sandia National Laboratories.
19. L. T. Ritchie, J. D. Johnson and R. M. Blond, "Calculations of Reactor Accident Consequences, Version 2: User's Guide," NUREG/CR-2326, SAND81-1994, Sandia National Laboratories (to be published).
20. L. T. Ritchie, D. C. Aldrich and R. M. Blond, "Weather Sequence Sampling for Risk Calculations," Transactions of the American Nuclear Society, 38, 113 (June 1981).
21. D. C. Aldrich, R. M. Blond and R. B. Jones, A Model of Public Evacuation for Atmospheric Radiological Releases, SAND78-0092, Sandia National Laboratories, Albuquerque, NM, June 1978.
22. D. C. Aldrich, L. T. Ritchie and J. L. Sprung, Effect of Revised Evacuation Model on Reactor Safety Study Accident Consequences, SAND79-0095, Sandia National Laboratories, Albuquerque, NM, February 1979.
23. K. Woodard and T. E. Potter, "Modification of the Reactor Safety Study Consequence Computer Program (CRAC) to Incorporate Plume Trajectories," Trans. Am. Nuc. Soc., 33, 193 (1979).
24. Zion Probabilistic Safety Study, Commonwealth Edison Co., Chicago, IL, September 1981.
25. R. B. Lantz and K. H. Coats, "A Three-Dimensional Numerical Model for Calculating the Spread and Dilution of Air Pollutants," Proceedings of the Symposium on Air Pollution, Turbulence and Diffusion, R. E. Luna and H. W. Church, ed., CONF 711210 (1971).

26. D. C. Kaul et al., "NUCRAC-SAI Radiological Consequence Code Summary Description," SAI-121-000-1-80 (Revised, October 1980).
27. T. J. Overcamp, "A General Gaussian Diffusion-Deposition Model for Elevated Point Sources," J. Appl. Met., 15, 1167 (1976).
28. K. J. Vogt, H. Geiss, J. Straka and F. Rohloff, "A New Trajectory Model for Intermediate Range Transport Under Changing Weather Conditions," presented at the Symposium on Intermediate Range Atmospheric Transport Processes and Technology Assessment, Gatlinburg, TN, October 1-3 (1980).
29. R. M. Blond, D. C. Aldrich and E. H. Johnson, "International Standard Problem for Consequence Modeling," International ANS/ENS Topical Meeting on Probabilistic Risk Assessment, Port Chester, New York, September 20-24 (1981).
30. D. C. Aldrich et al., "International Standard Problem for Consequence Modeling: Results," International ANS/ENS Topical Meeting on Probabilistic Risk Assessment, Port Chester, New York, September (1981).
31. Detailed specifications of the benchmark problems, including site and release characteristics, are available upon request from Division 4413, Sandia National Laboratories, Albuquerque, NM 87185, USA.
32. A. Bayer, "Applications of Nuclear Accident Consequence Models," International ANS/ENS Topical Meeting on Probabilistic Risk Assessment, Port Chester, NY, September 20-24, 1981.
33. Philadelphia Electric Company, "Probabilistic Risk Assessment-Limerick Generating Station", Docket Nos 50-352 and 50-353 (1981).
34. U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Final Environmental Statement Related to the Operation of Susquehanna Steam Electric Station, Units 1 and 2", NUREG-0564 (1981).
35. J. Beyea, A Study of Some of the Consequences of Hypothetical Reactor Accidents at Barseback, Center for Environmental Studies Report No. 61, Princeton University, January 1978.
36. Aldrich, D. C., P. E. McGrath and N. C. Rasmussen, Examination of Offsite Radiological Emergency Protective Measures for Nuclear Reactor Accidents Involving Core Melt, SAND78-0454, NUREG/CR-1131, Sandia National Laboratories, Albuquerque, New Mexico, June (1978).

37. Aldrich, D. C. et al., "Examination of Offsite Emergency Protective Measures for Core Melt Accidents," ANS Topical Meeting on Probabilistic Analysis of Nuclear Reactor Safety, May 8-10, 1978, Los Angeles, California.
38. Aldrich, D. C. and R. M. Blond, Examination of the Use of Potassium Iodide (KI) as an Emergency Protective Measure for Nuclear Reactor Accidents, SAND80-0981, NUREG/CR-1433, Sandia National Laboratories, Albuquerque, New Mexico, March 1980.
39. Aldrich, D. C. and R. M. Blond, "Radiation Protection: An Analysis of 'Thyroid Blocking'" IAEA International Conference on Current Nuclear Power Plant Safety Issues, October 20-24, 1980, Stockholm, Sweden.
40. Manual of Protective Action Guides and Protective Actions for Nuclear Incidents, EPA-520/1-75-001, U.S. Environmental Protection Agency, September 1975.
41. M. E. Collins, B. K. Grimes and F. Galpin, Planning Basis for the Development of State and Local Government Radiological Emergency Response Plans in Support of Light-Water Nuclear Power Plants, U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG-0396, EPA 520/1-78-016, 1978.
42. D. W. Cooper, W. C. Hinds and J. M. Price, Expedient Methods of Respiratory Protection, Sandia National Laboratories, SAND81-7143 (NUREG/CR-2272), 1981.
43. D. C. Aldrich, D. R. Strip et al., Technical Guidance for Siting Criteria Development, NUREG/CR-2239, SAND81-1549, Sandia National Laboratories (to be published).
44. D. R. Strip et al., "Sandia Nuclear Power Plant Siting Study," International ANS/ENS Topical Meeting on Probabilistic Risk Assessment, Port Chester, NY, USA September 20-24, 1981.
45. Source terms SST 1 through SST 5 have the following characteristics: SST 1 - core melt, loss of all safety systems, containment failure to atmosphere, release fractions (I 0.45, Cs 0.67, Te 0.64); SST 2 - core melt, only release mitigation systems operate (e.g., sprays, suppression pool, fan coolers), containment fails to isolate, release fractions (I 3×10^{-3} , Cs 9×10^{-3} , Te 3×10^{-2}); SST 3 - core melt, all safety systems operate, basemat melt-through, release fractions (I 2×10^{-4} , Cs 1×10^{-5} , Te 2×10^{-5}); SST 4 - gap release, degraded operation of safety systems, release fractions (I 1×10^{-7} , Cs 6×10^{-7} , Te 1×10^{-9}); SST 5 - gap release, safety systems perform as designed, release fractions (I 1×10^{-8} , Cs 6×10^{-8} , Te 1×10^{-10}).

46. All persons within 10 miles of the site evacuate at 10 mph after either a 1, 3, or 5 hour delay weighted 0.3, 0.4, and 0.3, respectively.
47. M. Levenson, F. Rahn, "Realistic Estimates of the Consequences of Nuclear Accidents," Nuclear Technology, Vol. 53 (May 1981), pp. 99-110.
48. Technical Bases for Estimating Fission Product Behavior During LWR Accidents, U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG-0772, 1981.
49. One-year records of representative meteorological data (hourly readings of wind speed, atmospheric stability, rainfall intensity) were obtained from 29 National Weather Service stations which represent the full range of climatic conditions found in the United States, ranging from arid climates (e.g., Albuquerque, El Paso) to wet climates (e.g., Miami, Seattle).
50. Kaiser, G. D., D. C. Aldrich and R. M. Blond, "Environmental Transport and Consequence Analysis," International ANS/ENS Topical Meeting on Probabilistic Risk Assessment, September 20-24, 1981, Port Chester, NY.
51. D. J. Alpert, P. H. Gudiksen, and K. Woodard, "Modeling Atmospheric Dispersion for Reactor Accident Consequence Evaluation," International ANS/ENS Topical Meeting on Probabilistic Risk Assessment, Port Chester, NY, September 20-24, 1981.
52. C. Starr and C. Whipple, "Coping with Nuclear Power Risks: The Electric Utility Incentives," Electric Power Research Institute, Palo Alto, CA, September 1981.

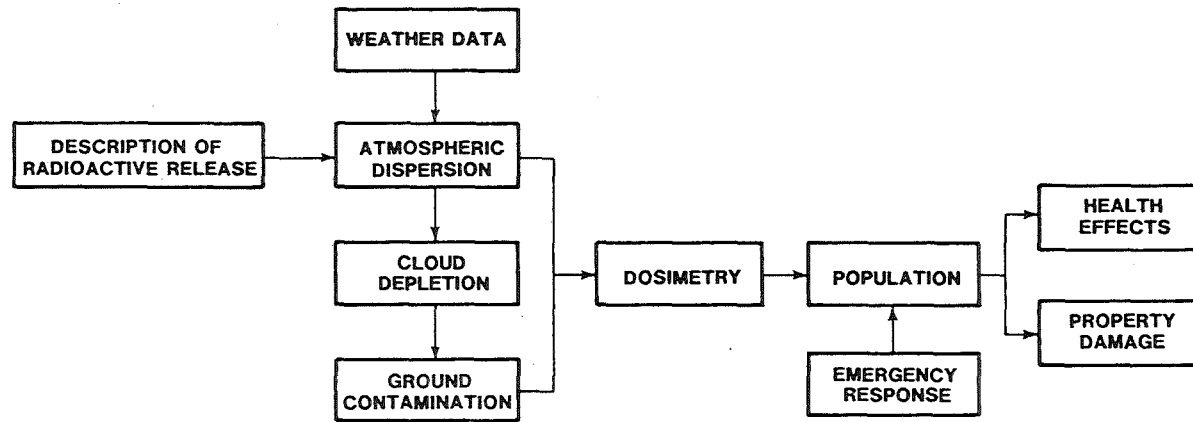


Figure 1. Schematic Outline of WASH-1400 Consequence Model, CRAC.

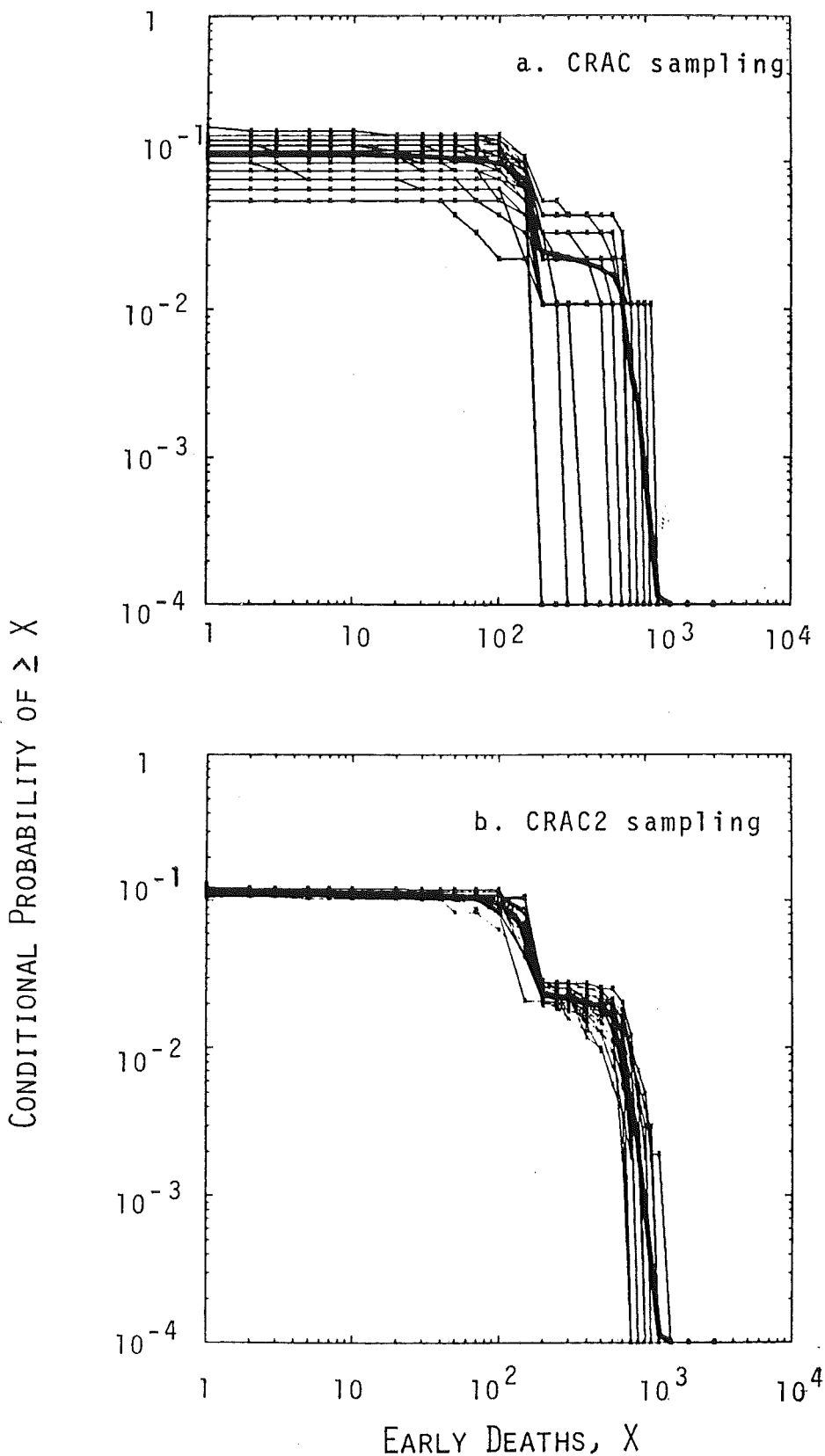


Figure 2. Comparison of Uncertainty Due to Sampling by (a) CRAC and (b) CRAC2 techniques. For each technique, 32 different sets of weather sequences are used to generate early-fatality frequency distributions for a PWR2 release. A "best estimate", using all 8760 available sequences, is shown by the darkened line.

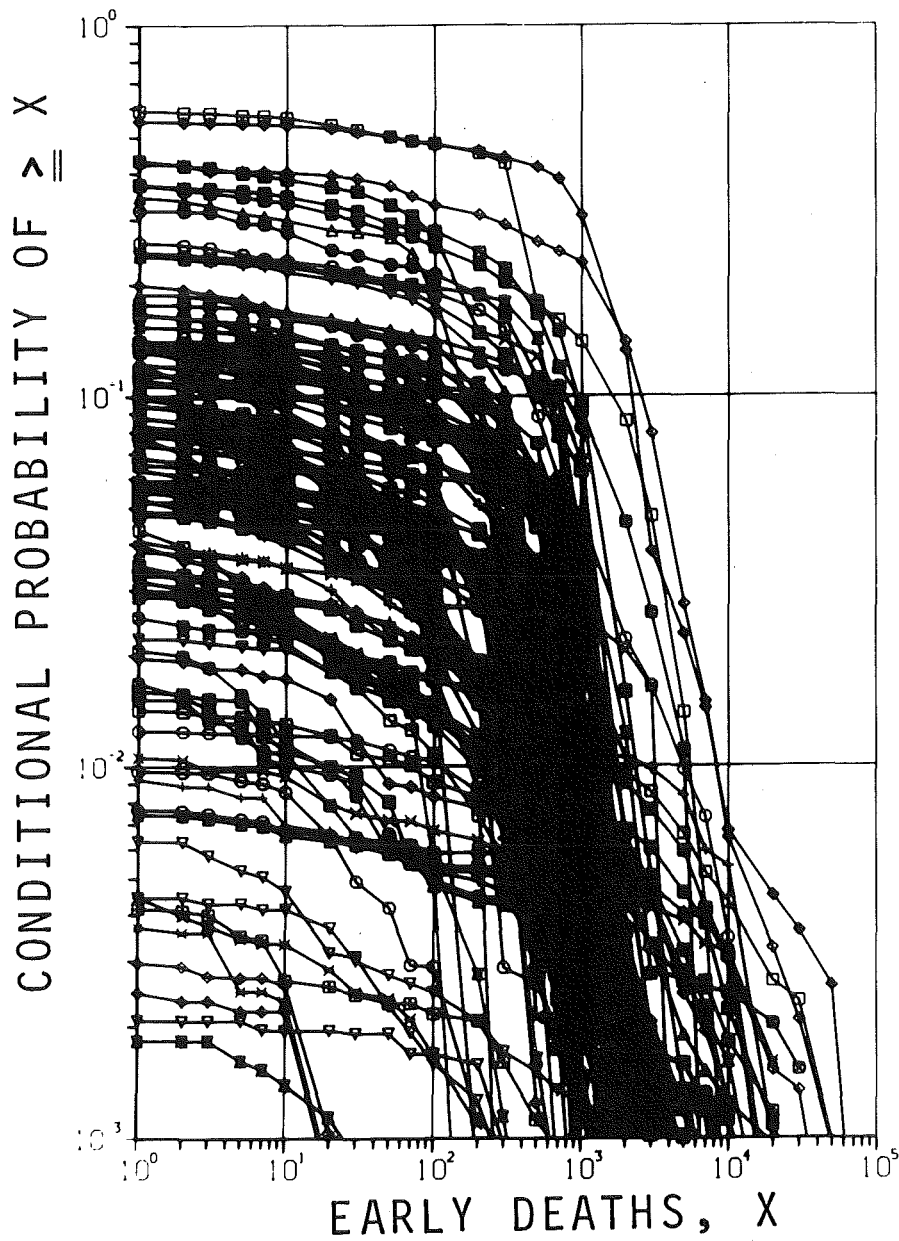


Figure 3. CCDFs conditional on an SST1 source term at each of 91 U.S. reactor sites. An 1120 MWe reactor was assumed at each site [43].

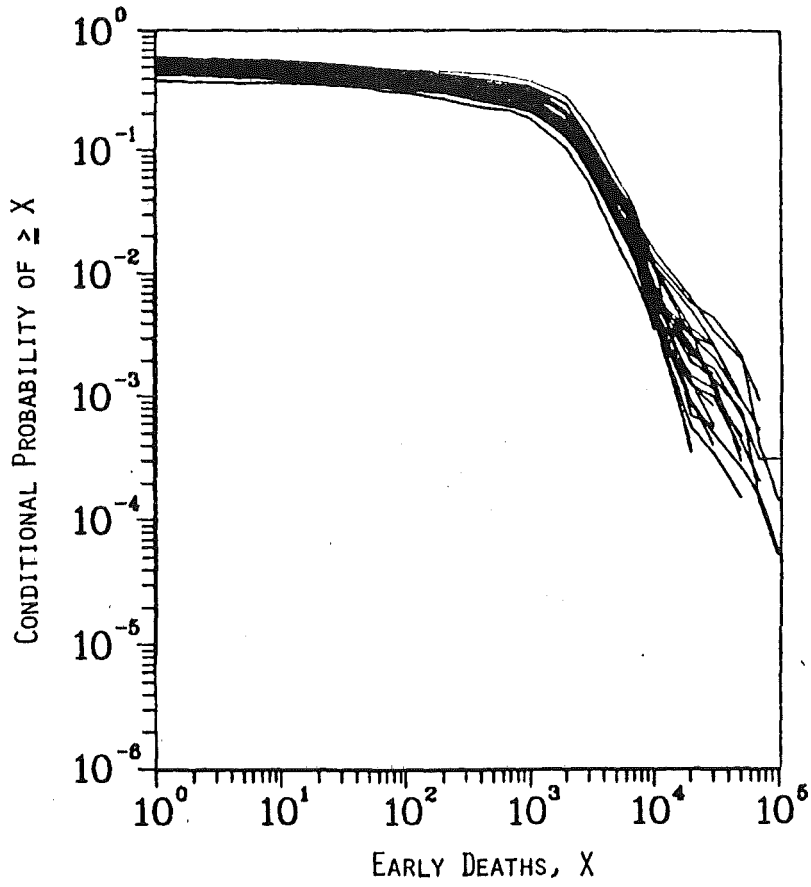


Figure 4 CCDF's for each of 29 meteorological records. The population distribution and wind rose for Indian Point and an 1120 MWe reactor were assumed in each calculation [43].

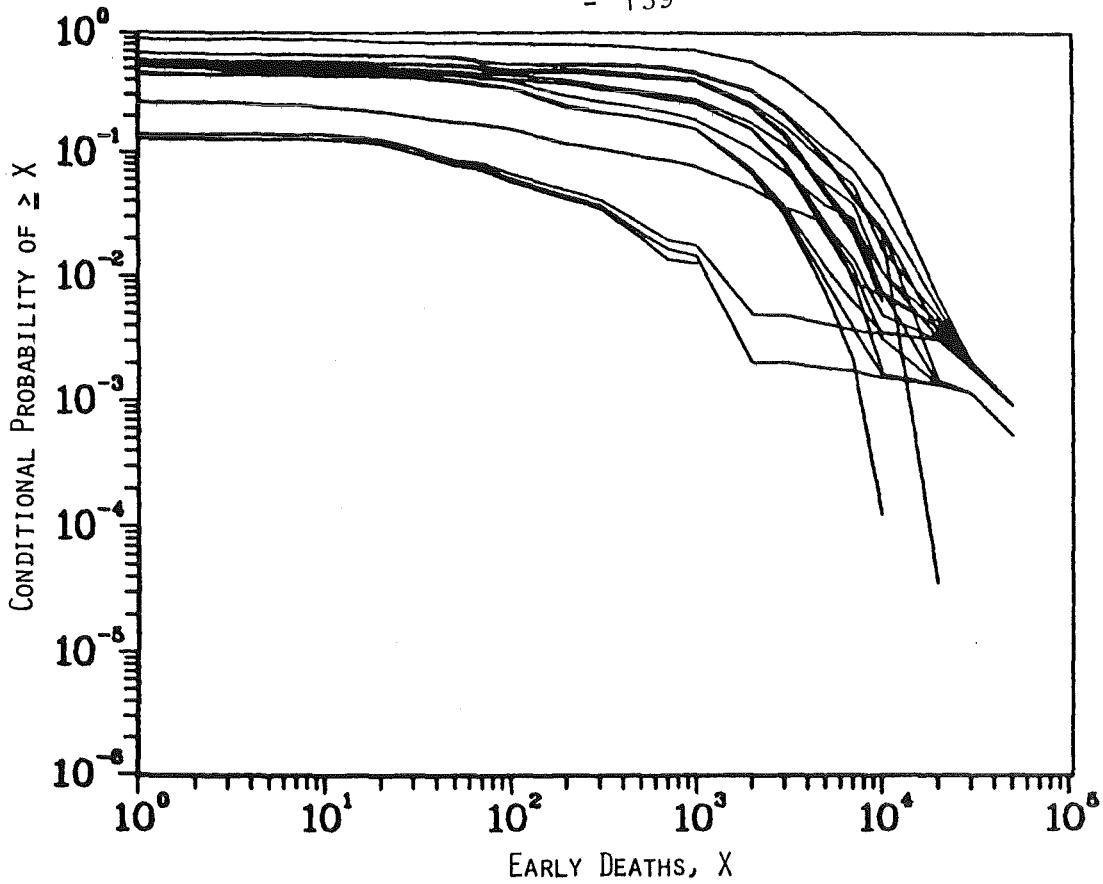


Figure 5. CCDF's for 21 emergency response scenarios [43].

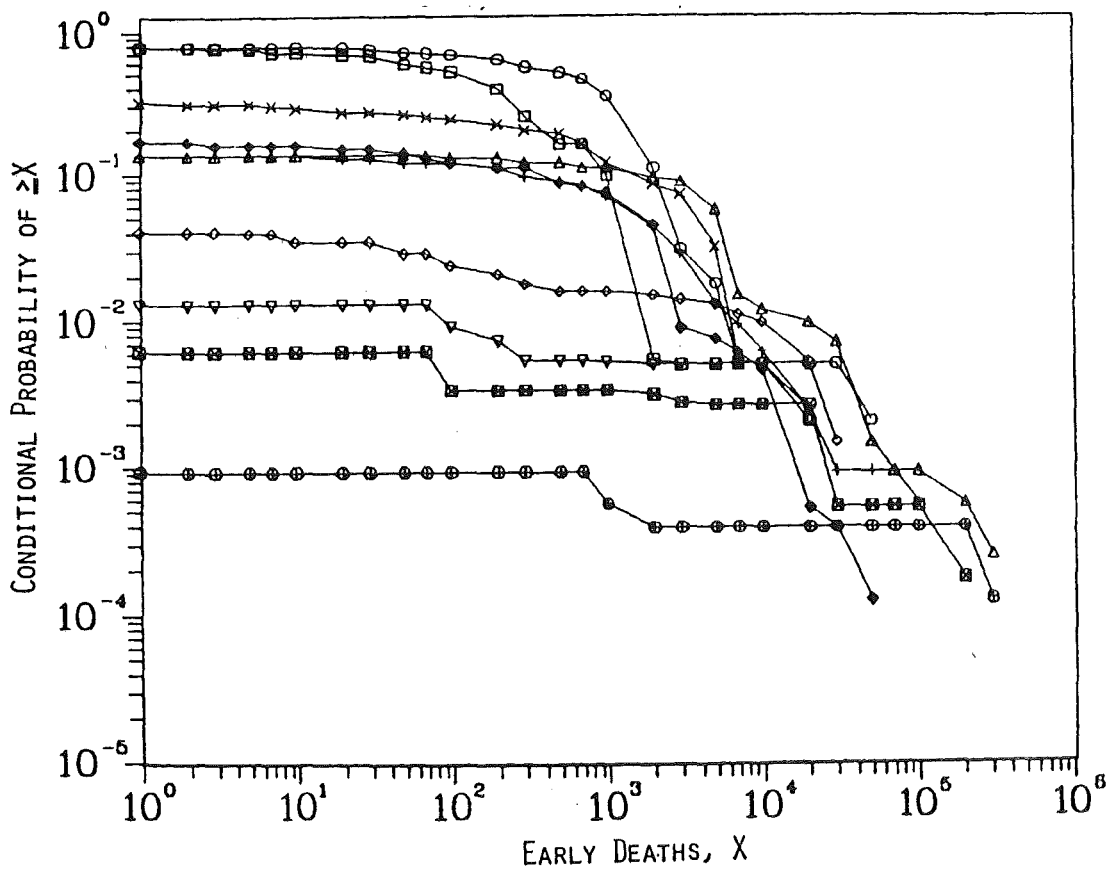
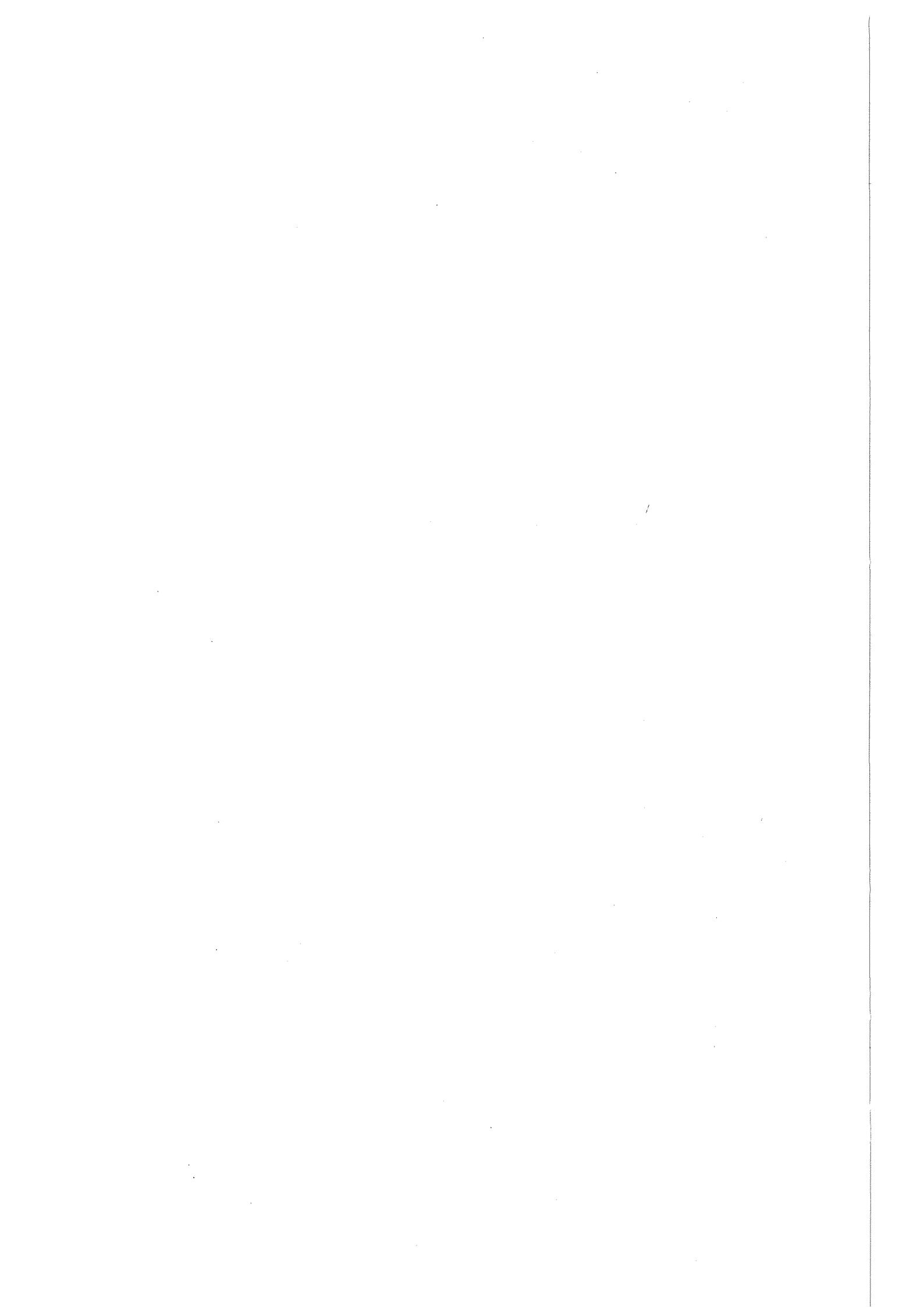


Figure 6. CCDF's for 10 hypothetical population distribution with the same average population density within 30 miles [43].



PROJEKT NUKLEARE SICHERHEIT
JAHRESKOLLOQUIUM 1981

WEITERFÜHRENDE UNTERSUCHUNGEN ZU DEN UNFALLFOLGEN
- ERGÄNZUNGEN ZUR "DEUTSCHEN RISIKOSTUDIE
KERNKRAFTWERKE"

J. EHRHARDT
A. BAYER
K. BURKART

KERNFORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE
INSTITUT FÜR NEUTRONENPHYSIK UND REAKTORTECHNIK

Weiterführende Untersuchungen zu den Unfallfolgen - Ergänzungen zur "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke"

Zusammenfassung

Als erster Schritt zur Weiterentwicklung des Unfallfolgenmodells der "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke" im Rahmen der Phase B wurden zu ausgewählten Problemen und Fragestellungen ergänzende Untersuchungen durchgeführt. Sie behandeln im einzelnen die folgenden Themenkreise:

- Notfallschutz im Nahbereich
- Somatische Spätschäden
 - bei den lebenden und den nachfolgend geborenen Generationen
 - diesseits und jenseits von 540 km Entfernung
 - durch Strahlendosen unterhalb der Grenzwerte der deutschen Strahlenschutzverordnung
 - unter Zugrundelegung einer nichtlinearen Dosis-Risiko-Beziehung
- Risikoabschätzungen für Kernkraftwerke mit kleinerer Nennleistung
- Lebenszeitverkürzung nach unfallbedingten Strahlenexpositionen.

Alle Ergebnisse sind aufgeschlüsselt nach den 8 Freisetzungskategorien der deutschen Risikostudie.

Additional Investigations on the Consequences of Accidents -
Complements to the German Reactor Risk Study

Abstract

As a first step to improve the accident consequence model of the German Risk Study within the Phase B, additional investigations on special problems and questions were performed. In detail attention is given to the following topics.

- emergency protective actions in the vicinity of the site
- latent cancer fatalities
 - allocated to the population living during the nuclear accident and to persons born afterwards
 - within and beyond a distance of 540 km from the site
 - caused by radiation doses below the dose limits of the German radiation protection regulations
 - estimated assuming a nonlinear dose response function
- risk assessments of nuclear power plants with lower capacities
- loss of life expectancy after accidental radiation exposure

All results are presented separately for the 8 release categories of the German Risk Study.

Inhaltsverzeichnis

1. Einleitung
2. Notfallschutz im Nahbereich
3. Analysierende Untersuchungen zum Auftreten somatischer Spätschäden
 - 3.1 Spätschäden bei den lebenden und den nachfolgend geborenen Generationen
 - 3.2 Spätschäden diesseits und jenseits von 540 km Entfernung (Das "grenzüberschreitende" Risiko)
 - 3.3 Spätschäden durch Strahlendosen unterhalb und oberhalb der Grenzwerte der Strahlenschutzverordnung
 - 3.4 Der Einfluß einer nichtlinearen Dosis-Risiko-Beziehung
4. Risikoabschätzungen für unterschiedliche Anlagen-
größen
5. Lebenszeitverkürzung nach unfallbedingten Strahlen-
expositionen

Tabellen

Abbildungen

Weiterführende Untersuchungen zu den Unfallfolgen - Ergänzungen
zur "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke"

J. Ehrhardt, A. Bayer, K. Burkart
Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik
Projekt Nukleare Sicherheit
Kernforschungszentrum Karlsruhe

1. Einleitung

Seit Abschluß der Phase A der "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke" (DRS) und der Veröffentlichung ihrer wesentlichen Ergebnisse /1,2/ erfolgt eine kontinuierliche Diskussion sowohl grundsätzlicher Art über die Aussagefähigkeit derartiger Studien, als auch über spezielle Probleme der quantitativen Risikoanalyse, wobei vor allem die verwendeten Rechenmodelle und Datensätze angesprochen werden. Stellvertretend seien hierfür zwei Veranstaltungen im nationalen (München 1980 /3/) und internationalen Rahmen (Brüssel 1981 /4/) erwähnt. Auch und gerade die Autoren sind sich bewußt, daß es notwendig ist, das Unfallfolgenmodell in einer Reihe von Punkten zu verbessern. Daneben bedürfen die Darstellungformen der Ergebnisse weiterer Ergänzungen zur Erhöhung der Interpretier- und Aussagefähigkeit. Außerdem ergaben sich inzwischen eine Reihe von Fragestellungen, deren Beantwortung aufgrund der bisherigen Rechenergebnisse nicht möglich ist.

Ein großer Teil der kritisierten Schwachstellen war bereits durch die Randbedingungen der Phase A vorgegeben. Nach diesen sollten die Risikoabschätzungen in Anlehnung an die amerikanische Reaktorsicherheitsstudie WASH 1400 /5,6/ und die dort verwendeten

Rechenmodelle durchgeführt werden, um den Vergleich der Ergebnisse beider Studien zu erleichtern bzw. überhaupt zu ermöglichen. Dieses grundlegende Konzept stand sehr oft im Widerspruch zu dem Bestreben, offensichtliche Mängel zu eliminieren, spezifisch deutsche Verhältnisse, wie z.B. Anlagen-, Wetter-, Bevölkerungs- und Notfallschutzcharakteristika, in die Studie einzubringen und neuere wissenschaftliche Erkenntnisse gebührend zu berücksichtigen. Die Phase A der DRS stellt einen Kompromiß dar, der in der Anpassung des Konzepts und der Modelle aus WASH 1400 an spezifisch deutsche Verhältnisse besteht. Die genannten Randbedingungen entfallen in der bevorstehenden Phase B.

Als erster Schritt zur Weiterentwicklung der Studie wurden zu ausgewählten Problempunkten und Fragestellungen ergänzende Untersuchungen durchgeführt. Die im folgenden dargestellten Ergebnisse sind als zusätzliche Informationen zu betrachten, die analysierend verschiedene Schwachstellen im Unfallfolgenmodell quantitativ bewerten und erste Abschätzungen zu einigen bisher offenen Fragen darstellen.

2. Notfallschutz im Nahbereich

In der DRS wird unabhängig vom Umfang der unfallbedingten Freisetzung ein Gebiet A definiert, aus dem die Bevölkerung evakuiert wird. Es hat die Form eines Schlüssellochs und umfaßt einen Vollkreis von 2,4 km Radius und einen Kreissektor, der sich bis zu einer Entfernung von $r=8$ km erstreckt, symmetrisch zur Ausbreitungsrichtung der Aktivitätsfahne liegt und einen Öffnungswinkel von 30° besitzt ($F=33,3 \text{ km}^2$). Hauptzweck der Maßnahmen im Gebiet A ist es, Frühschäden zu vermeiden oder zumindest ihren Umfang zu reduzieren. Die Studie geht davon aus,

daß 2 Stunden nach dem Unfall etwa 97% der Bevölkerung schützende Gebäude aufgesucht hat und daß noch 3% trotz Warnung im Freien verbleiben. Nach jedem Unfall erfolgt unabhängig von der freigesetzten Aktivitätsmenge Evakuierung der Bevölkerung zwischen der 2. und 14. Stunde. Außerhalb des Gebiets A werden Schutz- und Gegenmaßnahmen nur ergriffen, wenn vorgegebene Dosisgrenzwerte überschritten werden /2/.

Die Unfallfolgenrechnungen der DRS wurden unter Berücksichtigung aller Schutz- und Gegenmaßnahmen mit den Freisetzungsdaten von 8 Freisetzungskategorien durchgeführt, in denen die aus den verschiedenen Unfallabläufen resultierenden Aktivitätsfreisetzungen zusammengefaßt sind. Für jede Freisetzungskategorie erfolgte die Schadensberechnung aufgrund von 78660 verschiedenen Unfallfolgesituationen, die aus der Kombination von 115 Wetterabläufen und 36 Windrichtungen an 19 Standorten resultieren. Die Abb.1 zeigt als Ergebnis, in wieviel Prozent der Fälle überhaupt Früh- bzw. Spätschäden ermittelt werden. Danach ist bei jeder Freisetzung (außer FK8) mit somatischen Spätschäden zu rechnen. Im Gegensatz dazu sind akute Todesfälle nur bei einer geringen Zahl von Unfallfolgesituationen zu erwarten, außerdem treten sie nur bei den Freisetzungskategorien FK1 bis FK4 auf. Die unterschiedlichen Eintrittswahrscheinlichkeiten erklären sich aus den Freisetzungsdaten in Verbindung mit den für Frühschäden relevanten Notfallschutzmaßnahmen. Außerdem tritt Tod durch akutes Strahlensyndrom (Frühschäden) erst nach Überschreiten einer Schwellendosis von 100 rem auf. Die Verdünnung der radioaktiven Fahne während der Ausbreitung bewirkt, daß diese Schwelle mit zunehmender Entfernung in immer weniger Fällen überschritten wird. In Tab.1 sind die in der DRS berechneten Frühschäden aus allen Entfernungsbereichen den nur im Gebiet A auftretenden akuten Todesfällen gegenübergestellt. Demgemäß stammen bei den Freisetzungskategorien FK2 bis FK4 die Frühschäden aus Entfernungsbereichen $r \leq 8$ km. Nur bei der Freisetzungskategorie FK1 werden auch in größeren Abständen akute

Todesfälle berechnet. Da inzwischen die Möglichkeit einer Dampfexplosion sehr umstritten und damit auch die Existenz der Freisetzungskategorie FK1 fragwürdig ist, sind eventuelle Folgerungen für den Notfallschutz getrennt darzustellen.

Die Freisetzungskategorie FK1 (Dampfexplosion) ist mit der hohen Energiefreisetzung von 540 GJ verbunden, d.h. die Aktivitätsfahne steigt zu einer großen Höhe auf. Diese Höhe ist auch von der Windgeschwindigkeit und der Ausbreitungskategorie abhängig und beträgt im Mittel ca. 600 m. Frühschäden sind bei FK1 nur dann möglich, wenn ein erheblicher Teil des Fahneninventars durch Regen zur Erde gebracht wird. Aus diesem Grund werden in der DRS nach Freisetzungen der Kategorie FK1 nur für 4,7% der Fälle kollektive Frühschäden ausgewiesen. Eine genaue Analyse der Risikoabschätzungen in bezug auf die verwendeten Wetterabläufe mit Regen im Nahbereich zeigt /7/, daß Frühschäden außerhalb des Gebiets A nur auftreten, wenn etwa 1-3 h nach der Freisetzung ein stärkerer Regen einsetzt, der den Hauptteil des Aktivitätsinventars der Fahne verzögert auswäscht, sodaß trotz Schutz- und Gegenmaßnahmen im Entfernungsbereich von 5-15 km die Schwellendosis überschritten werden kann. Allerdings wird durch die Rechenergebnisse eine generelle Änderung des Evakuierungsgebiets nicht gestützt. Eine Evakuierungsplanung, die über Entfernung von 8 km hinausgeht, würde auch größere städtische Gebiete berücksichtigen müssen. Es ist jedoch sehr zu überlegen, ob wegen selten auftretender Wetterabläufe und einer anzuzweifelnden Freisetzungskategorie die Evakuierungsplanung auf größere Gebiete ausgedehnt werden sollte. Eine grundsätzliche Diskussion über die Dampfexplosion und ihre Relevanz hinsichtlich des Notfallschutzkonzepts erscheint darum angebracht.

Im Gegensatz zur FK1 beträgt die mittlere Gleichgewichtshöhe der Fahnenachse nach Freisetzungen der Kategorie FK2 nur ca. 120 m. Unter diesen Bedingungen sind auch bei trockenen Wetterlagen Frühschäden möglich, wenn die Turbulenzen in der Atmosphäre (Ausbreitungskategorien E oder F "stabil") und die Windgeschwindigkeit gering sind. Als Folge davon weist die DRS in 24,5% der Freisetzungen der Kategorie FK2 Frühschäden aus. Die gegenüber der Kategorie FK1 geringere Menge an freigesetzten Radionukliden bewirkt jedoch, daß die Frühschäden auf ein kleines Gebiet beschränkt bleiben. Eine Analyse der Ergebnisse von Wetterabläufen, die wesentliche Beiträge zum Frühschadensrisiko liefern, zeigt /7/, daß plötzlich einsetzende oder sich verstärkende Regenfälle kleinere Auswirkungen aus das Frühschadensrisiko haben, als dies bei FK1 der Fall ist, da sich die Freisetzung über 3 Stunden erstreckt. Die Frühschäden der FK2 - FK4 werden nahezu ausschließlich im Entfernungsbereich bis zu ca. 5 km berechnet.

Nach Abb.1 weist die DRS für die Kategorien FK5 bis FK8 keine Frühschäden auf. Es ist daher zu überlegen, ob eine Evakuierung im oben genannten Umfang auch dann noch durchgeführt werden muß, wenn ein Unfall frühzeitig einer dieser Kategorien zugeordnet werden kann.

In diesem Zusammenhang ist besonders auf die Freisetzungskategorie FK8 hinzuweisen. Auch in diesem Fall werden modellmäßig bis zu 40 100 Personen evakuiert (siehe Tab.2), obwohl diese Kategorie nur vom Notkühlsystem beherrschte Kühlmittelverluststörfälle (Auslegungsstörfälle) verbunden mit dem zehnfachen Wert der genehmigungsfähigen Containmentleckage umfaßt.

Als Diskussionsgrundlage zur Lösung der genannten Probleme wurden Zusatzrechnungen für die Kategorien FK5, FK6 und FK7 durchgeführt. Dabei wurde die Evakuierung auf einen Vollkreis von 2,4 km Radius

beschränkt. Auch in diesem Fall wird das Evakuierungsziel erreicht, d.h. es treten bei den genannten Kategorien keine Fröhschäden auf, es verringern sich jedoch die zu evakuierende Fläche, die durchschnittliche Anzahl der Evakuierten und die Maximalzahl der Evakuierten erheblich. Die Zahlenwerte sind in Tab. 2 zusammengestellt.

Da in den Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen /8/ ein maximaler Radius von ca. 2 km für die Zentralzone vorgesehen ist, wurden auch die Flächen und Personenzahlen für diese Gebietsgröße berechnet und in Tab. 2 aufgenommen. Auch bei dieser Größe des Evakuierungsgebiets ergeben sich für die Kategorien FK5 bis FK8 keine frühen Todesfälle.

In die Beurteilung der Notfallschutzmaßnahmen ist auch das Spätschadensrisiko einzubeziehen. Zwar reduzieren Maßnahmen gegen Spätschäden in unmittelbarer Umgebung des Reaktors den Gesamtumfang der Kollektivschäden nur wenig, da die Hauptbeiträge durch kleine Dosen verursacht werden (siehe Abschnitte 3.2 - 3.3), aber es sollte überprüft werden, ob der Gefährdungsgrad des Individuums nicht auch in die Kriterien zur Auslösung von schnellen Gegenmaßnahmen einbezogen werden soll.

In Tab.3 ist dargestellt, in welchem Umfang innerhalb des Evakuierungsgebiets ($r \leq 8$ km) Spätschäden auftreten (siehe auch Tab. 5, Abschnitt 3.1). Bezüglich der Unfallfolgen dominiert in diesem Nahbereich die Freisetzungskategorie FK2 aufgrund des geringen Aufstiegs der Aktivitätsfahne. Zur Beurteilung wirksamer Notfallschutzmaßnahmen auch gegen Spätschäden ist die Kenntnis der relevanten Expositionspfade und Krebsarten nötig. Nach Tab.4 ist im Gebiet A bei den Freisetzungskategorien FK1 bis FK4 der Hauptexpositionspfad die Inhalation aus der Aktivitätsfahne. Die

zugehörigen Spätschäden resultieren - außer bei FK1 - zu etwa 25% aus Lungenkrebs und zu etwa 55% aus Schilddrüsenkrebs. Diese Schäden lassen sich nur durch die Evakuierung vor Durchzug der Fahne bzw. im zweiten Fall die Blockade der Schilddrüse durch inaktives Jod vermindern. Für Rechnungen zur Schilddrüsenblockade wird ein Tablettenverteilungs- und -einnahmemodell benötigt, das nur in Zusammenarbeit mit dem Ausschuß "Notfallschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen" bei der Strahlenschutzkommission erarbeitet werden kann.

3. Analysierende Untersuchungen zum Auftreten somatischer Spätschäden

3.1 Spätschäden bei den lebenden und den nachfolgend geborenen Generationen

Die Ergebnisse der DRS zeigen, daß bei Kernkraftwerksunfällen die zu erwartenden Spätschäden zahlenmäßig weit über den Frühschäden liegen. Für ein vertieftes Verhältnis der erzielten Ergebnisse sowie im Hinblick auf die Arbeiten zur Weiterentwicklung der Rechenmodelle im Rahmen der Phase B wurden weiterführende und analysierende Untersuchungen bzgl. des Auftretens somatischer Spätschäden durchgeführt.

Da bei unfallbedingten Freisetzungen Radionuklide mit sehr unterschiedlichen Halbwertszeiten emittiert werden, beschränkt sich die potentielle Bestrahlung der Bevölkerung nicht nur auf die zum Zeitpunkt der Freisetzung lebenden Personen, sondern erstreckt sich auch auf die nach der Freisetzung geborenen Generationen. Die mathematischen Grundlagen zur Berechnung der somatischen Spätschäden in den o.g. Personengruppen sind für die relevanten Expositionspfade in /9/ dargestellt. Mit Hilfe des dort

entwickelten Konzepts der effektiven Schadensfaktoren werden die bei der Schadensberechnung auftretenden mehrfachen Zeitintegrale, die u.a. über die Lebenserwartungsverteilung der Bevölkerung, die differentiellen Dosisfaktoren und die differentiellen Dosis-Risiko-Faktoren auszuführen sind, durch vorberechnete Zahlenwerte ersetzt. Die effektiven Schadensfaktoren für die zum Zeitpunkt des Unfalls lebenden Generationen (LG) und die danach geborenen Folgegenerationen (FG) wurden getrennt in das Rechenprogramm UFOMOD /10/ implementiert. Dementsprechend lieferten die Unfallfolgenrechnungen die in beiden Generationsgruppen auftretenden somatischen Spätschäden. In Abb. 2a,b und Tab.5 sind die wichtigsten Ergebnisse der Kollektivschäden aufgeschlüsselt nach den einzelnen Freisetzungskategorien dargestellt.

Gemittelt über alle Freisetzungskategorien beträgt der Anteil der Folgegenerationen (FG) am gesamten Kollektivrisiko etwa 11%. Bei den einzelnen Freisetzungskategorien weicht der Anteil der FG bis zu 50% von diesem Zahlenwert ab, er liegt zwischen 4,5% (FK6) und 14% (FK2, FK3). Der geringe Beitrag der Personengruppe FG zu den Spätschäden bei der FK5 und FK6 ist bedingt durch die Tatsache, daß bei diesen Freisetzungskategorien der relative Anteil der Schadensfälle durch Schilddrüsenkrebs besonders hoch ist und wegen der kurzen Halbwertszeit der Jodisotope die nach der Freisetzung geborenen Personen über den hierbei wirksamen Ingestionspfad nur noch gering belastet werden /11/.

Der relativ hohe Beitrag der Personengruppe FG zu den Spätschäden bei FK2 und FK3 resultiert aus der überwiegenden Bestrahlung über den Expositionspfad "Langfristige externe Bestrahlung vom Boden EB (>7d)" . Die hierbei wirksamen Radionuklide (u.a. Cs, Aktiniden) besitzen lange Halbwertszeiten und sind somit über mehrere Generationen von Bedeutung /11/.

Zusätzlich zu den Kollektivschäden wurden die entfernungsabhängigen Individualrisiken bis zu 540 km Abstand vom Ort der Freisetzung ermittelt. In den Abb. 3a,b sind die Ergebnisse nach Freisetzungskategorien aufgeschlüsselt dargestellt. Für die Personengruppe LG ergibt sich das schon aus /1,2/ bekannte Verhalten: die Kurven verlaufen ab ca. 10 km etwa umgekehrt proportional zur Entfernung parallel zueinander und verhalten sich in ihrer relativen Lage wie die Kollektivrisiken. Im Gegensatz dazu zeigen die Individualrisiken für die Personengruppe FG einen deutlich anderen Verlauf. Bei den Freisetzungskategorien FK1 bis FK3 steigt das Individualrisiko mit zunehmender Entfernung vom Reaktor bis etwa 10 km an, durchläuft dann ein breites Maximum und fällt erst bei großen Entfernungen (50 - 80 km) deutlich ab. Auch die anderen Freisetzungskategorien (außer FK8) zeigen bei kleinen Entfernungen einen deutlich flacheren Verlauf als im Fernbereich.

Die beschriebenen Kurvenverläufe der Abb.3b erklären sich aus der Tatsache, daß die Berechnung der Individualrisiken auf den ortsabhängigen Aktivitätskonzentrationen und Gegenmaßnahmen basiert. Mit zunehmendem Abstand vom Ort der Freisetzung wird die Aktivitätskonzentration kleiner, mit ihr reduzieren sich jedoch auch die an Dosisgrenzwerten orientierten Gegenmaßnahmen. Bei FK1 bis FK3 ist im Mittel die Abnahme der Gegenmaßnahme wirkungsvoller als die Abnahme der Konzentrationen, so daß sich zunächst ein Anstieg der Individualrisiken ergibt (in jedem Fall Evakuierung, aber nur in 35% (FK1) bzw. 38% (FK2) der Fälle "Schnelle Umsiedlung" /2/). Aber auch bei den anderen Freisetzungskategorien wird durch die Gegenmaßnahmen Umsiedlung, Dekontamination sowie Verwerfen landwirtschaftlicher Produkte das Individualrisiko für nach der Freisetzung geborene Personen deutlich reduziert. Einzige Ausnahme ist die Freisetzungskategorie FK8, bei der aufgrund der geringen Aktivitätskonzentration keine langfristige wirksamen Gegenmaßnahmen ergriffen werden.

3.2 Spätschäden diesseits und jenseits von 540 km Entfernung. (Das "grenzüberschreitende" Risiko)

Zur Berechnung der Kollektivschäden enthält das Rechenprogramm UFOMOD die tatsächliche Wohnbevölkerung um die einzelnen Standorte in Kreisringsektoren mit einem festen Winkel von 10° zueinander bis zu einer Entfernung von 80 km. Darüber hinaus wird bis zu 540 km eine durchschnittliche Bevölkerung von 250 Einwohnern/km² (repräsentativ für Mitteleuropa) zugrunde gelegt. Befinden sich innerhalb dieses Bereichs größere Gewässer, wird die Bevölkerungsdichte entsprechend reduziert.

Bei der Entfernung 540 km enden gemäß dem Unfallfolgenmodell die Ausbreitungs- und Ablagerungsrechnungen sowie alle Schutz- und Gegenmaßnahmen. Es wird analog zu WASH 1400 vereinfachend angenommen, daß die über die 540 km-Grenze hinausgetragene Aktivität bis zur Entfernung 2500 km niedergeschlagen wird; dementsprechend wird die innerhalb dieses Kreisrings um Mitteleuropa vorliegende mittlere Bevölkerungsdichte von 25 Einwohnern/km² zur Berechnung der Kollektivschäden zugrunde gelegt.

Um abzuschätzen, in welchem Umfang die aufgrund dieses sehr einfachen Modells berechneten Ergebnisse zu den Kollektivschäden beitragen, wurden die Unfallfolgenrechnungen mit einer modifizierten Version des Rechenprogramms UFOMOD durchgeführt, in der die Schadensberechnung nur bis zu 540 km Entfernung erfolgt. In Tab. 6 sind die Ergebnisse für die mittleren Kollektivschäden und die Kollektivrisiken somatischer Spätschäden dargestellt.

Der Vergleich mit der Tab.5 zeigt, daß die Kollektivschäden bei allen Freisetzungskategorien kleiner sind. Demgemäß liegt auch das Kollektivrisiko niedriger, und zwar um 22,8% (von $9,03 \text{ a}^{-1}$ auf $6,98 \text{ a}^{-1}$). Der Beitrag der Personengruppe FG zu den

Kollektivschäden ist sowohl insgesamt als auch bei den einzelnen Freisetzungskategorien etwa gleich geblieben und liegt bei 11%. Allerdings liefern die Personenschäden jenseits 540 km bei den einzelnen Freisetzungskategorien unterschiedliche Beiträge zu den Kollektivschäden. In Tab.7 sind die prozentualen Anteile der jenseits 540 km auftretenden Kollektivschäden bzw. Kollektivrisiken eingetragen.

Den größten Anteil von Personenschäden jenseits von 540 km liefert die Freisetzungskategorie FK1. Hier wird nahezu die Hälfte der Spätschäden außerhalb der Modellgrenze berechnet. Dies liegt zum einen an dem gegenüber den anderen Freisetzungskategorien höchsten Anteil des freigesetzten Aktivitätsinventars, sowie an der hohen thermischen Energie, mit der die Radionuklide aus dem Reaktor freigesetzt werden. Hierdurch wird die Aktivitätsfahne in große Höhen getragen und kann sich infolgedessen weitreichend ausbreiten.

Aber auch bei den anderen Freisetzungskategorien ergibt sich ein erheblicher Anteil der Kollektivschäden bei Entfernungen jenseits 540 km. Entsprechend den geringeren Aktivitätsfreisetzungen und thermischen Energien sinkt der Anteil von etwa 36% beim FK2 auf 13% beim FK4. Der Anstieg beim FK5 und FK6 auf 20% bzw. 25% erklärt sich aus den hohen thermischen Energiefreisetzungen bei diesen Freisetzungskategorien. Im Mittel werden etwa 23% der Kollektivschäden jenseits von 540 km berechnet.

Dieser hohe Anteil von Spätschäden jenseits von 540 km ist hauptsächlich bedingt durch zwei Modelleigenschaften:

- die lineare Dosis-Risiko-Beziehung; darauf wird genauer in Abschnitt 3.4 eingegangen
- die Unstetigkeit im Schutz- und Gegenmaßnahmenmodell in 540 km Entfernung vom Unfallort.

Aufgrund der im 2. Punkt angesprochenen Vereinfachung erfolgt trotz Überschreitens der entsprechenden Dosis-kriterien jenseits von 540 km keine Umsiedlung und kein Verwerfen landwirtschaftlicher Produkte. Dies wird anhand der Abb.4 für die Freisetzungskategorie FK1 mit der höchsten Aktivitätsfreisetzung verdeutlicht. Dort ist entfernungs- und richtungsabhängig die Wahrscheinlichkeit aufgetragen, daß bei stattgefunder Freisetzung auf den von der Aktivitätsfahne überstrichenen Flächen die Gegenmaßnahme "Einschränkungen beim Verzehr von Milch im 1. Jahr" erfolgt. Aufgrund der niedrigen Dosisgrenzwerte (Ganzkörper, Knochenmark: 3,3 rem/50a, Schilddrüse: 10 rem/50a) ist diese Gegenmaßnahme weitreichend und wird durch die Rechengrenze bei 540 km in erheblichem Maß in ihrer flächenhaften Ausdehnung beschränkt, denn aufgrund des Kurvenverlaufs ist zu erwarten, daß die Dosisgrenzwerte auch in größeren Entfernungsbereichen überschritten werden. Diese Modelleigenschaft wirkt sich bei allen Schutz- und Gegenmaßnahmen mit niedrigen Dosisgrenzwerten (Dekontamination, Einschränkungen beim Verzehr landwirtschaftlicher Produkte) aus und betrifft hauptsächlich die Freisetzungskategorien FK1 und FK2 /11/.

Die dargestellten Ergebnisse zeigen, daß die ähnlich wie in WASH 1400 gewählte Rechengrenze in bezug auf das Schutz- und Gegenmaßnahmenmodell inkonsistent ist und dadurch auch den hohen Anteil von Spätschäden jenseits von 540 km mitverursacht. Bei der Überarbeitung des Unfallfolgenmodells innerhalb der Phase B der Risikostudie sollte die Grenze der Ausbreitungs- und Ablagerungsrechnungen derart gewählt werden, daß in allen Unfallsituationen die Gebiete eingeschlossen sind, in denen aufgrund von Dosis-kriterien Schutz- und Gegenmaßnahmen erfolgen müssen.

Aufgrund der Tatsache, daß die somatischen Spätschäden in großen Entfernungsbereichen auftreten, entfällt wegen der endlichen Ausdehnung der Bundesrepublik Deutschland ein Teil des rechnerisch ermittelten Risikos auf die europäischen Nachbarländer. Im Mittel wird etwa die Hälfte der Kollektivschäden in Gebieten außerhalb der Grenzen der Bundesrepublik berechnet /11/. Bei der Abschätzung des "grenzüberschreitenden Risikos" sind jedoch auch die Kernkraftwerke, die ihre Standorte außerhalb der Bundesrepublik Deutschland haben, zu berücksichtigen. Sie leisten ebenfalls einen Beitrag zum kerntechnischen Risiko der Bevölkerung der Bundesrepublik. Um dieses zusätzliche Risiko zu ermitteln, wäre es erforderlich, Risikoanalysen für alle Kernkraftwerke Europas durchzuführen. Da solche Analysen gegenwärtig und wohl auch in naher Zukunft nicht verfügbar sind, wurde eine Abschätzung unter Zugrundelegung folgender vereinfachender Annahmen vorgenommen:

- Alle Kernkraftwerke Europas weisen den gleichen Sicherheitsstandard auf, d.h., sie werden innerhalb dieser Abschätzung als gleichwertig betrachtet.
- Die Extrapolation des Verlaufs des in Abb. 3a,b dargestellten Individualrisikos ist über diese Entfernung hinaus erlaubt.

Zugrundegelegt werden schließlich jene europäischen Kernkraftwerke, die sich nach dem Stand von Frühjahr 1981 in Betrieb, in Bau oder in der Projektierung befinden /12/.

Die auf der Basis dieser Annahmen erfolgte Abschätzung ergab folgendes Verhältnis der mittleren Individualrisiken auf dem Gebiet der Bundesrepublik Deutschland /13/:

Risiko durch deutsche Anlagen:
Risiko durch die übrigen europäischen Anlagen
= ca. 1:1

oder, anders formuliert:

Das gesamte mittlere Individualrisiko aus Kernkraftwerken rührt etwa zur Hälfte aus deutschen Anlagen her, während die andere Hälfte aus den Anlagen der übrigen europäischen Länder resultiert.

3.3 Spätschäden durch Strahlendosen unterhalb und oberhalb der Grenzwerte der Strahlenschutzverordnung

Nach einer unfallbedingten Freisetzung nimmt die Schadenseintrittswahrscheinlichkeit in größeren Entfernungen r vom Kernkraftwerk etwa proportional zu $1/r$ ab (s. Abschnitt 3.1 und Abb. 3a,b). Da die Bevölkerungszahl jedoch mit dem Quadrat des Abstands ansteigt, werden die somatischen Schäden vor allem durch die weit entfernt einer großen Personenzahl applizierten kleinen Strahlendosen ermittelt (s. auch Abschnitt 3.2).

Zur Beurteilung der bei den einzelnen Freisetzungskategorien durch kleine Strahlendosen auftretenden Spätschäden wurde mit dem Rechenprogramm UFOMOD der Anteil der Krebsfälle durch Strahlendosen unterhalb der Grenzwerte D_{GR} der deutschen Strahlenschutzverordnung berechnet. Die Ergebnisse sind organspezifisch in der Abb.5 dargestellt.

Nach der deutschen Strahlenschutzverordnung /14/ sind für beruflich strahlenexponierte Personen die jährlichen Strahlendosen durch Grenzwerte D_{GR} limitiert (§ 49). Nach § 28 (3) ist bei der Planung eines Kernkraftwerks davon auszugehen, daß im ungünstigsten Störfall in der Umgebung der Anlage die selben

Dosisgrenzwerte D_{GR} (außer für das Organ Schilddrüse) nicht überschritten werden. Nach Abb.5 beträgt z.B. für den Ganzkörper die Grenzdosis $D_{GR} = 5$ rem. Eine Dosis in dieser Größe wird den in Mitteleuropa lebenden Personen durchschnittlich infolge der natürlichen Strahlenexposition während ihrer Lebensdauer appliziert.

Strahlendosen größer als D_{GR} treten in nennenswertem Umfang nur bei den Freisetzungskategorien FK1 (38%), FK2 (33,2%) und FK3 (15,7%) auf. Bei allen anderen Freisetzungskategorien und insbesondere bei FK7 mit dem größten Beitrag zum Kollektivrisiko werden die Kollektivschäden zu mehr als 95% durch Organdosen unterhalb der jeweiligen Grenzwerte erzeugt. Die starken Unterschiede der prozentualen Anteile für Entfernungen ≤ 540 km und für alle Entfernungen bei den Freisetzungskategorien FK1 bis FK3 deuten darauf hin, daß die Kollektivschäden jenseits 540 km fast ausschließlich aufgrund von Strahlendosen unterhalb der Grenzwerte D_{GR} berechnet werden.

Das Organ mit der relativ zu D_{GR} höchsten Strahlenbelastung ist die Schilddrüse. Bei den Freisetzungskategorien FK1 und FK2 werden im Entfernungsbereich bis 540 km etwa 60% der Schilddrüsenkrebsfälle durch Strahlendosen $\gg 30$ rem erzeugt. Bei der FK3 sind es noch 25%. Ähnlich belastet wird das Organ Lunge; bei der Freisetzungskategorie FK1 und FK2 werden 85% bzw. 37,5% der Fälle von Lungenkrebs aufgrund von Strahlendosen $\gg 15$ rem berechnet; bei der FK3 sind es noch 16%.

3.4 Der Einfluß einer nichtlinearen Dosis-Risiko-Beziehung

Die vorangegangenen Abschnitte haben deutlich gezeigt, daß der überwiegende Anteil der somatischen Spätschäden aufgrund von kleinen Strahlendosen berechnet wird, die einer großen Bevölkerungszahl weit entfernt vom Ort der Freisetzung appliziert werden.

Die Erfahrungen über das Strahlenkrebsrisiko beim Menschen basieren jedoch bis auf wenige Ausnahmen auf Beobachtungen im Bereich hoher Dosen (> 100 rem bei locker ionisierenden Strahlen). Für eine Abschätzung des Strahlenkrebsrisikos bei niedrigen Dosen, insbesondere unterhalb 10 rem, ist daher eine Extrapolation von dem beobachteten Risikowert aus notwendig /2/.

In der DRS wird der Berechnung der stochastischen somatischen Schäden eine rein proportionale Dosis-Risiko-Beziehung zugrunde gelegt, d.h. jeder auch noch so kleinen Dosis ist eine endliche Schadenseintrittswahrscheinlichkeit bei linearer Abhängigkeit zugeordnet. Allerdings weist die ICRP 26 darauf hin, daß diese rein lineare Extrapolation eher zu einer Überschätzung des Strahlenkrebsrisikos führt. Auch in neueren Veröffentlichungen wird die Berechtigung einer linearen Dosis-Risiko-Beziehung in Frage gestellt und z.B. in /15/ die Einführung einer Schwellendosis nahegelegt, unterhalb der keine gesundheitlichen Gefahren für bestrahlte Personen resultieren. In WASH 1400 /5,6/ wurde eine lineare-quadratische Dosis-Risiko-Beziehung zur Berechnung der Spätschäden angenähert durch eine stückweise lineare Funktion, die bei kleinen Strahlendosen und Dosisraten die Schadenseintrittswahrscheinlichkeit deutlich reduziert.

Um den Einfluß einer linear-quadratischen Dosis-Risiko-Beziehung auf die Rechenergebnisse für Kollektivschäden abzuschätzen, wurde mangels neuerer Empfehlungen bzgl. quantifizierter nichtlinearer Kurvenverläufe die in Abb.6 dargestellte Funktion nach WASH 1400 zur Schadensberechnung herangezogen. In Tab.8 sind die Zahlenwerte der wichtigsten Ergebnisse wiedergegeben. Der Vergleich mit den bei linearer Dosis-Risiko-Beziehung berechneten Kollektivrisiken (Tab.5) ist in Tab.9 anhand der aus dem Verhältnis der Kollektivrisiken gebildeten Reduktionsfaktoren durchgeführt. Bei allen Freisetzungskategorien werden erheblich weniger Kollektivschäden ermittelt. Bei den zum Zeitpunkt der Freisetzung lebenden Personen (LG)

liegen die Reduktionsfaktoren für die Kollektivrisiken zwischen den Zahlenwerten 2,47 (FK1) und 5,0 (FK8). Bei den Freisetzungskategorien FK1 und FK2 treten noch in großen Entfernungen hohe Dosen auf, sodaß die Nichtlinearität in der Dosis-Risiko-Beziehung nur beschränkt wirksam ist. Mit abnehmender Aktivitätsfreisetzung von FK3 bis FK8 werden hohe Dosen seltener, sodaß in immer größerem Umfang einer großen Personenzahl Dosen < 10 rem appliziert werden; infolgedessen nähert sich der Reduktionsfaktor immer stärker dem maximal möglichen Zahlenwert von $1/0,2 = 5$.

Die nach der Freisetzung Geborenen (FG) erhalten keine Dosen > 10 rem. Infolgedessen nimmt der Reduktionsfaktor der Kollektivrisiken bei allen Freisetzungskategorien den Zahlenwert 5 an (Tab.9). Dadurch sinkt der Beitrag der Personengruppe FG zum gesamten Kollektivrisiko von 11% (Tab.5) auf 8,6% (Tab. 8).

Im Mittel über alle Freisetzungskategorien und für alle Generationen (AG) werden die Kollektivrisiken bei der angewandten nicht-linearen Dosis-Risiko-Beziehung um etwa den Faktor 4 reduziert, d.h. das Kollektivrisiko beträgt $2,3 a^{-1}$ anstatt $9,0 a^{-1}$.

4. Risikoabschätzungen für unterschiedliche Anlagengrößen

Das Auftreten von Früh- und Spätschäden wird maßgeblich vom freigesetzten Anteil des Kerninventars an Radionukliden bestimmt. Alle Untersuchungen der DRS basieren auf der Annahme des Betriebs von 25 Kernkraftwerken des Typs Biblis B (1300 MWe).

Grundsätzlich haben Anlagen mit kleinerer Nennleistung auch ein geringeres Aktivitätsinventar. Unter der einschränkenden Voraussetzung, daß die Anlagentechnik und damit die einzelnen Unfallabläufe unverändert bleiben, ist auch eine niedrigere Aktivitätsfreisetzung und somit eine Reduktion der Unfallfolgen zu erwarten. Zur Erhaltung der insgesamt installierten Leistung muß jedoch bei Verringerung der Nennleistung die Anzahl der Anlagen entsprechend erhöht werden. In diesem Zusammenhang stellt sich die Frage, inwieweit hierdurch das Kollektivrisiko für die Bevölkerung verändert wird.

Mit Hilfe des Rechenprogramms UFOMOD wurden Unfallfolgenabschätzungen bei jeweils halbierten Freisetzungsdaten (freigesetzter Anteil des Kerninventars) sowie verdoppelter Anzahl von Anlagen durchgeführt. Da die Untersuchung nur einen ersten Hinweis auf zu erwartende Tendenzen geben sollte, beschränkten sich die Rechnungen auf die Freisetzungskategorien FK2 und FK7 und umfaßten folgende Fälle:

- 25 Anlagen, Nennleistung (DRS)
- 50 Anlagen, 1/2 Nennleistung
- 100 Anlagen, 1/4 Nennleistung
- 200 Anlagen, 1/8 Nennleistung

Die Ergebnisse für den mittleren Kollektivschaden \overline{KS} (bei stattgefundenener Freisetzung aus einer Anlage) und das Kollektivrisiko $\langle KS \rangle$ aufgrund des Betriebs der jeweiligen Anzahl von Anlagen sind nach Frühschäden und Spätschäden getrennt in Abb.7 dargestellt.

Bei stattgefundenener Freisetzung verringert sich mit kleiner werdender Nennleistung der einzelnen Anlagen bei beiden Schadenarten die Anzahl der zu erwartenden Todesfälle. Dies ist bedingt durch die geringere Aktivitätsfreisetzung, die zu kleineren Strahlendosen führt. Da die Frühschäden erst oberhalb einer Schwellendosis berechnet werden, erfolgt bei kleineren Aktivitäts-

freisetzungen eine überproportionale Abnahme von \overline{KS} . Dies hat zur Folge, daß das Kollektivrisiko trotz der entsprechend höheren Anzahlen von Anlagen deutlich reduziert wird.

Im Gegensatz zu den Frühschäden verringern sich die kollektiven Spätschäden mit abnehmender Aktivitätsfreisetzung unterproportional. Da der Berechnung der Spätschäden eine lineare Dosis-Risiko-Beziehung zugrunde gelegt wird, wäre zunächst zu erwarten, daß sich der Umfang der Kollektivschäden entsprechend der Reduktion der Aktivitätsfreisetzung verringert. Allerdings muß berücksichtigt werden, daß sich fast alle Schutz- und Gegenmaßnahmen an Dosisgrenzwerten orientieren. Abb.8 zeigt die mittlere Fläche der Gebiete B1/B2 ("schnelle Umsiedlung") und des Gebiets C ("Umsiedlung"). Bei kleineren Aktivitätsfreisetzungen nimmt die Gebietsgröße überproportional ab, sodaß der Anteil der Bevölkerung, bei dem keine Schutz- und Gegenmaßnahmen erfolgen, überproportional anwächst. Der mittlere Kollektivschaden \overline{KS} nimmt also weniger stark ab als die Aktivitätsfreisetzung. Mit zunehmender Anzahl von Anlagen erhöht sich darum das Kollektivrisiko $\langle KS \rangle$ für Spätschäden.

Aufgrund der erzielten Ergebnisse läßt sich keine eindeutige Präferenz für eine Reduktion der Nennleistung von Kernkraftwerken bei gleichzeitiger Erhöhung der Anzahl von Anlagen ableiten. Wegen der Modelleigenschaften sind vor allem die berechneten Spätschäden unsicher (s. Abschnitt 3.2 und 3.4), zudem sind die gezeigten Tendenzen unter dem Vorbehalt der getroffenen Voraussetzungen wie unveränderte Anlagentechnologie und somit gleiche Unfallabläufe und Eintrittshäufigkeiten, zu betrachten. Die Ergebnisse geben jedoch erste Hinweise darauf, wie sich bei stattgefundener Freisetzung die zu erwartenden Kollektivschäden bei reduzierter Anlagenleistung verändern.

5. Lebenszeitverkürzung nach unfallbedingten Strahlenexpositionen

Für die Individuen als auch für die Gesamtheit der Bevölkerung ist das Auftreten von Früh- und/oder Spätschäden von unterschiedlicher Bedeutung, da bei den beiden Schadensarten die Zeitpunkte des Ablebens voneinander verschieden sind. Während Frühschäden (Tod durch akutes Strahlensyndrom) unabhängig vom Alter der Einzelpersonen kurze Zeit nach der Bestrahlung auftreten, liegt bei den somatischen Spätschäden (Tod durch Leukämie und Krebs) der Zeitpunkt, zu dem der Tod eintritt, wegen der Verzögerung infolge der Latenzzeit in späteren Lebensabschnitten. Folglich ist der Verlust an Lebensjahren beim Ableben infolge eines Frühschadens höher als bei Tod durch strahleninduzierten Krebs.

Risikoberechnungen, die allein die Zahl der Todesfälle ermitteln, geben insofern ein unvollständiges Bild, als sie das Lebensalter beim Ableben unberücksichtigt lassen. Aus diesem Grund wurde schon mehrfach vorgeschlagen, bei der Abschätzung des Risikos zusätzlich den Verlust an gesunden Lebensjahren mit zu berücksichtigen: " Es dürfte aber kein Zweifel bestehen, daß nicht der Tod als solcher, sondern der Verlust an Lebensjahren der gesellschaftlich relevantere Indikator ist" /16/.

In /17/ sind die grundlegenden mathematischen Modelle und Datensätze zur Berechnung der Lebenszeitverkürzung aufgrund stochastischer somatischer Schäden nach unfallbedingten Aktivitätsfreisetzungen für das Individuum und die Gesamtbevölkerung dargestellt. Sie wurden im Hinblick auf die Anwendung in der DRS erstellt, sind aber bisher noch nicht im Unfallfolgenmodell implementiert. Mit Hilfe der in /11/ angegebenen

detaillierten Aufschlüsselung der Spätschäden nach Expositionspfaden, Krebsarten und Generationsgruppen ist allerdings eine erste vereinfachte Abschätzung der Lebenszeitverkürzung möglich /17/. Eine detaillierte Berechnung und Ergebnisdarstellung ist einem späteren Bericht vorbehalten.

Zur Beurteilung spezieller Gefahren ist der Mittelwert der "individuellen Lebenszeitverkürzung" \overline{LV} von Bedeutung. Er gibt die auf die Referenzbevölkerung bezogene Lebenszeitverkürzung aller betroffenen Individuen an und eignet sich besonders zum Vergleich mit den aufgrund anderer Todesursachen vorliegenden Zahlenwerten (z.B. /18/). Es gilt

$$\overline{LV} = \langle KS \rangle \cdot \frac{L_0}{P_0} \cdot \overline{LVT}$$

Dabei bedeutet

$\langle KS \rangle$ Erwartungswert des Kollektivschadens $[a^{-1}]$
("Kollektivrisiko"),

L_0 die mittlere Lebenserwartung für Neugeborene ($L_0=71,3$ a),

P_0 betrachtetes Personenkollektiv ($P_0=61'531'000$ Einwohner in der BRD im Jahre 1975),

\overline{LVT} die mittlere Lebenszeitverkürzung pro Todesfall $[a]$

Berechnungsgrundlagen und Zahlenwerte zu \overline{LVT} sind in /17/ für Früh- und Spätschäden angegeben. Bei den Frühschäden FS berechnet sich die mittlere Lebenszeitverkürzung pro Todesfall allein aufgrund bevölkerungsstatistischer Daten, da der Schadenseintritt kurze Zeit nach der Bestrahlung erfolgt. Es gilt

$$\overline{LVT}_{FS} = 37,8 \text{ a}$$

Die entsprechenden Zahlenwerte für die Spätschäden sind wegen der Latenz- und Manifestationszeiten abhängig von der betrachteten Generationsgruppe, der Krebsart und dem Expositionspfad, über den die Strahlenbelastung erfolgt. Sie liegen bei maximal 14,9 a (lebende Generationen) bzw. 30a (Folgegenerationen) /17/.

In Tab.10 sind die Zahlenwerte der mittleren individuellen Lebenszeitverkürzung aufgrund des Betriebs von 25 Kernkraftwerken in der BRD für die einzelnen und die Summe aller Freisetzungskategorien angegeben. Es wurden die Kollektivrisiken bis zu Entfernung 540 km und die innerhalb dieses Gebiets wohnhafte Bevölkerung von $P_0=2,07 \cdot 10^8$ Einwohnern /2,11/ zugrunde gelegt. Die Zahlenwerte für die somatischen Spätschäden sind näherungsweise berechnet und als obere Abschätzung anzusehen.

Bei den zur Zeit der Freisetzung lebenden Generationen LG dominiert die Lebenszeitverkürzung aufgrund somatischer Spätschäden; mit $\overline{LV}_{SS}(LG) = 721 \text{ s}$ liegt sie um den Faktor $3,5 \cdot 10^3$ über dem Zahlenwert für Frühschäden $\overline{LV}_{FS} = 0,21 \text{ s}$. Bei den Folgegenerationen FG gilt $\overline{LV}_{SS}(FG) = 222,4 \text{ s}$, die mittlere individuelle Lebenszeitverkürzung beträgt also etwa ein Drittel der Personengruppe LG.

Ebenso wie die Kollektivschäden mit einer gewissen Häufigkeitsverteilung auftreten (Abb.2a,b), wird die individuelle Lebenszeitverkürzung vollständig nur durch ihre Wahrscheinlichkeitsverteilung beschrieben. In Abb.9 und 10 sind die komplementären Wahrscheinlichkeitsverteilungen aufgrund von Früh- und Spätschäden dargestellt. Die Ergebnisse für LV_{SS} wurden näherungsweise berechnet. Wie auch schon aus Tab.10 hervorgeht, ergeben sich für die FK7 die höchsten Werte der LV, danach folgen mit immer kürzeren Verlustzeiten FK1, FK6, FK5, FK2, FK4, und FK3. Im Gegensatz zur Beurteilung nach den Kollektivschäden (Abb. 2a,b) erfolgt hier die Wertung also entsprechend den Kollektivrisiken (Tab.5).

Zur Beurteilung der ermittelten Zahlenwerte ist in Tab.11 die mittlere individuelle Lebenszeitverkürzung aufgrund ausgewählter Krankheitsarten nach Unterlagen des wissenschaftlichen Instituts der Ortskrankenkassen /16,19/ dargestellt. Die Zahlenwerte geben an, um wieviel die Lebenserwartung durch die Beseitigung der einzelnen Todesursachen maximal verlängert werden könnte. Zusätzlich zu diesen Zahlenwerten kann rein rechnerisch unter Zugrundelegung der linearen Dosis-Risiko-Beziehung der in der Bevölkerung infolge der natürlichen Strahlenexposition zu erwartende Lebenszeitverlust infolge Leukämie und Krebs als Ursache abgeschätzt werden. Die Strahlenbelastung beträgt im Mittel 0,1 rem/a; mit dem Risikokoeffizienten von $1,25 \cdot 10^{-4}$ rem⁻¹ bei Ganzkörperbelastung /1,2/ ergeben sich bei $P_0=61.531.000$ Einwohnern in der Bundesrepublik Deutschland 769 Todesfälle pro Jahr. Mit einer mittleren individuellen Lebenszeitverkürzung pro Todesfall von $\overline{LVT} \approx 23a$ folgt für die mittlere individuelle Lebenszeitverkürzung $\overline{LV} \approx 7,5$ d.

Literaturverzeichnis

- /1/ Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Hauptband
Verlag TÜV Rheinland, Köln, 1979
- /2/ Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Fachband 8
Unfallfolgenrechnungen und Risikoergebnisse
Verlag TÜV Rheinland, Köln, 1981
- /3/ Ergebnisse der deutschen Risikostudie
3. GRS-Fachkonferenz, München, 18.-19. September 1980
Bericht GRS-34 (1981)
- /4/ Meeting on the German Risk Study, Brüssel, 11. und 12. Juni
1981, Kommission der Europäischen Gemeinschaften, Bericht in
Vorbereitung
- /5/ U.S. Nuclear Regulatory Commission, Reactor Safety Study, Main
Report, WASH 1400 (NUREG 75/014), October 1975
- /6/ U.S. Nuclear Regulatory Commission, Reactor Safety Study,
Appendix VI, Calculation of Reactor Accident
Consequences, WASH 1400 (NUREG 75/014), October 1975
- /7/ Burkart, K., Ehrhardt, J., Vogt, S.,
Probabilistische Aspekte des Notfallschutzes,
KfK-Bericht, in Vorbereitung
- /8/ Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung
kerntechnischer Anlagen
Gemeinsames Ministerialblatt Nr. 31, S. 638-718 (1977)

- /9/ Bayer,A., Ehrhardt,J., Schückler,M.
Das Konzept der effektiven Schadensfaktoren zur Ermittlung
stochastischer somatischer Schäden nach unfallbedingten
Strahlenexpositionen
KfK-Bericht 3037, Dezember 1980
- /10/ Schückler,M., Vogt,S.
UFOMOD-Programm zur Berechnung der radiologischen Folgen von
Reaktorunfällen im Rahmen von Risikostudien
KfK-Bericht 3092, Januar 1981
- /11/ Ehrhardt,J.
Analyse der in der "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke"
berechneten stochastischen somatischen Schäden
KfK-Bericht 3218, Oktober 1981
- /12/ Neue Kernkraftwerke in Europa - Teil II
Atomwirtschaft 26, 350-391 (1981)
- 13/ Bayer,A.
Zum "grenzüberschreitenden" Risiko der Kerntechnik
Fortschritte der Medizin, im Druck (1981)
- 14/ Strahlenschutzverordnung vom 13.10.1976
Bundesgesetzblatt, Teil I, Bonn, 20.10.1976
- 15/ Hickey,J.R. et al.
Low Level Ionizing Radiation and Human Mortality:
Multi-Regional Epidemiological Studies. A preliminary report
Health Physics, Vol.40, No.5, p.625-641 (1981)

- /16/ Wissenschaftliches Institut der Ortskrankenkassen: Der Verlust an Lebensjahren durch vorzeitigen Tod - nach Krankheitsarten - 1952 und 1975
WIdO-Materialien Bd.5, Bonn 1979
- /17/ Ehrhardt, J.
Zur Ermittlung der Lebenszeitverkürzung infolge strahlungsinduzierter stochastischer somatischer Schäden nach unfallbedingten Strahlenexposition.
KfK-Bericht 3181, Juni 1981
- /18/ Cohen, B.L., Lee, I-Sing
A Catalog of Risks
Health Physics Vol.36, No.6, pp.707-722 (1979)
- /19/ Geißler, U.
Verlust an Lebensjahren: ein neuer Gesundheitsindikator
Medizin, Mensch, Gesellschaft, 5, S.111-118 (1980)

Entfernungsbereich	Freisetzungskategorie	KS \geq 1	Kleinstes Kollektivschaden KS _{min}	Größter Kollektivschaden ¹⁾ KS _{max}	Mittlerer Kollektivschaden $\overline{\text{KS}}$	Kollektivrisiko <KS> (a ⁻¹)
alle Entfernungen	FK1	4,7%	0	16 600	8,0	$4,0 \cdot 10^{-4}$
	FK2	24,5%	0	5 700	7,0	$1,0 \cdot 10^{-4}$
	FK3	1,1%	0	200	0,16	$2,5 \cdot 10^{-6}$
	FK4	0,9%	0	50	0,08	$5,7 \cdot 10^{-6}$
	FK5-FK8		0	0	0	0
< 8 km (Gebiet A)	FK1	4,4%	0	16 600	5,2	$2,6 \cdot 10^{-4}$
	FK2	24,5%	0	5 700	7,0	$1,0 \cdot 10^{-4}$
	FK3	1,1%	0	200	0,16	$2,5 \cdot 10^{-6}$
	FK4	0,9%	0	50	0,08	$5,7 \cdot 10^{-6}$
	FK5-FK8		0	0	0	0

1) Der größte Kollektivschaden KS_{max} resultiert aus einer von 78 660 verschiedenen Unfallfolgesituationen der entsprechenden Freisetzungskategorie

Tab. 1: Charakteristische Größen der Frühschäden (25 Anlagen)

Evakuierungsgebiet (Gebiet A)	Fläche [km ²]	Maximale Zahl betroffener Personen	Mittlere Zahl betroffener Personen
Vollkreis VK(2,4 km) + Sektor KS(8 km/30°)	33,3	40 100	6 300
Vollkreis VK(2,4 km)	18,1	11 200	2 400
Vollkreis VK(2 km)	12,6	5 850	1 340

Tab.2: Bevölkerung und Flächen verschieden großer Evakuierungsgebiete

Freisetzungskategorie	Kleinster Kollektivschaden KS_{\min}	Größter Kollektivschaden ¹⁾ KS_{\max}	Mittlerer Kollektivschaden \overline{KS}	Kollektivrisiko $\langle KS \rangle (a^{-1})$
FK1	0	4 000	150	$7,5 \cdot 10^{-3}$
FK2	0	11 000	280	$4,2 \cdot 10^{-3}$
FK3	0	4 100	80	$1,2 \cdot 10^{-3}$
FK4	0	1 500	26	$2,0 \cdot 10^{-3}$
FK5	0	200	7	$3,5 \cdot 10^{-3}$
FK6	0	90	3	$4,7 \cdot 10^{-3}$
FK7	0	150	12	$3,0 \cdot 10^{-2}$
FK8	0	<1	<<1	---

1) Der größte Kollektivschaden KS_{\max} resultiert aus einer von 78660 verschiedenen Unfallfolgesituation der entsprechenden Freisetzungskategorie.

Tab.3: Charakteristische Größen der Spätschäden (25 Anlagen) im Entfernungsbereich bis 8 km (Gebiet A)

	Expositions-pfad		Krebsart	
	Bodenstrah- lung	Inhalation	Lunge	Schilddrüse
FK1	8,23%	74,05%	62,44%	22,65%
FK2	4,83%	91,53%	25,96%	59,21%
FK3	10,73%	85,29%	27,44%	53,85%
FK4	22,82%	72,13%	16,21%	57,87%
FK5	50,53%	40,58%	17,25%	32,95%
FK6	33,77%	50,77%	10,89%	49,03%
FK7	73,63%	19,93%	13,19%	17,43%

Tab.4: Relative Aufteilung der Spätschäden, die innerhalb des Evakuierungs-
gebiets (≤ 8 km) auftreten, nach den wichtigsten Expositionspfaden
und Krebsarten

Freisetzungs-	Mittlerer Kollektivschaden \overline{KS}		Kollektivrisiko $\langle KS \rangle$ (a^{-1})		Anteil der FG (%)
	LG	FG	LG	FG	
FK1	39065	4361	1,95	$2,18 \cdot 10^{-1}$	10,0
FK2	15949	2595	$2,39 \cdot 10^{-1}$	$3,89 \cdot 10^{-2}$	14,0
FK3	3674	598	$5,51 \cdot 10^{-2}$	$8,96 \cdot 10^{-3}$	14,0
FK4	1068	120	$8,01 \cdot 10^{-2}$	$9,00 \cdot 10^{-3}$	10,1
FK5	550	39	$2,75 \cdot 10^{-1}$	$1,97 \cdot 10^{-2}$	6,7
FK6	397	19	$6,96 \cdot 10^{-1}$	$3,30 \cdot 10^{-2}$	4,5
FK7	1892	267	4,73	$6,67 \cdot 10^{-1}$	12,4
FK8	<<1	<<1	$4,15 \cdot 10^{-4}$	$2,60 \cdot 10^{-5}$	5,9
Summe	-----	-----	8,03	$9,95 \cdot 10^{-1}$	11,0

Tab.5: Somatische Spätschäden und Kollektivrisiken aufgrund des Betriebs von 25 Anlagen

Freisetzungskategorie	Mittlerer Kollektivschaden		Kollektivrisiko <KS> (a ⁻¹)		Anteil der FG (%)
	LG	FG	LG	FG	
FK1	19746	2376	$9,87 \cdot 10^{-1}$	$1,19 \cdot 10^{-1}$	10,7
FK2	9833	1920	$1,47 \cdot 10^{-1}$	$2,88 \cdot 10^{-2}$	16,3
FK3	2812	505	$4,22 \cdot 10^{-2}$	$7,58 \cdot 10^{-3}$	15,2
FK4	924	109	$6,93 \cdot 10^{-2}$	$8,17 \cdot 10^{-3}$	10,5
FK5	437	35	$2,19 \cdot 10^{-1}$	$1,74 \cdot 10^{-2}$	7,4
FK6	297	16	$5,20 \cdot 10^{-1}$	$2,74 \cdot 10^{-2}$	5,0
FK7	1676	239	4,19	$5,98 \cdot 10^{-1}$	12,5
FK8	<< 1	<< 1	$4,06 \cdot 10^{-4}$	$2,49 \cdot 10^{-5}$	5,8
Summe	-----	-----	6,18	$8,06 \cdot 10^{-1}$	11,5

Tab.6: Somatische Spätschäden und Kollektivrisiken im Entfernungsbereich ≤ 540 km aufgrund des Betriebs von 25 Anlagen

Freisetzungskategorie	Anteil der Spätschäden jenseits 540 km /%/		
	LG	FG	Alle Generationen
FK1	49.7	45.8	49.3
FK2	38.1	26.0	36.4
FK3	23.6	15.7	22.5
FK4	13.5	9.5	13.1
FK5	20.7	11.9	20.1
FK6	25.4	17.5	25.0
FK7	11.6	10.7	11.5
FK8	2.7	4.8	2.9
alle FK	23.0	19.0	22.8

Tab.7: Anteil der mittleren Kollektivschäden bzw. des Kollektivrisikos jenseits von 540 km.

Freisetzungskategorie	Mittlerer Kollektivschaden KS		Kollektivrisiko <KS> (a ⁻¹)		Anteil der FG (%)
	LG	FG	LG	FG	
FK1	15821	872	$7,91 \cdot 10^{-1}$	$4,36 \cdot 10^{-2}$	5,2
FK2	5211	519	$7,82 \cdot 10^{-2}$	$7,78 \cdot 10^{-3}$	9,1
FK3	961	120	$1,44 \cdot 10^{-2}$	$1,79 \cdot 10^{-3}$	11,1
FK4	242	24	$1,81 \cdot 10^{-2}$	$1,80 \cdot 10^{-3}$	9,0
FK5	116	8	$5,82 \cdot 10^{-2}$	$3,93 \cdot 10^{-3}$	6,3
FK6	84	4	$1,47 \cdot 10^{-1}$	$6,61 \cdot 10^{-3}$	4,3
FK7	400	53	$9,98 \cdot 10^{-1}$	$1,33 \cdot 10^{-1}$	11,8
FK8	<< 1	<< 1	$8,31 \cdot 10^{-5}$	$5,20 \cdot 10^{-6}$	5,9
alle FK	-----	-----	2,10	$1,99 \cdot 10^{-1}$	8,6

Tab.8: Somatische Spätschäden und Kollektivrisiken bei stückweise linearer Dosis-Risiko-Beziehung aufgrund des Betriebs von 25 Anlagen

Freisetzungskategorie	Reduktionsfaktor der Kollektivrisiken		
	LG	FG	AG
FK1	2,47	5,00	2,60
FK2	3,06	5,00	3,24
FK3	3,82	5,00	3,95
FK4	4,42	5,00	4,47
FK5	4,73	5,00	4,75
FK6	4,74	5,00	4,76
FK7	4,74	5,00	4,77
FK8	5,00	5,00	5,00
alle FK	3,81	5,00	3,92

Tab.9: Reduktionsfaktor der Kollektivrisiken bzgl. somatischer Spätschäden nach Einführung der stückweise linearen Dosis-Risiko-Beziehung.

Freiset- zungs- kategorie	Frühschäden		somatische Spätschäden				
	\overline{LVT}_{FS} [a]	\overline{LV}_{FS} [s]	Lebende Generationen LG		Folgegenerationen FG		Alle Generationen AG
			\overline{LVT}_{SS} [a]	\overline{LV}_{SS} [s]	\overline{LVT}_{SS} [a]	\overline{LV}_{SS} [s]	\overline{LV}_{SS} [s]
FK1	37,8	0,164	10,47	112,2	24,63	31,8	144,0
FK2	37,8	0,041	10,74	17,1	24,60	7,7	24,8
FK3	37,8	0,001	10,74	4,9	24,96	2,1	7,0
FK4	37,8	0,002	10,82	8,1	25,76	2,3	10,4
FK5	37,8	0	10,99	26,1	25,96	4,9	31,0
FK6	37,8	0	11,14	62,9	25,93	7,7	70,6
FK7	37,8	0	10,74	488,8	25,55	166,0	654,8
alle FK	37,8	0,208	10,74	721,0	25,40	222,4	943,4

Tab.10: Mittlere individuelle Lebenszeitverkürzung aufgrund von Früh- und Spätschäden
(Entfernungsbereich \leq 540 km)

ausgewählte Krankheitsarten	Mittlere individuelle Lebens- zeitverkürzung im Jahre 1975 (Tage)
Infekt. und paras. Krankheiten	66,3
<u>darunter:</u> Tbc	21,0
Neubildungen	911,0
<u>darunter:</u> N. der Atmungsorgane	143,6
Diabetes mellitus	98,6
Krankheiten des Kreislaufsystems	1421,7
<u>darunter:</u> ischämische Herzkrankheiten	595,6
Krankheiten der Atmungsorgane	242,7
<u>darunter:</u> Pneumonie	84,9
Krankheiten der Verdauungsorgane	268,6
<u>darunter:</u> Leberzirrhose	127,1
Bestimmte Ursachen der perinatalen Mortalität	282,0
Unfälle, Vergiftungen, Gewalteinwir- kungen	539,9
<u>darunter:</u> Kfz-Unfälle	208,1
<u>darunter:</u> Selbstmord	143,0
Alle Todesursachen	4347,2
Reaktorunfälle nach der deutschen Risikostudie	
<u>Frühschäden</u>	$2,4 \cdot 10^{-6}$
<u>Spätschäden</u>	$1,1 \cdot 10^{-2}$

Tab.11: Individuelle Lebenszeitverkürzung nach ausgewählten Ursachen /16,19/

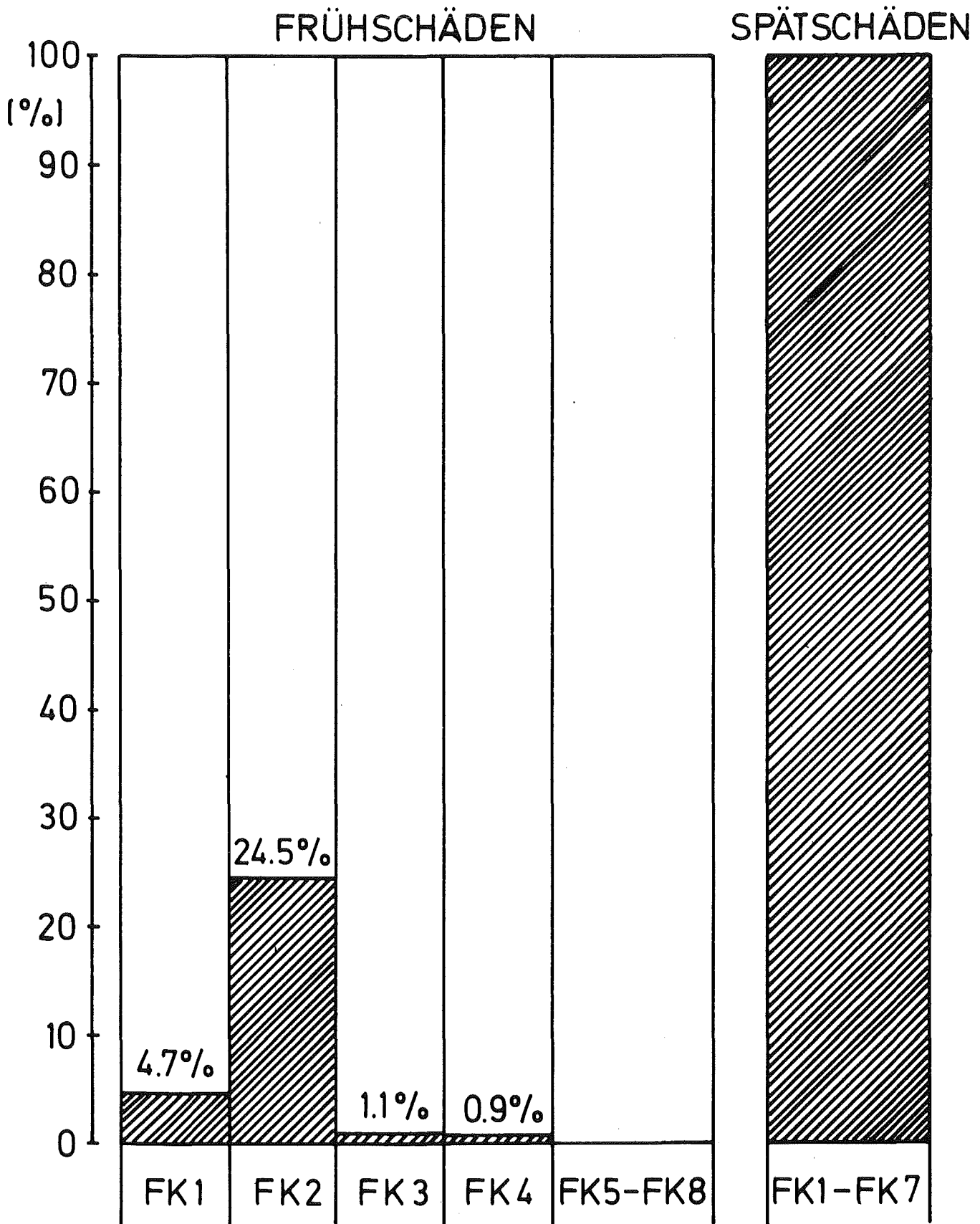


Abb.1 Eintrittswahrscheinlichkeit für Früh- und Spätschäden bei stattgefundenener Freisetzung

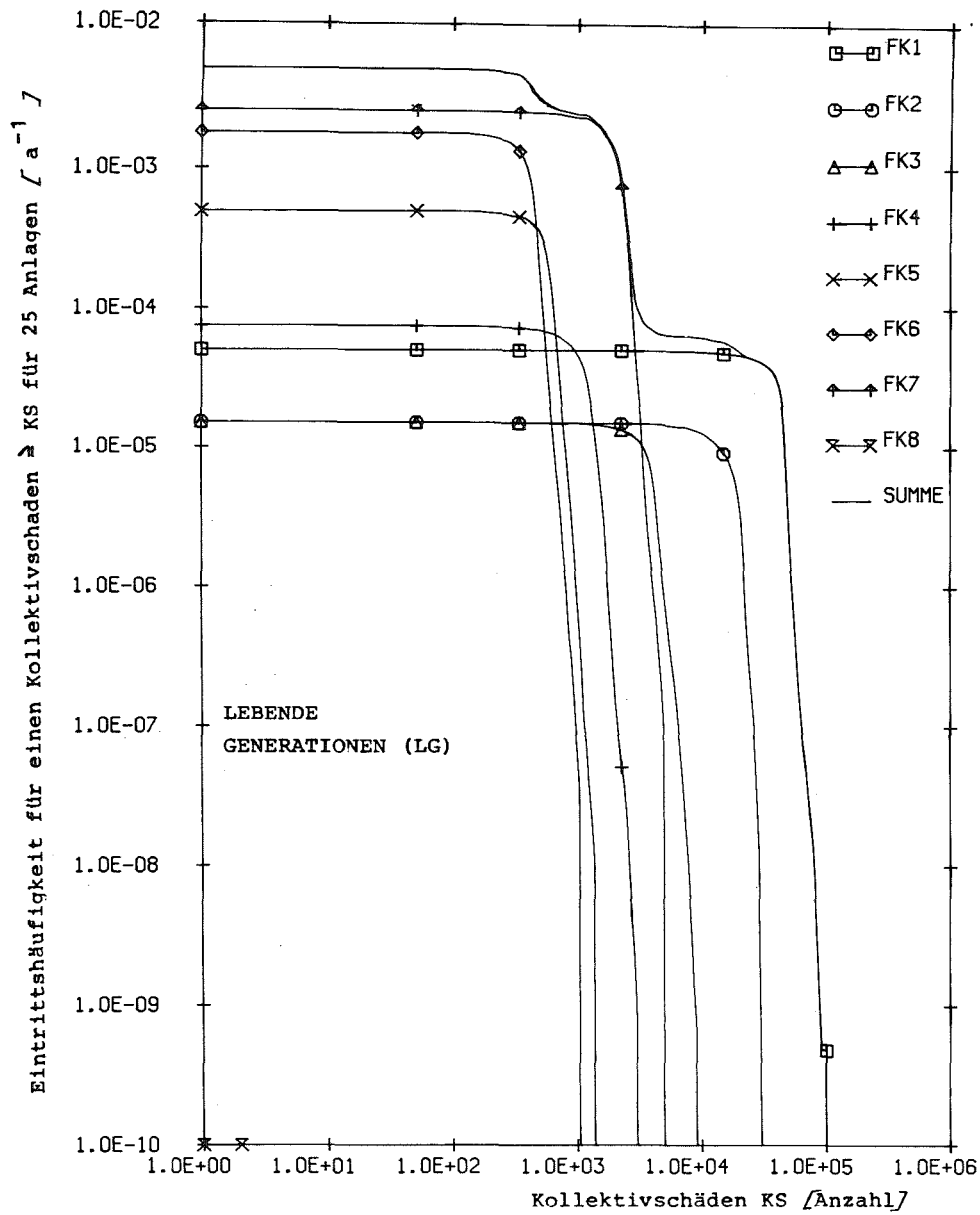


Abb. 2a Komplementäre Häufigkeitsverteilung der somatischen Spätschäden für die zum Zeitpunkt der Freisetzung lebenden Personen (LG), aufgeschlüsselt nach Freisetzungskategorien

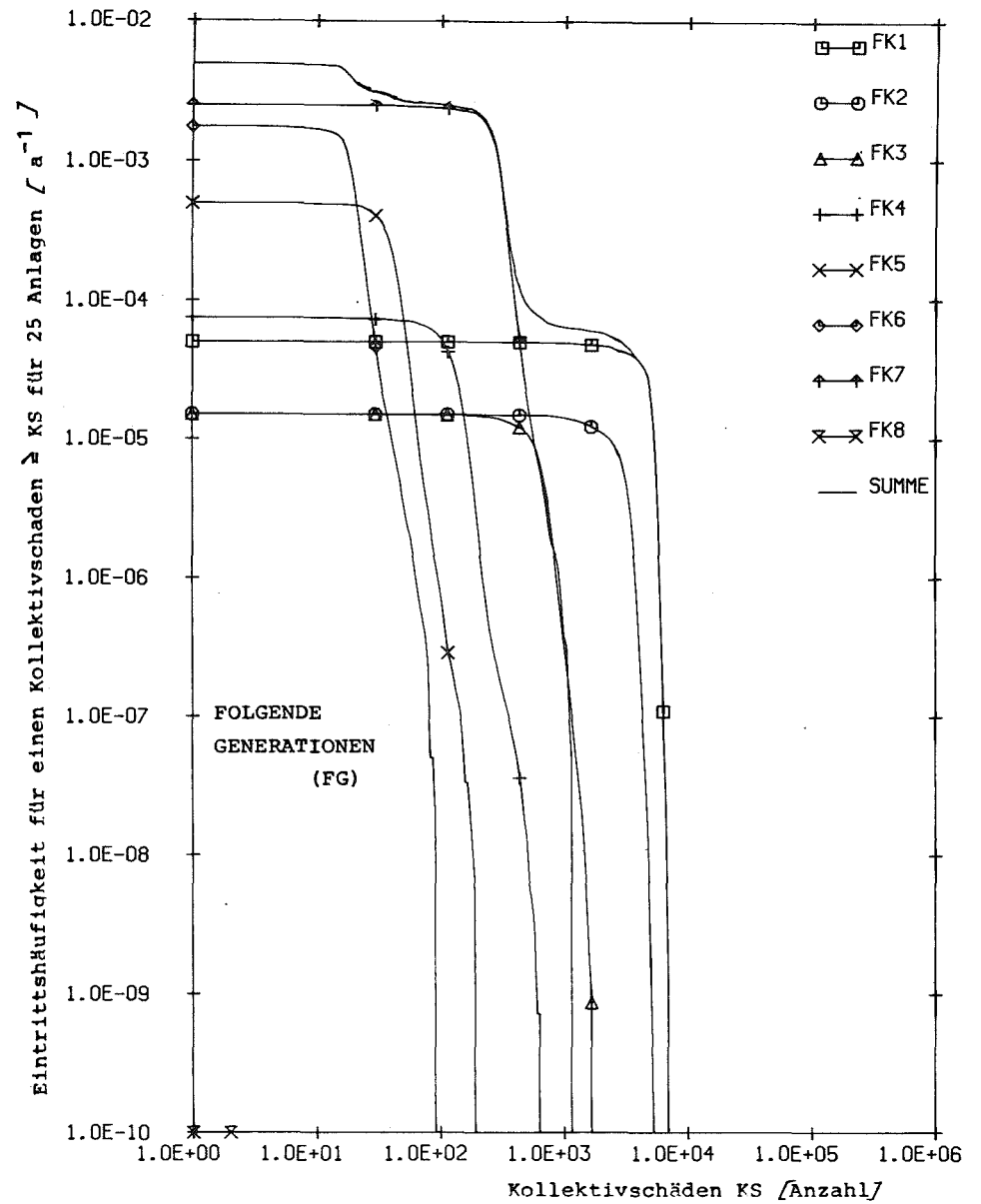


Abb. 2b Komplementäre Häufigkeitsverteilung der somatischen Spätschäden für die nach der Freisetzung geborenen Personen (FG), aufgeschlüsselt nach Freisetzungskategorien

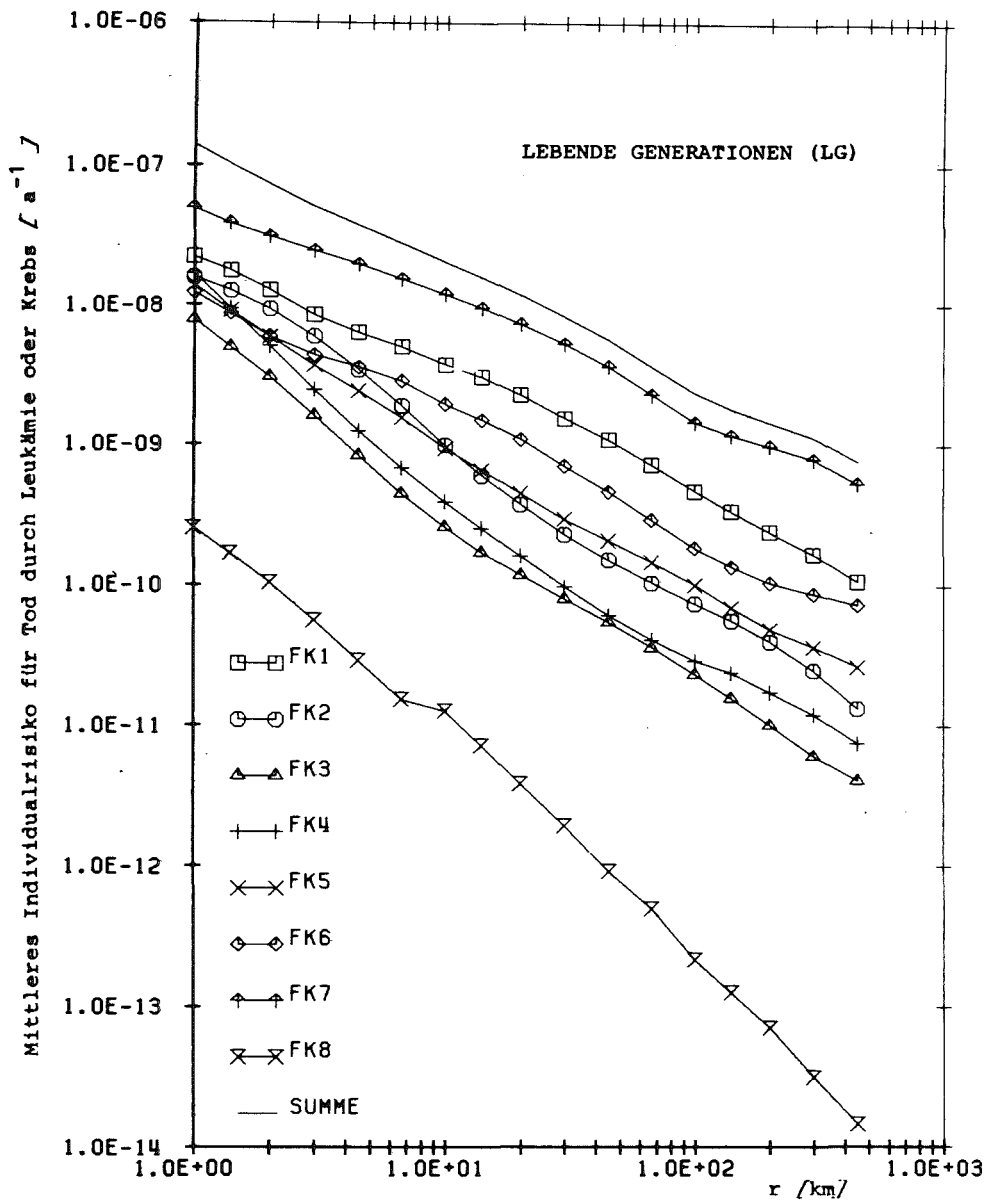


Abb.3a Abstandsabhängige mittlere Individualrisiken für somatische Spätschäden bei den zum Zeitpunkt der Freisetzung lebenden Personen (LG), bezogen auf ein Kernkraftwerk

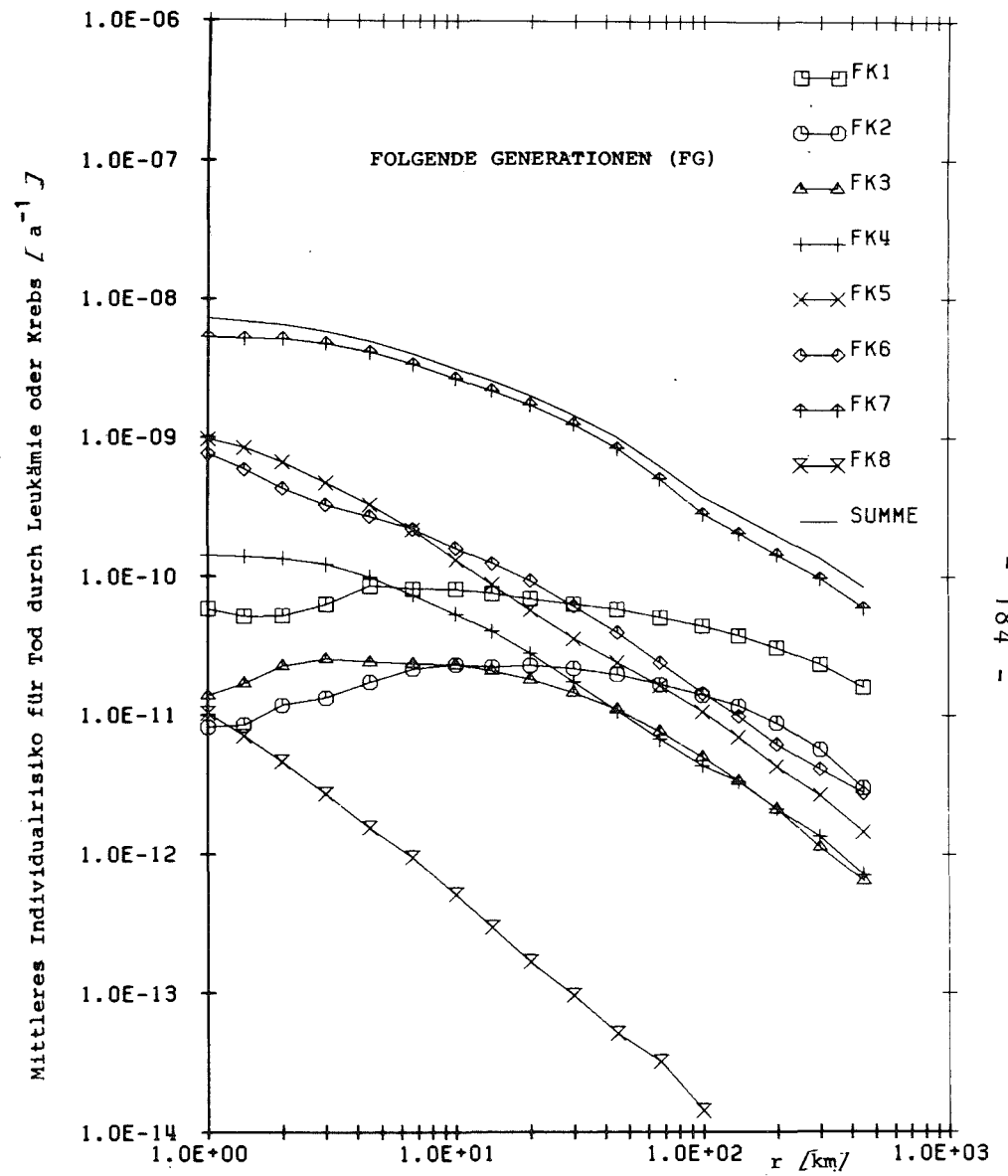


Abb.3b Abstandsabhängige mittlere Individualrisiken für somatische Spätschäden bei den nach der Freisetzung geborenen Personen (FG), bezogen auf ein Kernkraftwerk

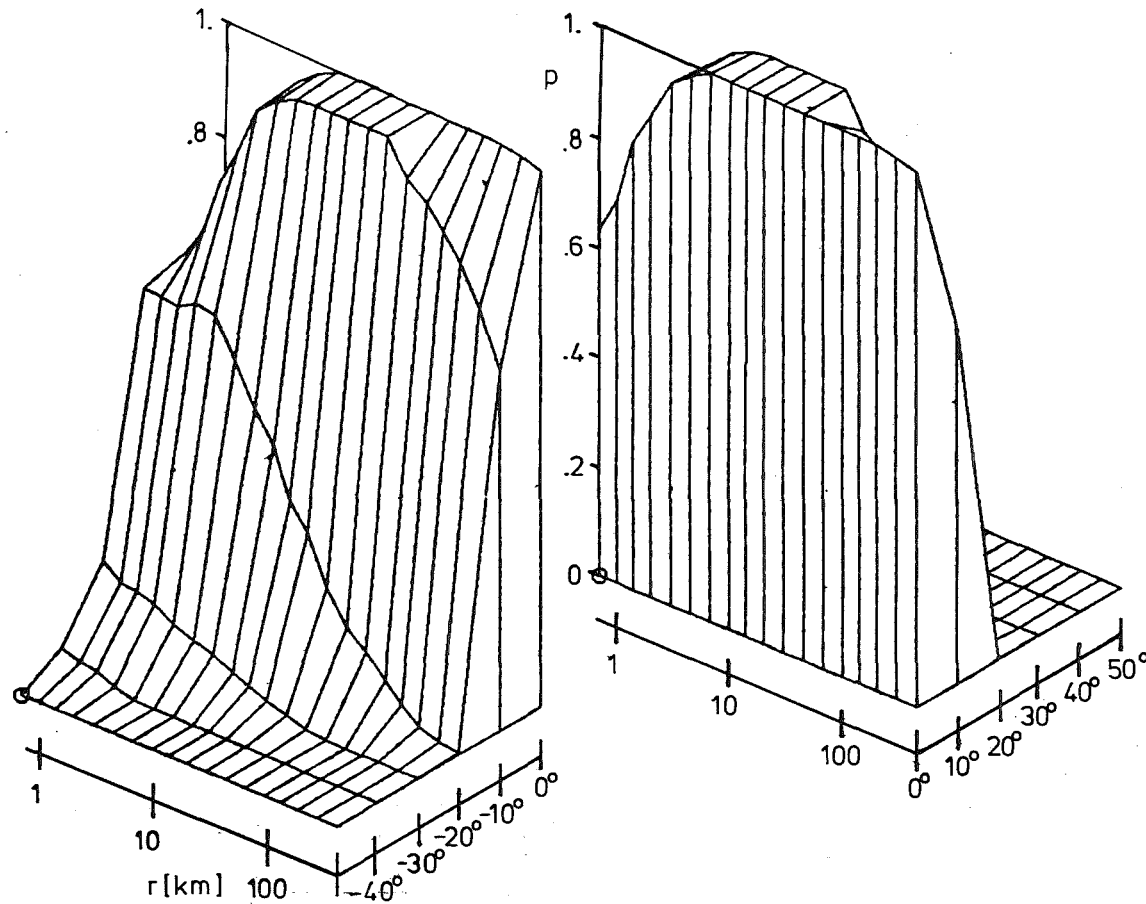


Abb.4 Ortsabhängige Eintrittswahrscheinlichkeit der Maßnahme "Einschränkungen beim Verzehr von Milch im 1.Jahr" bei der Freisetzungskategorie FK1

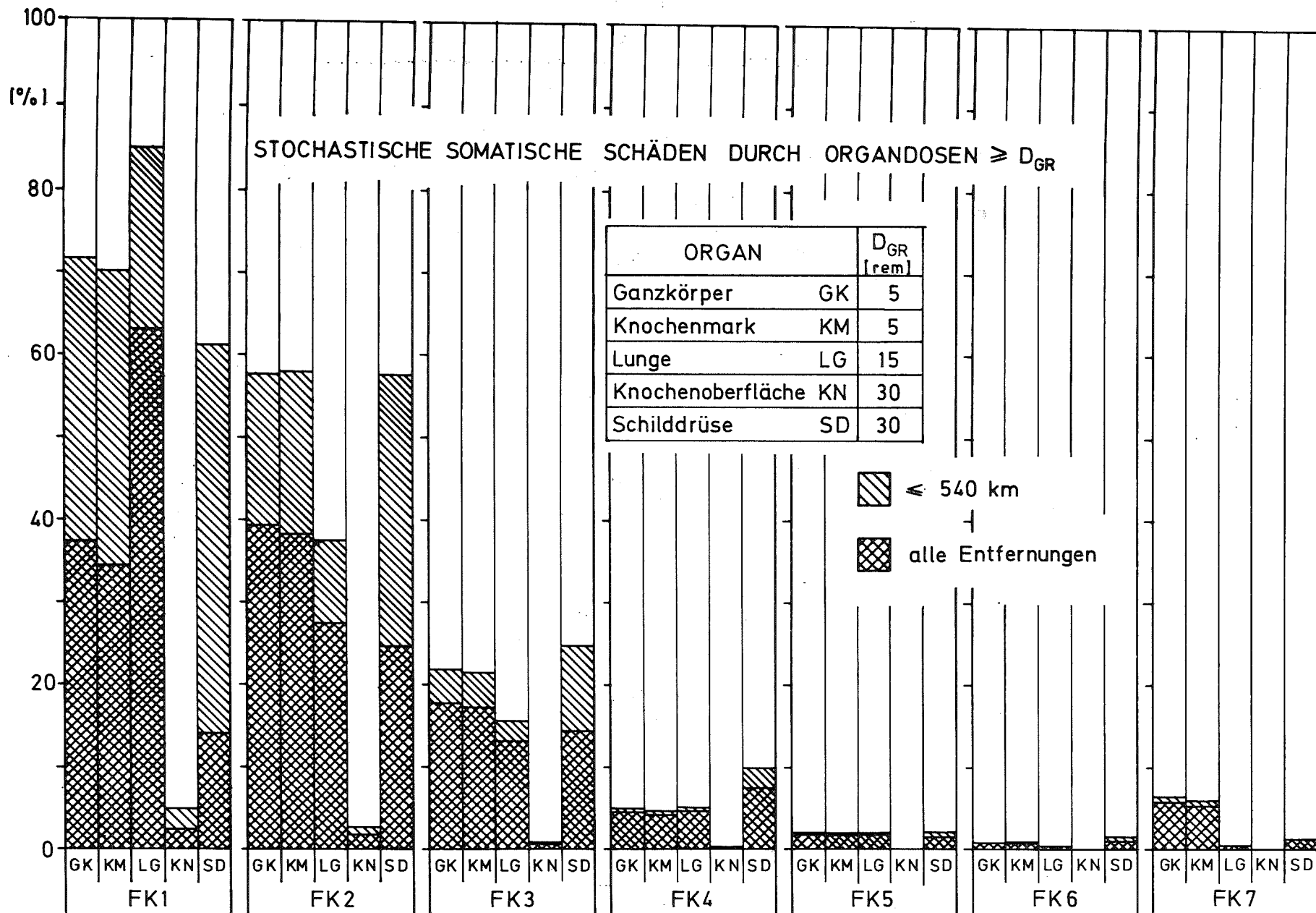


Abb.5 Anteil der somatischen Spätschäden durch Strahlendosen oberhalb der Grenzwerte der deutschen Strahlenschutzverordnung

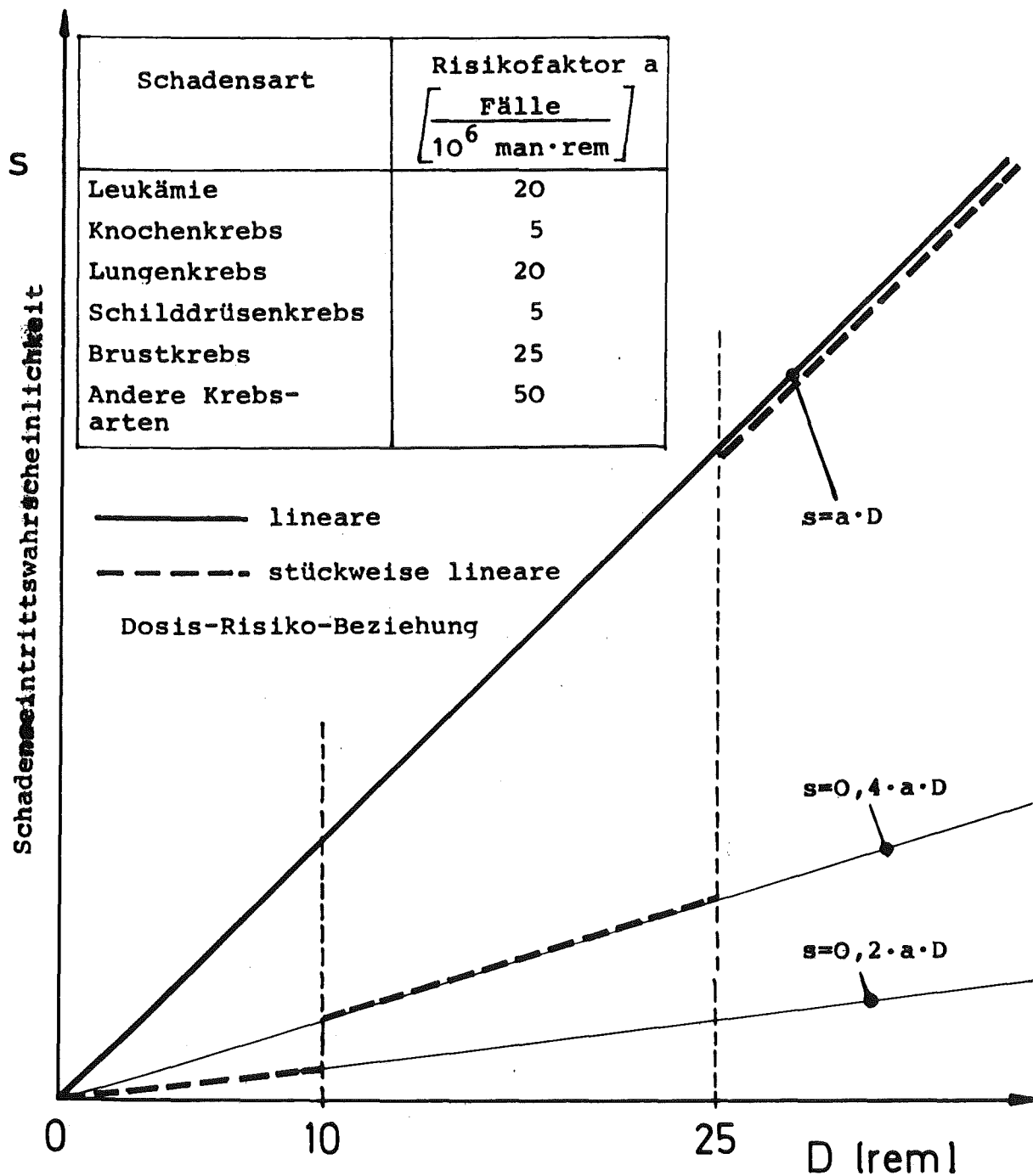


Abb.6 Dosis - Risiko - Beziehung der deutschen Risikostudie und nach WASH 1400 (vereinfacht)

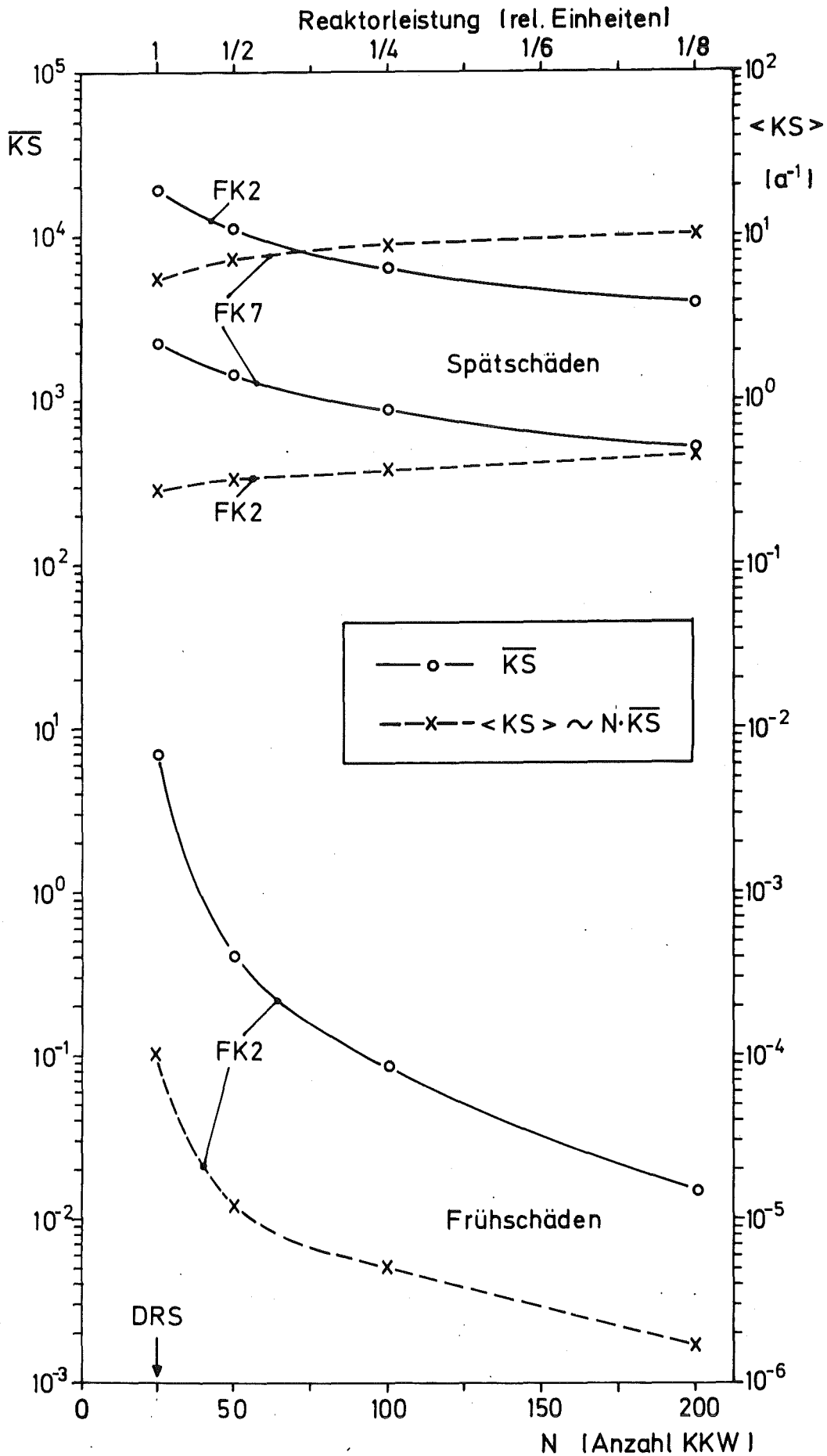


Abb.7 Mittlere Kollektivschäden und Kollektivrisiken bei Kernkraftwerken mit kleinerer Leistung

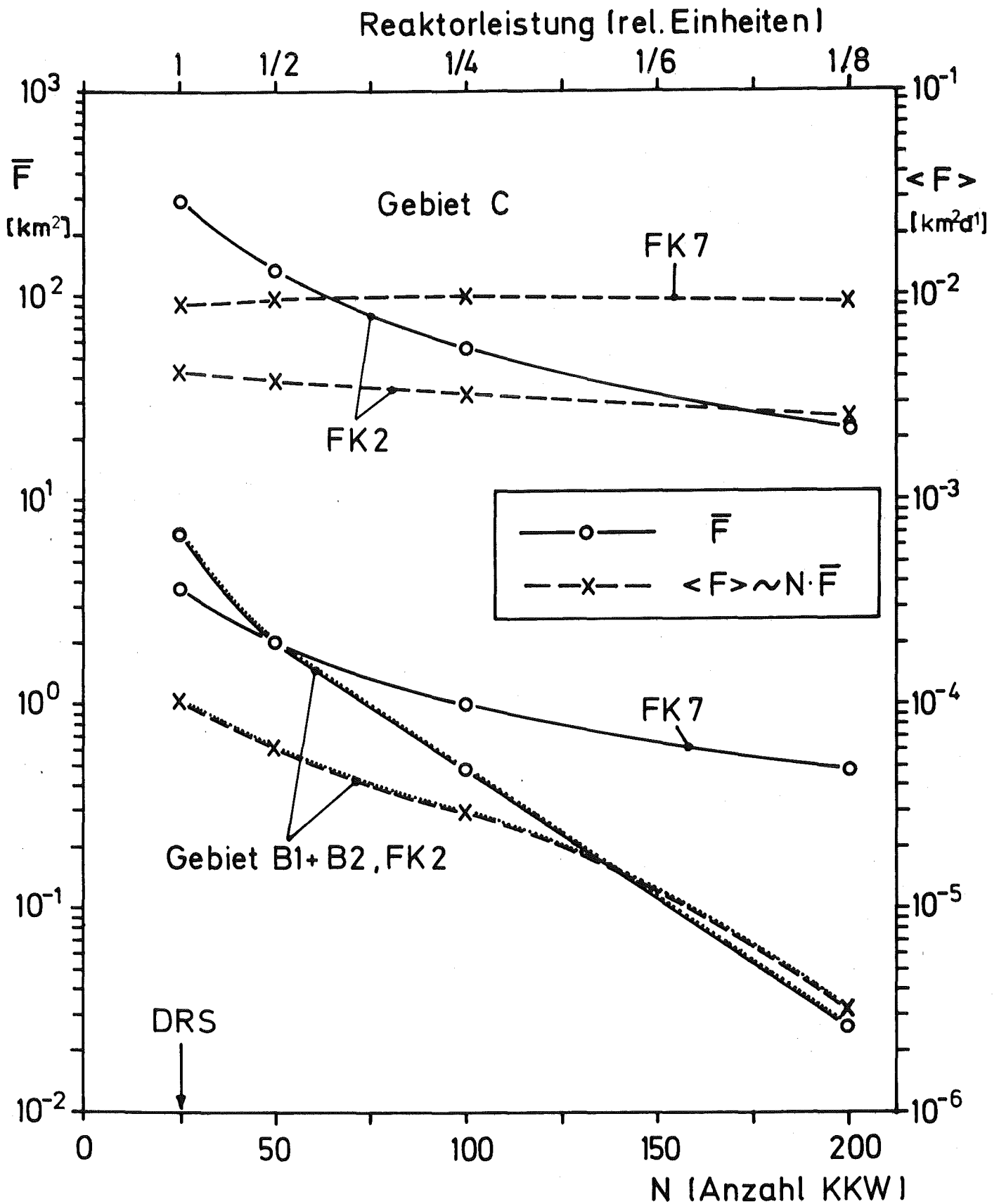


Abb.8 Mittelwerte und Erwartungswerte der von den Gegenmaßnahmen "schnelle Umsiedlung" (Gebiete B1-B2) und "Umsiedlung" (Gebiet C) betroffenen Flächen bei Kernkraftwerken mit kleinerer Leistung

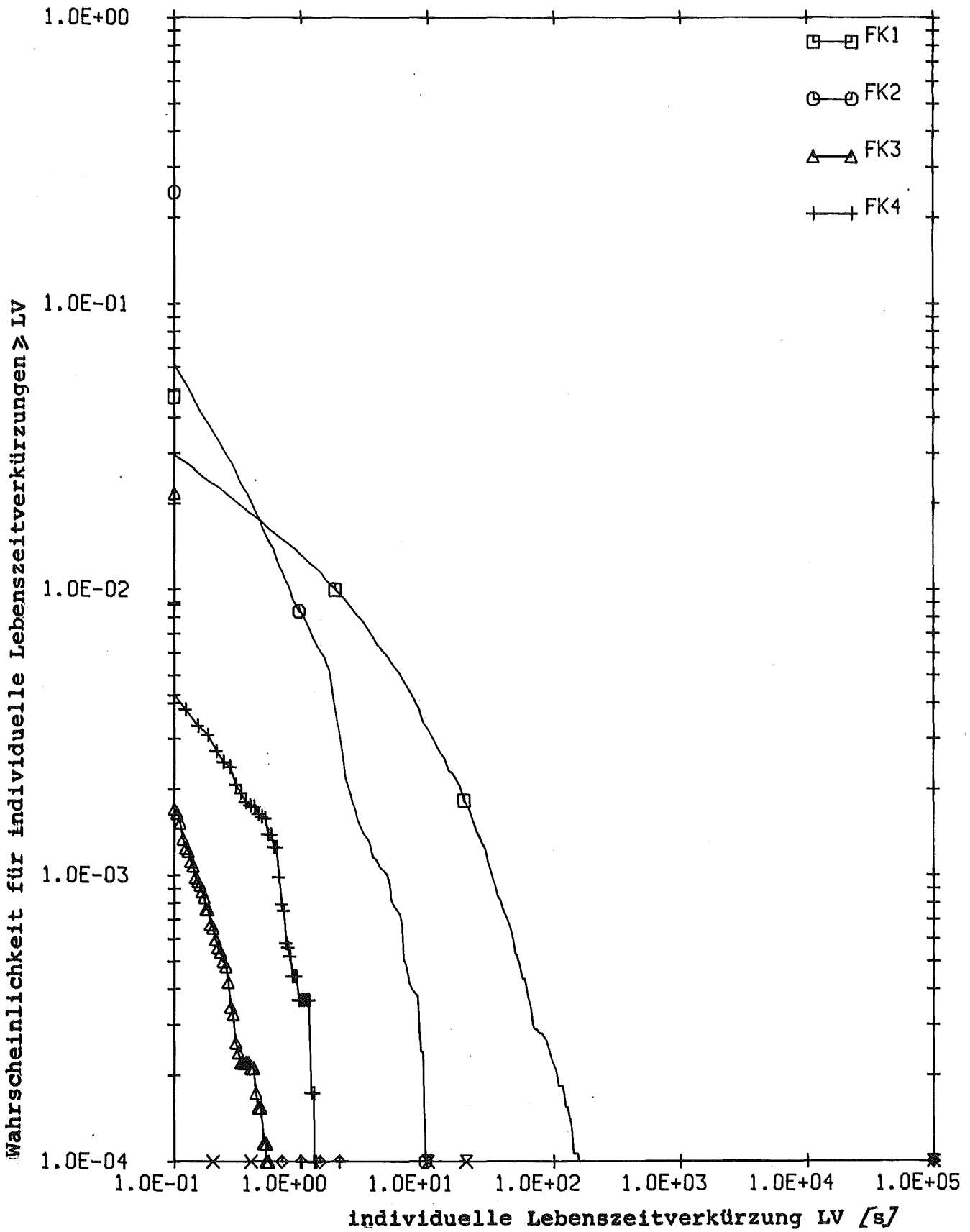


Abb.9 Komplementäre Wahrscheinlichkeitsverteilung der individuellen Lebenszeitverkürzung aufgrund von Frühschäden (25 Kernkraftwerke)

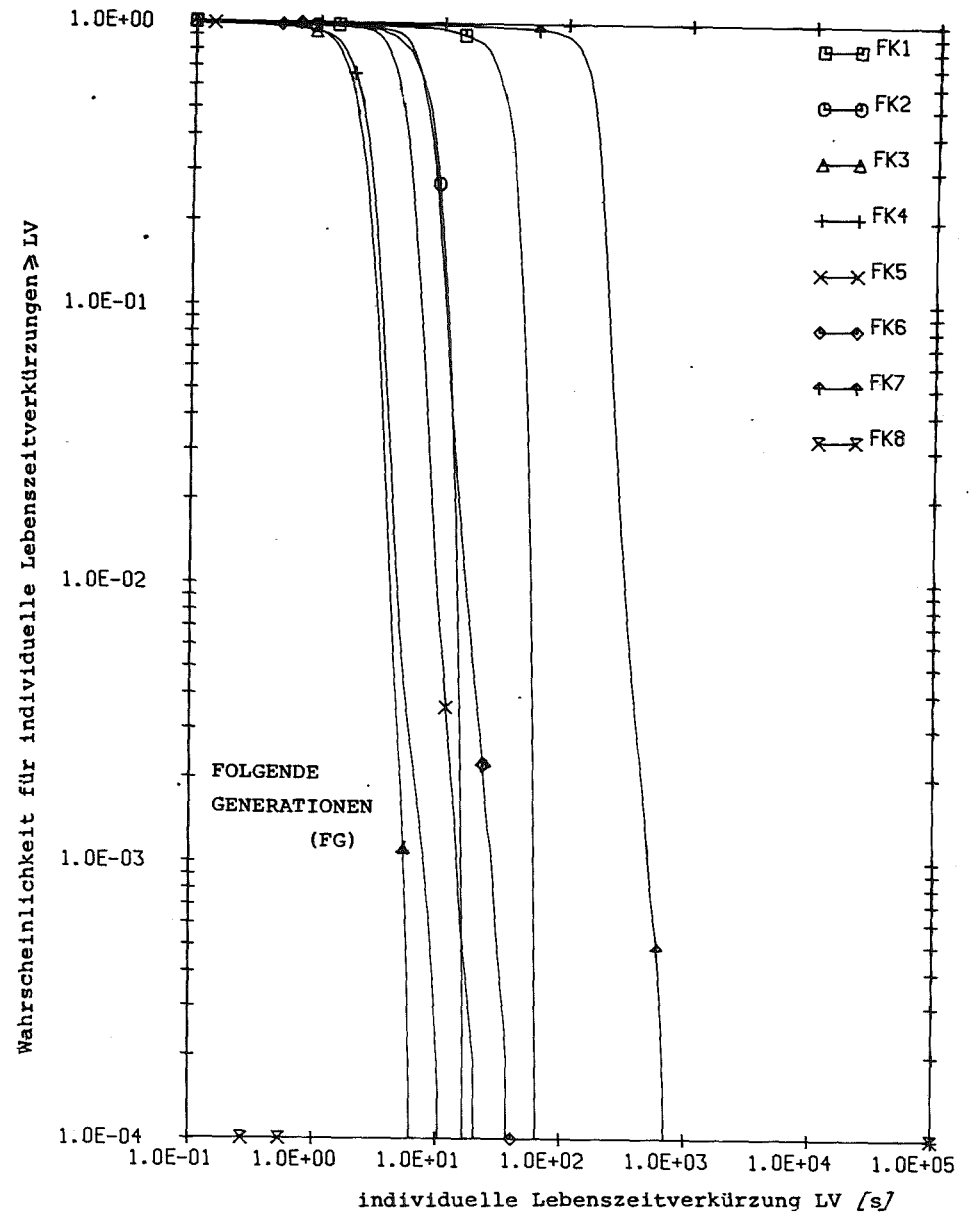
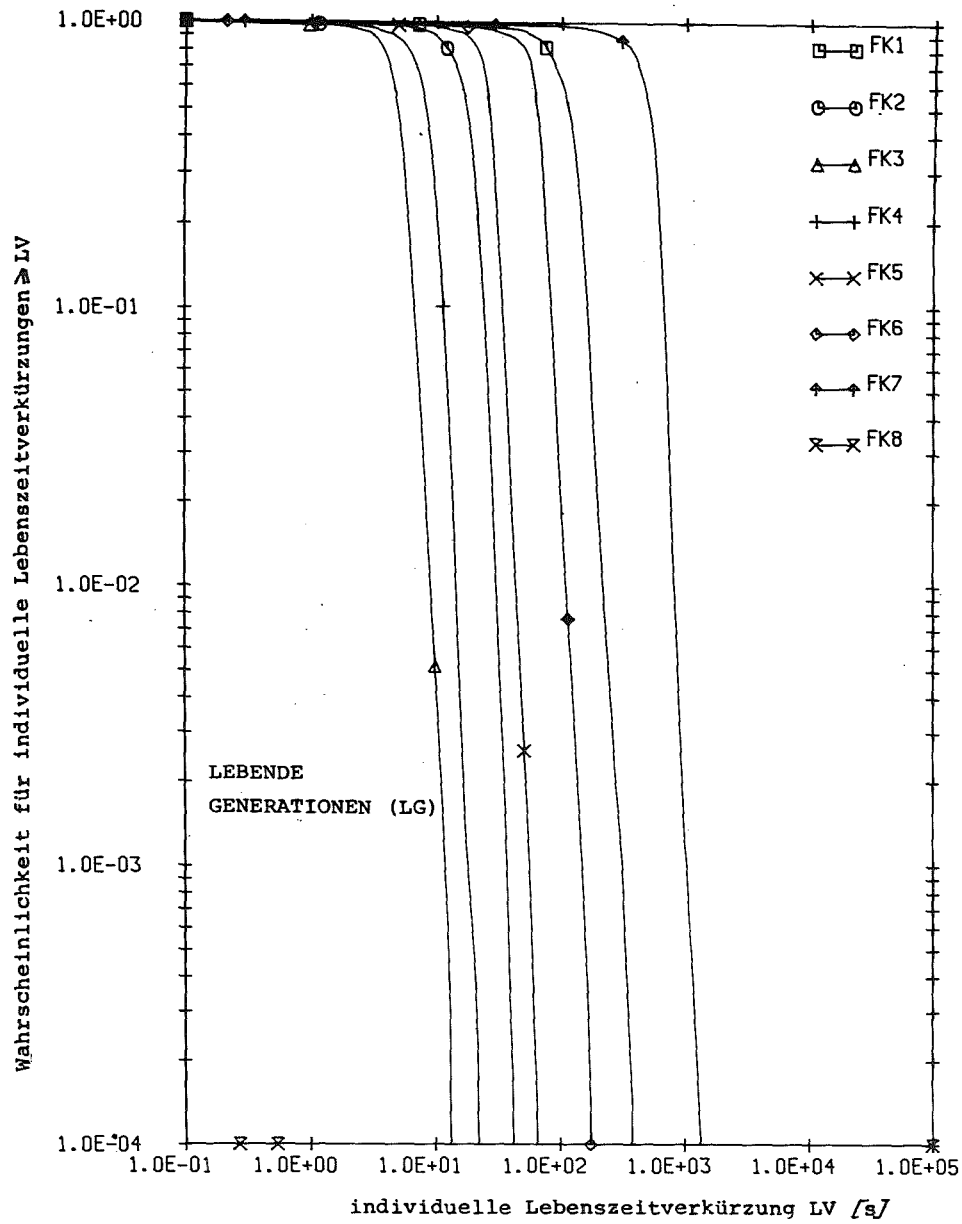


Abb.10 Komplementäre Wahrscheinlichkeitsverteilung der individuellen Lebenszeitverkürzung aufgrund von somatischen Spätschäden (25 Kernkraftwerke)

PROJEKT NUKLEARE SICHERHEIT
JAHRESKOLLOQUIUM 1981

CHEMISCHES REAKTIONSVERHALTEN DES JODS
BEI SCHWEREN REAKTORSTÖRFÄLLEN

H.J.ACHE u. K.H.NEEB

KERNFORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE
INSTITUT FÜR RADIOCHEMIE

KRAFTWERK UNION AKTIENGESELLSCHAFT ERLANGEN

Chemisches Reaktionsverhalten des Jods bei schweren Reaktorstörfällen

Zusammenfassung

Spaltjod reagiert mit Wasser unter Bildung verschiedener chemischer Formen des Jods, die überwiegend unter Unfallbedingungen nicht oder nur wenig flüchtig sind und in der wässrigen Phase zurückgehalten werden. Die bei bisherigen Störfällen in wassergekühlten Reaktoren (z.B. TMI-2) beobachtete geringe Jod-Freisetzung in die Umgebung ist auf diese naturgesetzlich bedingten chemischen Reaktionen des Jods zurückzuführen.

Im vorliegenden Referat werden die chemischen Gleichgewichtsreaktionen des Jods mit Wasser dargestellt und der Einfluß verschiedener Parameter auf die Gleichgewichtslage und damit den Anteil an flüchtigem Jod diskutiert. Anhand eines Jod-Fliebschemas werden die Auswirkungen dieser Reaktionen auf die Verteilung des Jods in den verschiedenen Bereichen des Reaktorgebäudes nach einem Kernschmelzunfall angesprochen. Schließlich werden Einzelthemen angeführt, bei denen zur Quantifizierung der Effekte noch Entwicklungsarbeiten benötigt werden. Ziel dieser Arbeiten ist die Berücksichtigung der chemisch bedingten Jod-Rückhaltung in den Unfall-Ablaufmodellen und damit eine realitätsnahe Abschätzung der Jod-Freisetzung nach schweren Reaktorstörfällen.

Chemical Reactions of Iodine during
Severe Reactor Accidents

Abstract

Fission-iodine reacts with water to form iodine in several chemical states. These iodine species are overwhelmingly not or only slightly volatile and are retained in the aqueous phase under the experimental conditions which prevail during reactor accidents. This is consistent with the observations made in the case of accidents which have occurred with watercooled reactors, such as TMI-2, where the small amount of fission iodine released to the environment can be explained only by the nature of the chemical reactions of the fission-iodine.

In this paper the chemical equilibria involved in the reactions of iodine with water will be discussed and the effect of several parameters on the equilibria and thus on the amount of volatile iodine species present evaluated. By using a flow scheme the results of these chemical reactions on the distribution of iodine in the various areas of the reactor building following a reactor accident will be considered.

Finally several topics will be listed where further research and development is needed for a quantitative assessment of these effects. The overall objective of this research is the incorporation of the fission iodine retention caused by chemical interaction into reactor accident model calculations leading to a realistic evaluation of iodine release following severe reactor accidents.

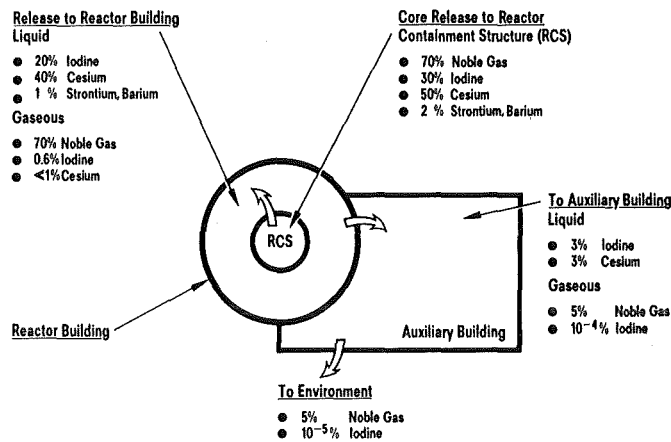
1. Einleitung

Bei allen derzeit gültigen Überlegungen und Berechnungen zur Freisetzung von Spaltprodukten bei Reaktorstörfällen wird Spaltjod als ein relativ leicht flüchtiges Element angesehen, das sich, wenn es einmal aus dem Primärkreislauf ausgetreten ist, schnell in die Umgebung verbreitet. Diese Denkweise findet sich sowohl in den US Regulatory Guides 1.3. und 1.4. wie auch in der RSK-Leitlinie Druckwasserreaktoren von 1979; auch die Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke kommt zu dem Ergebnis einer je nach dem Freisetzungspfad abgestuften, starken bis massiven Freisetzung von gasförmigem Jod in die Atmosphäre. In allen diesen Modellen wird angenommen, daß das Spaltjod im wesentlichen in zwei chemischen Formen vorliegt, nämlich als elementares Jod J_2 oder, zu einem kleineren Teil, als organisch gebundenes Jod, beides Formen mit relativ hoher Flüchtigkeit.

Die vorstehend angeführten Dokumente sind verbindliche bzw. allgemein anerkannte Unterlagen für Genehmigungsverfahren oder Risikoanalysen. Ihr Inhalt sollte also dem aktuellen Stand der Wissenschaft entsprechen; die nachfolgenden Ausführungen werden zeigen, daß dies hinsichtlich des Jod-Verhaltens nur eingeschränkt zutrifft.

Eine wesentliche Erkenntnis aus dem Störfall TMI-2 war die sehr geringe Freisetzung von Spaltjod in die Umgebung, die weit unter dem nach den gültigen Freisetzungsmodellen zu erwartenden Wert lag. In Bild 1 ist schematisch der Freisetzungsweg des Spaltjods und der Spaltedelgase dargestellt (nach [1]).

Bild 1



Spaltproduktverteilung nach dem Störfall TMI-2
(nach Morewitz)

EN 937 C

Aus ihm geht hervor, daß das Verhältnis der relativen Freisetzungen Spaltedelgase zu Spaltjod in die Umgebung bei etwa $5 \cdot 10^5$ lag, einem Wert, der in krassem Gegensatz zu dem in den Regulatory Guides 1.3. und 1.4. angesetzten Verhältniswert von 4 steht. Das Bild zeigt auch, daß dort, wo Wasser mit Dampf in Kontakt stand, der überwiegende Teil des Spaltjods in der Wasserphase zurückgehalten wurde. Es verdeutlicht, daß die effektive Rückhaltung des Spaltjods nicht in erster Linie auf die Wirkung ingenieurmäßiger Barrieren (wie z.B. Jod-Störfallfilter) zurückzuführen war, sondern auf naturgesetzlich bedingte Reaktionen des Spaltjods mit dem in großer Menge vorhandenen Wasser.

Daß die Anwesenheit von Wasser einen wesentlichen Einfluß auf das Freisetzungsverhalten des Spaltjods hat, geht auch aus einem Vergleich der Freisetzungen bei "nassen" und "trockenen" Störfällen hervor (Tabelle 1). Während bei allen bisher vorgefallenen Störungen in wassergekühlten Reaktoren nur ein geringer Anteil des Jod-Inventares in die Umgebung gelangte, wurden bei dem "trockenen" Störfall im gasgekühlten Reaktor Windscale-1 größenordnungsmäßig 10 % in die Atmosphäre freigesetzt, wobei das Edelgas-zu-Jod-Verhältnis in seiner Größenordnung dem in den Regulatory Guides 1.3. und 1.4. angesetzten entsprach.

Tabelle 1

Spaltprodukt-Freisetzung bei schweren Reaktorstörfällen

(nach [1])

	TMI-2	SL-1	Windscale-1
Raktorleistung (therm.) Unfall-Atmosphäre	2720 MW Naß	3 MW Naß	~ 250 MW Trocken
Freisetzung in die Umgebung			
- Jod	17 Ci (~ 10 ⁻⁵ %)	80 Ci (< 0,5%)	2 · 10 ⁴ Ci (12%)
- Edelgase	10 ⁷ Ci	10 ⁴ Ci	3 · 10 ⁵ Ci
- Sonstige	n.n.	~0,5 Ci ¹³⁷ Cs ~0,1 Ci ⁹⁰ Sr	1,6 · 10 ³ Ci Te 6 · 10 ² Ci ¹³⁷ Cs 80 Ci ⁸⁹ Sr 9 Ci ⁹⁰ Sr

Diese offensichtliche Beeinflussung der Jodfreisetzung durch Wasser hat vor über einem Jahr drei amerikanische Naturwissenschaftler veranlaßt, einen Brief an den Vorsitzenden der NRC zu schicken, in dem sie u.a. anregten, die durch die Chemie des Jods hervorgerufenen Effekte auch bei den Freisetzungsberechnungen zu berücksichtigen. Die darauf folgenden lebhaften Diskussionen, sowohl in der fachlichen Öffentlichkeit wie auch bei Anhörungen vor der NRC, haben auch Widerhall in der Bundesrepublik gefunden, wo sie anlässlich der Jahrestagung Kerntechnik 1981 erstmals vor einem breiteren Kreis diskutiert wurden.

Es steht außer Frage, daß eine allgemein gültige naturgesetzlich bedingte effektive Spaltjod-Rückhaltung bei "nassen" Störfällen, und um solche handelt es sich bei LWR-Störfällen immer, auch ihren Niederschlag in den Unfallfolgemodellen, insbesondere bei hypothetischen Störfällen finden müßte. Dabei ist es selbstverständlich, daß die Allgemeingültigkeit dieser Rückhalteeffekte belastbar nachgewiesen werden muß, ehe an eine Aufnahme in die Sicherheits- bzw. Risikoanalysen gedacht werden kann.

Im folgenden sollen die Grundlagen, der jetzige Kenntnisstand und die mögliche Anwendung dieser Kenntnisse auf die Beschreibung des Jod-Verhaltens bei schweren Reaktorstörfällen kurz dargestellt werden. Es sollen aber auch die vorhandenen Kenntnislücken aufgezeigt und die noch notwendigen Untersuchungen definiert werden.

2. Chemie des Jods in wasserhaltiger Umgebung;
derzeitiger Kenntnisstand

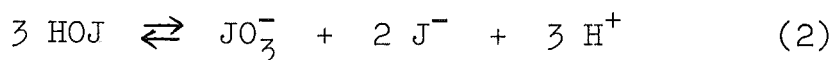
Über die chemische Form, in der das Spaltjod aus dem Kernbrennstoff austritt, liegen z.Z. keine sehr belastbaren Kenntnisse vor. Aus prinzipiellen Überlegungen läßt sich ableiten, daß hierfür das neutrale Jod-Atom oder das Jodid-Ion in Frage kommen. Für die folgenden Überlegungen soll der ungünstigere Fall angenommen werden, daß nämlich alles Spaltjod in Form neutraler Jod-Atome den Brennstoff verläßt und in die wasserdampfgesättigte Atmosphäre des Reaktor-druckbehälters eintritt.

Elementares Jod ist sehr reaktionsfreudig und setzt sich mit Wasser bzw. Wasserdampf in einer Gleichgewichtsreaktion um, bei der allgemein von folgendem Reaktionsablauf ausgegangen wird



Diese Hydrolysereaktion läuft sehr schnell ab; nach [2] beträgt die Halbwertszeit der Gleichgewichtseinstellung bei 20° C etwa 0,25 sec.

Nach dem heutigen Kenntnisstand ist die bei der Hydrolyse gebildete Unterjodige Säure HOJ nur wenig stabil und reagiert weiter nach



Über die Geschwindigkeit der Einstellung dieses Gleichgewichtes ist noch wenig bekannt; die in der Vergangenheit durchgeführten theoretischen Berechnungen zur Gleichgewichtslage der Gesamt-Hydrolyse-reaktion sind daher mit großen Unsicherheiten behaftet.

Chemische Gleichgewichte sind durch zwei wichtige Eigenschaften gekennzeichnet:

- Nach Einstellung des Gleichgewichtes liegen im System alle an der Reaktion beteiligten Partner nebeneinander vor, meist freilich in sehr unterschiedlichen Konzentrationen.
- Die Konzentrationsverhältnisse der einzelnen Partner in der Gleichgewichtslage hängen nicht davon ab, von welcher Seite aus das Gleichgewicht eingestellt wird. Die Zusammensetzung des Gemisches der Jod-Hydrolyse ist also unabhängig davon, ob von $J_2 + H_2O$ oder von äquimolekularen Mengen J^- und JO_3^- ausgegangen wird. Die niedrige Geschwindigkeit mancher Reaktionen kann jedoch dazu führen, daß die Gleichgewichtszusammensetzung nur langsam erreicht wird.

Die Lage des Jod-Hydrolysegleichgewichtes und damit die relativen Konzentrationen der einzelnen Jod-Spezies hängen stark von verschiedenen Parametern ab; als wichtigste sind zu nennen:

- Mit steigendem pH-Wert der Lösung verschieben sich die Gleichgewichte (1) und (2) stark nach der rechten Seite.

Im alkalischen Bereich ist die Gleichgewichtskonzentration an J_2 sehr gering; bei pH 9 liegt sie bei sonst gleichen Bedingungen um etwa den Faktor 20 niedriger als bei pH 8.

- Erhöhung der Temperatur wirkt sich ebenfalls in einer Verschiebung der Gleichgewichtslage nach der rechten Seite hin aus. Bei pH-Werten oberhalb 7 ist die Gleichgewichtskonzentration an J_2 unter sonst gleichen Bedingungen bei $100^\circ C$ um etwa 2 Zehnerpotenzen geringer als bei $25^\circ C$.
- Das Redoxpotential der Umgebung führt zu Reduktions- bzw. Oxidationsreaktionen, die sich der Hydrolyse überlagern und die Gleichgewichtskonzentrationen der einzelnen Jod-Spezies verändern. Anwesenheit von Wasserstoff oder Cu^+ -Ionen bewirkt eine Verminderung der Gleichgewichts- J_2 -Konzentration durch Reduktion zu J^- , bei entsprechendem Überschuß bis zum praktisch völligen Verschwinden der J_2^- , HOJ - und JO_3^- -Spezies. Luftsauerstoff kann andererseits J^- zu J_2 , HOJ oder JO_3^- oxidieren; die Ausbeute an den einzelnen oxidierten Spezies hängt dabei stark von den speziellen Bedingungen ab.
- Ionisierende Strahlung wirkt sich in verstärkter Bildung oxidierter Jod-Spezies aus; bei Jod-Konzentrationen unter etwa 10^{-3} g/l geht die J_2 -Bildung zugunsten der JO_3^- -Bildung zurück.
- Verunreinigungen können ebenfalls zu einer Veränderung der Gleichgewichtskonzentrationen führen. Durch Ag^+ -Ionen wird Jodid als unlösliches AgJ ausgefällt und damit den Gleichgewichtsreaktionen (1) und (2) entzogen.

Die in den Gleichgewichten (1) und (2) vorliegenden Jod-Spezies lassen sich grob in zwei Gruppen unterteilen

- flüchtige molekulare Spezies J_2 (und HOJ, falls es existiert und flüchtig ist)
- nichtflüchtige ionale Spezies J^- , JO_3^-

Die Kenngröße für die Flüchtigkeit ist der Verteilungskoeffizient, das Verhältnis der volumenbezogenen Jod-Konzentration in der Wasserphase zu der in der Gasphase. Wegen der großen Unterschiede in der Flüchtigkeit der verschiedenen Jod-Formen ist der Verteilungskoeffizient von der Lage der Hydrolysegleichgewichte unter den jeweils herrschenden Bedingungen sowie von der Temperatur abhängig.

Die in der Literatur veröffentlichten berechneten Verteilungskoeffizienten des Jods in Wasser-Dampf-Umgebung weisen große Schwankungen auf, die bis zu 4 Zehnerpotenzen reichen können. Die Ursachen liegen vor allem in den derzeitigen Unsicherheiten hinsichtlich Beständigkeit und Flüchtigkeit der Unterjodigen Säure; während von einer Seite angegeben wird, daß ihre Flüchtigkeit etwa gleichgroß der des molekularen Jods J_2 sei, wird von anderen Autoren ihre Existenz in der Dampfphase bezweifelt. Mit verantwortlich für diese widersprüchlichen Angaben sind auch die derzeitigen unbefriedigenden Analyseverfahren, die auf der Abscheidung und Messung der Jodaktivität auf sog. verbindungsselektiven Filtern beruhen. Die nicht konsistenten Angaben über die verwandten Adsorbentmaterialien lassen jedoch starke Zweifel an der Selektivität und damit auch an den Meßergebnissen als begründet erscheinen.

Wegen dieser Unsicherheiten der theoretischen Berechnungen kommt den Ergebnissen der experimentellen Bestimmungen größeres Gewicht zu. Die zeigen jedoch, wie aus den in Tabelle 2 beispielhaft aufgeführten Literaturwerten hervorgeht, auch noch kein geschlossenes Bild. Die Ergebnisse verdeutlichen die starke Abhängigkeit von den Parametern Konzentration und pH-Wert sowie den offensichtlich weniger starken Einfluß der Temperatur. Dagegen ist keine Auswirkung der Reaktionsrichtung zu erkennen: Während die Laborexperimente überwiegend von Lösungen des Jods in Wasser ausgingen, wurde bei den meisten Versuchen des erwähnten Großexperiments Jod-Dampf in den dampfgesättigten Gasraum des Versuchsbehälters eingebracht. Die Verteilungskoeffizienten liegen in den gleichen Größenordnungen, verhalten sich demnach so, wie es von Gleichgewichtsreaktionen zu erwarten ist.

Tabelle 2

Jod-Verteilungskoeffizient; experimentelle Ergebnisse

Temperatur	J-Konz.	pH-Wert	Vert.Koeff.	Durchführung
25°C	10 ⁻³ g/l	7,0	150 - 600	Laborexperiment
25°C	10 ⁻⁹ g/l	7,0	7500 - 11000	Laborexperiment
25°C	10 ⁻³ g/l	9,0	2200	Laborexperiment
85°C	10 ⁻⁹ g/l	9,6	5600	Laborexperiment
120°C	10 ⁻² g/l	8,0	160	Laborexperiment
80 - 120°C	10 ⁻³ g/l		10 ⁴ - 5 · 10 ⁵	Großexperiment
270°C	Spur	7,0	10 ³ - 10 ⁴	SWR-Betriebsmessung
270°C	Spur	8,5	> 10 ⁶	DWR-Dampferzeuger-Messung
~100°C	~10 ⁻⁴ g/l	~ 8	~ 10 ⁴	TMI-Reaktorgebäude

Die zentrale Bedeutung des Verteilungskoeffizienten für die realistische Berechnung der Jod-Freisetzung macht belastbare experimentelle Ergebnisse erforderlich. Insbesondere muß der Temperaturbereich 100 - 200° C noch durch entsprechende Untersuchungen belegt werden.

Ein weiterer, noch nicht ausreichend geklärter Punkt ist die Bedeutung, die flüchtigen Organojod-Verbindungen bei schweren Reaktorstörfällen zukommt. Die Existenz derartiger Verbindungen in der Abluft von Reaktoranlagen ist nachgewiesen, auch wurde berichtet, daß in der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre TMI-2 vor und nach dem Belüften derartige Verbindungen aufgetreten seien. Trotzdem erscheint es, ausgehend von ihren chemischen Eigenschaften, sehr unwahrscheinlich, daß sie im schweren Störfall eine Erhöhung der Jod-Flüchtigkeit über die oben genannten Verteilungskoeffizienten hinaus bewirken: Diese Verbindungen, oft summarisch als Methyljodid bezeichnet, werden durch Wasser bzw. Wasserdampf bei höheren Temperaturen unter Abspaltung von J^- zerlegt; die Reaktion wird durch pH-Werte oberhalb 7 gefördert, ebenso wirkt sich ionisierende Strahlung eher in einer Zerlegung als in einer Synthese aus. Die in der Nachunfallatmosphäre im Sicherheitsbehälter herrschenden Bedingungen dürften also die Bildung merklicher Mengen flüchtiger Organojodide zuverlässig ausschließen.

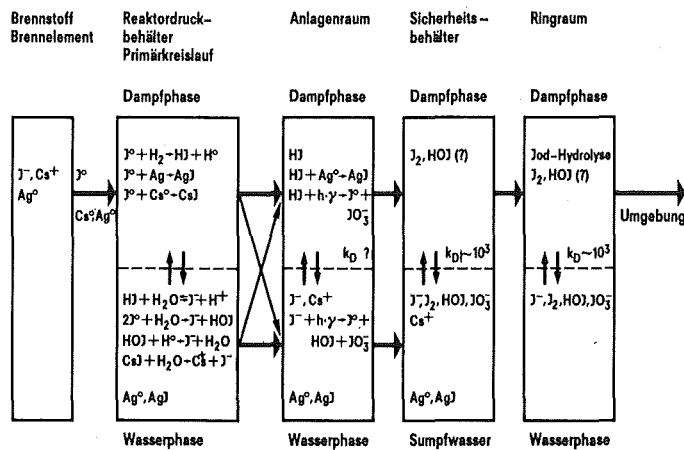
Bei den vorstehenden Überlegungen wurde immer davon ausgegangen, daß die angeführten Gleichgewichte tatsächlich eingestellt sind, was in der Realität wegen zu langsamer Reaktionsgeschwindigkeit nicht unbedingt der Fall sein muß. Die sehr schnelle Reaktion (1) ist von dieser Einschränkung nicht betroffen, wohl aber die Reaktion (2). Besonders für die Untersuchung des Jod-Verhaltens bei Störfällen mit offenem Sicherheitsbehälter (z.B. Freisetzungskategorie 2) wären belastbare Daten zur Kinetik dieser Reaktion von Bedeutung.

3. Anwendung des Kenntnisstandes auf die Analyse des Jod-Verhaltens beim schweren Störfall

Die unterschiedlichen Bedingungen, die nach einem schweren Störfall in den verschiedenen Teilen der Reaktor- und Kraftwerksanlage auftreten, wirken sich natürlich auch auf das Verhalten des aus dem Brennstoff freigesetzten Spaltjods aus. Der bisher einzige Versuch einer differenzierteren Analyse ist der als Folge der betr. Anhörungen im Auftrag der NRC erstellte Bericht NUREG-0772 [3], der wegen seiner geringen inhaltlichen Konsistenz jedoch eine sehr geteilte Aufnahme gefunden hat.

Im folgenden soll versucht werden, das Verhalten des Spaltjods in den verschiedenen Bereichen der Anlage anhand des in Bild 2 gezeigten Fließschemas zu diskutieren und dadurch zu einer Aussage über das Ausmaß der Freisetzung zu kommen.

Bild 2



Fließschema der Jod-Aktivität in der Kraftwerksanlage nach einem schweren Störfall (schematisch).

Für diese Überlegungen soll wegen seiner relativen Übersichtlichkeit als Unfallablauf der 2 F-Bruch einer Hauptkühlmittelleitung mit nachfolgendem Kernschmelzen angenommen werden; andere Abläufe erfordern Änderungen in der Analyse, die aber die Prinzipien der Jod-Chemie nicht in Frage stellen. Eventuell an Aerosole gebundenes Jod soll im folgenden aus den Betrachtungen ausgeklammert bleiben; über den betr. Anteil kann z.Z. noch nichts ausgesagt werden, andererseits wird das Aerosolverhalten in vorliegenden Modellen ausreichend beschrieben.

Aus dem Brennstoff werden, nach dem heutigen Kenntnisstand, Spaltjod und auch -cäsium praktisch vollständig und zwar zeitlich etwas vorlaufend zu den anderen Spaltprodukten freigesetzt. Die chemische Form des Spaltjods im Moment der Freisetzung ist noch unbekannt; konservativ soll angesetzt werden, daß es sich um neutrale Jod-Atome J^0 handelt.

Der erwähnte zeitliche Unterschied in der Freisetzung wirkt sich natürlich nur in den Volumenelementen des Brennstoffes aus, die sich im kritischen Temperaturbereich befinden. Wegen des von oben nach unten fortschreitenden Verlaufes der Kernaufheizung kann im wesentlichen von einem zeitgleichen Vorliegen des Spaltjods wie auch -cäsiums mit den anderen freigesetzten Spaltprodukten sowie verdampften Kernbestandteilen (z.B. Silber aus den Regelstäben) in der Atmosphäre des Reaktordruckbehälters ausgegangen werden.

Die Atmosphäre des Reaktordruckbehälters wird charakterisiert durch die Anwesenheit von Wasserdampf, Wassertropfen und Wasserstoff, wobei alle diese Partner in großem Überschuß gegenüber dem Spaltjod vorliegen. Die aus dem Brennstoff ausgetretenen Jod-Atome reagieren wahrscheinlich überwiegend mit dem

Wasserstoff, so daß in der Dampfphase HJ, in der kondensierten Phase gelöstes Jodid vorliegt. Ein Teil des Spaltjods wird Gelegenheit zur Reaktion mit Cäsium oder Silber unter Bildung von CsJ bzw. AgJ haben; diese Produkte werden teils mit dem Dampf, überwiegend wohl mit dem kondensierten Wasser weitertransportiert. Während des Transportes durch die Primärrohrleitung zur Bruchstelle findet ein lebhafter Stoffaustausch zwischen Dampfphase und kondensierter Phase statt.

Im Anlagenraum wird eine Trennung zwischen kondensierter Phase und Dampfphase angenommen, ebenso wird postuliert, daß durch den dem Spaltproduktaustritt vorangehenden Wasser-Dampf-Austritt die Luft aus dem Anlagenraum weitgehend verdrängt wurde; die Berechtigung dieser Annahmen muß allerdings noch durch thermohydraulische Berechnungen bestätigt werden. Unter diesen Bedingungen wird in der Dampfphase primär im wesentlichen HJ auftreten, das möglicherweise mit aerosolgetragener Silber zu AgJ reagieren kann. In der kondensierten Phase ist primär mit gelöstem Jodid zu rechnen, daneben auch mit unlöslichem AgJ; inwieweit eine Reaktion zwischen in der kondensierten Phase vorliegendem metallischen Silber und Jodid anzunehmen ist, bedarf noch näherer Untersuchungen.

Ganz allgemein läßt sich die Bedeutung des Silbers als Jodfänger heute noch nicht quantitativ bewerten; der große im Reaktorkern vorhandene Silberüberschuß (etwa 2 t Ag in den Regelstäben gegenüber einem Kerninventar von etwa 20 kg Jod) und die Tatsache, daß als AgJ gebundenes Spaltjod den flüchtigen Jod-Spezies liefernden Gleichgewichtsreaktionen entzogen ist, machen eingehendere Untersuchungen auf diesem Sektor notwendig.

Das intensive Strahlungsfeld im Anlagenraum kann zur Oxidation sowohl des HJ als auch des im Wasser gelösten J^- unter Bildung von J_2 sowie anderen oxidierten Spezies führen (vgl. Bild 2). Die Ausbeute der einzelnen Produkte in der Mischung läßt sich z.Z. nicht quantifizieren, da wichtige Parameter nicht ausreichend bekannt sind. Eine dieser wichtigen Kenngrößen ist der pH-Wert, zu dessen Einstellung sowohl die Borsäure als Primärkühlmittel und Druckspeicherlösung wie auch das LiOH des Primärkühlmittels beitragen. Noch stärker beeinflußt wird der pH-Wert u.U. durch das aus dem Brennstoff freigesetzte Cäsium, das chemisch ein starkes Alkalisierungsmittel darstellt und nach den jetzigen Modellen weitgehend aus dem Primärkreislauf freigesetzt wird; bisher existieren aber noch keine konkreten Vorstellungen über den Weg des Cäsiums vom Brennstoff in das Sumpfwasser.

Wegen dieser Unsicherheiten können derzeit noch keine Angaben zum Verteilungskoeffizienten des Jods im Anlagenraum gemacht werden. Zwar gelangen beide Phasen aus dem Anlagenraum in das anschließende Compartment Sicherheitsbehälterfreivolumen-Sumpfwasser, aber wahrscheinlich auf verschiedenen Wegen. Besonders für Austrittspfade, bei denen Gleichgewichtseinstellung im Sicherheitsbehälter nicht ohne weiteres unterstellt werden kann (z.B. FK 2), kann der Jod-Übertritt aus dem Anlagenraum in die Dampfphase vorübergehend den Anteil flüchtigen Jods im Freivolumen des Sicherheitsbehälters beeinflussen.

Im Sicherheitsbehälter steht das Sumpfwasser mit einer wasserdampfgesättigten Atmosphäre in Kontakt, wobei der Einfachheit halber und konservativ angenommen werden soll, daß dazwischen keine Strukturen existieren, die eine Zwischenkondensation von Wasser und damit Einstellung neuer Jod-Verteilungsgleich-

gewichte verursachen. Für den Fall des späten Überdruckversagens kann davon ausgegangen werden, daß die Verweilzeit im Sicherheitsbehälter lange genug zur Einstellung der Verteilungsgleichgewichte ist; für den Fall der nicht geschlossenen Klappen muß noch analysiert werden, ob dies auch angenommen werden darf oder nicht.

Setzt man als Gleichgewichtsbedingungen im Sicherheitsbehälter eine Temperatur von 150° C, eine Jod-Konzentration im Wasser von 10^{-2} g/l und einen pH-Wert des Sumpfwassers von 8,5 an, so ergibt sich dafür aus Tabelle 2 ein Jod-Verteilungskoeffizient von größenordnungsmäßig $10^3 - 10^4$ mit aus den verschiedenen Experimenten datierenden Extremwerten zwischen 200 und 10^5 . Ein angenommener Mittelwert von $5 \cdot 10^3$ würde bedeuten, daß etwa 2 % des im Sicherheitsbehälter vorliegenden Jods in flüchtiger Form in der Gasphase sind, ein Wert, der mit dem in Bild 1 erwähnten TMI-Wert von 3 % in guter Übereinstimmung steht. Die größte Unsicherheit der Daten stellt neben dem Verteilungskoeffizienten der pH-Wert des Sumpfwassers dar; außer der pH-Erhöhung durch das freigesetzte Spaltcäsium muß auch eine solche durch das aus der Reaktion der Kernschmelze mit Beton gebildete CaO in Betracht gezogen werden.

Beim Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters wird ein Großteil des flüchtigen Jods hinwegtransportiert. Die Folge ist eine Nachlieferung von flüchtigem Jod aus dem Sumpfwasser, unterstützt durch das Aufsieden des Sumpfwassers. Die Kinetik dieser Nachlieferung ist bisher noch ungeklärt und einer theoretischen Berechnung wohl kaum zugänglich, so daß belastbare Daten nur durch entsprechende Experimente erhalten werden können.

In den Ringräumen trifft der aus dem Sicherheitsbehälter austretende Dampf auf kältere Strukturen, so daß ein Teil davon kondensiert. In diesem, sich neu ausbildenden System Wasser-Wasserdampf kommt wiederum das Jod-Hydrolysegleichgewicht zum Tragen, allerdings unter etwas anderen Bedingungen als im Sicherheitsbehälter; auch ist nicht sicher, ob die Verweilzeit zur vollständigen Einstellung des Gleichgewichtszustandes ausreicht. Nimmt man als Bedingungen eine Temperatur von 100° C, eine Jod-Konzentration in der Wasserphase von 10^{-5} g/l und einen pH-Wert von 7,0 an, so ergibt sich daraus ein Verteilungskoeffizient der Größenordnung $10^3 - 10^4$.

Für die Bewertung des Verteilungskoeffizienten im Ringraum muß berücksichtigt werden, daß es sich hier wie beim offenen Sicherheitsbehälter um ein dynamisches System handelt. Die Entfernung von gasförmigem Jod über Leckagen bewirkt eine Nachlieferung aus der wässrigen Lösung, die jedoch eine entsprechend schnelle Neubildung der flüchtigen Spezies aus den nichtflüchtigen gemäß den Reaktionsgleichungen (1) und (2) voraussetzt (Reaktionsverlauf von rechts nach links). Voraussetzung für die Beurteilung der Nachlieferung sind entsprechende kinetische Daten, die jedoch noch zu erstellen sind.

4. Notwendige Untersuchungen zur Klärung offener Fragen

In einer neueren Stellungnahme der Bundesregierung [4] wird erwähnt, daß einer Verwendung neuer Erkenntnisse zur Jod-Freisetzung im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren wie auch bei der Neubewertung der Unfallrisiken bei hypothetischen Unfällen nichts im Wege stehe, sofern schlüssige, wissenschaftlich abgesicherte und unter allen zu unterstellenden Störfallsituationen lückenlos gültige Nachweise geführt werden könnten.

Bereits in den vorhergehenden Abschnitten wurde darauf hingewiesen, daß zum Erreichen dieses Standes noch Entwicklungsarbeiten notwendig sind, die vor allem die folgenden Schwerpunkte betreffen:

- Untersuchung der chemischen Form des Spaltjods nach der Freisetzung aus dem Brennstoff in die Wasser, Wasserdampf und Wasserstoff enthaltende Umgebung des Reaktordruckbehälters bzw. Primärkreislaufes. Diese Informationen werden als Eingabedaten für die Ermittlung der sich im Sicherheitsbehälter einstellenden Jod-Verteilungsgleichgewichte benötigt.
- Ermittlung der Jod-Verteilungskoeffizienten im System Wasser - Dampf unter den beim Störfall herrschenden Bedingungen (Temperatur, Jod-Konzentration, pH-Wert usw.), zur Klärung der im Augenblick noch vorhandenen großen Schwankungsbreiten.

- Bestimmung der chemischen Form des in der Dampfphase vorliegenden Jods; da diese Jod-Spezies in das nächste Compartment übertreten, beeinflussen sie das sich hier neu einstellende Gleichgewicht.
- Untersuchung der Reaktionen des Jods mit Aerosolen in der Dampfphase sowie mit im Wasser niedergeschlagenen Aerosolen. Die Reaktion mit dem in den Aerosolen vorhandenen Silber würde Jod als feste, nichtflüchtige Verbindung binden und dadurch den diskutierten Verteilungsgleichgewichten entziehen.
- Untersuchung der Jod-Nachlieferung aus der Wasserphase bei offenem System, sowohl unter den Bedingungen des Aufsiedens des Sumpfwassers wie auch für das im Ringraum abgeschiedene Wasser.
- Konkretisierung der thermohydraulischen Bedingungen an den verschiedenen Stellen des Systems; diese Daten gehen sehr wesentlich in die Ermittlung der Verteilungskoeffizienten ein.

Untersuchungen zu den die Jod-Chemie und -Verteilung betreffenden Punkten sind in der Bundesrepublik vorgesehen, wobei verschiedene Institute bzw. Laboratorien in abgestimmter Weise vorzugehen beabsichtigen. Die vorbereitenden bzw. Koordinierenden Gespräche sind angelaufen. Ein enger Kontakt zu den auf diesem Gebiet arbeitenden amerikanischen Instituten wäre diesen Vorhaben sehr förderlich; aus bisherigen Kontakten ist bekannt, daß auch auf US-Seite großes Interesse an einer derartigen Zusammenarbeit besteht.

Unter der Voraussetzung eines reibungslosen Anlaufens der Arbeiten, worunter nicht zuletzt ihre Finanzierung zu verstehen ist, kann damit gerechnet werden, daß in 2 - 3 Jahren Ergebnisse vorliegen, mit denen ein Modell erstellt werden kann, das das Verhalten des Spaltjods nach Unfällen realitätsnah zu beschreiben vermag.

5. Konsequenzen der Jod-Chemie für die Freisetzung bei schweren Reaktorstörfällen

Aus den Darlegungen des vorangehenden Abschnittes geht hervor, daß die in der bei einem LWR-Störfall herrschenden Wasser-Wasserdampf-Umgebung ablaufenden chemischen Reaktionen wirksame Rückhalte-mechanismen für das Spaltjod darstellen, die bei den bisherigen Analysen nicht oder nur teilweise berücksichtigt wurden. Der derzeitige Kenntnisstand ist noch nicht ausreichend zur Quantifizierung von Rückhalte-faktoren, auch gehört es nicht direkt zum Thema dieses Referates, weitergehende Aussagen über die Verminderung der Freisetzung zu machen. Trotzdem soll kurz ein vorläufiges Ergebnis erwähnt werden, das nach Berücksichtigung der Jod-Chemie auf die Freisetzung bei schweren Störfällen erhalten wurde:

In einer kürzlich publizierten amerikanischen Arbeit [5] wurde eine TMLB-Sequenz der Reactor Safety Study unter Verwendung von Jod-Verteilungskoeffizienten untersucht. Dabei ergab sich, daß je nach den getroffenen Annahmen Rückhalte-faktoren zwischen 6 und $7 \cdot 10^5$ erhalten werden, denen ein in der Reactor Safety Study ermittelter Wert von 1,5 gegenübersteht.

Wenn auch diese Angaben mangels ausreichender Daten und Analysen nicht als belastbare Aussagen angesehen werden können, so zeigen sie doch deutlich die Breite des heutigen Unsicherheitsbandes. Die in den heutigen Analysen vorhandenen Konservativitäten hinsichtlich der Spaltprodukt-Freisetzung nach schweren Störfällen sind möglicherweise so groß, daß nicht nur die aus ihnen errechneten Umgebungsbelastungen fern von jeder Realität sind, sondern daß auch die auf ihnen basierenden Maßnahmen, wie z.B. Notfallplanung, nicht optimal im Sinne einer Risiko- und Schadensminimierung geplant werden können.

Wir, die Autoren dieses Aufsatzes, glauben, daß der Aufklärung des Jod-Verhaltens im Rahmen der Reaktorsicherheitsforschung ein hoher Stellenwert zukommen sollte und daß es an der Zeit ist, dieses bisher wenig berücksichtigte Gebiet mit dem gebotenen Nachdruck zu bearbeiten. Ein Einengen des oben erwähnten Unsicherheitsbandes würde entscheidend zu einer realitätsnahen Ermittlung des nuklearen Risikos beitragen, einen rationalen Vergleich mit anderen natürlichen und technischen Risiken ermöglichen und damit auch helfen, die öffentlichen Diskussionen um die Akzeptanz der Kernenergie zu versachlichen.

6. Literatur

1. H. A. Morewitz
Fission Product and Aerosol Behavior Following Degraded Core Accidents.
Nucl. Technology 53, 120 - 134 (1981).

2. M. Eigen u. K. Kustin
The Kinetics of Halogen Hydrolysis.
J. Am. Chem. Soc. 84, 1355 - 1361 (1962).
3. M. Silberberg (Report Coordinator)
Technical Bases for Estimating Fission Product Behavior
During LWR Accidents.
Report NUREG-0772 (1981).
4. Antwort der Bundesregierung auf die Kleine Anfrage der
Abgeordneten Spranger et al. und der Fraktion der CDU/
CSU "Konsequenzen für den Strahlenschutz aus dem Un-
fall im amerikanischen Kernkraftwerk bei Harrisburg".
Bundestags-Drucksache 9/863 vom 2.10.1981.
5. M. Levenson u. F. Rahn
Realistic Estimates of the Consequences of Nuclear
Accidents.
Nuclear Technology 53, 99 - 110 (1981).

PROJEKT NUKLEARE SICHERHEIT
JAHRESKOLLOQUIUM 1981

DAS DEFORMATIONSVERHALTEN VON ZIRCALOY-HÖLLROHREN BEIM KÜHLMITTEL-
VERLUSTSTÖRFALL UND SEINE WECHSELWIRKUNG MIT DER KERNNOTKÜHLUNG

F.-J. ERBACHER

KERNFORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE
INSTITUT FÜR REAKTORBAUELEMENTE

Das Deformationsverhalten von Zircaloy-Hüllrohren beim
Kühlmittelverluststörfall und seine Wechselwirkung mit der
Kernnotkühlung

Zusammenfassung

Der Bericht beschreibt die wesentlichen Ergebnisse der bei KfK durchgeführten out-of-pile Berstversuche, in-pile Berstversuche, out-of-pile Flutversuche, sowie Modellentwicklungen zum Brennstabverhalten beim Kühlmittelverluststörfall: Die entscheidenden Phänomene der Hüllrohrdeformation sind experimentell untersucht und können mit Rechenmodellen beschrieben werden. Alle bislang durchgeführten Berst- und Flutversuche zeigen, daß die Kühlbarkeit des Reaktorkerns beim Kühlmittelverluststörfall aufrechterhalten werden kann.

LWR Fuel Cladding Deformation in a LOCA and its Interaction
with the Emergency Core Cooling

Abstract

The paper summarizes research results of out-of-pile burst tests, in-pile burst tests, out-of-pile flooding tests and modeling work on fuel behavior in a LOCA performed at KfK: The dominant phenomena of the cladding deformation and failure have been clarified by experiments and can be modeled by computer codes. The burst and flooding tests performed up to now suggest that the coolability of the core under LOCA conditions can be maintained.

DAS DEFORMATIONSVERHALTEN VON ZIRCALOY-HÜLLROHREN BEIM KÜHLMITTEL- VERLUSTSTÖRFALL UND SEINE WECHSELWIRKUNG MIT DER KERNNOTKÜHLUNG

Einleitung

In der Wiederauffüll- und Flutphase eines Kühlmittelverluststörfalles können die Zircaloy-Hüllrohre eines Druckwasserreaktors Temperaturen erreichen, bei denen Sie unter der Wirkung des inneren Überdrucks aufblähen und bersten. Derartige Hüllrohrverformungen verengen den Kühlkanalquerschnitt im Brennelement und können infolge dessen zu einer lokalen Verschlechterung der Notkühlung führen.

Der Nachweis einer ausreichenden Notkühlbarkeit des Reaktorkerns erfolgt bei der derzeitigen Genehmigungspraxis auf der Basis eines s. g. Schadensumfangsberichtes. Hierbei wird die Zahl der geborstenen Brennstabhüllrohre sowie die Größe und Verteilung der Hüllrohrdeformationen im Reaktorkern ermittelt und aufgezeigt, daß größere Kühlkanalversperrungen auf kleine Bereiche im Reaktorkern begrenzt bleiben und die Kernnotkühlung nicht unzulässig verschlechtern.

Es wurden Einzelstab- und Bündeltests durchgeführt, um experimentelle Daten für die im Rahmen des Genehmigungsverfahrens benötigten Rechenprogramme zu gewinnen. Den verschiedenen Experimenten wurden die in der Abb. 1 dargestellten Temperatur- und Druckbelastungen der Hüllrohre zugrunde gelegt.

Im folgenden werden die wesentlichen Ergebnisse folgender, im Rahmen des PNS des Kernforschungszentrums Karlsruhe durchgeführten Vorhaben zusammengefaßt: REBEKA out-of-pile Berstversuche, FR-2 in-pile Berstversuche sowie FEBA out-of-pile Flutversuche.

Deformationsverhalten von Einzelstäben

Im Rahmen des REBEKA-Programmes wurde eine Vielzahl von Einzelstabversuchen durchgeführt, mit dem Ziel, den Deformationsmechanismus von Zircaloy-Hüllrohren zu untersuchen /1/. Parallel zu den Versuchen wurde ein Deformationsmodell entwickelt /2/. Das Modell geht von der Annahme aus, daß der Berstzeitpunkt dann erreicht ist, wenn die lokale Spannung die begrenzende Berstspannung erreicht. Basierend auf experimentellen Hinweisen wurde angenommen, daß die Berstspannung von der Temperatur und dem Oxidationsgrad der Zircaloy-Hüllrohre abhängt. Die Abb. 2 zeigt schematisch das Deformationsmodell. In den folgenden Abbildungen sind die experimentellen Ergebnisse im Vergleich zu den berechneten Werten dargestellt.

Die Abb. 3 zeigt die Bersttemperatur von Zircaloy-Hüllrohren in Abhängigkeit vom Berstdruck. Das Diagramm zeigt den Einfluß der Aufheizrate auf die Bersttemperatur über den gesamten untersuchten Druck- und Temperaturbereich: Hohe Aufheizraten führen zu höheren Bersttemperaturen als niedrige Aufheizraten. Aufgrund der guten Übereinstimmung zwischen experimentellen Daten und theoretischer Vorhersage kann erwartet werden, daß mit Hilfe des entwickelten Berstmodells die Zahl der defekten Brennstäbe bei einem Kühlmittelverluststörfall mit hinreichender Genauigkeit ermittelt werden kann.

Abb. 4 zeigt die Berstumfangsdehnung in Abhängigkeit von der Bersttemperatur. Das Diagramm verdeutlicht ebenfalls einen starken Einfluß der Aufheizrate auf die Berstdehnung. Im α -Bereich steigt die Berstumfangsdehnung mit kleiner werdender Aufheizrate, im β -Bereich nimmt die Berstdehnung mit kleiner werdender Aufheizrate ab. Diese Umkehr des Dehnungsverhaltens im β -Bereich in

Abhängigkeit von der Aufheizrate ist auf den Einfluß der Oxidation des Zircaloy zurückzuführen. Es muß darauf hingewiesen werden, daß die aus dem Diagramm ersichtlichen, relativ großen Dehnungen von über 100 % jedoch nur für annähernd gleiche Temperaturen auf dem Hüllrohrumfang gelten.

In Einzelstabversuchen, bei denen das Umgebungsrohr unbeheizt blieb und sich infolge dessen Temperaturunterschiede auf dem Hüllrohrumfang ausbildeten, konnten nachgewiesen werden, daß bei der Verformung von Zircaloy-Hüllen in der α - bzw. $(\alpha+\beta)$ -Phase ein Zusammenhang zwischen der Berstumfangsdehnung und der azimuthalen Temperaturdifferenz auf dem Hüllrohr besteht: Kleine azimuthale Temperaturunterschiede auf dem Hüllrohr verursachen eine relativ gleichmäßige Abnahme der Hüllrohrwandstärke auf dem Umfang und führen infolge dessen zu relativ großen Umfangsdehnungen, große azimuthale Temperaturunterschiede während der Verformung führen zu einer bevorzugten Wandstärkenabnahme nur auf dem heißen Teil des Hüllrohrumfangs und damit zu relativ niedrigen Berstumfangsdehnungen.

Die Abb. 5 zeigt quantitativ den Einfluß von azimuthalen Temperaturdifferenzen auf die Berstumfangsdehnung. Der eingetragene Kurvenzug ist das Ergebnis des in Abb. 2 dargestellten Rechenmodells, welches zur Berücksichtigung azimuthaler Temperaturdifferenzen für lokale Bereiche auf dem Hüllrohrumfang angewendet wurde. Die Abbildung unterstreicht den stark reduzierenden Einfluß azimuthaler Temperaturdifferenzen auf die Berstumfangsdehnung. Die Größe der azimuthalen Temperaturdifferenz auf dem Hüllrohrumfang ist daher eine der ausschlaggebendsten Einflußgrößen auf die Größe von Hüllrohrdehnungen und Kühlkanalversperrungen beim Kühlmittelverluststörfall.

Abb. 6 verdeutlicht an zwei Beispielen aus den REBEKA-Einzelstabversuchen die Zusammenhänge. Es konnte experimentell nachgewiesen werden, daß eine Hüllrohrverformung unter azimuthalen Temperaturdifferenzen im α - und $(\alpha+\beta)$ -Bereich stets von einer Rohrverbiegung begleitet ist, welche auf das anisotrope Verhalten des Zircaloy zurückzuführen ist. Dies bewirkt, daß sich der Spalt

zwischen Pelletsäule und Hülle auf der heißen Seite schließt und auf der gegenüberliegenden kalten Seite öffnet. Eine derartig, während der Hüllrohrverformung sich ausbildende Rohrverbiegung führt zu einer Vergrößerung azimuthaler Temperaturdifferenzen und infolge dessen zu einer Verringerung der Berstumfangsdehnung.

Deformationsverhalten und Kühlkanalversperrung im Stabbündel

In der REBEKA-Versuchsanlage wurden bislang 4 Bündelversuche mit 25iger Stabbündeln voller Länge durchgeführt. Die Versuchsbedingungen wurden so ausgewählt, daß sie typisch für Brennstäbe mittlerer Stabileistung beim Kühlmittelverluststörfall sind und von denen aufgrund der Einzelstabversuche erwartet werden konnte, daß relativ große Hüllrohrdehnungen und Kühlkanalversperrungen auftreten. Die Abb. 7 zeigt schematisch die Versuchsführung sowie die Versuchsrandbedingungen.

Die bei den Bündelversuchen ermittelten Bersttemperaturen und Berstdrücke stimmen gut mit den an Einzelstäben gemessenen Berst-
daten überein (siehe Abb. 3). Die gemessenen Berstdehnungen sind jedoch relativ gering (siehe Abb. 4) und die Folge von Temperaturdifferenzen auf dem Hüllrohrumfang (siehe Abb. 5).

Es konnte nachgewiesen werden, daß die Kühlung beim Fluten azimuthale und axiale Temperaturdifferenzen auf den Hüllrohren ausbildet und damit die Größe sowie die axiale Erstreckung der Hüllrohrverformung begrenzt (Abb. 8).

Im Falle vorhandener Temperaturunterschiede auf dem Hüllrohrumfang infolge exzentrischer Lage der Pellets im Hüllrohr werden diese aufgrund zunehmender Hüllrohrverformung sowie der Kühlwirkung beim Fluten verstärkt. Dies führt zu einer zunehmenden Rohrverbiegung und als Folge zu einer weiteren Vergrößerung azimuthaler Temperaturdifferenzen. Diese Effekte bewirken relativ niedrige Berstumfangsdehnungen /3/.

Abb. 9 verdeutlicht an einem Beispiel den Einfluß der Kühlung auf die Hüllrohrverformung im Falle einer exzentrischen Lage der Pellets im Hüllrohr. Das Diagramm zeigt, daß die Berstumfangsdehnung mit größer werdendem Wärmeübergang abnimmt. In der Flutphase eines Kühlmittelverluststörfalles sind Wärmeübergangskoeffizienten größer als $50 \text{ W/m}^2\text{K}$ zu erwarten. Daher können nur Versuche, bei denen dieser typische Bereich des Wärmeübergangs in der Flutphase simuliert wird, typische Hüllrohrverformungen ergeben. Bündeltests bei nur geringer Dampfkühlung führen zu untypisch großen Berstdehnungen und Kühlkanalversperrungen.

Das Zweiphasengemisch beim Fluten wirkt sich zusammen mit den Gitterabstandshaltern auch auf die axiale Verteilung der Hüllrohrverformung zwischen den Abstandshaltern aus. Da der Wärmeübergang zwischen den Brennstäben und dem Dampf-Wassertropfen-Gemisch fast ausschließlich durch Konvektion erfolgt und der konvektive Wärmestrom von der Hüllrohrwand zum Dampf bedeutend größer ist als der Wärmestrom vom Dampf zum Wasser, bildet sich während der Flutphase in der Zweiphasenströmung ein thermisches Ungleichgewicht, d. h. eine Überhitzung des Dampfes längs des Kühlkanals, aus. In den Bündelversuchen wurden Dampftemperaturen bis etwa $600 \text{ }^\circ\text{C}$ gemessen. Stromabwärts hinter dem Abstandshalter entsteht eine feinere Verteilung der Wassertropfen, was infolge der größeren Tropfenoberfläche zu einer wirkungsvolleren Wärmesenke für den überhitzten Dampf führt. Die turbulenz erhöhende Wirkung der Abstandshalter ergibt eine intensivere Durchmischung der Wassertropfen mit dem überhitzten Dampf und infolge dessen eine Verkleinerung des Dampfüberhitzungsgrades hinter jedem Abstandshalter. Bis zum nächsten Abstandshalter in Strömungsrichtung vergrößert sich jedoch der Überhitzungsgrad wieder, was zur Ausbildung eines axialen Temperaturprofils zwischen zwei Abstandshaltern führt. Bei den Bündelversuchen wurden zum Berstzeitpunkt axiale Temperaturunterschiede zwischen den zwei inneren Abstandshaltern bis zu 50 K gemessen. Ein derartiges axiales Profil der Hüllrohrtemperaturen führt zu einer axialen Verschiebung der maximalen Hüllrohrdeformation in Richtung des nächsten Abstandshalters und verhindert axial ausgedehnte Umfangsdehnungen.

Die Abb. 10 verdeutlicht die durch Wechselwirkung zwischen Kühlung und Deformation verursachten, relativ niedrigen Berstumfangsdehnungen sowie das axial verschobene Deformationsprofil. Die Abbildung zeigt ferner, daß die sechs Berststellen in dem gezeigten mittleren Abstandshalterbereich axial über eine Länge von etwa 200 mm statistisch verteilt sind. Die axiale Verteilung der Berststellen ist wegen der extremen Temperaturempfindlichkeit der Hüllrohrdeformation auf lokale Toleranzen der Abmessungen und Materialeigenschaften von Pellet und Hüllrohr zurückzuführen. Eine koplanare Lage aller Berststellen in einer axialen Ebene trat nicht auf. Die maximale Kühlkanalversperrung an den inneren 9 Stäben betrug 52 %.

Die Abb. 11 verdeutlicht als Szenario die bei den REBEKA-Bündelversuchen beobachtete Wechselwirkung zwischen Thermohydraulik und Hüllrohrverformung.

Vergleich zwischen out-of-pile und in-pile Ergebnissen

Zur Überprüfung der Simulationsqualität der out-of-pile Tests mit elektrisch beheizten Brennstabsimulatoren wurden in-pile Tests durchgeführt, um den Einfluß der nuklearen Parameter auf den Verformungsmechanismus von Zircaloy-Hüllen zu untersuchen.

Im Reaktor FR-2 des Kernforschungszentrums wurden in-pile Versuche an vorbestrahlten und unbestrahlten Einzelstäben von 500 mm Länge als transiente Berstversuche in Dampfatosphäre durchgeführt /4/. Die Berstdaten dieser in-pile Tests, d. h. Berstdruck, Bersttemperatur und Berstdehnung, liegen im Streuband der REBEKA out-of-pile Ergebnisse (siehe Abbn. 3 und 4).

Die relativ niedrigen Berstdehnungen der FR-2 in-pile Tests sind im wesentlichen das Ergebnis azimuthaler Temperaturdifferenzen auf dem Hüllrohr. Abb. 12 zeigt die Berstumfangsdehnung als Funktion der azimuthalen Temperaturdifferenz bei maximaler Hüllrohrtemperatur. Das Diagramm zeigt, daß erhebliche Temperaturunterschiede auf dem Hüllrohrumfang gemessen wurden. Es konnte kein Einfluß des bei vorbestrahlten Brennstäben fragmentierten Brennstoffes auf die Größe der azimuthalen Temperaturdifferenzen

und eine eventuelle Vergleichmäßigung von Temperaturen auf dem Hüllrohrumfang festgestellt werden. Der Abbrand hatte keinen Einfluß auf die Berstdaten, ebenso ergab sich kein Unterschied zwischen unbestrahlten und vorbestrahlten Brennstäben. Allerdings lag bei den vorbestrahlten Brennstäben der Brennstoff in fragmentierter Form vor. Es wurde experimentell festgestellt, daß die Bewegung der Brennstofffragmente in die deformierenden Bereiche erst beim Bersten auftrat und daher die Hüllrohrverformung nicht beeinflussen konnte.

Aus den FR-2 in-pile Tests kann daher geschlossen werden, daß kein Einfluß der nuklearen Parameter auf die Hüllrohrverformung existiert.

Einige andere, teilweise noch vorläufige in-pile Ergebnisse sind ebenfalls in der Abb. 4 dargestellt: EOLO-Tests in ESSOR /5/, PBF-Tests /6/ sowie NRU-Tests /7/. Die Ergebnisse dieser in-pile Tests liegen ebenfalls im Streuband der FR-2 in-pile und REBEKA out-of-pile Ergebnisse und lassen ebenfalls keinen systematischen Einfluß der nuklearen Randbedingungen auf die Hüllrohrverformung erkennen.

Einfluß von Kühlkanalblockaden auf die Kühlbarkeit

Bei den REBEKA-Versuchen konnte keine Beeinträchtigung der Kühlwirkung infolge deformierter Hüllrohre und resultierender Kühlkanalversperrungen festgestellt werden. Um jedoch den Einfluß von Kühlkanalversperrungen auf den Kühlmechanismus detailliert zu untersuchen, wurden im Rahmen des FEBA-Programmes Flutexperimente an einem 5x5-Stabbündel durchgeführt, bei denen die aufgeblähten Hüllrohre durch konische Hülsen simuliert wurden /8/. Die Abb. 13 zeigt gemessene Hüllrohrtemperaturverläufe im blockierten und unblockierten Bündelbereich für Flutraten von 3,8 und 2,2 cm/s für eine Kühlkanalversperrung von 62 % im blockierten Bereich. Die Diagramme zeigen, daß unter den gegebenen Versuchsrandbedingungen der Effekt der Wassertropfenzerstäubung in der Blockade, welcher den Wärmeübergang verbessert, den den Wärmeübergang verschlechternden Effekt der Durchsatzverringerung überkompensiert.

Dies hat zur Folge, daß die Hüllrohrtemperatur stromabwärts hinter der Blockade bei einer Flutrate von 3,8 cm/s sogar etwas niedriger ist als im unblockierten Bereich. Lediglich bei der relativ niedrigen Flutrate von 2,2 cm/s sind die Hüllrohrtemperaturen im blockierten und unblockierten Bereich etwa gleich.

Versuche an erheblich größeren Bündeln (FLECHT/SEASET, 2D/3D) haben zum Ziel, diese Ergebnisse unter den Randbedingungen großräumiger Strömungsverteilungen zu bestätigen.

Zusammenfassung und Schlußfolgerungen

- Das Deformationsverhalten von Zircaloy-Hüllrohren ist experimentell untersucht und kann modellmäßig beschrieben werden.
- Die Berstumfangsdehnung der Zircaloy-Hüllrohre wird entscheidend durch ungleichförmige Temperaturverteilungen auf den Hüllrohren bestimmt.
- Im Falle ungleichförmiger Temperaturverteilungen bleiben die maximalen Dehnungen auf Heißstellen begrenzt, wodurch große und ausgedehnte Umfangsdehnungen verhindert werden.
- Die sich beim Fluten verstärkt ausbildende Kühlwirkung des Zweiphasengemisches vergrößert axiale und azimutale Temperaturdifferenzen auf dem Hüllrohr und trägt auf diese Weise zur Begrenzung ausgedehnter und großer Dehnungen bei.
- Die experimentell festgestellten maximalen Kühlkanalversperrungen im Stabbündel betragen etwa 50 %.
- Es liegen keine Hinweise vor, daß derartige Kühlkanalversperrungen zu einer Beeinträchtigung der Notkühlung führen.
- In-pile Tests zeigen keinen Einfluß der nuklearen Randbedingungen auf die Hüllrohrverformung.

Literatur

- /1/ F.J. Erbacher, H.J. Neitzel, and K. Wiehr:
"Studies on Zircaloy Fuel Clad Ballooning in a LOCA, Results of Burst Tests with Indirectly Heated Fuel Rod Simulators", STP 681 Proc. of the ASTM Fourth International Conference on Zirconium in the Nuclear Industry, June 26-29, 1978.
- /2/ H.J. Neitzel and H.E. Rosinger:
"The Development of a Burst Criterion for Zircaloy Fuel Cladding under LOCA Conditions", KfK 2893, AECL-6420, October 1980.
- /3/ K. Wiehr, F.J. Erbacher, and H.J. Neitzel:
"Influence of Thermohydraulics on Fuel Rod Behavior in a LOCA", Proc. of the CSNI Specialist Meeting on Safety Aspects of Fuel Behavior in Off-Normal and Accident Conditions, September 1-4, 1980, Espoo, Helsinki, Finland.
- /4/ E.H. Karb et al.:
"KfK In-pile Tests on LWR Fuel Rod Behavior During the Heatup Phase of a LOCA", KfK 3028, Oktober 1980
- /5/ G. Friz et al.:
"EOL0-JR: A Single Rod Burst Test Program in the ESSOR Reactor", ANS-ENS Topical Meeting on Reactor Safety Aspects of Fuel Behavior, August 2-6, 1981, Sun Valley, Idaho (USA).
- /6/ P.E. Mac Donald et al.:
"Cladding Deformation During a Large Break LOCA", ANS-ENS Topical Meeting on Reactor Safety Aspects of Fuel Behavior, August 2-6, 1981, Sun Valley, Idaho (USA).
- /7/ C.L. Mohr et al.:
"Quick Look Report Materials Test-1, LOCA-Simulation in the NRU Reactor", NUREG/CR-2152, Vol. 1, PNL-3835 (1981).
- /8/ P. Ihle et al.:
"Flutexperimente mit blockierten Anordnungen (FEBA)", PNS-Jahresbericht 1980, KfK 2950, April 1981.

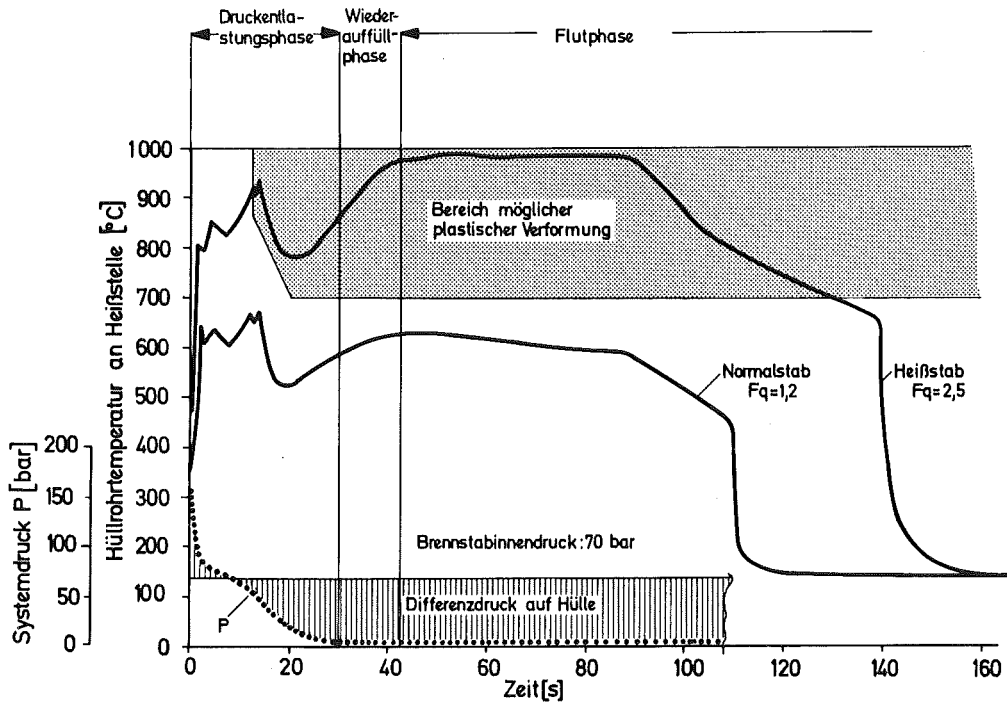


Abb. 1: Hüllrohrbelastung beim Kühlmittelverluststörfall

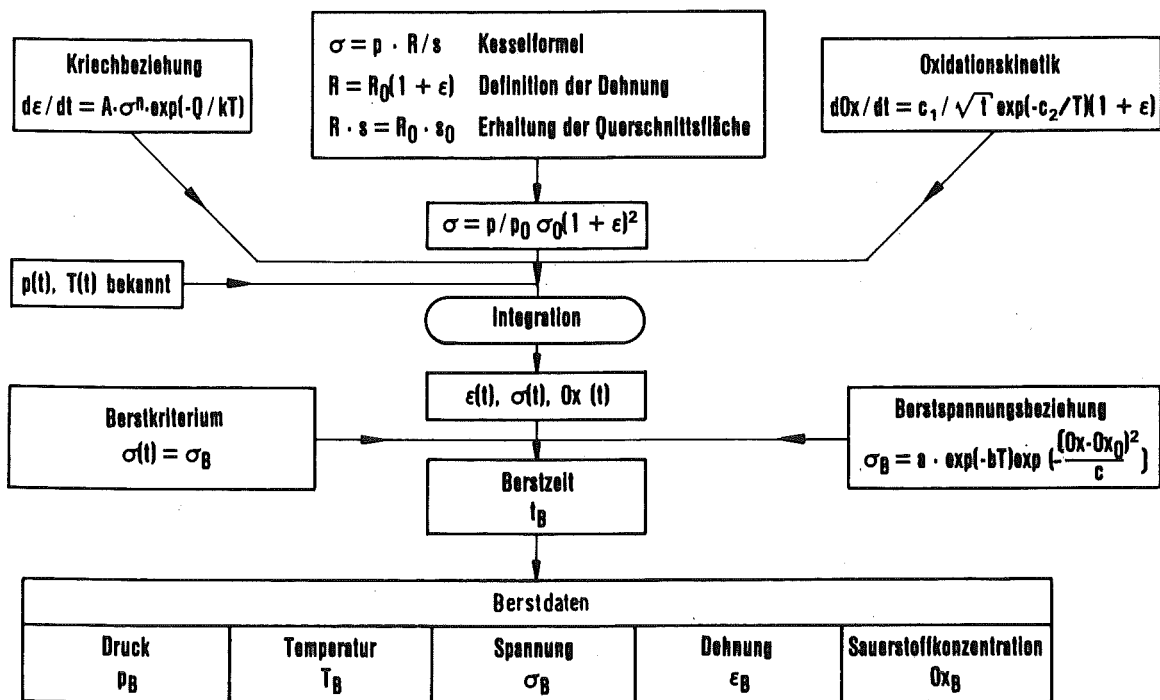


Abb. 2: REBEKA Burstkriterium und Deformationsmodell (schematisch)

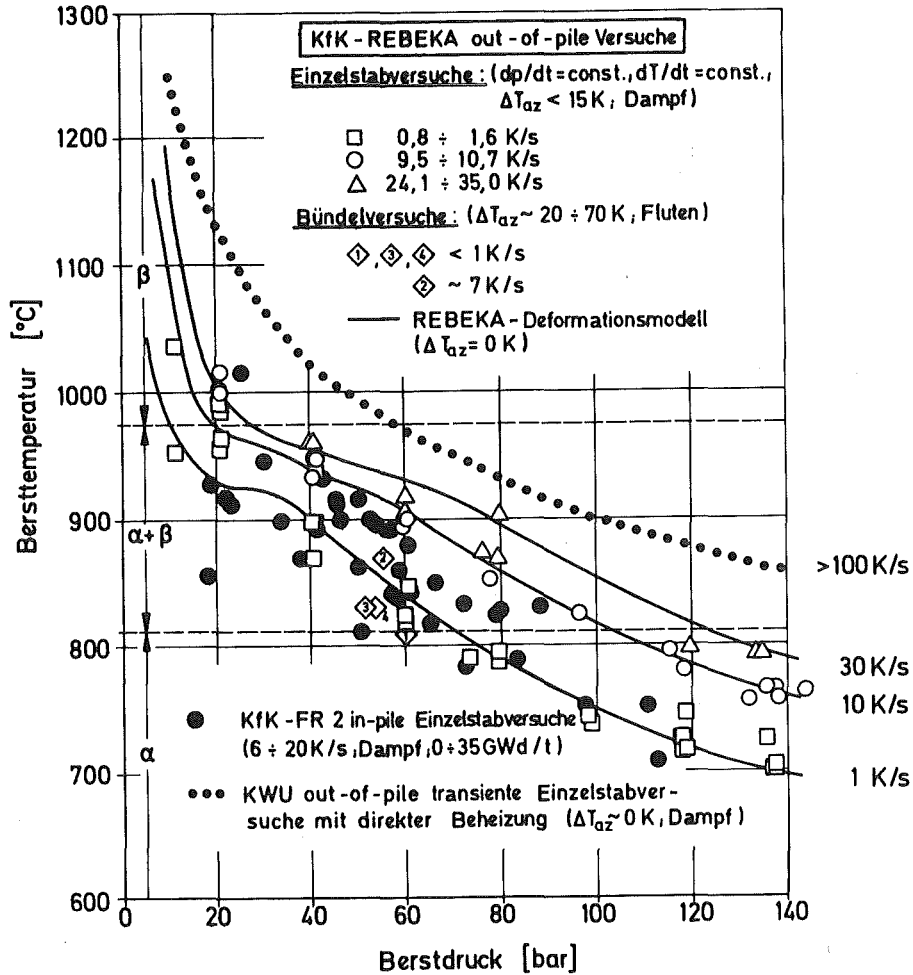


Abb. 3: Bersttemperatur über Berstdruck

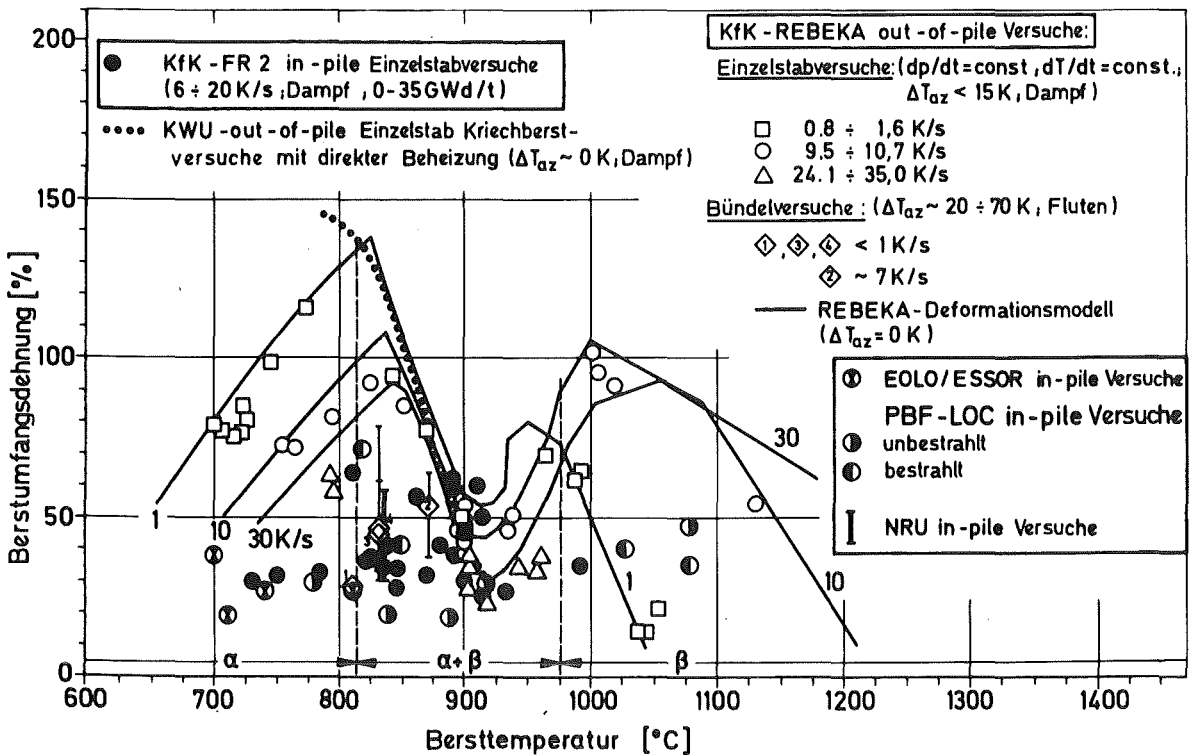


Abb. 4: Berstdehnung über Bersttemperatur

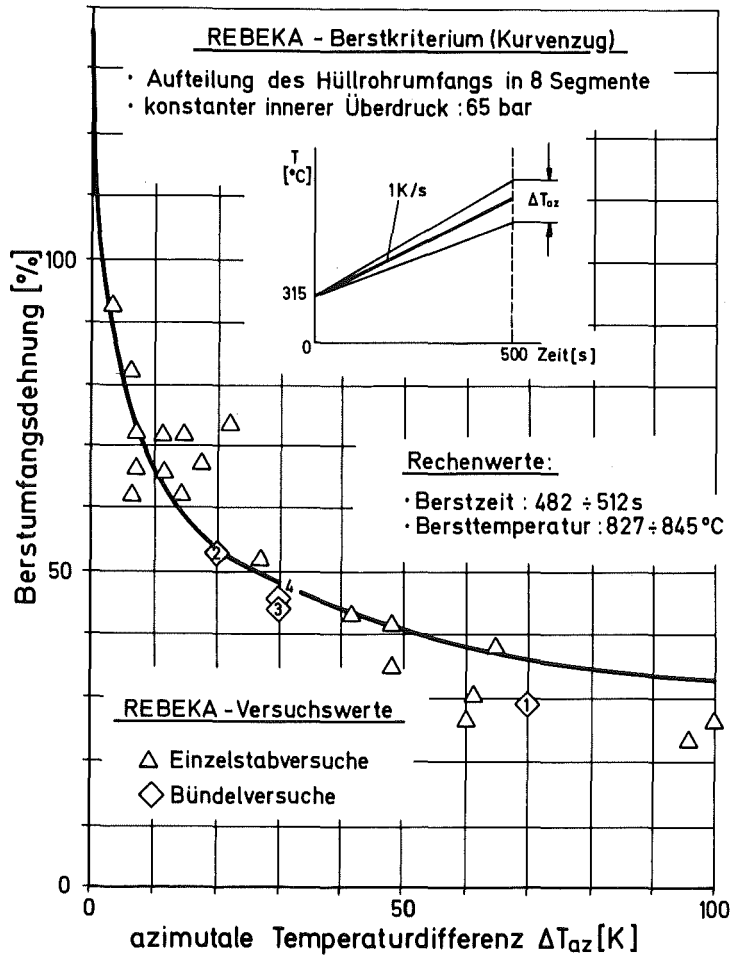
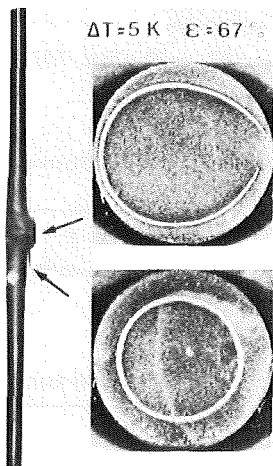


Abb. 5.: Berstdehnung über azimuthaler Temperaturdifferenz

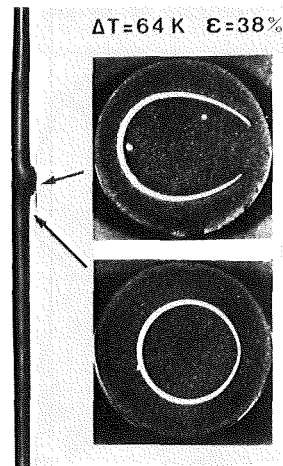
Deformation bei kleinen azimuthalen Temperaturdifferenzen



symmetrische Deformation
ohne Rohrverbiegung

→ große Berstumfangsdehnung

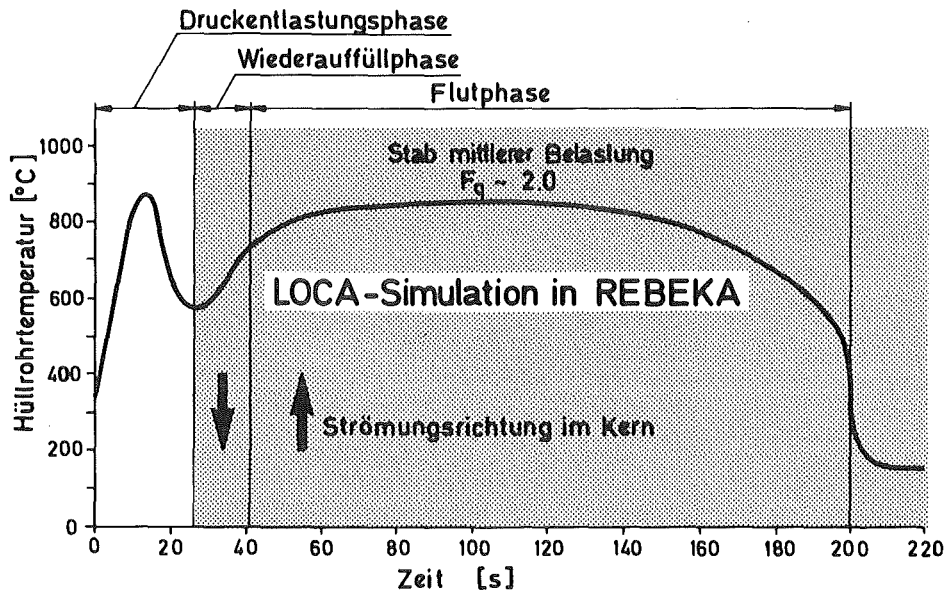
Deformation bei großen azimuthalen Temperaturdifferenzen



unsymmetrische Deformation
mit Rohrverbiegung

→ kleine Berstumfangsdehnung

Abb. 6: Deformationsmechanismus



- Heliuminnendruck im Stab 70 bar
- Nachwärmeleistung in Stabmitte 20 W/cm
- Wärmeübergang durch abwärtsge-
richtete Dampfströmung in Wieder-
auffüllphase 30 W/m²K
- Kalte Flutrate (Zwangsluten) 3 cm/s
- Flutwassertemperatur 130°C
- Systemdruck 4 bar
- Max. Hüllrohrtemperatur zu Flut-
beginn (Testparameter) 750-850 °C

➔ Hüllrohrtemperatur- u. Innendruckverläufe sind das automatische Ergebnis aus Nachwärmeleistung, Kühlung sowie Hüllrohrverformung.

Abb. 7.: Versuchsführung und Versuchsbedingungen der REBEKA-Bündelversuche

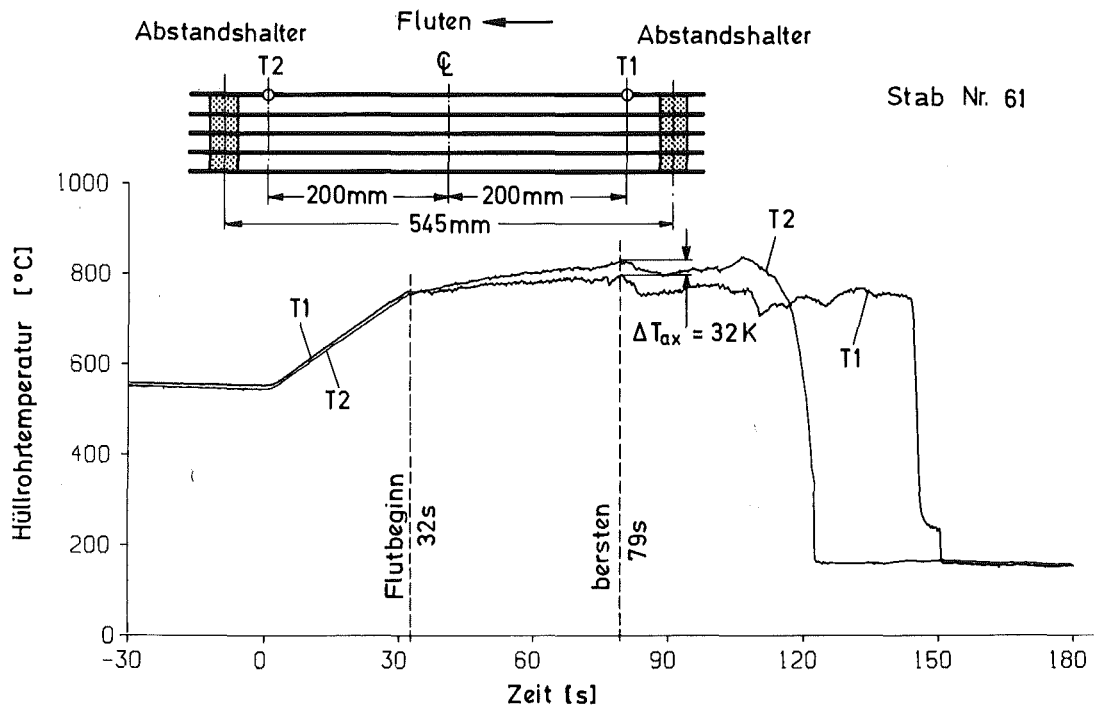
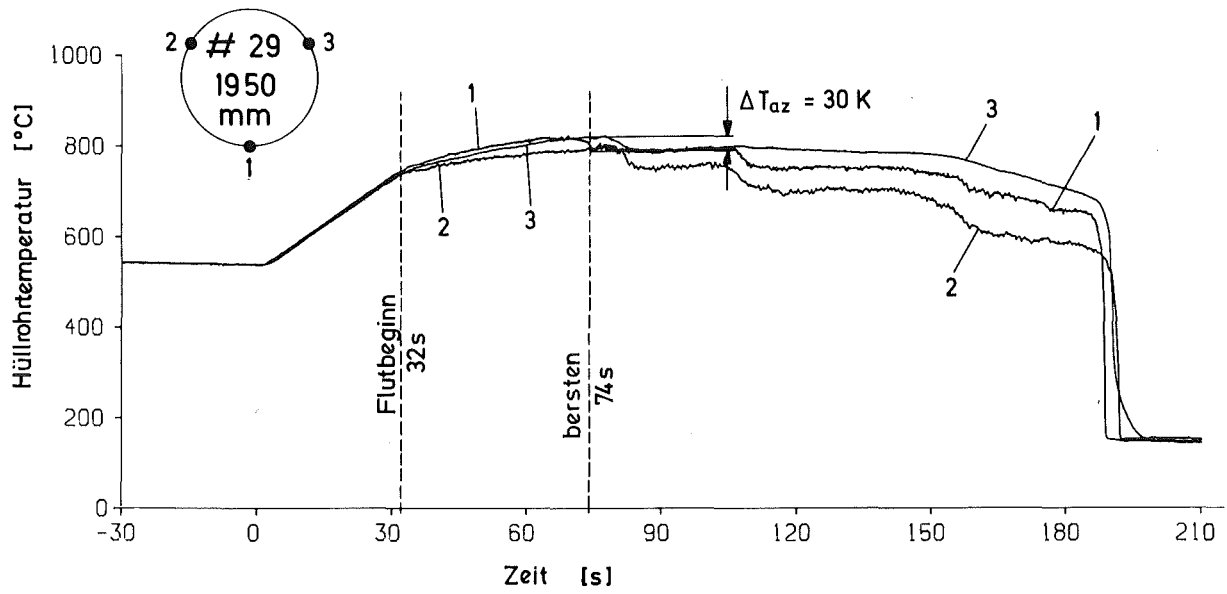


Abb. 8: REBEKA 3: Azimutale und axiale Temperaturverteilung

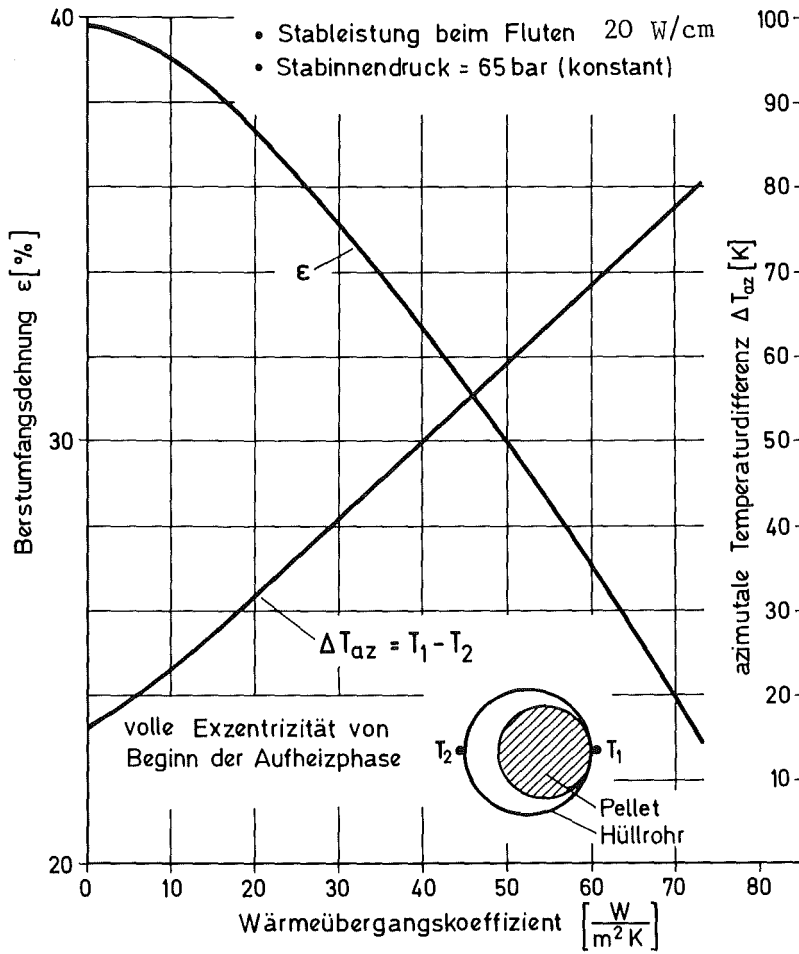


Abb. 9: Einfluß des Wärmeübergangs auf die Hüllrohrverformung

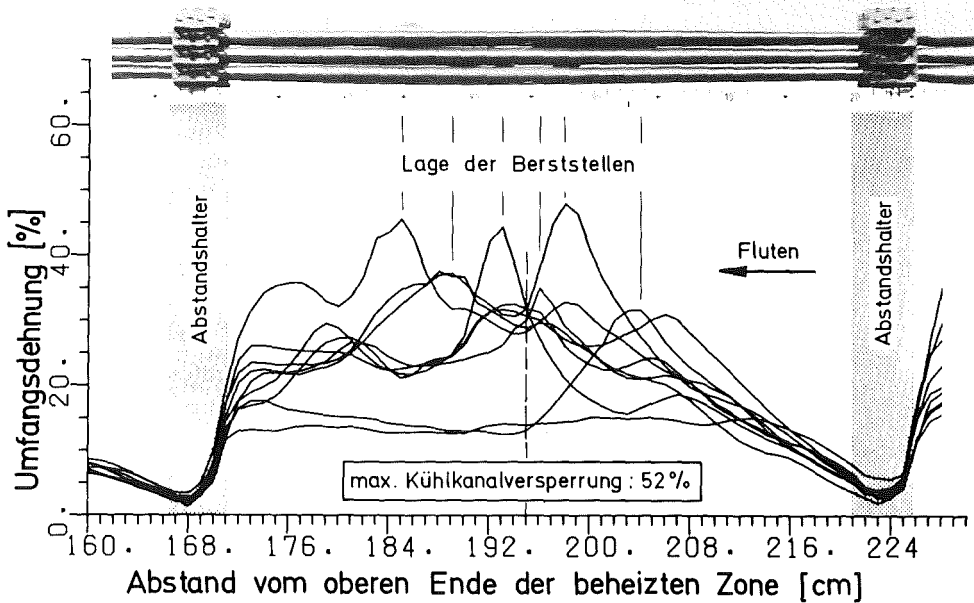


Abb. 10: REBEKA 3: Axiales Deformationsprofil

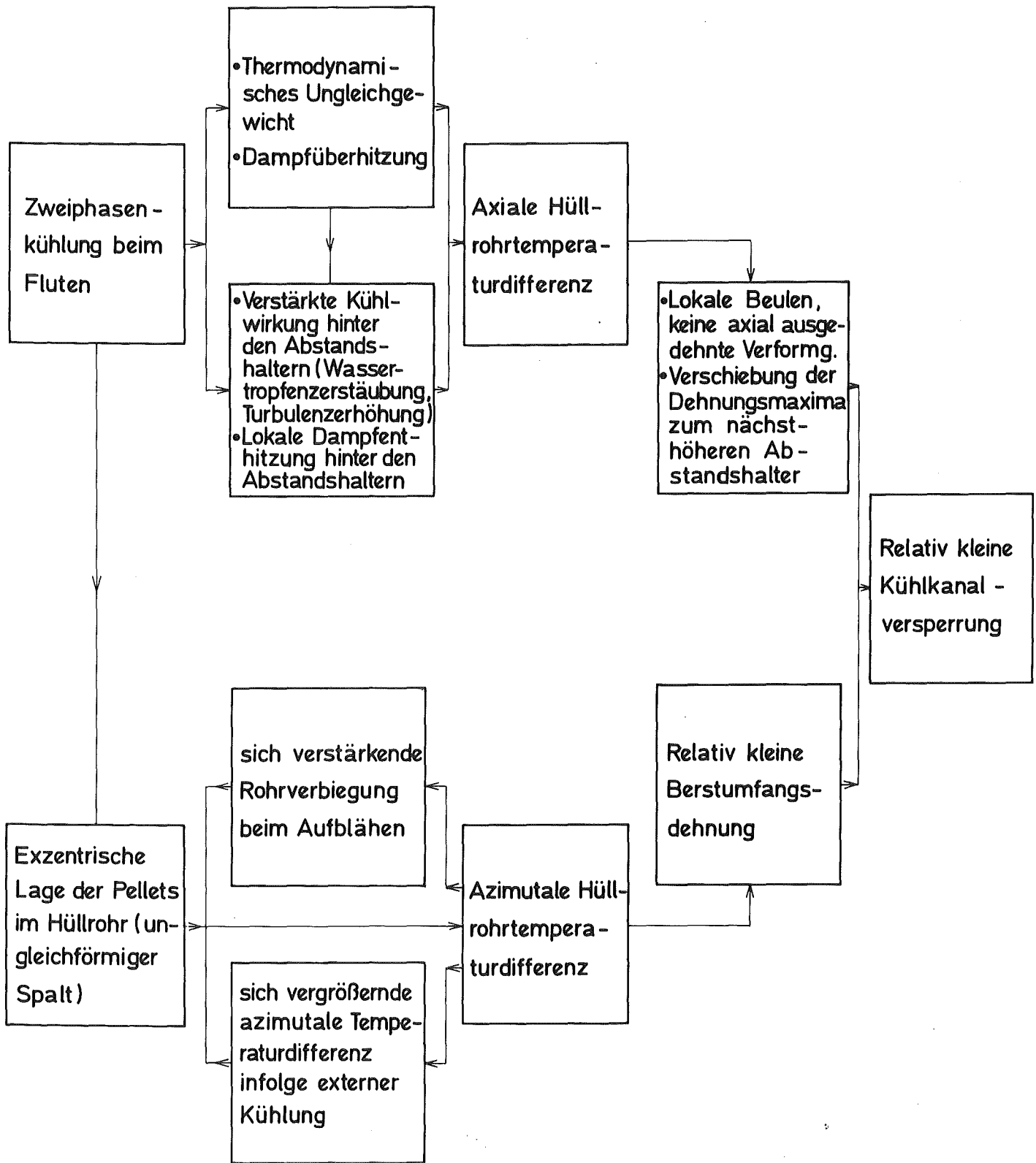


Abb. 11: Wechselwirkung zwischen Thermohydraulik und Hüllrohrdeformation

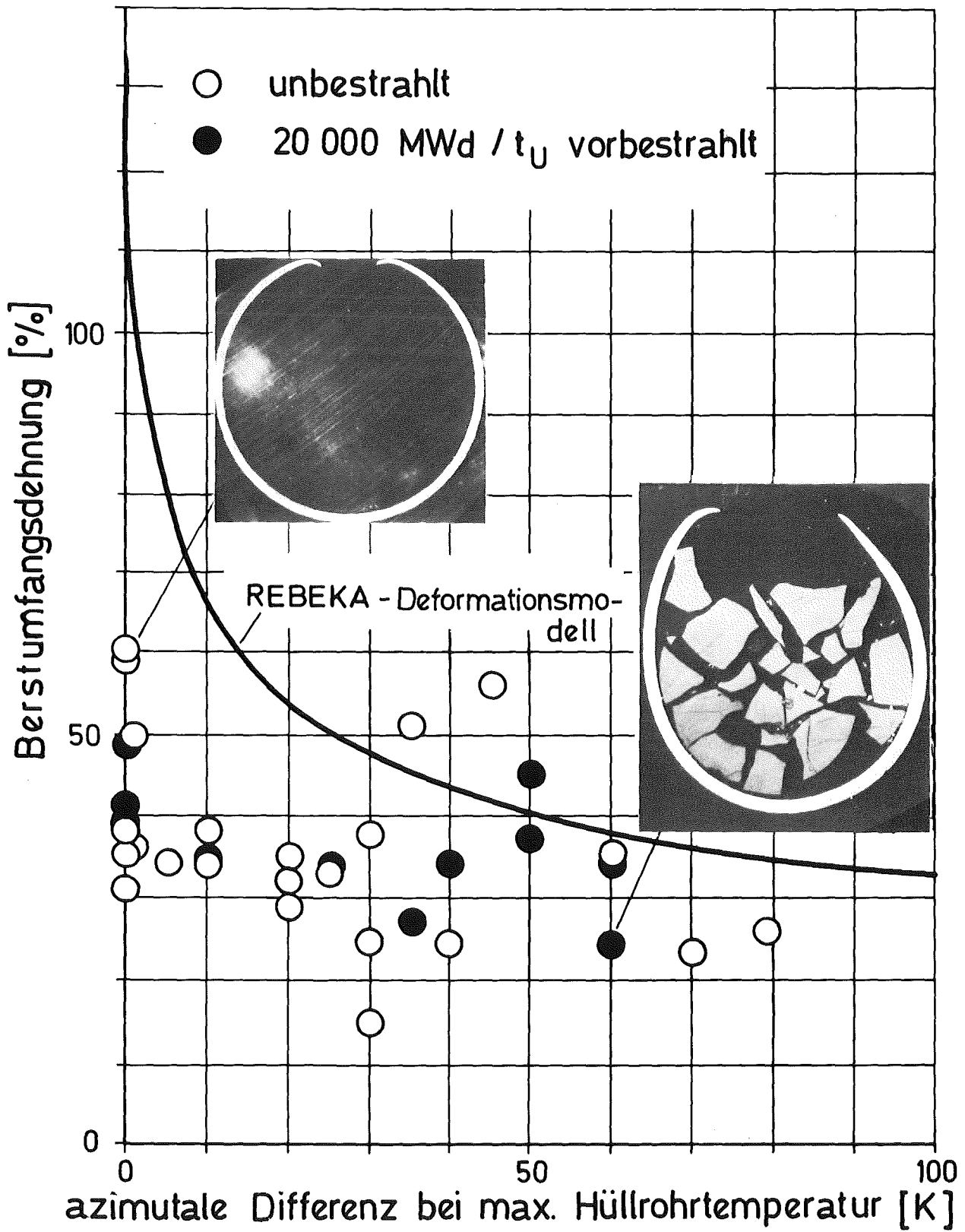


Abb. 12: FR 2 in-pile Versuche: Berstdehnung über azimuthaler Temperaturdifferenz

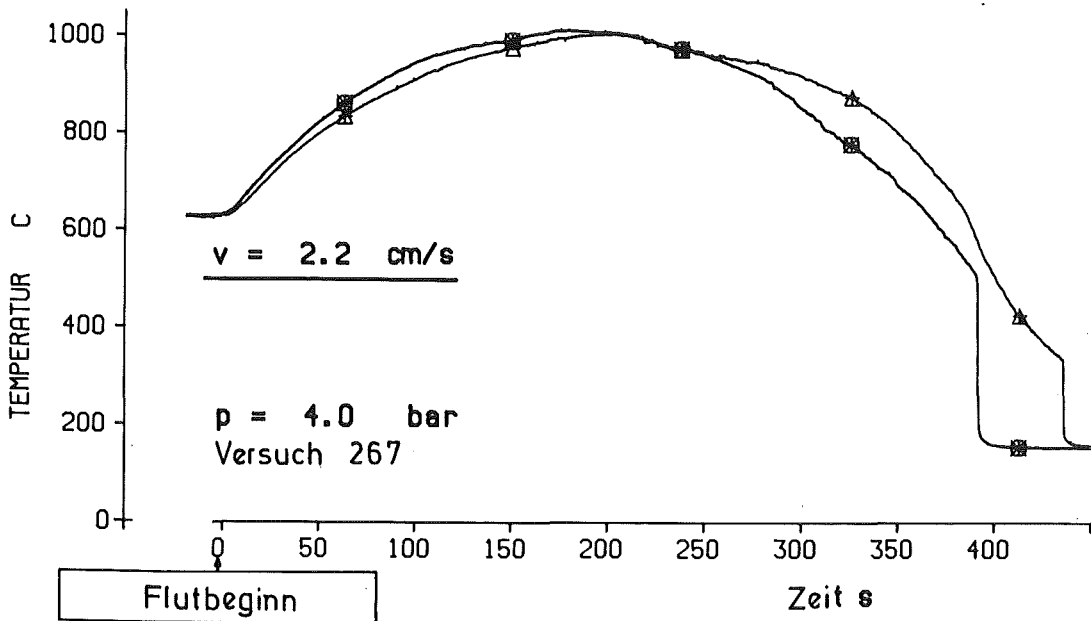
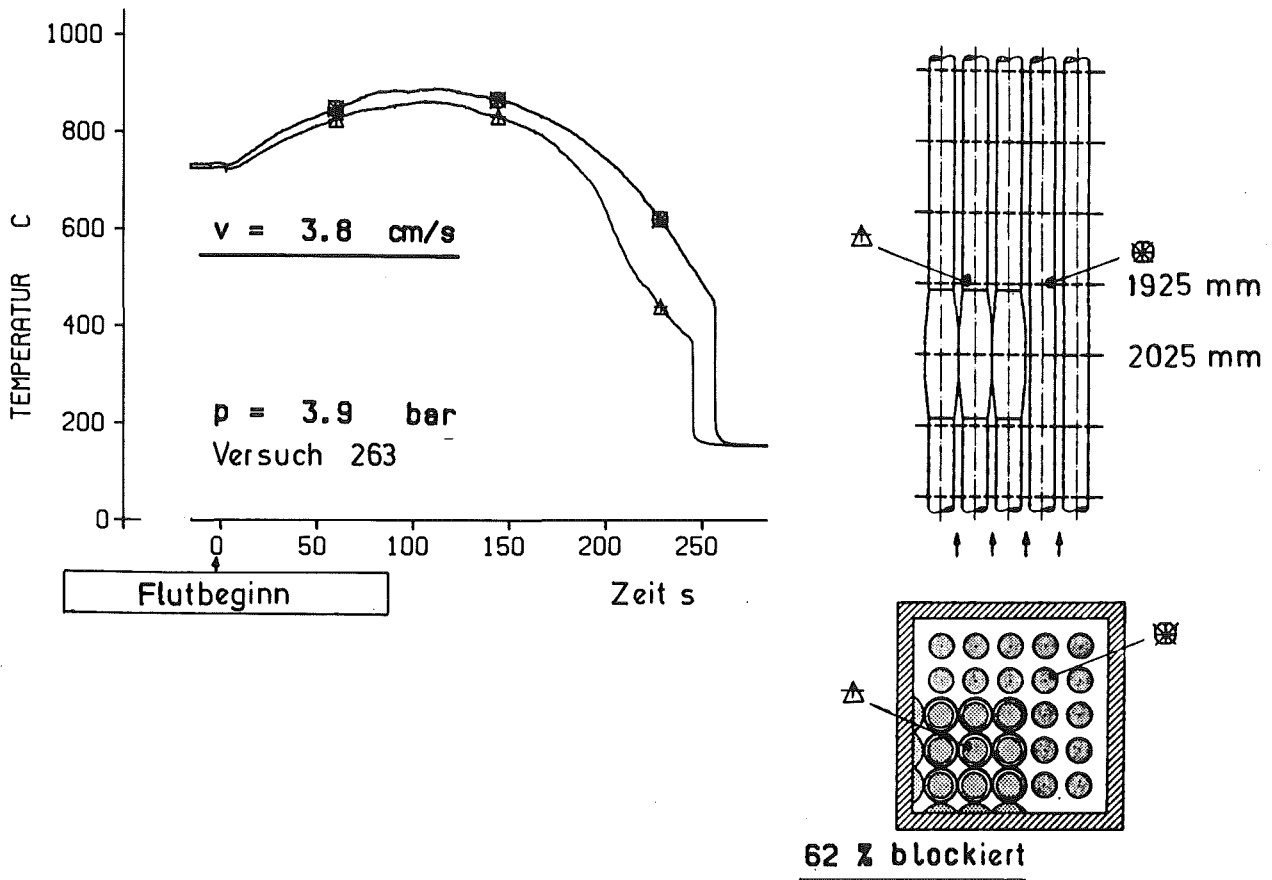


Abb. 13: FEBA-Flutversuche: Hüllrohrtemperaturen in einem teilblockierten Bündel

PROJEKT NUKLEARE SICHERHEIT

JAHRESKOLLOQUIUM 1981

ABSCHÄTZUNG DER BRENNSTABSCHÄDEN
BEI LWR-STÖRFÄLLEN MIT DEM PROGRAMMSYSTEM SSYST

R. MEYDER

KERNFORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE
INSTITUT FÜR REAKTORENTWICKLUNG

Abschätzung der Brennstabschäden bei LWR-Störfällen mit dem
Programmsystem SSYST

Zusammenfassung

Nach einem kurzen Überblick über den aktuellen Stand der SSYST-Entwicklung wird das Kriechberstmodell NORA 2 vorgestellt. Am Einfluß von Temperatur und Sauerstoff auf das Dehnverhalten von Zircaloy 4 wird dessen hohe Sensitivität bezüglich der Versuchsparameter gezeigt. Zur Behandlung nicht-rotations-symmetrischer Effekte am Brennstab, insbesondere azimuthal variierender Spaltweite und Hüllrohrwandstärke, werden einige Beispiele angeführt. Ausführungen über die Erweiterung der Einzelstabanalyse im Hinblick auf Bündelaussagen und die abgestufte Anwendung von SSYST bei der Untersuchung von Brennstabschäden beschließen das Papier.

Evaluation of Fuel Rod Damage in LWR under Accident Conditions
using SSYST

Abstract

After a short outline of the recent SSYST-development, the creep rupture model NORA 2 is presented. The effect of temperature and oxygen on Zircaloy 4 creep behaviour is shown. Examples on the effect of azimuthal varying gap width and wall thickness are given. Remarks on the extension of a single rod analysis on a bundle and the stepwise application of SSYST for investigation of fuel rod failure conclude the paper.

Abschätzung der Brennstabschäden
bei LWR Störfällen mit dem Programmsystem SSYST

1. Einleitung

Die Vorhersage von Brennstabschäden bei Störfällen in Leistungsreaktoren ist von großer Bedeutung für den Schutz der Umgebung von Kernkraftwerken, denn nur wenn Hüllrohre beschädigt sind, kann es zu einer Freisetzung von Spaltprodukten in das Primärsystem kommen und bei Versagen der weiteren Sicherheitseinschlüsse, von dort auch in die Umgebung.

Die Störfälle, die zu Brennstabschäden führen, werden gewöhnlich in vier Gruppen eingeteilt, nämlich 1. einem Ungleichgewicht zwischen erzeugter und abgeführter Leistung (Power Cooling Mismatch = PCM), 2. einem plötzlichen starken Leistungsanstieg (Reactivity Initiated Accident = RIA) verursacht z.B. durch den Auswurf eines Regelstabes, 3. dem Kühlmittelverluststörfall (Loss Of Coolant Accident = LOCA) und 4. den schweren Kernschäden (Severe Fuel Damage = SFD), die als Folge schwerwiegenden Funktionsstörungen der Sicherheitssysteme während eines LOCA denkbar sind. Alle diese Störfälle führen zu abnormal hohen Temperaturen.

Bei zunehmender Temperatur des Brennstoffs ist ab ca 1800K mit einer erhöhten Freisetzung von leichtflüchtigen und gasförmigen Spaltprodukten aus der Brennstoffmatrix zu rechnen. Das kann bei sehr raschen transienten Vorgängen, wie z.B. bei einem RIA, zu einer Art Aufschäumen des Brennstoffs führen. Bis zum Erreichen der Schmelztemperatur erhöht sich die Freisetzungsrates der Spaltprodukte, jedoch treten keine neuen Effekte auf.

Bei zunehmender Hüllrohrtemperatur wird dieses ab ca. 1000K plastisch leicht verformbar (LOCA). Ab ca 1300K wird die Oxidation des

Hüllrohres durch den Wasserdampf immer stärker und führt erneut zu einer Härtung bzw. Versprödung. Ab ca 2200K beginnt schließlich im Kontakt mit UO₂ die Bildung eines flüssigen Eutektikums, die zum Verlust der ursprünglichen Brennstabbündelgeometrie führen kann (SFD).

Aus diesem kurz skizzierten Verhalten der Brennstabmaterialien erkennt man, daß die Temperatur eine wesentliche Größe für die Schadensart eines Brennstabes ist. Auf Grund dieses Wissens kann man die Schadensart eines Brennstabes bestimmen, wenn man nur den Temperaturverlauf während eines Störfalles kennt. Will man aber den Störfall nicht nur qualitativ, sondern mehr quantitativ untersuchen, so ist der Einsatz weiterer Modelle notwendig, die die speziellen Fragen eines Störfalltyps beantworten, z.B. die Frage nach dem Ausmaß der Hüllrohrdehnungen beim LOCA.

Zur Beantwortung solcher mehr quantitativer Fragen zum LOCA wird im Rahmen des PNS der KfK das Programmsystem SSYST erstellt, seine Entwicklung wird derzeit von den KfK Instituten IRE und INR getragen. SSYST wurde an dieser Stelle schon einmal vorgestellt /1/. Im vorliegenden Bericht wird daher nur über die wesentlichen Verbesserungen und Ergänzungen von SSYST sowie über seine Einsatzweise berichtet.

2. Neue Modelle in SSYST

2.1. Systementwicklung.

Da SSYST einen möglichst großen Benutzerkreis ansprechen will, war es notwendig, einige Verbesserungen am Systemkern durchzuführen. Diese betrafen zunächst die Reduktion der Rechenzeit bzw. der Rechenkosten, denn häufig haben Programmsysteme den Nachteil, daß ihr Komfort mit relativ hohem Aufwand erkauft werden muß. Mit SSYST-2 oder SSYST-3 ist es aber heute möglich, eine Brennstabanalyse während eines LOCA, bei Verwendung von 24 axialen und 10 radialen Knoten, in ca 3 min. auf einer IBM 3033 durchzuführen.

Erleichterungen für den Benutzer wurden dadurch erzielt, daß jetzt Kommentarkarten in der Eingabe erlaubt sind, die Eingabe protokolliert wird und das Ausdrucken von Daten vereinfacht ist. Zur Verkürzung der Eingabe wurde durch die Einführung von Variablen die Möglichkeit geschaffen, Standardeingaben für die häufigsten Anwendungsfälle zu erstellen. Durch Vorgabe von ca 20 bis 30 Daten werden diese Standardeingaben dann für den gewünschten Fall modifiziert.

Solche Standardeingaben sind auch ein nützliches Hilfsmittel bei der Durchführung statistischer Analysen. Hierbei sind oft mehr als 100 Rechenläufe mit bestimmten Kombinationen der Eingabewerte notwendig. Die Zusammenstellung der Kombinationen von Eingabewerten erfolgt z.B. durch den SSYST Modul DESIGN und wird in einem 'SSYST-Datenblock' abgelegt. In der Standardeingabe können die gewünschten Parameterkombinationen dann dadurch realisiert werden, daß man den Variablen Werte aus der einen oder anderen Zeile des 'SSYST-Datenblocks' zuweist.

2.2 Modellentwicklung

Einen Überblick über die in SSYST verfügbaren Modelle zum Brennstabverhalten gibt Abb.1. Seit dem letzten Bericht wurde im wesentlichen an der Kopplung von Rechenprogrammen zur Bestimmung der Anfangs- und Randbedingungen, an der Verbesserung vorhandener Moduln und an der Entwicklung von Modellen gearbeitet, so zum Kriechverhalten von Zircaloy4 (NORA), zu azimuthalen Brennstabeffekten (AZI) und Bündelsynthese (PROFAN).

2.2.1 Das Kriechberstmodell NORA2

Wie schon in der Einleitung erwähnt, wird Zircaloy bei höheren Temperaturen relativ weich. Dies kann abhängig von der Druckdifferenz am Hüllrohr zu plastischen Dehnungen und damit zur Reduktion der Kühlkanalquerschnittsfläche führen. Zur Beschreibung dieses Dehnverhaltens war die Erstellung eines Materialmodells notwendig. Hierfür wurde eine Datenbank aufgebaut, die mehr als 2000 Versuche enthält. Die aufgenommenen Experimente zeichnen sich durch eine einfache Versuchsführung und ein breites Parameterfeld aus. Aus dieser Datenbasis sollte ein möglichst allgemein gültiges, nicht nur LOCA spezifisches Kriech- und Versagensmodell abgeleitet werden.

Das Ergebnis ist das Kriechberstmodell NORA2 /2/, dessen Kriechgesetz in Abb.2 schematisch dargestellt ist. Die Dehngeschwindigkeit des Basismodells setzt sich darin aus zwei Kriecharten zusammen, die abhängig von der Dehngeschwindigkeit wirksam werden. Beim Übergang vom 'Diffusionskriechen' zum 'Diffusionsgleiten' tritt eine charakteristische Entfestigung auf. Diese wird in NORA2 ebenso modelliert wie die Verfestigung des Materials zu Beginn der Verformung.

Der Einfluß der Oxidation auf das Kriechverhalten des Zircaloy konnte im Modell nur homogenisiert berücksichtigt werden, da die Behandlung eines Verbundwerkstoffs im Rahmen von SSYST als zu aufwendig angesehen wurde. Diese Vereinfachung ist in weiten Bereichen der Anwendung nicht spürbar, bereitet aber bei der Nachrechnung extremer Experimente gelegentlich Schwierigkeiten. Die Wirkung des Sauerstoffs auf das Kriechverhalten von Zircaloy ist im allgemeinen verfestigend, bei großen Schichtdicken und zunehmender Rißbildung in der Oxidhaut kann aber wieder eine Reduktion der Festigkeit auftreten.

Ergebnisse der Nachrechnung zweier offenbeheizter Rohrproben sollen die Eigenschaften des NORA2-Modells deutlich machen. Abb.3 zeigt den Einfluß der Oxidation auf den Dehnverlauf bei einem isothermen Rohrberstexperiment ($T=1373K$). Es ist dort die plastische Dehnung über der Zeit eingetragen. Man erkennt deutlich die hohe Dehngeschwindigkeit zu Beginn des Experiments und deren starke Reduktion, nachdem der Sauerstoffgehalt einen bestimmten Wert erreicht hat. Abb.4 soll einen Eindruck von der Temperaturempfindlichkeit von Zircaloy geben. Betrachtet wird eine Rohrberstprobe bei ca. 1000 K. Ingetragen ist der Dehnverlauf bei einer Temperaturvariation von $\pm 10K$. Diese geringe Variation verändert die Standzeit der Probe um $\pm 40\%$. Vergleicht man die angenommene Temperaturänderung mit der Meßgenauigkeit der Randbedingungen in einem Experiment, so ahnt man die Probleme, die bei der Verifizierung von SSYST auftreten. Bedenkt man gleichzeitig die Genauigkeit, mit der die Randbedingungen für einen Störfall in einem Reaktor bekannt sind, so erkennt man, daß hier eine statistische Analyse, wie weiter unten ausgeführt wird, angebracht ist.

Bei der Erstellung des NORA-Modells wurde großer Wert auf eine gute Wiedergabe des Anfangs der Dehnung gelegt, d.h. des Bereichs kleiner und mittlerer Dehnungen. Die Unterscheidung, ob große oder kleine Dehnungen zu erwarten sind, ist nämlich nach unserer Meinung ausreichend für die Beurteilung der Reduktion des Kühlkanalquerschnitts. Außerdem ist eine gute Berechnung des Anfangs der Dehnung Voraussetzung für eine angemessene Wiedergabe großer Dehnungen.

Für das Versagensmodell wurde eine auf der Dehnung basierende Schadensfunktion eingeführt. Diese wird durch Summation der normierten Dehnung eines Zeitschritts gebildet. Versagen wird angezeigt, wenn diese Größe den Wert Eins erreicht. Wesentlichen Einfluß auf die Enddehnung d.h. das Versagen haben der Sauerstoffgehalt und die Dehngeschwindigkeit.

Aufgabe sowohl des Versagensmodells als auch des Kriechmodells ist es, das Materialverhalten zu beschreiben. Die Effekte, die an einem Brennstabsimulator bzw. Brennstab zusätzlich auftreten, werden durch die SSYST Moduln STADEF und AZI erfasst.

2.2.2 Der Modul AZI

Azimutale Temperaturschwankungen haben bei Zircaloy umhüllten Brennstabsimulatoren und frischen Reaktorbrandstäben, im Temperaturbereich zwischen 900K und 1100K, einen besonders großen Einfluß auf die Berstdehnung. Dies haben Experimente gezeigt /5,6,7/. Azimutale Temperaturschwankungen ergeben sich aus einem Zusammenwirken des Wärmestroms durch die Hülle und einer Verschiebung der Hüllrohrmitte gegenüber der Brennstoffmitte. Entgegen dem üblichen Verhalten von Metallen hebt sich jedoch hier der heiße Punkt der Hülle nicht vom Heizer bzw. Brennstoff ab. Anfangsstörungen der Temperatur am Stabumfang werden hier also nicht ausgeglichen sondern verstärkt. Daneben ist seit langem bekannt /8/, daß auch azimutale Anfangs -Wandstärkeschwankungen einen Einfluß auf die Berstdehnung haben.

Zur vereinfachten Nachbildung dieser Beobachtungen wurde der Modul AZI erstellt. In diesem ist, wie in Abb.5 gezeigt, das Hüllrohr gegenüber der Brennstofftablette verschiebbar. Das Maß der Verschiebung ist ein Eingabewert, der in Prozent der momentanen symmetrischen Spaltweite angegeben wird. In dieser Geometrie wird das 2D Wärmeleitproblem gelöst. Die Größen Wärmeübergang im Spalt, Oxidation der Hülle und Dehnung werden für jedes Winkelsegment getrennt berechnet. Azimutal variierender Wärmeübergang in den Kühlkanal durch Strahlung oder Konvektion können dabei ebenso wie eine azimutal variierende Anfangswandstärke berücksichtigt werden.

Um das Spektrum der möglichen Untersuchungen zu verdeutlichen, wurden mit stilisierten Randbedingungen aus REBEKA Experimenten /6/ folgende Fälle berechnet: 1) symmetrische Stabanalyse, d.h. keine Exzentrizität 2) Analyse bei maximal exzentrischer Anordnung zwischen Hülle und Brennstoff und 3) Überlagerung einer azimutal variierenden Anfangs-Wandstärke, wobei die größte Wandstärke (+0.045mm) an der heißesten Stelle (=geringste Spaltweite) und die kleinste Wandstärke (-0.045mm) an der kältesten Stelle (=größte Spaltweite) angenommen wurde.

Abb.6 zeigt den Verlauf der Hüllrohrtemperaturen. Man erkennt darin für die Fälle 2 und 3 die Entwicklung der azimutalen Temperaturdifferenz. Sie beträgt zum Berstzeitpunkt ca 100K und ist in beiden Fällen, ebenso wie der Temperaturverlauf, kaum verschieden. Der Fall 1 hingegen zeigt besonders gegen Ende der Transiente deutlich tiefere Temperaturen. Dies ist auf den im symmetrischen Fall größeren Hüllrohrradius beim Bersten und die damit vergrößerte Wärmeübertragungsfläche zurückzuführen. Abb.7 zeigt die Hüllrohrradien. Der Radius im Fall 1 wächst als erster und kommt bei einer Dehnung von ca 100% zum Bersten. Als nächstes kommt Fall 2 zum Dehnen, weil er im Vergleich zum Fall 3, bei nahezu identischer Temperatur, an der heißesten Stelle die geringere Wandstärke hat. Dies zeigt sich auch in der etwas geringeren Enddehnung. Die Wandstärken in Abb.8 erklären dieses Verhalten noch etwas deutlicher. Während sich im Fall 2 am Ende der Transiente eine große azimutale Wandstärkenvariation ergibt, ist diese im Fall 3 deutlich kleiner, d.h. das Material wurde gleichmäßiger gedehnt.

Aus diesem Vergleich ergibt sich, daß die Wandstärkeschwankung zwar einen Einfluß hat, daß dieser aber kleiner ist als der azimuthaler Temperaturschwankungen bzw. der Exzentrizität. Physikalisch ergibt sich die Exzentrizität aus der 3D Verformung der Hülle und ihren Lagerbedingungen in den Abstandshaltern. Sie sollte daher eigentlich das Ergebnis einer Rechnung und nicht Eingabe sein. Bis zur Fertigstellung eines Moduls, der die Exzentrizität berechnet, ist daher bei der Wahl dieser Größe Sorgfalt geboten.

Einfacher hingegen ist die Berücksichtigung von Wandstärkeschwankungen. Diese sind auf Grund von Spezifikationen und Fertigungskontrollen recht gut bekannt. Zur Demonstration des Einflusses azimuthaler Anfangs-Wandstärkeschwankungen wurde eine Parameterstudie durchgeführt. Dabei wurde bei symmetrischer Anordnung von Brennstoff und Hülle eine Temperaturrampe von ca 5K/sec angenommen und ein Innendruck von ca 70 bar. Der azimuthale Wandstärke-Unterschied wurde variiert. Abb.9 zeigt die berechnete, mittlere Enddehnung der Rohre, abhängig vom dem Wandstärkenunterschied. Eine Reduktion der Enddehnung um ca 40% ist danach durchaus möglich.

2.2.3 Modell zur Bündelsynthese

Die Notwendigkeit, über eine Einzelstabanalyse hinaus noch eine Aussage zum Bündelverhalten zu machen, ergibt sich daraus, daß die Stäbe in einem Bündel nicht im mathematischen Sinne identisch sind, und selbst wenn sie dies wären, bestimmte Vorgänge, z.B. mechanische Wechselwirkung an einem Einzelstab, schlecht zu untersuchen sind. Nun hat sich in den Bündelexperimenten REBEKA /9 / und MRBT /10/ gezeigt, daß Wechselwirkungen zwischen den Stäben zwar auftreten, diese aber nur eine untergeordnete Rolle spielen. Die wesentliche Aufgabe bei der Bündelsynthese besteht dann also darin, die Unterschiede zwischen den verschiedenen Stäben in angemessener Weise zu berücksichtigen. Für die Störfallanalyse in einem Reaktor ist darüber hinaus noch die Unschärfe der Randbedingungen mit aufzunehmen.

Würde man zu Beginn eines Störfalles alle Stäbe in einem Bündel und ihre transienten Randbedingungen genau kennen, so wäre die Aufgabe dann gelöst, wenn man für jeden einzelnen dieser Stäbe eine Störfallanalyse durchführen würde. Dies ist aber nicht möglich, weil von den Anfangs- und Randbedingungen nur Mittelwerte und Streubreiten bekannt sind. Da die Eingangsdaten statistisch verteilt sind, muß auch die Lösung mit statistischen Methoden gewonnen werden. Dazu betrachtet man einen Einzelstab aus dem Bündel und analysiert ihn wiederholt. Bei jeder Rechnung werden dabei alle Größen, die statistisch verteilt sind, neu gewählt. Charakteristisch ist, daß diese Größen ihren Wert unabhängig voneinander einnehmen, z.B. die Wandstärke des Hüllrohres oder die Dichte der UO₂ Tabletten. Kennt man die Wirkung einer solchen Kombination von Eingangsdaten auf das Ergebnis, z.B. auf die Enddehnung oder die maximale Hüllrohrtemperatur, so kann man mit Hilfe einer Monte Carlo Analyse aus der Verteilung der Eingangsdaten auf die Verteilung der Ergebnisse schließen.

Für den LOCA eines Leistungsreaktors wurde eine solche Analyse durchgeführt /11/. Ergebnisse daraus zeigt Abb.10. Es ist dort die Häufigkeit der maximalen Hüllrohrtemperaturen in der Niedrdruckphase und die der Enddehnungen aufgetragen. Während die Verteilung der Temperatur symmetrisch zum Erwartungswert ist, ist die der Enddehnung extrem schief. Bei diesen Ergebnissen wurde nicht berücksichtigt, daß manche der Einflußgrößen außer ihrem statistischen Anteil auch einen systematischen, ortsgebundenen Anteil haben (Leistungsverteilung). Außerdem sind manche Größen in einem Bündel für alle Stäbe gleich (Kühlmitteldruck). Stellt man dies bei der Monte Carlo Analyse mit in Rechnung, so kann man zu einer verbesserten Bündelaussage kommen. Ein Beispiel zeigt Abb.11. Man sieht dort die Verteilung der 'blockierten' Unterkanäle über dem Bündelquerschnitt, wobei in diesem Fall die sog. globalen Einflußgrößen, wie z.B. die Dauer der Wiederauffüllphase, besonders ungünstige Werte haben. Solche Bündelerggebnisse können auf wichtige Fragen hin ausgewertet werden, z.B. nach der Anzahl der 'blockierten' Unterkanäle, oder nach den Abmessungen der größten zusammenhängenden Zone mit 'blockierten'

Unterkanälen. Abb.11 zeigt aber nur ein mögliches Ergebnis. Um zu einer allgemeineren Aussage zu kommen, muß man ca 10000 solcher Bündelerggebnisse erzeugen und auswerten und erhält schließlich Häufigkeitsverteilung der interessierenden Größen.

3. Vorgehen bei Störfallanalysen mit SSYST.

Das Schema der Durchführung von Störfallanalysen mit SSYST ist nicht an den LOCA gebunden. Es wurde zwar für diesen Störfall entwickelt, eignet sich aber in gleicher Weise auch für die Analyse von PCM, RIA oder SFD Störfällen.

Man beginnt bei der Untersuchung von Brennstabschäden zunächst mit orientierenden Rechnungen. Dazu genügt in vielen Fällen eine transiente Wärmeleitrechnung mit dem Modul ZET-1D. Für diese Analyse betrachtet man i.a. den ungünstigsten Stab im Reaktor und trifft bei der Wahl der Randbedingungen zusätzlich konservative Annahmen. Zeigt diese Analyse, daß noch genügend Abstand zu den Schadensgrenzen gegeben ist, so wird man diese Untersuchung abbrechen. Zeigt sich aber, daß Schadensgrenzen erreicht oder gar überschritten werden, so wird man sich ein genaueres Bild über den Verlauf des Störfalles verschaffen wollen. Dazu können Detailmodelle zugeschaltet werden, wie z.B. das für den Stabinnendruck (PIPPE), das für die Deformation des Stabes (STADEF,AZI), oder das für den Wärmedurchgang im Spalt (URGAP). Die Randbedingungen der Analyse bleiben dabei noch unverändert. Werden auch bei dieser zweiten genaueren Analyse die Schadensgrenzen erreicht oder überschritten, so kann man in SSYST mit seinen statistischen Modellen berücksichtigen, daß die Anfangs- und Randbedingungen nicht immer gleichzeitig auf ihrem ungünstigsten Wert liegen. Darüber hinaus erhält man über Darstellungen wie in Abb. 11 einen Eindruck über die Verteilung der gefährdeten Stäbe über dem Bündelquerschnitt.

Alle diese Stufen der Analyse lassen sich mühelos in SSYST realisieren. Dabei kann wegen des modularen Aufbaus die Eingabe für die nächst höhere Stufe durch geringe Ergänzungen der vorhergehenden erstellt werden.

4. Ausblick

Mit dem Einbau des Kriechberstmodells NORA2 in SSYST und dem Anschluß der Moduln zur Berücksichtigung azimuthaler Effekte und der statistischen Verteilung der Eigabedaten ist die Entwicklung von Detailmodellen zum LOCA in SSYST weitgehend abgeschlossen. Wir haben SSYST daher einigen interessierten Benutzern zur Verfügung gestellt, so dem GRS in Köln, der KWU in Erlangen und dem europäischen Forschungszentrum in Ispra.

Die bei uns vorgesehene Weiterentwicklung zielt nun auf den Einbau von Modellen zur Behandlung kleiner Lecks und spezieller Transienten. Dazu gehören ein Diffusionsmodell zur Beschreibung der Oxidation von Zircaloy, verbesserte Modelle der Zweiphasenströmung und der chemischen Vorgänge zwischen UO₂ und Zircaloy bei hohen Temperaturen. Da diese Aufgaben sehr schwierig sind, werden wir uns bemühen, mit möglichst einfachen und übersichtlichen Modellen zu beginnen.

Literatur

/1/ R.Meyder

Modellrechnungen zum Brennstabverhalten beim Kühlmittelverluststörfall mit dem Programmsystem SSYST-1.

Jahreskolloquium 1976 des Projektes Nukleare Sicherheit

KfK 2399, Nov. 1976

/2/ S.Raff

Entwicklung eines Deformations- und Versagensmodells für Zircaloy im Hochtemperaturbereich zur Anwendung bei Kühlmittelverluststörfalluntersuchungen an

Leichtwasserreaktoren

KfK in Vorbereitung

/3/ C.Hunt, et al.

The Effect of Steam Oxidation on the Strain of Fuel Sheathing at High Temperature

CSNI Specialist Meeting on the Behaviour of Water Reactor Fuel Elements under Accident Conditions

Spatind, Norway, Sept. 13./16. 1976

- /4/ S.Leistikow, et al.
Untersuchungen zur Hochtemperatur-Wasserdampf-Oxidation von
Zircaloy4 Hüllrohren
Halbjahresbericht Projekt Nukleare Sicherheit 2/1978
KfK 2750 Okt. 1979
- /5/ L.Sepold, E.Karb, M.Prüßmann
In-pile-Experimente zum Brennstabverhalten beim
Kühlmittelverluststörfall
KfK 3099, Juli 1981
- /6/ F.-J. Erbacher
Das Deformationsverhalten von Zircaloy-Hüllrohren beim Kühlmittel-
verluststörfall und seine Wechselwirkung mit der Kernnotkühlung.
8. Jahreskolloquium des Projekts Nukleare Sicherheit des Kernfor-
schungszentrums Karlsruhe, Karlsruhe, 16.-17. Nov. 1981
KfK 3270 (Nov. 1981)
- /7/ R.Chapman et al.
Status of Zircaloy Deformation and Oxidation Research at ORNL
Spatind, Norway 1976
USERDA Report CONF-760977-2
- /8/ D.Hobson, P.Rittenhouse
Deformation and Rupture behavior of Light-Water Reactor Fuel
Cladding
ORNL-4727 Oct. 1971
- /9/ K.Wiehr, et al.
in PNS, Halbjahresbericht 1, 1980
KfK 2900
- /10/ R.Chapman et al.
Preliminary Results of B-5 Bundle Test
Quick Look Report
ORNL/MRBT-5, July 1980
- /11/ W.Sengpiel
Probabilistische Untersuchung des Brennstabverhaltens in einem
Brennelement eines Druckwasserreaktors bei einem hypothetischen
Kühlmittelverluststörfall
KfK 2965 Dez. 1980

Modell	SSYST		
	1	2	3
Wärmeleitung	*	*	*
Wärmedurchgang im Spalt	*	*	*
Oxidation der Hülle	*	*	*
Innendruck	*	*	*
Stabdeformation	*	*	*
Azimutale Effekte		*	*
Thermodynamik im Unterkanal		*	*
statistische Modelle			*
zerbrochener Brennstoff			*
Zircaloy Kriechberstmodell NORA2			*

Abb.1: SSYST Moduln zum Brennstabverhalten

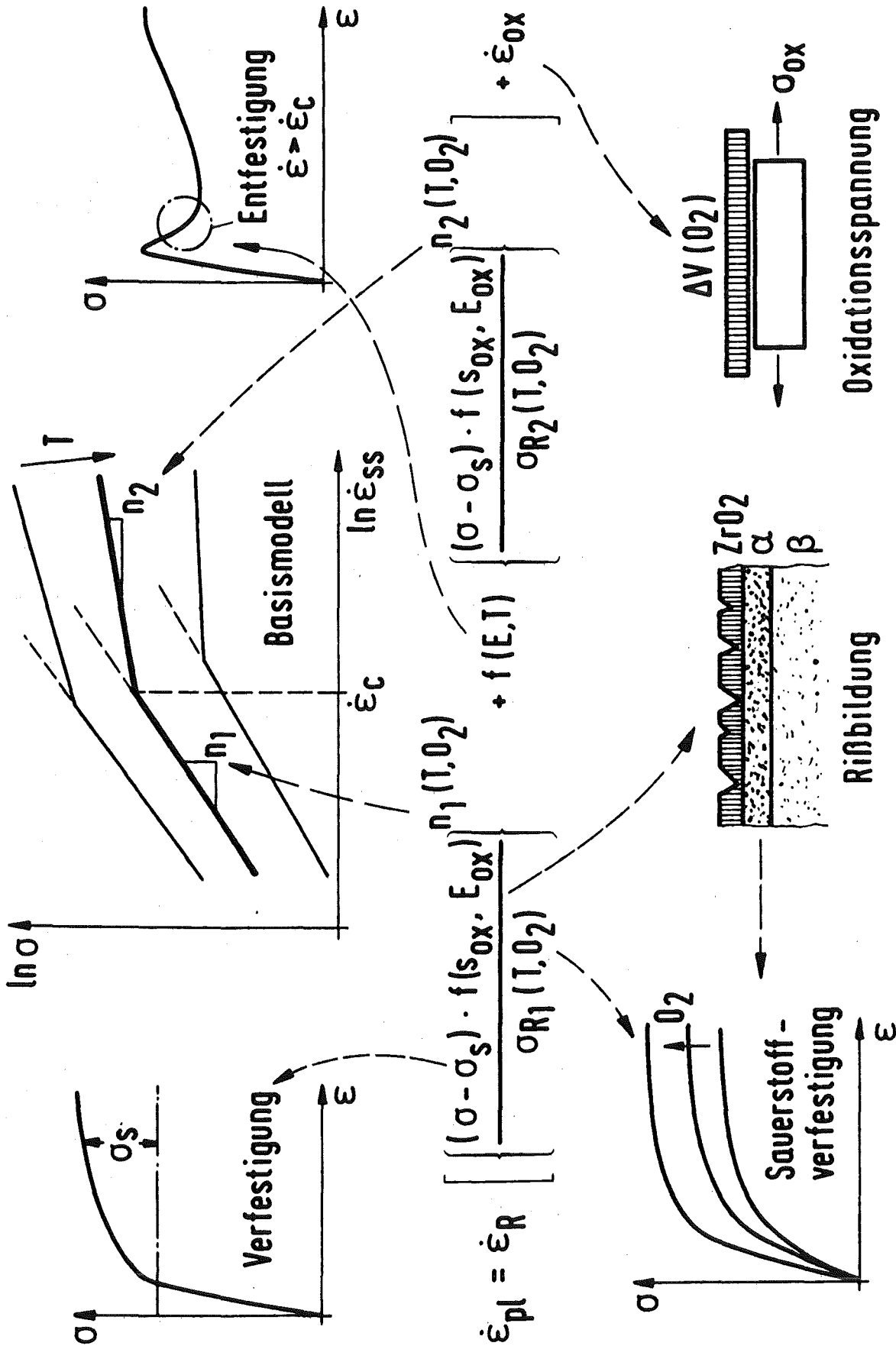


Abb. 2: Eigenschaften des Deformationsmodells NORA

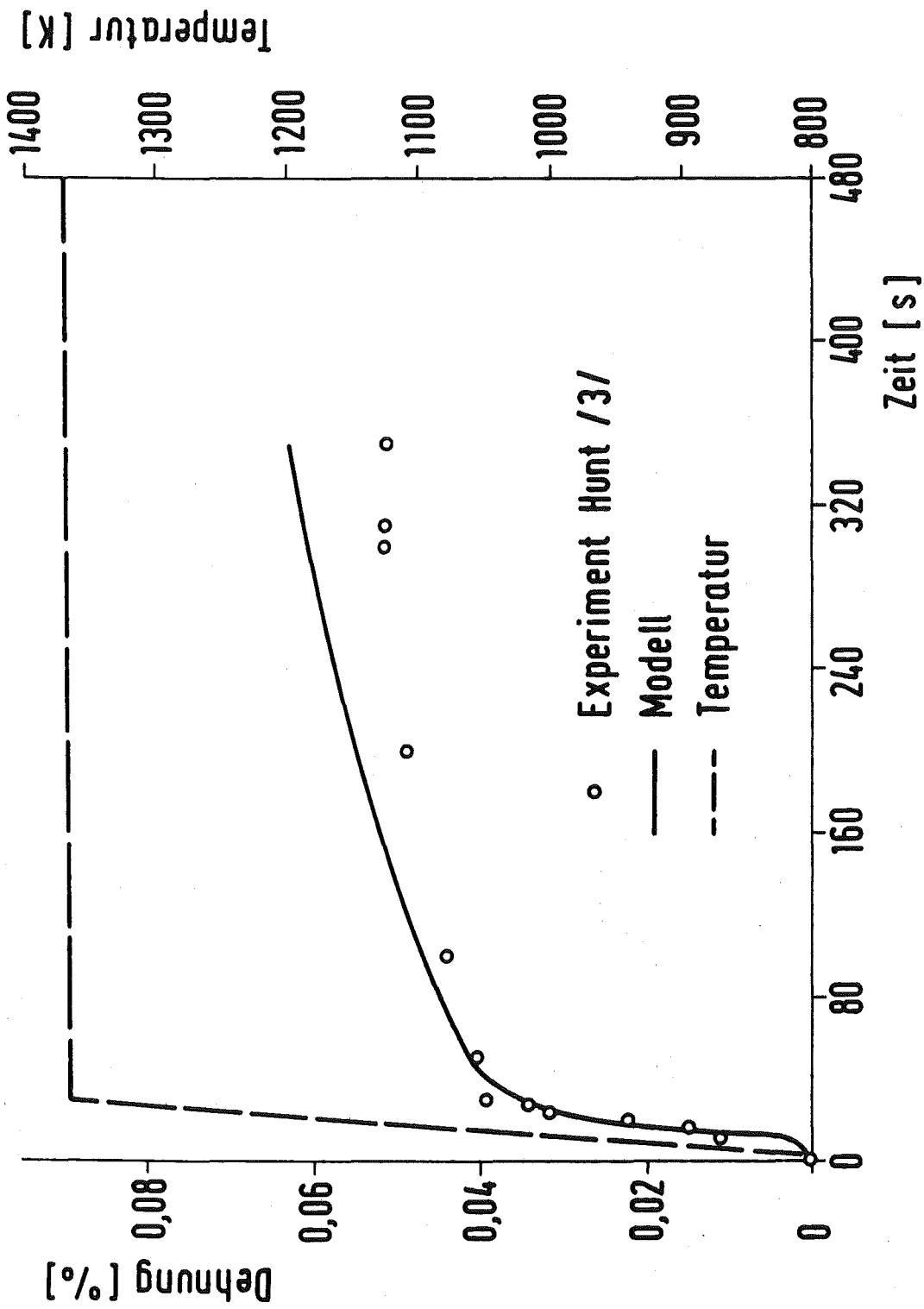


Abb. 3: Einfluß der Oxidation auf die Hüllrohrdehnung

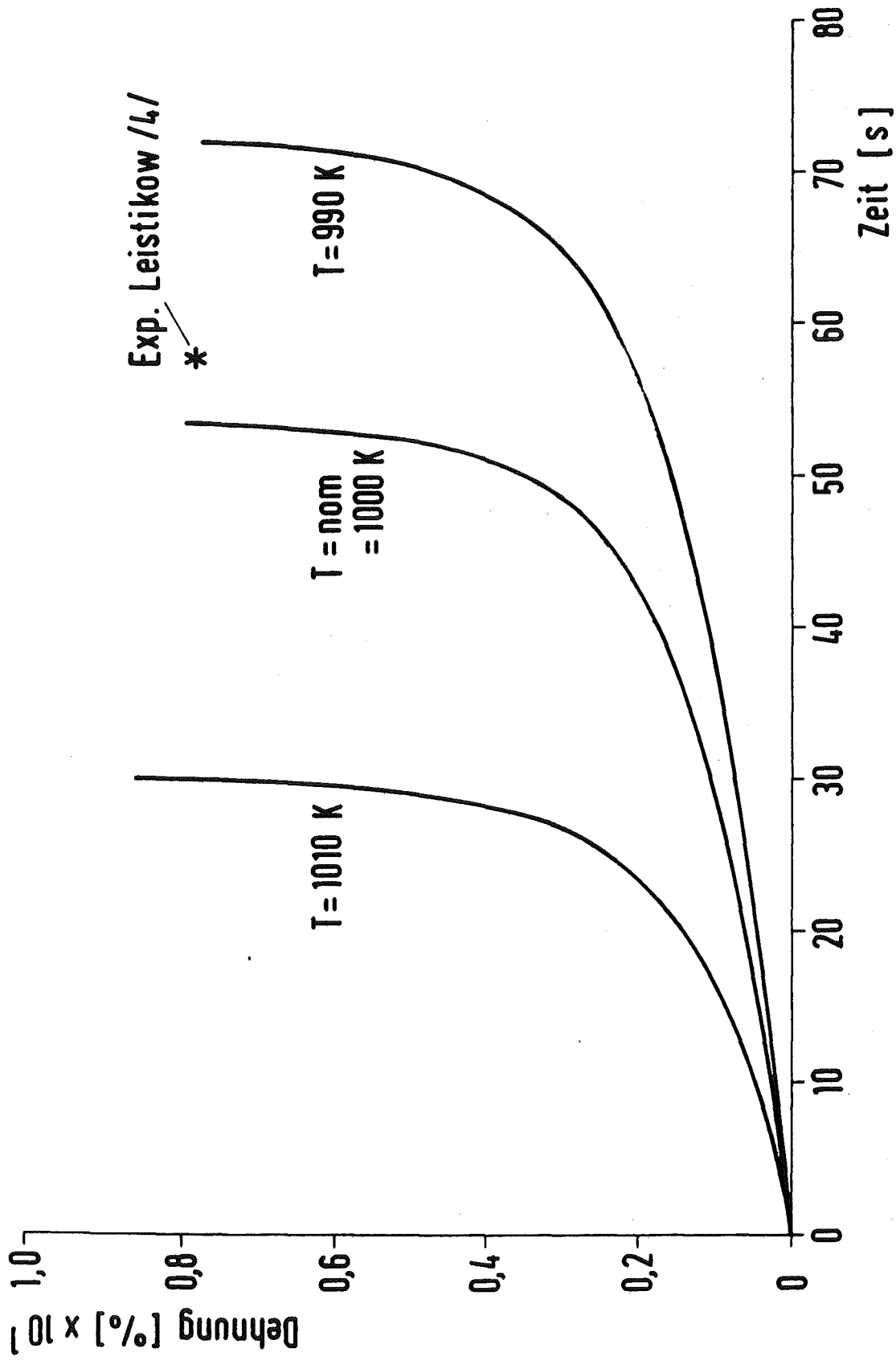


Abb. 4: Einfluß einer Temperaturvariation von ± 10 K

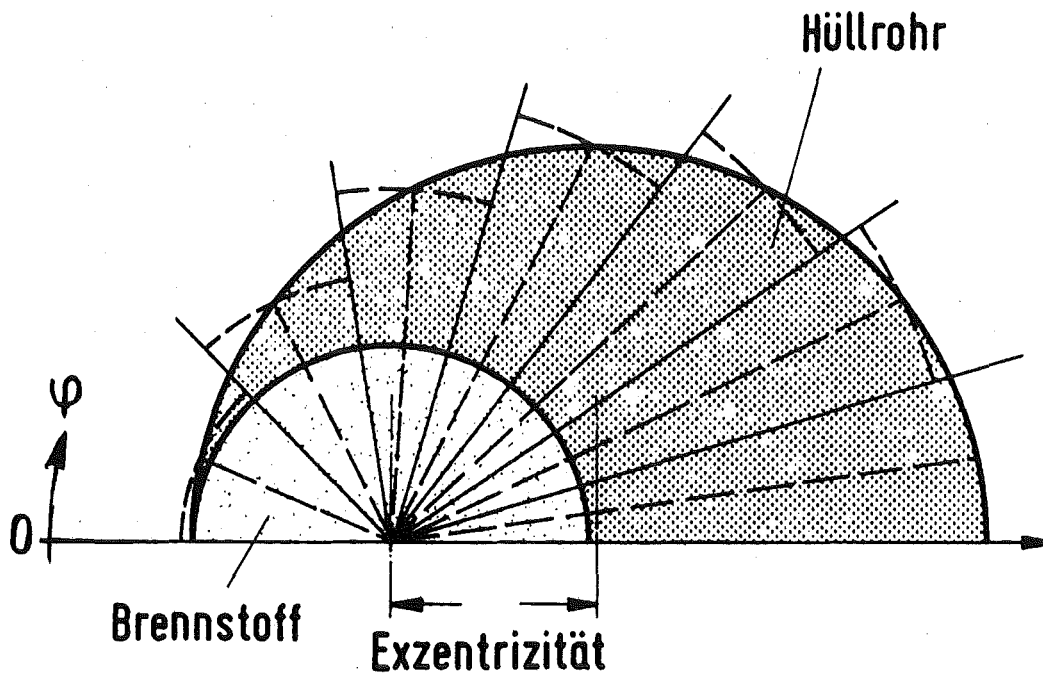


Abb. 5:
Darstellung einer Brennstabscheibe in R-Z Geometrie

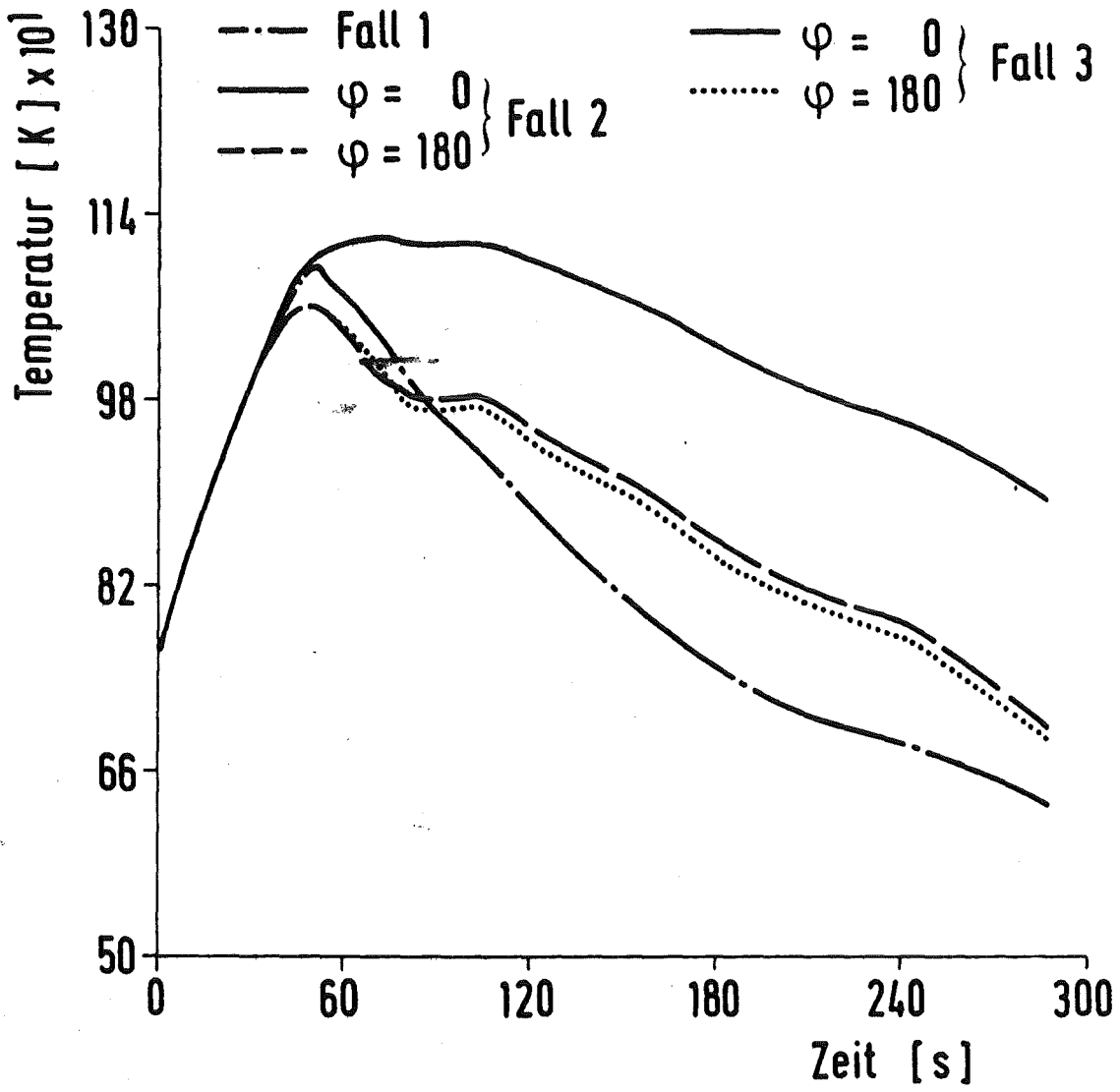


Abb. 6: Verlauf der Hüllrohrtemperaturen

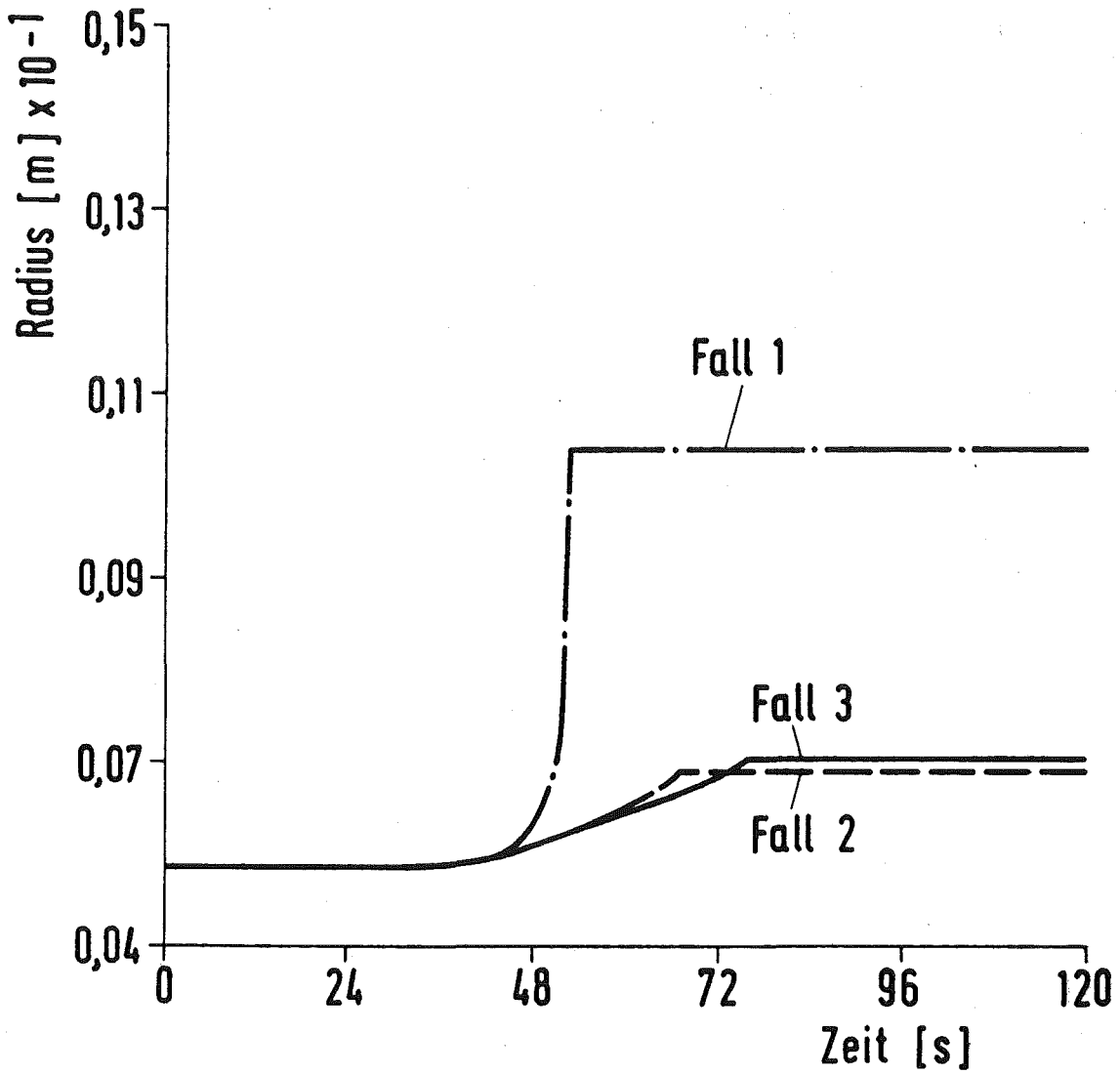


Abb. 7: Verlauf der Hüllrohräußenradien

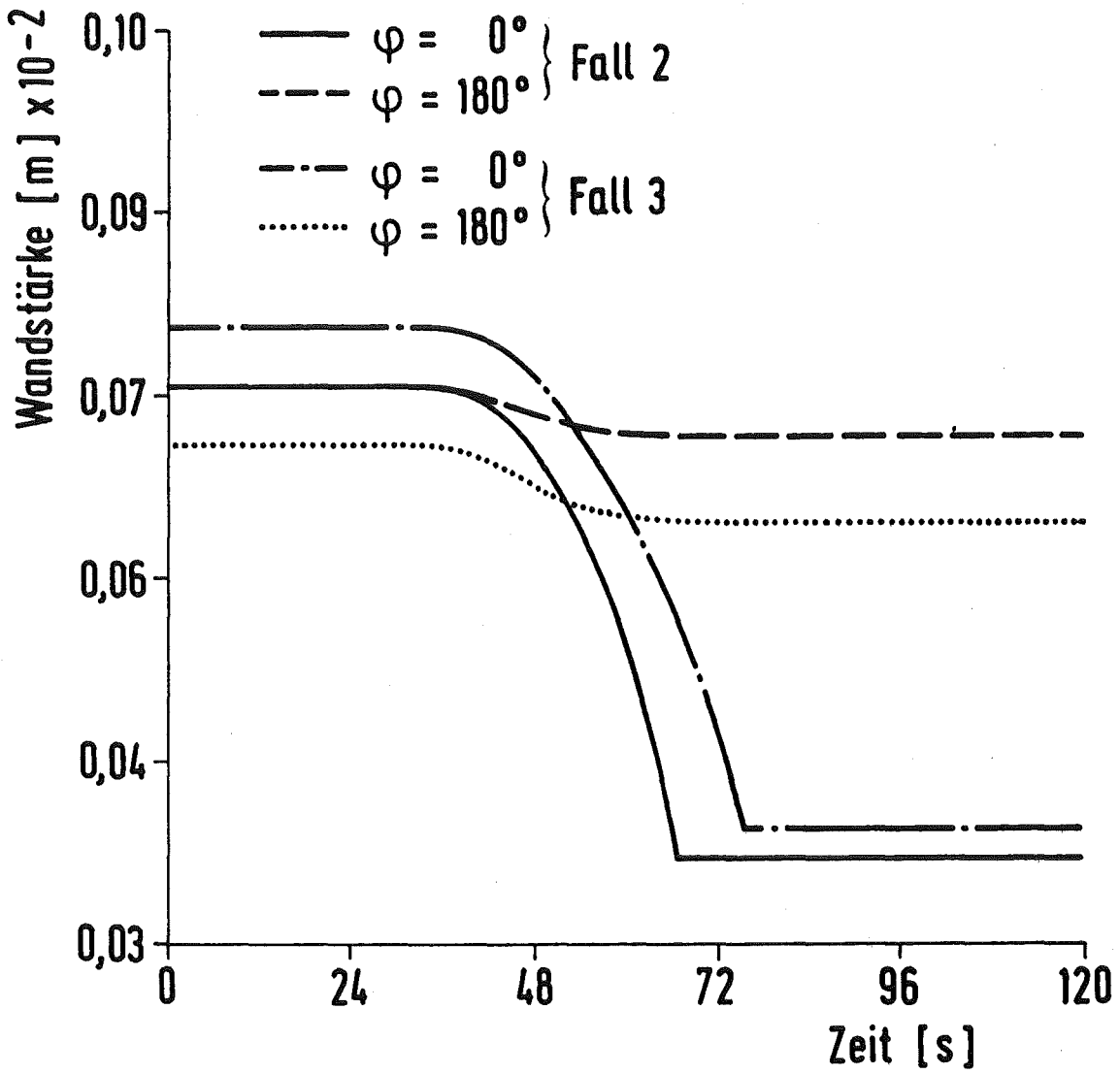


Abb. 8: Wandstärke

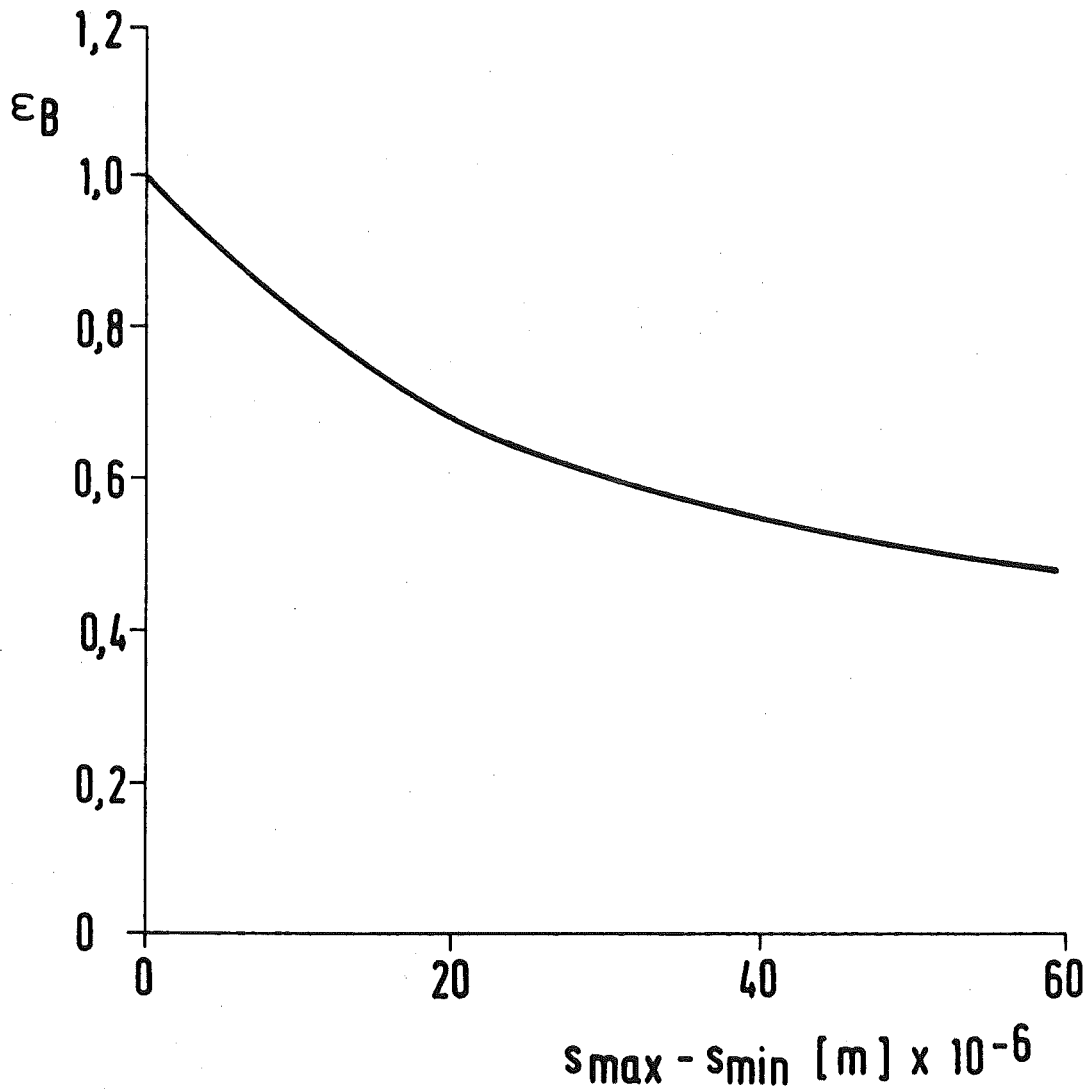
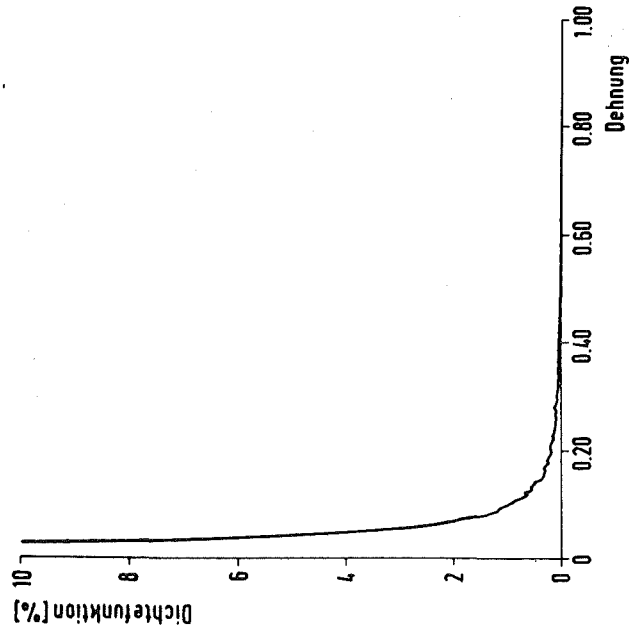
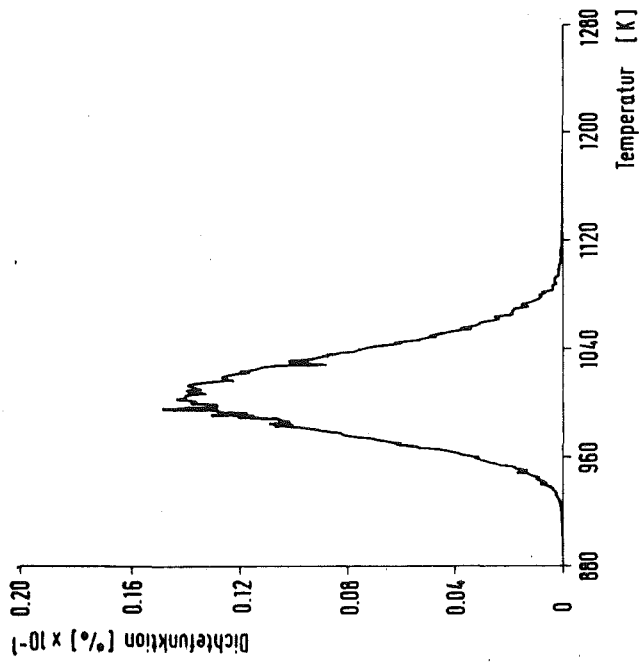


Abb.9: Einfluß der Anfangswandstärkeschwankung



Dichtefunktion der max. Hüllrohrdehnung



Dichtefunktion der max. Hüllrohrtemperatur (K)



Abb. 10

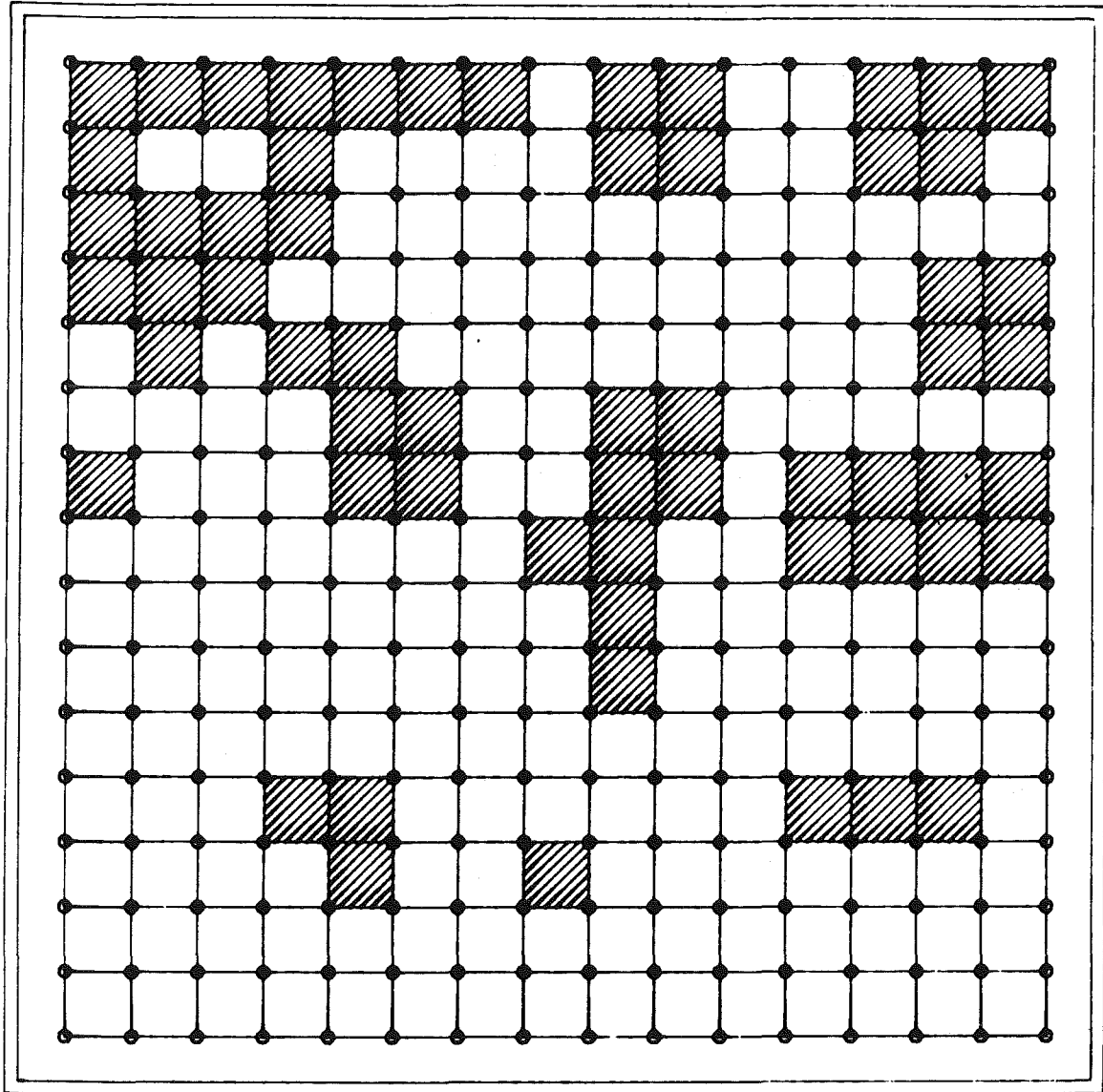


Abb.11: Inseln blockierter Kühlkanäle

Anhang

Liste der 1981 im Bereich des Projekts Nukleare Sicherheit erschienenen
Veröffentlichungen

Sammlung der Vorträge zum Jahreskolloquium 1980 des Projektes Nukleare
Sicherheit, Karlsruhe, 25. Nov. 1980
KfK 3070, Febr. 1981

A. Bayer, K. Burkart, J. Ehrhardt, F. Horsch, W. Hübschmann, M. Schückler,
S. Vogt, W. Jacobi, H. Paretzke, K.R. Trott, H. Schnadt, J. Storch, E. Hofer,
B. Krzykacz:

Unfallfolgenrechnung und Risikoergebnisse. Gesellschaft für Reaktorsicherheit
Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke. Studie im Auftrag des Bundesministeriums
für Forschung und Technologie. Fachband 8
Köln: TÜV Rheinland 1981, 537, 37 S.

A. Fiege, U. Schumann, D. Smidt:
Das Projekt Nukleare Sicherheit (PNS)
KfK-Nachrichten 13 (1981) No. 1-2, S. 39-49

H.H. Hennies, J.P. Hosemann, F. Mayinger:
Ablauf und Konsequenzen eines DWR-Kernschmelzenunfalls.
Atomwirtschaft-Atomtechnik, 26 (1981), S. 168 - 75

H.H. Hennies:
Sind die Annahmen zur Jod-Abgabe bei Störfällen übervorsichtig?
Atomwirtschaft-Atomtechnik. Beil.:
Kernenergie und Umwelt, 26 (1981) No. 6, S. 3

Projektleitung Nukleare Sicherheit (Hrgs.)
Projekt Nukleare Sicherheit
Jahresbericht 1980
KfK 2950 (Aug. 1981)

Projektleitung Nukleare Sicherheit (Hrgs.)
Projekt Nukleare Sicherheit
Tätigkeitsbericht 1. Halbjahr 1981
KfK 3150 (Nov. 1981)

H. Rininsland, A. Fiege, W. Gulden, F. Horsch, J.P. Hosemann:

Fortschritte der Reaktorsicherheitsforschung im Projekt Nukleare Sicherheit
8. Jahreskolloquium des Projekts Nukleare Sicherheit des Kernforschungszentrums Karlsruhe, 16. - 17. Nov. 1981, KfK 3270 (Nov. 1981)

A. Bayer, K. Burkart, J. Ehrhardt, M. Schückler, W. Jacobi, K.R. Trott:

Dosis- und Schadensermittlung unter Berücksichtigung von Schutz- und Gegenmaßnahmen im Rahmen des Unfallfolgenmodells.

Ergebnisse der Deutschen Risikostudie.

3. GRS-Fachkonferenz, München, 18. - 19. Sept. 1980

GRS-34 (Sept. 1981) S. 157-90

A. Bayer:

Risikoanalysen in der Kerntechnik. Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke.

Fortschritte der Medizin, 99 (1981) S. 775-82

A. Bayer:

Applications of nuclear accident consequence models.

Internat. ANS/ENS Topical Meeting on Probabilistic Risk Assessment,

Port Chester, N.Y., Sept. 20-24, 1981

H. Borgwaldt, R. Meyder:

SSYST-2, a programme for modelling fuel rod behaviour in a PWR loss-of-coolant accident.

Vortrag: Zentralforschungsinstitut für Physik, Budapest, H., 14. Okt. 1981

H. Borgwaldt:

Erfahrungen mit Instabilitäten bei gekoppelten transienten Systemen.

Vortrag: Institut für Kernenergetik, Stuttgart, 9. Dezember 1981

J. Ehrhardt:

Zur Ermittlung der Lebenszeitverkürzung infolge strahlungsinduzierter stochastischer somatischer Schäden nach unfallbedingten Strahlenexpositionen
KfK 3181 (Juni 1981)

J. Ehrhardt:

Analyse der in der "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke" berechneten stochastischen somatischen Schäden.

KfK 3218 (Okt. 1981)

J. Ehrhardt, A. Bayer, K. Burkart:

Weiterführende Untersuchungen zu den Unfallfolgen - Ergänzungen zur
"Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke"

8. Jahreskolloquium des Projektes Nukleare Sicherheit des Kernforschungszentrums
Karlsruhe, Karlsruhe, 16. - 17. Nov. 1981, KfK 3270 (Nov. 1981)

J. Ehrhardt:

Weiterführende Untersuchungen zu den in der "Deutschen Risikostudie Kern-
kraftwerke" berechneten stochastischen somatischen Schäden.

Meeting on Radiation Protection, Lausanne, CH, Sept. 30 - Oct. 2, 1981

Poster Session

H. Werle:

Enhancement of heat transfer between two horizontal liquid layers by gas
injection at the bottom.

KfK 3223 (Okt. 1981)

E. Brockmann, J. Hassenpflug, H. John, B. Neeb, J. Reimann:

Further development of drag bodies for the measurement of mass flow rates
during blowdown experiments.

3rd CSNI Specialist Meeting on Transient Two-Phase Flow, Pasadena, Calif.,
March 23-25, 1981

F. Erbacher, H.J. Neitzel, K. Wiehr:

Experimente zur Notkühlung in der Anlage REBEKA.

Atomwirtschaft-Atomtechnik, 26 (1981), S. 561-64

F. Erbacher:

LWR fuel cladding deformation in a LOCA and its interaction with the
emergency core cooling. Invited paper.

Topical Meeting on Reactor Safety Aspects of Fuel Behaviour, Sun Valley,
Idaho, Aug. 2 - 6, 1981

F. Erbacher:

Das Deformationsverhalten von Zircaloy-Hüllrohren beim Kühlmittelverlust-
störfall und seine Wechselwirkung mit der Kernnotkühlung.

8. Jahreskolloquium des Projektes Nukleare Sicherheit des Kernforschungs-
zentrums Karlsruhe. Karlsruhe, 16. - 17. November 1981

KfK 3270 (Nov. 1981)

F.Erbacher:

REBEKA test results.

9th Water Reactor Safety Research Information Meeting, Gaithersburg, Md.,
Oct. 26 - 30, 1981

K. Hassmann, M. Reimann:

Release of gases and their influence on containment integrity during a
hypothetical meltdown accident.

Workshop on the Impact of Hydrogen on Water Reactor Safety, Albuquerque,
N.M., Jan. 25 - 28, 1981

K. Hassmann, M. Reimann:

Analyses of hypothetical core melt down accidents.

Topical Meeting on Reactor Safety Aspects of Fuel Behavior, Sun Valley,
Idaho, August 2 - 6, 1981

P. Ihle, K. Rust:

Einfluß von Abstandshaltern auf den Wärmeübergang während der Flutphase
eines DWR-Kühlmittelverluststörfalles

KfK 3178 (Juni 1981)

H. John, K. Hain, F. Brüderle, J. Reimann, F. Schloß:

Test des Massenstrom-Meßgerätes TMFM-50 für Zweiphasen-Strömungen.

KfK 3215 (Okt. 1981)

U. Müller, J. Reimann:

Verfahren zur Messung von Zweiphasen-Massenströmen.

Vortrag: Institut für Strömungslehre und Strömungsmaschinen, Universität
Karlsruhe, 4. Juni 1981

J. Reimann, H. John, W. Seeger:

Transition from slug to annular flow in horizontal air-water and steam-
water flow.

KfK 3189 (Nov. 1981)

J. Reimann, R. Frank, H. John:

Measurement of mass flow rate and quality with a venturi nozzle and a
turbine meter in steam-water flow.

3rd CSNI Specialist Meeting on Transient Two-Phase Flow, Pasadena, Calif.,
March 23-25, 1981

J. Reimann, H. John, W. Seeger:

Experiments on the transition from slug to annular flow in horizontal air-water and steam-water flow.

Meeting of the European Two Phase Flow Group, Eindhoven, NL, June 2-5, 1981

J. Reimann:

Umverteilung einer Zweiphasenströmung in einem T-Stück: Geplante Experimente und erste Ergebnisse.

Vortrag: Gesellschaft für Reaktorsicherheit, München, 19. Jan. 1981

M. Reimann, W.B. Murfin:

The WECHSL code: A computer program for the interaction of a core melt with concrete. Model description and user's manual.

KfK 2890 (Nov. 1981)

M. Bocek:

Materials behaviour under transient conditions.

Proc. of the Joint Seminar JEN-KfK Materials for Reactor Vessels and Components, Madrid, E, Nov. 13-14, 1980

Madrid: Junta de Energia Nuclear 1981. Paper No. 10

M. Bocek, A. Armas:

Comparison between tensile static and cyclic creep at high temperature.

Res Mechanica Letters, 1 (1981) S. 383-86

M. Bocek, W. Dienst, P. Hofmann, S. Leistikow:

Materialfragen zur Sicherheit von Leichtwasserreaktoren.

Vortrag im Zusammenhang mit der Hauptversammlung der Deutschen Gesellschaft für Metallkunde e.V., Baden-Baden, 9. - 12. Juni 1981

M. Bocek, C. Petersen, E.H. Toscano:

Life time and failure strain prediction for reactor materials subjected to transient stress and thermal loading.

Annual Nat. Meeting of the American Nuclear Society, Miami Beach, Fla., June 7 - 12, 1981

Enlarged Halden Programme Group Meeting on Water Reactor Fuel Performance, Hankoe, N, June 14 - 19, 1981

H. Eckstein, P. Hofmann:

Preliminary results of a fracture mechanics model for iodine-induced crack growth in Zircaloy-4 cladding tubes at 600 and 700 C.

Enlarged Halden Programme Group Meeting on Water Reactor Fuel Performance, Hankoe, N, June 14-19, 1981

KfK 3192 (Juni 1981)

H. Eckstein, P. Hofmann:

On the possibility of describing iodine-induced stress corrosion cracking of zircaloy cladding at high temperatures using fracture mechanics.

Enlarged Halden Programme Group Meeting on Water Reactor Fuel Performance, Hankoe, N, June 14-19, 1981

O. Götzmann:

Evolution of iodine potential in LWR fuel rods relevant to PCI failures.

Topical Meeting on Reactor Safety Aspects of Fuel Behavior, Sun Valley, Idaho, Aug. 2 - 6, 1981

P. Hofmann, S. Raff:

Verformungsverhalten von Zircaloy-4-Hüllrohren unter Schutzgas im Temperaturbereich zwischen 600 und 1200 C.

KfK 3168 (Juli 1981)

P.N. Nikolopoulos, G. Ondracek:

Bestimmung der Dichte in Kernschmelzen.

Atomwirtschaft-Atomtechnik, 26 (1981) S. 661-63

G. Schanz, S. Leistikow:

Microstructural reasons for mechanical oxide degradation (breakaway effect) and resulting kinetical anomalies of zircaloy-4/steam high-temperature oxidation.

Metallic Corrosion. Proc. 8th Internat. Congress (8th ICMC)/ 7th Congress of the European Federation of Corrosion, Mainz, Sept. 6 - 11, 1981

Frankfurt a.M.: DECHEMA 1981, Vol. II, S. 1712-17

G. Schanz, S. Leistikow:

ZrO₂-scale degradation during extended zircaloy 4 high temperature steam exposure; microstructural mechanisms and consequences for PWR safety analysis.

Topical Meeting on Reactor Safety Aspects of Fuel Behavior, Sun Valley, Idaho, Aug. 2 - 6, 1981

E.H. Toscano, M. Bocek, C. Petersen:

On a parametric procedure for fracture strain prediction

7th Inter-American Conf. on Materials Technology, Mexico City, Mex.,

Oct. 19 - 23, 1981

J. Benner:

Varianten der ICE-Technik mit reduzierter numerischer Dämpfung.

KfK 3170 (Juni 1981)

F. Eberle, E. Erb, J. Kadlec, P. Philipp, E. Wolf:

HDR-snapback experiments.

Rastoin, J. (Hrsg.) et al.

Transactions of the 6th Internat. Conf. on Structural Mechanics in Reactor Technology, Paris, F, Aug. 17-21, 1981. Vol. B

Luxembourg: Commission of the European Communities 1981, S. B3/1, 1-8

F. Eberle, B. Göller, G. Hailfinger, J. Kadlec:

Eigenoscillations of a fluid filled cylindrical shell. Comparison between theoretical and experimental results.

Rastoin, J. (Hrsg.) et al.

Transactions of the 6th Internat. Conf. on Structural Mechanics in Reactor Technology, Paris, F, Aug. 17 - 21, 1981. Vol. B

Luxembourg: Commission of the European Communities 1981. S. B5/4, 1-8

F. Eberle, J. Kadlec:

Erfahrungen aus der modalanalytischen Auswertung von Snap-back-Versuchen.

Wind- und erdbebenerregte Schwingungen von Bauwerken. Vortr. der Fachtagung,

Hannover, 1. - 2. Okt. 1981

Düsseldorf: VDI-Verl. 1981, S. 39-45 (VDI-Berichte 419)

R. Krieg, B. Göller, G. Hailfinger:

Admissible blowdown loading for spherical containments with pressure suppression system.

Rastoin, J. (Hrsg.) et al.

Transactions of the 6th Internat. Conf. on Structural Mechanics in Reactor Technology, Paris, F, Aug. 17 - 21, 1981. Vol. J

Luxembourg: Commission of the European Communities 1981. S. J 2/4, 1-10

R. Krieg, U. Schumann:

Über dynamische Beanspruchungen von Reaktordruckbehältereinbauten beim Blowdown.

Jahrestagung Kerntechnik 1981. Düsseldorf, 24. - 26. März 1981.

Fachsitzung: Strukturbeanspruchungen durch Druckwellen.

Bonn: Deutsches Atomforum 1981, S. 15-34

R. Krieg:

Analysis of fluid-structure interaction in pressure suppression systems type 69 during steam condensation.

Internat. Specialist Meeting on BWR-Pressure Suppression Containment Technology, Geesthacht, June 1 - 3, 1981

A. Ludwig, U. Schumann:

Calculations for the HDR blowdown and snapback tests with FLUX.

Fluid-Structure Interaction and Internal Loading in Thermal Reactors, 2nd Internat. Seminar, Ispra, I, Aug. 24-25, 1981

U. Schumann, J. Benner:

Homogenized model for fluid-structure interactions in a pressurized water reactor core.

Rastoin, J. (Hrsg.) et al.

Transactions of the 6th Internat. Conf. on Structural Mechanics in Reactor Technology, Paris, F, Aug. 17 - 21, 1981, Vol. B

Luxembourg: Commission of the European Communities 1981, S. B5/7, 1-9

U. Schumann:

Principles of fluid-structure interaction.

Proc. of the Internat. Topical Meeting on Advances in Mathematical
Methods for the Solution of Nuclear Engineering Problems.

München, April 27-29, 1981. American Nuclear Society, European Nuclear
Society, Kerntechnische Gesellschaft. Vol. 1.2.

Eggenstein-Leopoldshafen: FIZ 4, 1981. Vol 1, S. 565-82

U. Schumann:

Impacts and fluid-structure interaction in pressurized water reactor
safety analysis.

Thomas A. Jäger Preis.

6th Internat. Conf. on Structural Mechanics in Reactor Technology,
Paris, F, Aug. 17-21, 1981

R. Meyder:

Abschätzung der Brennstabschäden bei LWR-Störfällen mit dem Programmsystem
SSYST.

8. Jahreskolloquium des Projekts Nukleare Sicherheit des Kernforschungs-
zentrums Karlsruhe. Karlsruhe, 16.-17. November 1981

KfK 3270 (Nov. 1981)

L.Wolf, U. Schumann, K.H. Scholl:

Experimental and analytical results of coupled fluid-structure interactions
during blowdown of the HDR-vessel.

Rastoin, J. (Hrsg.) et al.

Transactions of the 6th Internat. Conf. on Structural Mechanics in Reactor
Technology, Paris, F, Aug. 17-21, 1981. Vol. B

Luxembourg: Commission of the European Communities 1981. S. B2/1, 1-10

H.J. Ache, K.H. Neeb:

Chemisches Reaktionsverhalten des Jods bei schweren Reaktorstörfällen.

8. Jahreskolloquium des Projektes Nukleare Sicherheit des Kernforschungs-
zentrums Karlsruhe. Karlsruhe, 16.-17. November 1981

KfK 3270 (Nov. 1981)

H. Albrecht, H. Wild:

Investigation of fission product release by annealing and melting of LWR fuel pins in air and steam.

Topical Meeting on Reactor Safety Aspects of Fuel Behavior, Sun Valley, Idaho, Aug. 2 - 6, 1981

K. Nagel, G. Weber:

Importanzkenngrößen für die Zuverlässigkeitsanalyse von Systemen.

Technische Zuverlässigkeit - Ihre Verwirklichung unter den Bedingungen der Zukunft - Tagung Nürnberg, 13. - 15. Mai 1981.

Düsseldorf: VDI-Verlag 1981 S. 145-52

(VDI-Berichte 395)

H. Schüttelkopf, M. Pimpl:

Radioecological studies on plutonium and iodine-129 in the surroundings of the Karlsruhe reprocessing plant.

Internat. Symp. on Migration in the Terrestrial Environment of Long-Lived Radionuclides from the Nuclear Fuel Cycle, Knoxville, Tenn., July 27-31, 1981
IAEA-SM-257/100

H. Schüttelkopf:

Das Verhalten von Plutonium in der Umgebung des Kernforschungszentrums Karlsruhe.

KfK 3034 (Aug. 1981)

P. Thomas, K. Nester:

Experimental determination of the atmospheric dispersion parameters at the Karlsruhe Nuclear Research Center for 60 m and 100 m emission heights.

Part 2: Evaluation of measurements.

KfK 3091 (Juli 1981)

H. Bunz, M. Koyro, W. Schöck:

NAUA-Mod 3. Ein Computerprogramm zur Beschreibung des Aerosolverhaltens in kondensierender Atmosphäre.

KfK 3154 (Sept. 1981)

H. Deuber:

Die physikalisch-chemischen Radiojodkomponenten in der Abluft eines Druckwasserreaktors (DWR 2).

KfK 3206 (Dez. 1981)

H. Deuber:

Die physikalisch-chemischen Radiojodkomponenten in der Abluft eines Druckwasserreaktors (DWR 3).

KfK 3207 (Nov. 1981)

H. Deuber, J.G. Wilhelm:

Investigations on the optimization of the filtration concept of nuclear power plants: results with two pressurized water reactors.

Seminar on Iodine Removal from Gaseous Effluents in the Nuclear Industry, Mol, B, Sept. 21-24, 1981

H. Deuber:

Aspects of retention and differentiation of gaseous radioiodine species.

Vortrag: Boris Kidric Institute of Nuclear Sciences, Beograd, YU,

15. September 1981

J. Furrer, J.G. Wilhelm:

Verbesserte Jodfilter für Kernkraftwerke und Wiederaufarbeitungsanlagen.

Seminar of Iodine Removal from Gaseous Effluents in the Nuclear Industry,

Mol, B, September 21-24, 1981

W. Schöck, H. Bunz, M. Koyro:

Messungen der Wasserdampfkondensation an Aerosolen unter LWR-unfall-typischen Bedingungen.

KfK 3153 (Aug. 1981)

J.G. Wilhelm, J. Furrer, R. Kaempffer:

Untersuchungen zur Ertüchtigung von Jod-Sorptionsfiltern zur Reinigung der Abluft von Kernkraftwerken.

KfK 3194B (Juli 1981)

J.G. Wilhelm:

Status and improvement of the removal of airborne particulate and radioiodine.

IAEA-Seminar über die Behandlung radioaktiver Abfälle von Kernkraftwerken, Karlsruhe, 5. - 9. Okt. 1981

IAEA-SR-57/56

J.G. Wilhelm, H. Deuber, J. Furrer, K. Gerlach:

Operational experience with iodine filters at German LWR's.

Seminar on Iodine Removal from Gaseous Effluents in the Nuclear Industry,

Mol, B, Sept. 21 - 24, 1981

K. Hain, F. Brüderle, W. Butzer, F. Schloß, T. Vollmer:

True mass flow meter 50.

Ein direkt anzeigendes Massenstrom-Meßgerät hoher Genauigkeit für transiente

Zweiphasenströmungen bis $dm/dt = 50 \text{ kg/s}$.

KfK 3197 (Okt. 1981)

E. Karb, L. Sepold, P. Hofmann, C. Petersen, G. Schanz, H. Zimmermann:

Results of the FR2 in-pile tests on LWR fuel rod behaviour.

Topical Meeting on Reactor Safety Aspects of Fuel Behaviour, Sun Valley,

Idaho, Aug. 2 - 6, 1981

W. Leiling:

Hülltemperaturmessung mit Thermoelementen an vorbestrahlten LWR-Brennstab-
Prüflingen.

KfK 3100 (Dez. 1981)

L. Sepold, E. Karb:

Ergebnisse der FR2 In-pile-Experimente zum LWR Brennstabverhalten unter
LOCA-Bedingungen.

Jahrestagung Kerntechnik 81. Reaktortagung 1981. Düsseldorf, 24. - 26. März 1981

Kerntechnische Gesellschaft e.V. Deutsches Atomforum e.V.

Eggenstein-Leopoldshafen: Fachinformationszentrum Energie, Physik, Mathematik
1981, S. 243-47

L. Sepold, E. Karb, M. Prüßmann:

Ergebnisse der In-pile-Experimente zum LWR-Brennstabverhalten beim LOCA mit
nicht vorbestrahlten Brennstäben.

KfK 3098 (Juni 1981)

L. Sepold, E. Karb, M. Prüßmann:

In-pile-Experimente zum Brennstabverhalten beim Kühlmittelverluststörfall.

Bericht über die Versuchsserie G 2/3.

KfK 3099 (Juli 1981)

J. Ehrhardt:

Das Unfallfolgenmodell der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke -
Phase A und erste Überlegungen zur Phase B.

Vorträge zum Statusseminar Transfer von Radionukliden und Theoretische
Modelle in der Radioökologie, Neuherberg, 15. - 16. Okt. 1980

M. Schückler, S. Vogt:

UFOMOD - Programm zur Berechnung der radiologischen Folgen von Reaktor-
unfällen im Rahmen von Risikostudien.

KfK 3092 (Jan. 1981)

J. Benner:

Some variants of the ICE-technique.

Taylor, C.; Schrefler, B.A. (Hrsg)

Numerical Methods in Laminar and Turbulent Flow. Proc. of the 2nd

Internat. Conf. held at Venezia, I, July 13 - 16, 1981

Swansea: Pineridge Pr. 1981, S. 763-73

U. Schumann:

Homogenized equations of motion for rod bundles in fluid with periodic
structure.

Ingenieur-Archiv, 50 (1981), S. 203-216

U. Schumann, J. Benner:

Homogenized model for fluid-structure interactions in a pressurized water
reactor core.

Rastoin, J. (Hrsg.) et al.

Transaction of the 6th Internat. Conf. on Structural Mechanics in Reactor
Technology, Paris, F, Aug. 17-21, 1981, Vol. B

Luxembourg: Commission of the European Communities 1981, S. B5/7, 1-9

U. Schumann:

Virtual density and speed of sound in a fluid-solid mixture with periodic
structure.

International Journal of Multiphase Flow, 7 (1981) S. 619-33

M. Prüßmann, E. Karb, L. Sepold:

In-pile-Experimente zum Brennstabverhalten beim Kühlmittelverluststörfall.
Bericht über die Versuchsserie G 1.

KfK 3061 (Febr. 1981)