

KfK 2570
Dezember 1977

**Sammlung der Vorträge zum
Jahreskolloquium 1977
des Projektes
Nukleare Sicherheit**

Projekt Nukleare Sicherheit

Kernforschungszentrum Karlsruhe

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

KERNFORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE GMBH

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

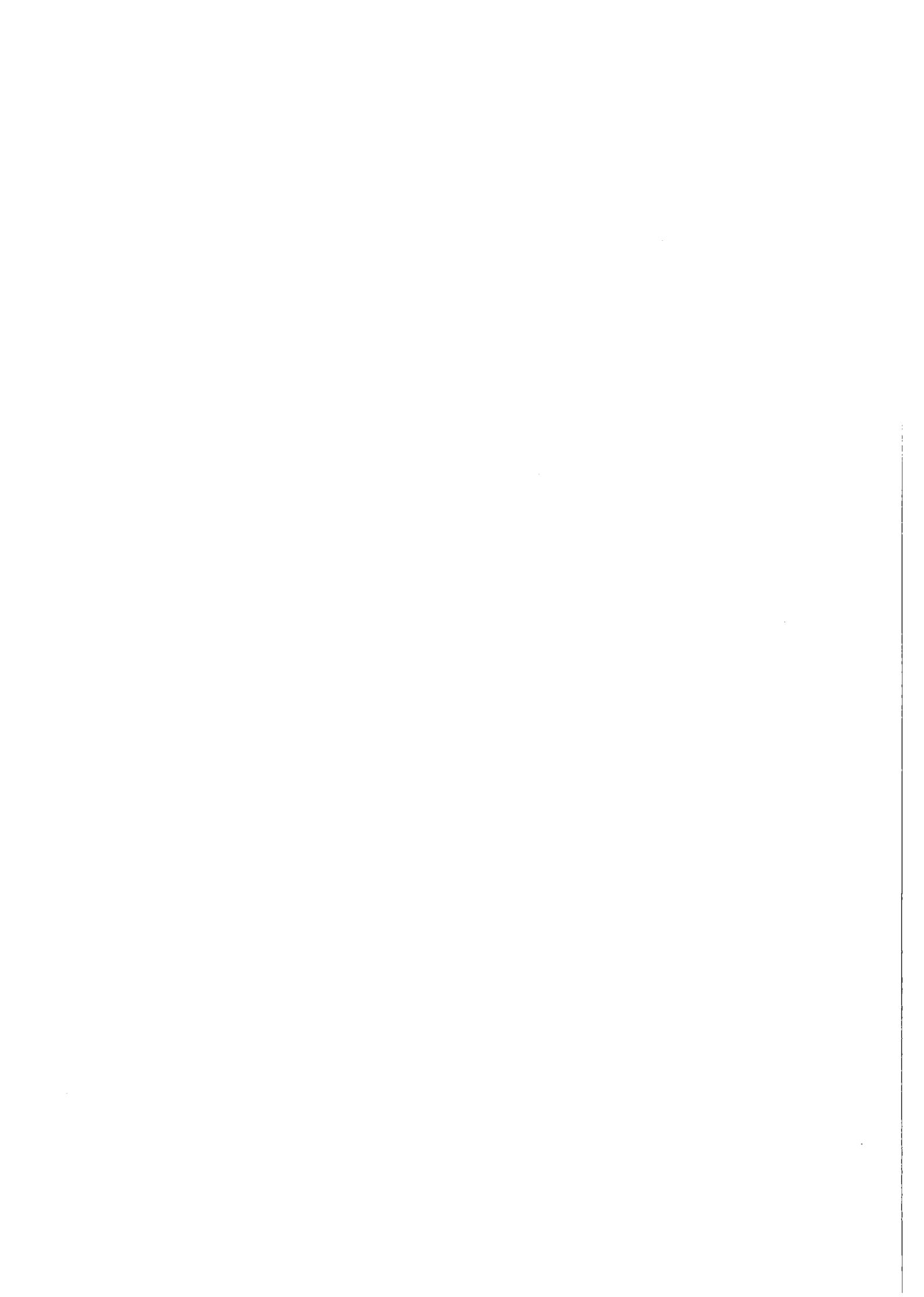
PROJEKT NUKLEARE SICHERHEIT

KfK 2570

Sammlung der Vorträge zum
Jahreskolloquium 1977 des
Projektes Nukleare Sicherheit

Karlsruhe, am 1. Dezember 1977

Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH, Karlsruhe



Forschung zur nuklearen Sicherheit - ein positiver Beitrag zur nuklearen Kontroverse R. Harde, Vorsitzender des Vorstandes des Kernforschungszentrums Karlsruhe GmbH	1
Stand und zukünftige Aufgaben der nuklearen Sicherheitsforschung M. Fischer, Projektleitung	19
Phebus Safety Test Reactor and the French Light Water Reactor Safety Research Program	
P.Y. Tanguy, Chef du Dép. de Sécurité Nucléaire, CEA	83
Stand der deutschen Risikostudie für Druckwasserreaktoren A. Birkhofer, Geschäftsführer der GRS Garching	95
Analyse der fluid-strukturdynamischen Wechselwirkung von Reaktordruckbehältereinbauten beim Blowdown E.G. Schlechtendahl, R. Krieg, U. Schumann, Institut für Reaktorentwicklung C.W. Hirt, Los Alamos Scientific Laboratory	127
Brennstabverhalten in der Wiederauffüll- und Flutphase eines Kühlmittelverluststörfalles K. Wiehr, F. Erbacher, U. Harten, W. Just, H.J. Neitzel, P. Schäffner, H. Schmidt, Institut für Reaktorbauelemente	154
Ergebnisse von In-pile-Experimenten im FR2 zum Brennstab- verhalten bei Kühlmittelverluststörfällen E. Karb, Abteilung Reaktorbetrieb und Technik	195
Zur Wechselwirkung einer Kernschmelze mit Beton M. Reimann, Institut für Reaktorbauelemente H. Holleck, A. Skokan, Institut für Material-u. Festkörperforschung D. Perinic, Abteilung für Reaktorbetrieb und Technik	218
Entwicklung der Kr-85-Abtrennung aus dem Abgas der Großen Wiederaufarbeitungsanlage: Ergebnisse der prototypischen Versuchsanlagen ADAMO und KRETA R.v. Ammon, W. Bumiller, E. Hutter, G. Neffe, Institut für Heiße Chemie	242

JAHRESKOLLOQUIUM 1977

des

PROJEKTES NUKLEARE SICHERHEIT

Forschung zur nuklearen Sicherheit -
ein positiver Beitrag zur nuklearen Kontroverse

R. Harde

Es war bisher üblich, die Beiträge zu Statusberichten oder Jahreskolloquien thematisch ausschliesslich an wissenschaftlich-technischen Sachfragen der betreffenden Projekte zu orientieren. Damit entsprachen wir der satzungsgemässen Hauptaufgabe unserer Gesellschaft, durch Forschung Antworten zu Sachproblemen, die aus forschungspolitischer Sicht des Staates bedeutsam sind, zu gewinnen und zu veröffentlichen. Unbeschadet des uneingeschränkten Rechts eines jeden unserer Mitarbeiter zur freien persönlichen Meinungsäusserung möchten wir als Institution auch künftig vermeiden, Ansichten zu verlautbaren, die weniger auf Sachargumenten als auf persönlichem Ermessen basieren. Das schliesst keineswegs ein bewusstes Engagement durch Aussagen auch in Bezug auf die nicht-technischen Implikationen unserer wissenschaftlich-technischen Arbeiten aus. Kriterien unseres Urteils können dabei aber neben der Logik nur die allgemein akzeptierten Normen der Ethik sein. So sehen wir auch in der öffentlichen Kontroverse über die Kernenergie unsere Rolle nicht in der Parteinahme, sondern primär in der Bereitstellung von Informationen auf der Basis eigener Sachkenntnis - einschliesslich der Schlussfolgerungen, die sich daraus ableiten lassen. Sozusagen für die täglichen Bedürfnisse der konkreten Auseinandersetzung über die Kernenergie haben wir daher einen Informationsstab von interessierten Mitarbeitern gebildet, die Kritikern wie Befürwortern der Kernenergie zu Informationsvorträgen oder zur Fragenbeantwortung zur Verfügung stehen. Wenn auch die uns verfügbaren Kenntnisse ganz überwiegend zur Entkräftung von Argumenten oder Befürchtungen der Gegner der Kernenergie geeignet sind, so betrachten wir uns dennoch

keineswegs als Nuklearpropagandisten. In der Tat würde eine unreflektierte Parteilichkeit weder unserer wissenschaftlichen Glaubwürdigkeit, an der uns als Forschungseinrichtung in erster Linie gelegen sein muss, nützen, noch der uns finanzierenden öffentlichen Hand, die für ihre schwerwiegenden energiepolitischen Entscheidungen auf neutralen Sachverstand angewiesen ist.

Sie haben also im Folgenden keinen Traktat über die Problemlosigkeit der Kernenergie zu erwarten, aber ich habe ebensowenig Schwerwiegendes dagegen vorzubringen.

Wenn wir glauben, durch neutrale Information einen Beitrag zur öffentlichen Diskussion um die Kernenergie leisten zu können und zu sollen, so stellt sich zunächst natürlich die Frage, ob denn Sachinformation bei einer Angelegenheit, in der längst Gefühle oder Weltanschauliches weithin die Oberhand zu haben scheinen, überhaupt noch etwas Sinnvolles bewirkt oder bewirken kann. Und nur wenn die Antwort Ja heisst lohnt sich die weitergehende, mein eigentliches Thema betreffende Frage:

Ist die Bereitstellung von zusätzlichen durch Forschung neu zu gewinnenden naturwissenschaftlich-technischen Daten und Kenntnissen, insbesondere auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit notwendig oder sinnvoll, um einen positiven Beitrag so oder so zur Akzeptanzfrage der Kernenergie leisten zu können?

Die Antwort zur ersten Frage ist umstritten, aber es wäre wohl bedrückend, wenn Sachinformation zu Sachfragen garnichts mehr bewirken könnte. Man darf jedoch mit Sicherheit davon ausgehen, dass gerade in der Kernenergiekontroverse nur erkennbar vertrauenswürdige Information von Nutzen sein kann.

Die zweite Frage legt die Vermutung eines noch bestehenden Defizits an verlässlicher Information nahe und könnte daher den Verdacht wecken, dass es weiterer Forschung noch bedürfe, um die Sicherheit von Kernkraftwerken überhaupt erst nachzuweisen oder zu bewerkstelligen.

Um eine Aussage über den Stellenwert der Sachinformation in der nuklearen Debatte zu versuchen, möchte ich mich im Nachfolgenden kurz allgemein mit dem Phänomen dieser Auseinandersetzung befassen. Über Ziele und Notwendigkeit weiterer Sicherheitsforschung wird im Anschluss daran zu reden sein.

Einen ins Gewicht fallenden, d. h. einen hohen Aufmerksamkeits- und Wirkungswert in der öffentlichen Auseinandersetzung über die Einführung der Kernenergie gibt es erst seit 2 - 3 Jahren. Die Zeit davor - kommerzielle Kernkraftwerke werden bekanntlich bereits seit Mitte der sechziger Jahre und Versuchskernkraftwerke noch viel länger gebaut - war geprägt von mehr oder weniger unumstrittenen Meinungen über die positiven Aspekte der neuen Energieform. Man meinte, dass die scheinbar allgemeine Überzeugung von der Problemlosigkeit der Kernkraftwerke eine extensive Informationspolitik ebenso wie eine Überzeugungsstrategie für die Bevölkerung entbehrlich mache. In der Erwartung ihrer baldigen konkreten Lösung wurden noch in der Untersuchung befindliche Sicherheitsprobleme in der Öffentlichkeit gar nicht erwähnt und so entstand ein allzu glattes, stromlinienförmiges public relations Bild von der sicherheitstechnisch unbedenklichen und der energiepolitisch unabdingbaren Kernenergie. Für die Öffentlichkeit und die Politiker war Kernenergie damals eigentlich kein Thema.

Bis etwa Mitte 1974 hatten Bürgerinitiativen inhaltlich und zeitlich begrenzte Aktionsziele. Überregionale Gründungen waren nur in Ansätzen vorhanden. Bezeichnenderweise entzündete sich die Kernenergiedebatte zunächst unter Umweltgesichtspunkten an Standortfragen. Sicherheitstechnische Überlegungen standen nicht einmal immer im Zentrum der Argumentationen. Wie erinnerlich ging es in Whyl zunächst um die Befürchtung der Weinbauern, lokale Klimaveränderungen könnten die Qualität ihres Produktes mindern .

Ein wichtiges auslösendes Moment für die eigentliche sicherheitstechnische Kontroverse waren divergierende Stellungnahmen von Wissenschaftlergruppen im In- und Ausland, wobei sich bedenkenswerte Argumente mit undifferenzierten oder gar sachlich falschen Aussagen mischten. Unabhängig von der nach wie vor relativ einhelligen Meinung im Wissenschaftsbereich gab es danach im Erscheinungsbild der Öffentlichkeit die wissenschaftliche Position nicht mehr, der Autoritätsanspruch der Fachleute, die auf Vertrauen beruhende Basis bisheriger Zustimmung der Öffentlichkeit war erschüttert. Erst zu diesem Zeitpunkt wurde der Risikobegriff im Zusammenhang mit hypothetischen Störfällen in die öffentliche Diskussion eingeführt. Die Kernenergie hatte nun zugegebenermassen nicht mehr nur positive Seiten. Damit galt es Vor- und Nachteile abzuwägen. Rechtfertigten es die Vorteile die Risiken zu akzeptieren? Zustimmung oder Ablehnung wurden nunmehr eine Ermessensentscheidung, das Wünschenswerte hatte seinen Preis !

Die ernsthaft Besorgten bemühten sich wie die "Zuständigen" um eine genauere Analyse der Vorteile und Risiken. Man muss zur Kenntnis nehmen, dass wirtschaftliche Vorteile durch technischen Fortschritt fast immer etwas kosten, Risiken beinhalten und fragt genauer nach der Qualität der versprochenen Vorteile. Ist Energiewachstum überhaupt ein Vorteil und sind die Risiken wirklich ausreichend nach allen Seiten zu überblicken? Und da einerseits die Antworten zur Energiefrage nicht voll befriedigen - viele Details des Zusammenhangs zwischen Energieverbrauch und Lebensumständen der Bevölkerung bedürfen offenbar noch der Klärung - und da andererseits der probabilistische Aspekt des Risikos missverstanden wird oder doch Unbehagen auslöst, möchten einige die verlangte Ermessensentscheidung vorerst vertagen. Andere extrapolieren ihr Unbehagen und sehen wegen der Risiken in jedem technischen Fortschritt und damit im wirtschaftlichen Wachstum eine unerwünschte Entwicklung. Quer durch alle Bevölkerungsgruppen und Parteien geht schliesslich die Kluft der Meinungsverschiedenheit. Die sich anbahnende Konfliktsituation

wird noch verschärft durch die Befürchtung, dass mit der Einführung der Kernenergie irreversible Gegebenheiten geschaffen werden. Schliesslich kommt es zur Radikalisierung, weil sich ein politischer Konsens, der mit dem Handeln der Exekutive im Einklang steht, nicht herausgebildet hat. Gerade in diesen Tagen beobachten wir, wie die Parteien, die in unserem Lande die Aufgabe der politischen Willensbildung zu übernehmen haben, sich bemühen, das Versäumte nachzuholen und eine Zustimmungsbasis für vertretbare Kompromisslösungen zumindest in den Parteien zu gewinnen.

Damit ist die Debatte in der Öffentlichkeit jedoch noch keineswegs endgültig entschieden. Die gegenwärtige Situation der Kernenergiekritik lässt sich weiterhin kennzeichnen durch eine Aufspaltung der aktiv an der Diskussion Beteiligten in Gruppen mit unterschiedlichen Argumentationsschwerpunkten

- a) solche, die primär noch unbefriedigt oder verunsichert sind über die Aussagen zum Kernenergieerisiko, besonders was die Auswirkung hypothetischer Reaktorstörfälle, die Konsequenz der Aufarbeitung und Endlagerung radioaktiver Abfälle und die Langzeitwirkung von Strahlung auf Menschen betrifft,
- b) solche, die weitere ungehemmte Wachstumsprozesse, wie sie Kernenergie und insbesondere der Einsatz von Schnellen Brütern zu ermöglichen und zu bewirken scheinen, als nicht mehr steuerbare Faktoren der Umweltzerstörung ansehen,
- c) solche, die in der Kernenergie die Ursache für wachsende Kontrollfunktionen des Staates sehen, welche letztlich sowohl die demokratische Mitwirkungsmöglichkeit des Einzelnen ebenso wie die Rechtsstaatlichkeit und persönlichen Grundrechte gefährden könnten,
- d) solche, die eine exemplarisch mit der Kernenergie verknüpfte immer stärkere Dominanz des Technologischen und Materiellen über die herkömmlichen Lebenswerte befürchten,
- e) solche, die vor allem aus religiöser Sicht in der Kerntechnik einen grundsätzlichen und daher verwerflichen Eingriff in die Schöpfung sehen.

Wenn hier die Gruppierung von Standpunkten vorgenommen wird, so muss man sich vor Augen halten, dass die überwiegende Mehrheit der Bevölkerung in der Debatte keine dezidierten oder gar unverrückbaren Positionen eingenommen hat. Umfrageergebnisse zeigen, dass publizistisch gelungene Aktionen der Bürgerinitiativen oder wenig überzeugende, weil undifferenzierte Darstellungen von Kernenergiebefürwortern ebenso zu Meinungsverschiebungen in der einen Richtung führen können wie einleuchtende Argumentationen für die Kernenergie oder die Konsequenzen ihrer Nichteinführung - in der anderen Richtung, besonders wenn sie von neutralen Fachleuten, Politikern oder Gewerkschaftlern kommen. Hoffnung auf nachhaltigen Erfolg in dieser andauernden Debatte vor einem öffentlichen Forum scheint nur der haben zu dürfen, der anschauliche, möglichst auf konkrete empirische Erfahrungen abhebende Argumente vorzubringen vermag und durch eine glaubwürdige Darstellung ohne Eifer gesicherte Kenntnisse von Extrapolationen oder Mutmassungen abzugrenzen weiss. Auch wenn die unmittelbaren Diskussionspartner irgendeiner der Kritikergruppen oder auch der Befürworter auf keinen Fall bereit sein sollten ihre Positionen in Frage zu stellen, so ist doch zu erwarten, dass eine Wirkung auf breite Bevölkerungsgruppen, denen die Debatte durch Medien oder direkte Teilnahme vermittelt wird, ausgeübt wird.

Wenn also abgesicherte und einleuchtende Erfahrungen und Kenntnisse, glaubwürdig dargestellt, einen wichtigen Faktor, wahrscheinlich sogar die Grundlage jeder Meinungsbeeinflussung darstellen, so ist als nächstes zu fragen, welche Arten von Information denn bei den genannten Argumentationsschwerpunkten weiterhelfen können.

Zu a)

Was die eigentliche Sicherheits- oder Risikodebatte betrifft, so wird sich meines Erachtens mittelfristig ihr Schwerpunkt wieder von der Entsorgung auf hypothetische Reaktorstörfälle zurückverlagern, weil es spätestens nach Vorliegen von Ergebnissen zu den eingeleiteten und laufenden

Forschungsarbeiten auf dem Sektor Endlagerung gelingen sollte, die ausserordentliche Geringfügigkeit des Entsorgungsrisikos bei Realisierung des geplanten Konzepts auch dem Nichtfachmann zu verdeutlichen. Dabei wird die Tatsache von Belang sein, dass man sich bei der Endlagerung auf Einschliessungsmechanismen der Natur verlassen kann, die inhärent und unmittelbar einsehbar - also verlässlich - erscheinen. Bei den hypothetischen Reaktorstörfällen wird es dagegen schwerer fallen die psychologischen Barrieren der Skepsis zu überwinden, weil die Grenzen der Einschliessbarkeit radioaktiver Stoffe stärker von der von den Menschen gemachten Techniken bestimmt erscheinen. Mit Wahrscheinlichkeitsaussagen über das Versagen von Technik kann man die Furcht vor vorstellbaren sehr schlimmen Unfällen bei einem besorgten Normalbürger nur schwer abfangen. Es ist daher meines Erachtens ausserordentlich wichtig, dass die Sicherheitsforschung sich seit einiger Zeit auch auf ein vertieftes Verständnis von Vorgängen im Zusammenhang mit hypothetischen Reaktorstörfällen erstreckt. Wohlgemerkt: ich bin persönlich wie wohl die meisten von Ihnen überzeugt, dass der Betrieb unserer gegenwärtigen Kernkraftwerke in jeder Hinsicht ein kleineres Risiko darstellt als andere zivilisatorische und natürliche Gefährdungen und die laufende deutsche Risikoanalyse wird dies hoffentlich auch quantitativ bestätigen. Aber es scheint mir im Interesse einer breiten Zustimmung zur Kernenergie grosser Forschungsanstrengungen wert zu sein, unser Verständnis über Ablauf, Auswirkungen und Begrenzungsmöglichkeiten auch extremer Störfälle zu verbessern, um, wenn die Ergebnisse dies ermöglichen, weitere objektive Risikominderungen, die mit vertretbarem Aufwand erreichbar sind, zu bewerkstelligen.

Zu b)

Die grundsätzlichen Gefahren ungehemmter zivilisatorischer und biologischer Wachstumsprozesse sind durch die Arbeiten im Rahmen des Club of Rome erstmals in das Bewusstsein der Öffentlichkeit gerückt worden. Dennoch

ist das Verständnis der schwierigen Zusammenhänge zwischen den Daseinsfaktoren des Menschen und seiner Umwelt einerseits und der weiteren Verbrauchsausweitung von Energie und Rohstoffen andererseits noch sehr begrenzt, ebenso wie das der möglichen Mechanismen zu ihrer Beeinflussung und Steuerung besonders in globalem Umfang. Grenz-betrachtungen, wie zum Beispiel diejenigen, welche besorgniserregende Klimabeeinflussungen auf der Erde in absehbarer Zeit bei ungehemmten Verbrauchszuwachs zumindest bestimmter Primärenergieträger aufzeigen, haben das Bewusstsein für Grenzen des Wachstums geschärft. Man muss aber auch befürchten, dass überhastete restriktive Massnahmen mit grosser Sicherheit zu gleichermassen katastrophalen Konsequenzen im wirtschaftlich-sozialen Bereich führen würden, wie zum Beispiel ein plötzlicher Mangel an Energie. Es kommt also darauf an, einen stetigen Übergang in eine neue Phase der Weltwirtschaft und der Verbrauchsgewohnheiten zu finden, eine angesichts der globalen Verflechtungen unserer ökonomischen Existenz ungeheuer schwierige Aufgabe. Ausreichende Verfügbarkeit von Energie, und diese erfordert offenbar auch den Einsatz von Kernenergie, ist daher kein gefährdender sondern ein stabilisierender Faktor für eine verantwortungsvolle zukunftsorientierte Politik der Wachstumsbegrenzung.

Forschung im naturwissenschaftlich-technischen Bereich kann jedoch sicherlich entscheidend dazu beitragen, die unerwünschten Auswirkungen des erforderlichen Übergangswachstums auf Menschen und Umwelt in akzeptablen Grenzen zu halten. Auch dies ist für mich ein Teil der Sicherheitsforschung.

Zu c)

Die Befürchtung, dass die Einführung der Kernenergie und insbesondere des Schnellen Brütters staatliche Kontrollen von einer solchen Art und einem solchen Umfang erforderlich machen, dass unerträgliche Einschränkungen der persönlichen Grundrechte oder Freizügigkeit die Folge seien, verdient zweifellos eine sehr ernsthafte Prüfung.

Meines Wissens fehlt bisher noch eine gründliche Untersuchung über die relative und absolute Bedeutung verschiedener Erscheinungen der modernen Zivilisation, die Kontrollen oder Überwachungen von Personen, Materialien oder Einrichtungen aus Gründen der öffentlichen Sicherheit erforderlich machen. Trotz der apodiktischen aber unbewiesenen Behauptungen einiger engagierter Mitbürger steht zu vermuten, dass spezielle Aspekte der Kernenergie, Stichworte sind hier: Plutoniumwirtschaft, Proliferation von Kernwaffen und Terroranschläge auf Kernkraftwerke, keineswegs bestimmende Faktoren dieses unerfreulichen Gesamtkomplexes darstellen. Zweifellos könnte wissenschaftliche Forschung auch auf diesem Sektor dazu beitragen, Vorurteile abzutragen und die erforderlichen Massnahmen auf ein Minimum zu beschränken.

Zu d)

Am wenigsten wird reine Sachinformation zur Kernenergie denen helfen, die die Technologisierung der Welt als zunehmende Hinwendung zum Materiellen schlechthin beklagen. Man kann in der Tat die Befürchtung verstehen, dass die Bedeutung des Materiellen in unserer Überfluggesellschaft gegenüber früher noch zugenommen hat. Ich meine indessen, dass dieser Tendenz nicht durch ein Weniger an zivilisatorischem Angebot, sondern nur durch ein stärkeres Hinwenden zu nichtmateriellen Werten aufgrund persönlicher Entscheidung eines jeden Einzelnen - gerade vor dem Hintergrund der Freiheit, die Materielles ermöglicht - begegnet werden kann. Wenn aber eine für nötig erachtete Neuorientierung unseres Wertesystems nicht gelingt, so dürfte von daher befürchtetes Unheil wohl kaum durch Mängel im Materiellen zu mildern sein. Im übrigen kann es nach den Spielregeln unseres Staatswesens nicht Aufgabe der Wirtschafts- und Technologiepolitik sein, Lebensvorstellungen zur Richtschnur zu nehmen, die keinem artikulierten Mehrheitswillen der Bevölkerung entsprechen.

Zu e)

Dem Vorwurf, dass die Nutzung der Kernenergie wegen ihrer den übrigen Techniken gegenüber grundsätzlich verschiedenen Qualität einen unerlaubten Eingriff in die Schöpfung darstelle, durch Sachinformation zu begegnen, scheint mir zumindest bedenkenswert. Die Hauptschwierigkeit der Diskussion dürfte darin bestehen, sich über die Kriterien der Grenzen des qualitativ Andersartigen zu verständigen. Wie bei der allgemeinen Frage der Sicherheit sollte eine Sachdiskussion dann weiterführen, wenn - wie ich meine - nachgewiesen werden kann, dass gegenüber der Natur wie sie ist und der Einführung von Techniken wie der Kernenergie lediglich quantitative Unterschiede bestehen, die keineswegs etwa wegen ihres Ausmasses den Charakter des qualitativ Andersartigen haben.

Aus dem Vorstehenden geht gleichermassen die grundsätzliche Relevanz der meisten Standpunkte hervor, ebenso wie die Notwendigkeit und Chance einer vertieften Diskussion auf der Basis von Sachinformationen. Dabei kann die Bedeutung weiterer Untersuchungen und Forschungen zur Verbreitung und Verbesserung unserer Kenntnisse nicht nur auf dem Gebiet der Sicherheit, aber besonders auf diesem, nicht überschätzt werden.

Natürlich besteht keine Aussicht, die gesamte Bevölkerung durch Information dahin zu bringen, die Kernenergie als ein letztlich notwendiges Übel zu akzeptieren. Aber politischer Konsens kann wohl dann angenommen werden, wenn eine ausreichende Mehrheit, wenn irgend möglich jedenfalls wesentlich mehr als 50 %, aller den Staat und die Gesellschaft tragenden Gruppen die Folgen der Nichteinführung der Kernenergie für gravierender halten als die Risiken der Kernenergie selbst und daher bereits sind mit der Kernenergie zu leben.

In diesem andauernden Prozess kommen allen Beteiligten die ihnen gemässen Rollen zu: dem breiten nichtfachkundigen Publikum die Rolle des Fragenden und den fachkundigen Politikern und Fachleuten gleichermaßen die Rolle des Antwortenden ebenso wie die des Fragenden. Speziell von den Wissenschaftlern ist zu erwarten, dass sie differenziert und kritisch fragen, weil dies die Grundlage ihrer Berufstätigkeit und ihrer Aufgabe in der Gesellschaft ist. Dabei sollte sich jeder, der die Bezeichnung Wissenschaftler für sich in Anspruch nimmt, davor hüten, als wissenschaftlich das heisst als kritisch erfahrene Einsicht ausgeben, was in Wirklichkeit persönliche Ermessenssache ist. Wohlgemerkt: diese Forderung gilt in jeder Richtung, das heisst ohne Rücksicht darauf, ob eine fundierte Feststellung für oder gegen die Einführung der Kernenergie spricht. Leider müssen wir aber immer wieder feststellen, dass selbst scheinbar gestandene Wissenschaftler, darunter Ordinarien unterschiedlichster Lehrstühle, diese nach dem ungeschriebenen Ehrenkodex der Wissenschaft eigentlich selbstverständliche Regel nicht beachten und damit zum Vertrauensschwund der Öffentlichkeit gegenüber dem Fachurteil beitragen. Ich möchte nicht missverstanden werden: man soll und kann einen Wissenschaftler nicht daran hindern seine Meinung nach Gutdünken zu äussern, aber er soll nicht behaupten oder den Anschein erwecken, sie beruhe auf wissenschaftlich gesicherten Fakten, wenn dies tatsächlich nicht der Fall ist.

Was nun die Art der von der Öffentlichkeit gewünschten Sachinformation betrifft, so kann man wohl mit Verständnis feststellen, dass Aussagen über Sicherheitsaspekte umso eher akzeptiert werden je mehr sie auf konkreten Erfahrungen oder experimentellen Ergebnissen basieren und nicht lediglich das Ergebnis reiner Modellüberlegungen sind. Natürlich wird niemand verlangen, für Informationszwecke zum Beispiel einen

hypothetischen Reaktorstörfall, den eigentlichen Gegenstand der Risikobetrachtung, durchzuführen. Es gibt aber eine Vielzahl von Einzelphänomenen jenseits der Auslegungsstörfälle, die der experimentellen Untersuchung zugänglich sind, wie dies im hohen Masse beim gegenwärtigen Reaktorsicherheitsprogramm der Bundesregierung oder den speziellen Sicherheitsuntersuchungen zur Endlagerung, zur Wiederaufarbeitung oder zu fortgeschrittenen Reaktoren auch schon geschieht. Bevor ich mich diesen geplanten oder in Durchführung befindlichen Sicherheitsuntersuchungen etwas näher zuwende, möchte ich noch kurz auf die Frage nach dem Sinn weiterer nuklearer Sicherheitsforschung zu sprechen kommen.

Impliziert das Erfordernis zusätzlicher Forschung nicht die Vermutung mangelnder Sicherheit der bereits im Bau befindlichen Anlagen?

Eine Betriebsgenehmigung potentiell gefährlicher Anlagen ist nur dann gerechtfertigt, wenn nachgewiesen werden kann, dass das Risiko für Betriebspersonal und Bevölkerung gemessen an anderen zivilisatorischen Risiken ausreichend klein ist. Durch Zubau von mehr und mehr potentiell gefährlichen Anlagen jeglicher Art steigt das Gesamtrisiko der Bevölkerung entsprechend. Hält man das Überschreiten eines Risikolimits, das nicht sehr viel höher als das einer bestimmten Einzelanlage ist, für nicht vertretbar, so muss das Risiko der zugebauten Einheiten immer geringer werden. Lässt man z. B. eine Verdoppelung des kalkulierten Risikos einer ersten Anlage zu, so müsste bei erwartetem Zubau von z. B. hundert weiteren Anlagen entweder jeder einzelne Neubau nur ein Hundertstel des Restrisikos der ersten Anlage aufweisen oder wenn man eher eine allmähliche Weiterentwicklung des Sicherheitskonzeptes erwartet eine jeweilige Halbierung des Restrisikos über der jeweils vorhergehenden Anlage. Dann würde allerdings die zehnte Anlage bereits ein um den Faktor 10^{-3} kleineres Restrisiko besitzen müssen als die erste und die hundertste praktisch ohne Restrisiko sein. Dies gilt nicht nur für Kernenergieanlagen.

Wenn auch solche simplifizierenden Rechnungen mit Risiken nicht wörtlich zu nehmen sind, verdeutlichen sie doch die Notwendigkeit ihrer stetigen Verminderung auch in der Kerntechnik, ohne dass daraus auf ein zu hohes Risiko bereits existierender Anlagen zu schliessen wäre.

Eine Verringerung des nominellen Risikos lässt sich durch Forschung im weitesten Sinne auf zweierlei Weise erzielen. Einerseits durch Abbau von Bewertungsreserven bei konservativer Abschätzung des Ablaufs von im Detail noch nicht verstandenen oder berechenbaren Störfallvorgängen auf der Basis verbesserter Kenntnisse. Zweitens durch die laufende Weiterentwicklung von Bauteilen, Systemen und Gesamtkonzepten einer Anlage im Hinblick auf eine Verbesserung von Zuverlässigkeit und Minderung von Störfallfolgen durch stete Verfeinerung und konzeptionelle Überprüfung.

Von Seiten der Wirtschaft ist in diesem Zusammenhang gelegentlich die Warnung zu hören, man solle die Vorsorge gegen Störfälle und ihre Folgen nicht überziehen, weil sie zu untragbaren Kostenbelastungen führe. Dazu ist zu sagen, dass Massnahmen bei uns in der Bundesrepublik, die zu einer tatsächlichen Risikominderung führten, bisher noch nirgendwo die Konkurrenzfähigkeit der Kernenergie beeinträchtigt haben und sich in bestimmten Fällen eher als exportförderlich erwiesen. Es geht auch in Zukunft nicht darum, wirtschaftlich oder im Hinblick auf den Kraftwerksbetrieb Absurdes anzustreben. Im übrigen müssen wir schlicht die Besorgnis einer Vielzahl von Menschen, die nicht einfach Querulanten sind, zur Kenntnis nehmen und alles Sinnvolle tun, um ihre Vorbehalte abzubauen. So gesehen hat die Verringerung von Risiken durch Sicherheitsforschung vielleicht jenseits des Rationalen auch den Sinn, der Erhaltung der sozialen Stabilität zu dienen.

Ich möchte nun, um etwas konkreter zu werden, auf das meines Erachtens gut konzipierte Leichtwasserreaktor-Sicherheitsprogramm der Bundesregierung zu sprechen kommen. Dieses seit etwa 1972 laufende Programm zielt auf vier Schwerpunkte

1. Vermeidung von Störfällen durch Verbesserung der Zuverlässigkeit der Betriebssicherheit (mit den Schwerpunkten Qualitätssicherung und Komponentensicherheit).
2. Untersuchung des Ablaufs und der Eingrenzung der Möglichkeiten von Störfällen (Kernnotkühlung, Containment, Effekt äusserer Einflüsse, Druckgefässversagen, Kernschmelze).
3. Untersuchung der Strahlenbelastung infolge von Störfällen, Normalbetrieb und Stilllegung (insbesondere Ausbreitung von radioaktiven Stoffen in Luft, Wasser und Erdreich und darauf folgende Strahlenexposition).
4. Analyse des Betriebsrisikos einer Leichtwasserreaktoranlage (deutsche Rasmussen-Studie).

Will man das Risiko vermindern, so ist entweder die Eintrittswahrscheinlichkeit eines Störfalls oder die Wahrscheinlichkeit des Austritts von radioaktiven Stoffen aus dem Containment als Folge eines Störfalls oder beides gleichzeitig zu reduzieren. Hierauf zielen die beiden erstgenannten Aufgabenschwerpunkte. Um das tatsächliche Risiko zu ermitteln (Punkt 4) bedarf es noch der Feststellung der möglichen Personenschäden durch die austretenden radioaktiven Stoffe, wie dies in der dritten Aufgabengruppe vorgesehen ist. Konsequenterweise müsste dieses Programm noch durch die Untersuchung aller Massnahmen zur Milderung der Auswirkung freigeordener radioaktiver Stoffe auf Menschen und Umwelt ergänzt werden und zwar präventiv durch Katastrophenschutzanalysen und therapeutisch durch medizinische und radiobiologische Forschung. Entsprechende Untersuchungen sind zumindest auf Teilgebieten ausserhalb des LWR-Sicherheitsprogramms im Gange.

Das Forschungsprogramm der Bundesregierung zur Sicherheit des Leichtwasserreaktors umfasst definitionsgemäss nicht die laufenden und noch erforderlichen Arbeiten zu anderen nuklearen Anlagen wie fortgeschrittenen Reaktoren (SNR, HTR) oder Wiederaufarbeitungsanlagen oder zur Endlagerung. Obwohl ein grosser Teil der Arbeiten zur Sicherheit von Wiederaufarbeitungsanlagen bei uns im Kernforschungszentrum dem Projekt Nukleare Sicherheit angegliedert sind, werden die sicherheitstechnischen Aktivitäten im allgemeinen jedoch im Rahmen der jeweiligen Anlagenprojekte durchgeführt.

Ohne auf Einzelheiten einzugehen scheint es mir möglich und angemessen, Ihnen abschliessend doch einen Überblick über die hier in Karlsruhe bearbeiteten sicherheitsrelevanten Forschungsprogramme zu geben, die ausserhalb des "Projektes Nukleare Sicherheit" stehen, und die somit nicht unmittelbar Gegenstand dieses Kolloquiums sind. Es handelt sich um Sicherheitsforschungsaktivitäten in den Bereichen

- Schnelle Brutreaktoren
- Wiederaufarbeitung (Komponentensicherheit)
- Radiobiologie

für die in diesem Haushaltsjahr insgesamt rund 50 Mio DM und 220 Mannjahre - das ist die gleiche Grössenordnung wie die des Projektes Nukleare Sicherheit selbst - zur Verfügung gestellt werden. Darüber hinaus werden in unserer Abteilung für Angewandte Systemanalyse Forschungsarbeiten zum Problemkreis "Umweltauswirkungen und Risikoanalysen" durchgeführt, die physikalische Basisdaten zur radiologischen Umweltbelastung eines Entsorgungszentrums liefern und somit mittelbar zur Sicherheit solcher kerntechnischen Anlagen beitragen. Gleichartige Forschungsprogramme bezüglich fortgeschrittener Reaktoren sind für das nächste Jahr geplant. Das Aufgreifen auch der psychologischen und soziologischen Komponenten der nuklearen Sicherheit wird von der Abteilung für Angewandte Systemanalyse mit Untersuchungen zur Akzeptanzproblematik ebenfalls für die nahe Zukunft ins Auge gefasst.

Im folgenden sollen die wichtigsten Einzelprogramme in den eben genannten Sicherheitsforschungsbereichen ausserhalb unseres Projekts Nukleare Sicherheit genannt werden.

Im Gegensatz zum Leichtwasserreaktor werden beim Brüter gewisse Störfälle, die zur Kernschmelze führen, nicht als hypothetisch, sondern als Auslegungsstörfälle klassifiziert. Das bedingt eine sehr umfassende, vor allem auch experimentelle Untersuchung aller damit verbundenen Phänomene. Das theoretische Programm zur Abschätzung der Sicherheit Schneller Brutreaktoren zielt auf drei Problemkreise:

- Voraussage des SNR-Störfallverhaltens
- Berechnung der bei einem schweren Störfall maximal freigesetzten mechanischen Energie und
- probabilistische Risikoabschätzung.

Der weitaus grösste Teil der experimentellen Arbeiten dient zur Stützung dieser theoretischen Ansätze. Zu nennen sind:

- Transiente Überlastversuche zur Ermittlung der Brennstabversagenskriterien und der Brennstoffbewegungen
- Propagation von Kühlungsstörungen
- Natrium-Brennstoff-Wechselwirkungen.

Ich halte es für bemerkenswert, dass diese Programme in hohem Masse international koordiniert und durchgeführt wurden. Französische, belgische, britische, japanische, amerikanische und europäische Forschungsinstitute sind an den genannten Projekten wesentlich beteiligt.

Weitere sicherheitsrelevante Experimentalprogramme zur Sicherheitsanalyse Schneller Brüter betreffen:

- Versagensmechanismen von Brennstäben
- Kernüberwachungsinstrumentierung und Signalverarbeitung
- Kühlung von Kernschmelzen, Corecatcher
- Aerosolfreisetzungen bei Natriumbränden.

Ein anderer bedeutender Forschungsbeitrag des Kernforschungszentrums zur nuklearen Sicherheit betrifft Sicherheitsfragen bei der Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente, also eine Schlüsselfrage für das deutsche Kernenergieprogramm. In diesem Bereich werden von unserer Gesellschaft zur Zeit rund 50 Mannjahre und 12 Mio DM jährlich für Investitionen und Betriebsaufwendungen im Projekt Nukleare Sicherheit und im Projekt Wiederaufarbeitung und Abfallbehandlung aufgewandt. Insgesamt laufen hier 17 Einzelforschungsprojekte. Das Projekt Nukleare Sicherheit wird sich in zunehmendem Masse auch den sicherheitstechnischen Untersuchungen für die Grosse Wiederaufarbeitungsanlage zuwenden.

Lassen Sie mich abschliessen mit einigen Anmerkungen über den finanziellen Aufwand für nukleare Sicherheitsforschung in der Bundesrepublik Deutschland. Obwohl natürlich während der gesamten Entwicklung der Kerntechnik stetig auch an der Lösung sicherheitstechnischer Probleme gearbeitet wurde, ist die eindeutige Abgrenzung des zugehörigen Mittelaufwandes gegenüber den Mitteln für andere konstruktive, analytische oder experimentelle Arbeiten ausserordentlich schwierig. Im Haushalt des BMFT wird etwa erst seit 1969 ein separater Titel für ein Sicherheitsforschungsprogramm ausgewiesen. Es lässt sich aber abschätzen, dass in den 20 Jahren von 1956 bis 1976 insgesamt rund 700 Millionen öffentlicher Mittel für die Forschung auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit inklusive Strahlenschutz ausgegeben wurden, für die vier Jahre von 1977 bis 1980 soll der entsprechende Aufwand nochmals fast die gleiche Höhe erreichen. Bezogen auf die öffentlichen Gesamtaufwendungen für die kerntechnische Entwicklung sind das rund 11 % bzw. 17 %. Nicht enthalten in diesen Zahlen sind die Eigenaufwendungen der kerntechnischen Industrie, welche sich wegen der oben angeführten Abgrenzungsproblematik nicht ausreichend verlässlich schätzen lassen. Extrapoliert man den wohl sinnvollen Anteil der nuklearen Sicherheitsforschung am gesamten Entwicklungsaufwand von den oben genannten Zahlen ausgehend auf etwa 20 %, so scheint dieses Verhältnis bereits jetzt auch für die Reaktorindustrie eine vernünftige

Richtzahl zu sein - allerdings mit der Massgabe, dass hier Sicherheitsforschung wegen des öffentlichen Interesses in beträchtlichem Masse aus öffentlichen Mitteln finanziert wird. Geht man davon aus, dass bei anspruchsvollen technologischen Produkten in der Industrie zwischen 5 und 10 % des jährlichen Umsatzes auf Forschung und Weiterentwicklung verwendet werden, so würde 20 % Anteil für Sicherheitsforschung Aufwendungen in Höhe von 1 - 2 % des Wertes der gelieferten Anlagen bedeuten. Im Lichte des Tenors dieses Papiers scheint mir für die Zukunft, unabhängig von der Herkunft der Mittel, ein Richtsatz von 2 % der angemessenere Wert zu sein.

Das speziell ausgewiesene Reaktorsicherheitsprogramm der Bundesrepublik Deutschland wies im ersten Jahr 1970 einen Beitrag von 7 Mio aus und ist seitdem auf fast 120 Mio Jahresetat gestiegen. Die Gesamtaufwendungen des BMFT seit Beginn des Programms gingen zu 10 % an Hochschulen, zu 25 % an die Industrie und zu 65 % an Grossforschungseinrichtungen bzw. Sonderforschungsbereiche. Der Anteil unseres Projektes Nukleare Sicherheit an diesem Budget stieg während dieser Zeit stetig von Null auf nunmehr ca 35 %. Rechnet man die von mir angeführten, nicht zum Projekt Nukleare Sicherheit gehörenden Programmpunkte hinzu, so kommt man im Kernforschungszentrum Karlsruhe zu einem Jahresetat von knapp 100 Mio DM, dies ist fast ein Drittel unserer Grundfinanzierung, der für sicherheitstechnische Arbeiten zur Verfügung steht. Zumindest vom Aufwand her, aber wie ich hoffe auch vom Ertrag, beteiligen wir uns damit in meines Erachtens adäquatem Umfang an einem Forschungsprogramm, von dem ich glaube, dass es wirklich einen positiven Beitrag zur andauernden nuklearen Kontroverse zu leisten vermag.

JAHRESKOLLOQUIUM 1977

des

PROJEKTES NUKLEARE SICHERHEIT

Stand und zukünftige Aufgaben der nuklearen Sicherheitsforschung

M. Fischer

1. Einleitung

Bereits die sogenannten Pioniere der Kerntechnik haben die wesentlichen sicherheitstechnischen Unterschiede zwischen Kernreaktoren und anderen technischen Anlagen vergleichbarer Komplexität verstanden. Die Entwicklung einiger fundamentaler, heute noch gültiger Sicherheits-Prinzipien war eines ihrer größten Verdienste. Dazu gehört insbesondere das sogenannte, Ihnen allen bekannte "defense-in-depth" Konzept oder, in deutsch, eine Sicherheitsstrategie, die sich mit dem Schlagwort "Verteidigung in der Tiefe" umreißen läßt.

Ich brauche in diesem Kreis die Einzelheiten dieser Sicherheitsstrategie nicht zu erläutern.

Zu wiederholen und festzuhalten ist der damit bisher erzielte Erfolg. Er dokumentiert sich darin, daß während einer Betriebsdauer von z.Z. insgesamt etwa 500 Betriebsjahren der weltweit vorhandenen zivilen Leistungsreaktoren bisher keine Störfälle aufgetreten sind, die mit einem Schaden für die Bevölkerung verbunden waren.

Die praktizierte Sicherheitsphilosophie erzeugt jedoch auch gewisse Probleme. Die an vielen Stellen der sicherheitstechnischen Analyse zugrundeliegenden konservativen, d.h. im Hinblick auf Störfall-Eintritt und -Ablauf pessimistischen Annahmen führen zu einer Anhäufung solcher Konservatismen mit dem unbefriedigenden Ergebnis, daß die tatsächlich vorhandenen Sicherheitsreserven in kerntechnischen Anlagen nicht immer detailliert erkennbar sind.

Auf der anderen Seite könnten die Konsequenzen eines postulierten, hypothetischen nuklearen Unfalles sehr ernst sein. Vielleicht wären die psychologischen Implikationen durch einen schweren Reaktorunfall sogar noch schwerwiegender als die physikalischen und physischen Konsequenzen.

Damit sind bereits die beiden übergeordneten Ziele der nuklearen Sicherheitsforschung und -Entwicklung angesprochen.

2. Ziele der nuklearen Sicherheits-Forschung und -Entwicklung

Nukleare Sicherheits-Forschung und -Entwicklung ist im wesentlichen auf die in Abb. 1 definierten Ziele ausgerichtet.

Wenn ich es recht sehe, entfallen z.Z. rund 80% der von der Bundesregierung geförderten nuklearen Sicherheitsforschung auf die genauere bzw. verbesserte experimentelle und analytische Untersuchung von außerordentlich komplexen Störfall- und Unfallabläufen in den heutigen Reaktor-Systemen, d.h. auf das 1. Ziel. Die gegenwärtige Konzentrierung der Reaktorsicherheitsforschung auf die heutigen Konstruktionen beruht auf der Überzeugung, daß der hohe Grad an Konservatismus bei der Auslegung durch entsprechende Sicherheitsexperimente und (auf dieser Grundlage)

verbesserte Berechnungsmethoden nachgewiesen und bestätigt werden kann. Dies ist insbesondere auch deshalb erforderlich geworden, weil ständig weitere und verschärfte Auflagen im Genehmigungsverfahren dazu zwingen, die tatsächlich vorhandenen Sicherheitsreserven der Beurteilung zugrunde zu legen.

Nukleare Sicherheitsforschung und -Entwicklung wäre jedoch unzulänglich, wenn sie sich nur auf das 1. Ziel, nämlich auf den detaillierten, quantitativen Nachweis der Sicherheitsreserven in bereits vorliegenden Komponenten und Systemen konzentrieren würde. Die hier laufenden Arbeiten haben natürlich vor dem Hintergrund aktueller Fragen höchste Priorität und können nicht reduziert werden.

Das 2. Ziel der nuklearen Sicherheitsforschung, nämlich die Entwicklung verbesserter und möglicherweise auch neuer Sicherheitseinrichtungen zur Eindämmung der Konsequenzen hypothetisch eingestufte Unfälle, muß prinzipiell und langfristig den gleichen Stellenwert wie das 1. Ziel.

Man muß den Nachweis führen - und alle die willens sind zu verstehen davon überzeugen - daß die heutigen bereits sehr geringen tatsächlichen Gefahren und Risiken auch bei einer hoffentlich bald wieder expandierenden Kerntechnik nicht zunehmen, sondern dabei sogar noch ständig abnehmen.

Nur indem die nukleare Sicherheits-Forschung und -Entwicklung beide Ziele in hinreichend starkem Maße verfolgt, trägt sie zur Überwindung der Energieproblematik das ihr mögliche Optimum bei.

Die Arbeiten des PNS sind im Rahmen des Deutschen Reaktorsicherheitsforschungsprogramms bereits auf beide Ziele ausgerichtet.

3. Aufgabenstruktur des deutschen Sicherheitsforschungsprogramms für LWR

Abb. 2 zeigt die Aufgabenstruktur des deutschen Reaktorsicherheitsforschungsprogramms. Dieses Programm wird von Forschungszentren, Universitäten und der Industrie gemeinsam durchgeführt.

Das PNS ist dabei auf den folgenden Gebieten maßgebend tätig:

- KERNNOTKÜHLUNG:
Brennelementverhalten bei Störfällen
- CONTAINMENT BEI KÜHLMITTELVERLUST:
Dynamische Beanspruchung von Reaktorkomponenten unter Berücksichtigung fluid-strukturdynamischer Wechselwirkung;
HDR-Blowdown-Versuche
- KERNSCHMELZEN:
Abschmelzverhalten von LWR-Brennelementen;
Reaktionsverhalten einer Kernschmelze und deren Wechselwirkung mit Beton;
Spaltproduktfreisetzung und -Transport aus einer Kernschmelze;
Simulation großer Kernschmelzen in Betonvorlagen;
- SPALTPRODUKTTRANSPORT UND STRAHLENBELASTUNG:
- RISIKO UND ZUVERLÄSSIGKEIT:
Unfallfolgenmodell der deutschen Risikostudie für DWR.

4. Arbeitsschwerpunkte des PNS

Abb. 3 zeigt die Aufgabenstruktur und Arbeitsschwerpunkte des PNS.

Diese Ziele werden durch ein seit 1970 in zunehmendem Maße

unterstütztes Programm realisiert. Abb. 4 zeigt das finanzielle Volumen des gesamten deutschen Reaktorsicherheitsforschungsprogramms von 1970 bis 78 und den Anteil des PNS.

Diese Entwicklung verlief in den USA, Japan und Frankreich ähnlich; auch dort wurden die Aufwendungen für die Reaktorsicherheitsforschung etwa ab 1973 wesentlich verstärkt.

Zur Zeit werden in USA und Japan die Reaktorsicherheitsforschungsprogramme wie folgt gefördert:

USNRC (Nuclear Regulatory Commission) 240 Mio DM in 1977

EPRI (Electric Power Research Institute; getragen von den US-Utilities) 149 Mio DM in 1977

Japan 143 Mio DM in 1977

5. Ziele, Stand und Ergebnisse der Teilprojekte

DYNAMISCHE BEANSPRUCHUNG VON REAKTORKOMPONENTEN BEI STÖRFÄLLEN

Ziele:

- 1) Experimentelle Ermittlung der fluid- und strukturdynamischen Auswirkungen auf Reaktorkomponenten bei Kühlmittelverluststörfällen (HDR-Blowdown Versuche)
- 2) Entwicklung und Verifizierung von fortgeschrittenen Rechenprogrammen zur Beschreibung der Fluid- und Strukturdynamik bei Kühlmittelverluststörfällen.

Stand der Arbeiten, erzielte Ergebnisse

- a. Die ersten fünf Blowdown-Versuche im HDR zur Untersuchung von Dampfisolierventilen unter Siedewasserreaktorbedingungen wurden durchgeführt. Auswertung läuft.
- b. Für die HDR-Blowdown-Versuche wurde der neue Versuchskernmantel gefertigt und ist nach erfolgreicher Qualitätskontrolle durch GfK und KWU einbaubereit, Abb. 6.
- c. Durch die Entwicklung der Rechenprogramme FLUX und STRUYA und durch die Arbeiten in Los Alamos wurde gezeigt, daß die Kopplung der Fluid- und Strukturmechanik bei Blowdown-Störfällen heute beherrscht wird.
- d. Insbesondere wurden mit dem GfK-Code FLUX und dem Los Alamos-Code KFIX auch echt 3-dimensionale Probleme untersucht.
- e. Aus 2- und 3-dimensionalen Rechnungen mit gekoppelter Fluid-Struktur-Dynamik ergaben sich folgende Ergebnisse:
 - Das Zeitverhalten der Auslenkung von Bauteilen ist bei gekoppelter Rechnung völlig verschieden von der ungekoppelten Rechnung, Abb. 7. Die fluid-strukturmechanische Kopplung darf daher bei quantitativer Betrachtung nicht unterschlagen werden.
 - Die Verformungsamplituden sind bei scharfen Transienten durch Berücksichtigung der fluid-strukturmechanischen Kopplung um einen Faktor 2 bis 3 reduziert, Abb. 8.
- f. Bei der Entwicklung der Messtechnik für die Belastung und Verformung von RDB-Einbauten gibt es Erfolge bei Weg- und Beschleunigungsaufnehmern, Fehlschläge bei Druck- und Druckdifferenzgebern.

- g. Zur Massenstrommessung beim Blowdown wurden das Radiotracermeßverfahren zur Geschwindigkeitsmessung in den einzelnen Phasen und das Infrarot-Absorptionsverfahren für spezielle Anwendungen im Bereich der Nebelströmung entwickelt und im Rahmen der Marviken II-Blowdownversuche erfolgreich erprobt. Mit dem Radiotracermeßverfahren konnte erstmals der Massenstrom in einem Bruchstutzen eines Reaktors unter harten Blowdown-Bedingungen erfolgreich gemessen werden. Eine Anlaufstrecke von 30 cm für die Radiotracer und eine Meßstrecke von 25 cm reichen aus, um brauchbare Ergebnisse zu erzielen, Abb. 9.
- h. Der mit Hilfe von Sondermitteln des BMFT und unter Ausnutzung der von der Dampfbrüterentwicklung stammenden großen Dampferzeuger wurde ein Versuchsstand für 2-Phasenströmungen gebaut und der Versuchsbetrieb aufgenommen, Abb. 10. Nach dem Testen der "deutschen" Massenstrommessverfahren wird zur Zeit gemeinsam mit der USNRC die Massenstrom-Instrumentierung für die LOFT-, Semiscale- und PBF-Experimente erprobt und kalibriert.

Mit diesem 2-Phasen-Massenstrom-Versuchsstand können sämtliche interessierenden Strömungsformen der Luft/Wasser und Dampf/Wasser-Strömung gefahren und gemessen werden, Abb. 11. In diesem Sinne ist diese Versuchsanlage zu einem universellen "Windkanal" der Zweiphasenströmung geworden.

BRENNELEMENTVERHALTEN BEI STÖRFÄLLEN

Ziel:

Bereitstellung von experimentell verifizierten Methoden zur realistischen Analyse des Brennelementverhaltens bei Störfällen und der Auswirkungen von Brennstabschäden auf die Wirksamkeit der Notkühlung.

Diese Zielsetzung beinhaltet:

- Untersuchung aller relevanten Versagensmechanismen und ihrer Gültigkeitsbereiche
- Quantitative Beschreibung des Brennstabverhaltens bei verschiedenen Reaktorstörfällen (schwerpunktmäßig LOCA)
- Quantitative Bestimmung des Schadensumfangs bei Störfällen (Zahl der verformten bzw. geborstenen Stäbe, Ausmaß der Verformung, Reduktion der Kühlkanalquerschnitte, zunächst deterministisch, dann probabilistisch)
- Nachweis der Nachkühlbarkeit des Kerns bei Auslegungsstörfällen
- Quantifizierung der Sicherheitsreserven
- U.U. Vorschläge zur Weiterentwicklung der Notkühlssysteme bzw. Brennelemente

Die Untersuchung der Brennstabintegrität bei Reaktorstörfällen dient außerdem dem Ziel, die unkontrollierte Freisetzung von Spaltprodukten aus einem Kernkraftwerk in seine Umgebung zu verhindern.

Die Wirksamkeit der Notkühlssysteme von LWR wird anhand der Notkühlkriterien gemessen, Abb. 13.

Stand der Arbeiten, erzielte Ergebnisse

- a. Das angenähert parabolische Verhalten der Oxidationskinetik von Zry-Hüllrohren wurde bestätigt. Bei Temperaturtransienten, wie sie bei Kühlmittelverluststörfällen auftreten, ist die Oxidation von Zry-Hüllrohren über 900°C um etwa 50 % geringer als die im Genehmigungsverfahren angewandte Baker-Just-Korrelation mit dem Ergebnis, daß

- eine geringere H₂-Freisetzung und
- eine geringere zusätzliche Wärmeentwicklung im Reaktorkern während des Störfalles

zu erwarten ist.

Dafür ist jetzt eine gemeinsame, übereinstimmende und belastbare Datenbasis bei GfK, ORNL und Tokai Mura vorhanden.

- b. Aufgrund von umfangreichen Arbeiten im Sicherheitsforschungsprogramm der USNRC kann die Unsicherheit bei der Nachzerfallswärme auf 2 - 3% eingeengt werden, Abb.14. Dadurch kann der ANS-Sicherheitsfaktor von + 20% weitgehend entfallen. Integrale GfK-Experimente laufen dazu noch, Abb. 15, und sollten dieses Ergebnis bestätigen.
- c. Wegen der geringen Oxidation und der geringeren Nachzerfallswärme wird die bei einem Kühlmittelverluststörfall auftretende max. Hüllrohrtemperatur um 250 bis 300°C reduziert.
- d. In oxidativer Atmosphäre (Luft, Dampf) werden im α -Phasenbereich (bis 820°C) größere Berstdehnungen erreicht als im Vakuum. Daher sind nur in Dampf oder Luft erhaltene Berstdehnungen für den α -Phasenbereich realistische Werte. Oberhalb 900°C wirkt sich die Oxidation dehnungsvermindernd aus, Abb. 16.
- e. Das Maximum der Umfangsdehnungen im oberen α -Bereich - bei etwa 800°C - wurde bestätigt, Abb. 17 und 18.
- f. Bis 850°C deutliche Reduktion der Berstdehnungen durch Jod-Spannungsrißkorrosion. Über 850°C geht der Einfluß von elementarem Spaltjod auf die mechanischen Eigenschaften von Zry stark zurück, Abb. 19 und 20.

- g. Zentrale Bedeutung auf den Deformationsmechanismus und die Berstdehnung hat die azimutale und axiale Temperaturverteilung im Hüllrohr. Erhöhung der azimutalen Temperaturdifferenzen führt zur Verringerung der Berstdehnung.
- h. Die in-pile-Versuche mit frischem Brennstoff zeigen die gleichen Verformungs- und Versagensmechanismen wie die out-of-pile Experimente, Abb. 21.
- i. Indirekt elektrisch beheizte Brennstabsimulatoren ergeben gute Übereinstimmung mit echten Brennstäben zumindest mit frischem Brennstoff.
- j. Das Rechenprogramm SSYST-Mod 1 steht zur Übernahme durch die Gutachter bereit. Außerdem konnte gute Übereinstimmung bei Standard-Problem-Rechnungen zwischen SSYST-Mod 1 und den USNRC-Codes FRAP-T 3 bzw. T 4 festgestellt werden.

ABLAUF VON KERNSCHMELZENUNFÄLLEN

Ziele:

1. Quantitative Beschreibung der Spaltproduktfreisetzung aus einer Kernschmelze unter Einschluß der Wechselwirkung der Kernschmelze mit Beton.
2. Ermittlung der Penetration des Reaktorfundaments bei Kontakt der Kernschmelze mit Beton und die dadurch ausgelöste Druckbelastung des Sicherheitsbehälters.
3. Aufzeigen passiver Maßnahmen zur Verringerung möglicher Folgen beim hypothetischen Kernschmelzenunfall.

Stand der Arbeiten, erzielte Ergebnisse

- a. Abschmelzen der Brennstäbe bei 1900°C an der Grenze Hüllrohr/Pellet. UO_2 wird im flüssigen Zirkon gelöst. Aufheizgeschwindigkeit und Dampfangebot bestimmen die Dicke einer äußeren Hüllrohroxidschicht. Schmelze läuft innerhalb des oxidierten Hüllrohrs nach unten. Bei ca. 2200°C bricht Schmelze in den Kühlkanal durch. Während dieser Phase werden bis zu 30% der Nachwärmequellen freigesetzt.

- b. Bei den Untersuchungen zur Spaltproduktfreisetzung während eines Kernschmelzenunfalles wurden etwa 60 Schmelzexperimente in der Versuchsanlage SASCHA durchgeführt. Die primären Versuchsparameter waren die maximale Temperatur (2000 bis 2800°C), Versuchsatmosphäre (Luft, Dampf und Argon), Druck (0,8 bis 2,2 bar) und Strömungsgeschwindigkeit der Versuchsatmosphäre (1 bis 10 l/min). Die prinzipiellen LWR-Spalt- und Aktivierungsprodukte, die in einer Kernschmelze eines 1300 MW DWR anwesend sein können, zeigt Abb. 22. Hier ist, wie in der Rasmussenstudie, ein mittlerer Abbrand von 17.600 MWd/to zugrundegelegt.

Innerhalb der getesteten Versuchsparameter hat die Schmelztemperatur den größten Einfluß auf die Freisetzung, Abb. 23. Auch die Versuchsatmosphäre scheint einen signifikanten Einfluß auf die Freisetzung zu haben, Abb. 24.

- c. Schmelztemperatur bei Kontakt mit Beton vermutlich $T \leq 2400^{\circ}\text{C}$. Schmelze zweiphasig. Dichte der metallischen Phase stets größer, Oxidphase oben. Spaltprodukte überwiegend in der oben liegenden Oxidphase.

- d. Gasfreisetzung aus Beton sorgt für gleichmäßige Temperatur des Schmelzbades. Betonbestandteile lösen sich in der Oxidphase.

- e. Annahme eines durchgehenden Dampffilmes zwischen Kernschmelze und Beton durch Modellexperimente gestützt.
- f. Erstarrungstemperatur der Oxidschmelze in Abhängigkeit von der Betonauflösung wurde ermittelt, Abb. 25.
- g. Oxidationsgrad der Schmelze in Abhängigkeit von der Betonauflösung (Dampffreisetzung) berechenbar. Druckaufbau im Containment daraus bestimmbar.
- h. Erosionsgeschwindigkeit von silikatischem Beton:
Bei Schmelzbadtemperaturen von 3000° bis 1500°C zwischen 40 mm/min und 5 mm/min vertikal. Radial zwei mal geringer.
- i. Heiztechnik, Tiegeltechnik und Meßtechnik für ein abschließendes Experiment in 100 bis 1000 kg-Maßstab zur Verifizierung von Einzelergebnissen und Rechenmodellen stehen zur Verfügung bzw. liegen als Konzept vor.

VERBESSERUNG DER SPALTPRODUKTRÜCKHALTUNG UND REDUKTION DER STRAHLENBELASTUNG

Ziele:

1. Entwicklung von Störfallumluftfiltern
2. Adaption der Abluftfilter auf Störfallbedingungen
3. Reduktion der Vergiftungen von Jodfiltern
4. Bestimmung der Jodverbindungen in der Abluft

Stand der Arbeiten, erzielte Ergebnisse

- a. Die Entwicklungsarbeiten für den Jodsorptionsteil des Störfallumluftfilters konnten erfolgreich abgeschlossen werden. Übergabe der Ergebnisse an die Industrie wurde vorbereitet.
- b. Das Konzept einer Vorfilterung zur Reduzierung der Vergiftung in Abluftfiltern führte zur Entwicklung des MehrwegSORPTIONSfilters (MWS), Abb. 26. Eine Lizenz wurde vergeben.
- c. Erstmals durchgeführte kontinuierliche Messungen der Jodverbindungen in der Abluft eines SWR (nach Störfall) und eines DWR (im Leistungsbetrieb) ergaben fast durchweg einen Anteil von weniger als 50% für anorganisches Jod, Abb. 27.

ENTWICKLUNG DER ABGASREINIGUNG DER GROSSEN WIEDERAUFARBEITUNGSANLAGE FÜR NORMAL-BETRIEB UND STÖRFÄLLE

Ausgehend von den im PNS vorliegenden Erfahrungen bei der Abgasreinigung in Kernkraftwerken im Normalbetrieb und Störfall führt das PNS, in Kooperation mit dem Projekt Wiederaufarbeitung und Abfallbehandlung (PWA) sowie der Deutschen Gesellschaft für Wiederaufarbeitung Karlsruhe (GWK), ein umfangreiches F+E-Programm zur Entwicklung und Erprobung der Abgasreinigung für die große Wiederaufarbeitungsanlage durch.

Ziel:

Entwicklung der Abgasreinigung der GWA für den bestimmungsgemäßen Betrieb und für Störfallsituationen. Erprobung der Komponenten im nichtaktiven (kalten) Versuchsbetrieb.

Das Kernforschungszentrum Karlsruhe entwickelt daher auf der Grundlage seines langjährigen know how auf dem Gebiet der Abgasreinigung in Reaktoren und kleinen Wiederaufarbeitungsanlagen die Rückhaltung bzw. Abtrennung von α -Aerosolen, Jod, Stickoxiden, CO_2 (C-14) und Krypton 85 aus dem Abgas der geplanten deutschen Wiederaufarbeitungsanlage.

Abb. 28 zeigt schematisch die einzelnen Stufen der Abgasreinigung der GWA. Abb. 29 stellt das Fließbild der bereits laufenden, für die GWA prototypisch großen Tieftemperatur-Rektifikationsanlage KRETA zur Abtrennung des Kr-85 dar.

Stand der Arbeiten und erzielte Ergebnisse

- a. Durch den Einbau der von GfK entwickelten Jodfilter wurde der WAK die Erfüllung behördlicher Auflagen als Voraussetzung für die Wiederaufarbeitung hoch abgebrannter Brennelemente ermöglicht.
- b. Mit der Anlage KRETA - teilweise im Verbund mit der für die Vorabtrennung von CO_2 und H_2O erstellten Versuchsanlage ADAMO - wurden drei Versuchskampagnen zur Untersuchung des Kolonnenverhaltens und der erzielbaren Trennfaktoren des Dreistoffsystems N_2 -Kr-Xe durchgeführt, Abb. 30, 31.
- c. Mit der Anlage KRETA wurden für das System N_2 -Kr-Xe Dekontaminationsfaktoren für die Edelgase $\text{DF} = 1000$ in der ersten Kolonne erreicht.
- d. Bei bestimmter Zusammensetzung des Dreistoffgemisches kommt es zu Ausfrierungen in der ersten Rektifikationskolonne aufgrund von Desublimation des Xenon's aus der Gasphase, Abb. 32.

- e. Neueste Stoffdaten des Dreistoffgemisches N_2 -Kr-Xe ermöglichen eine bessere Beschreibung der Druckabhängigkeit des Xe-Ausfrierbereichs.
- f. Durch erhöhte Kryptonkonzentration im Feedgas (z.B. durch Krypton-Rückführung) kann dieses Ausfriergebiet vermieden werden oder durch Druckerhöhung.
- g. In der Versuchsanlage KRETA wurde ohne jede Komplikation die Abgaszusammensetzung der WAK durch Simulation einer Krypton-Rückführschleife gefahren und das Krypton mit einem hohen DF abgetrennt (AZUR-Bedingungen)
- h. In der Versuchsanlage ADAMO wurde die Ko-Adsorption und Desorption von Kr und Xe bei der CO_2 -Vorreinigung quantitativ geklärt.

AUSBREITUNG UND AUSWIRKUNGEN FREIGESETZTER NUKLEARER SCHADSTOFFE

Ziel:

1. Maßgebende Parameter für die Gefährdung durch J-129 auf dem Luft- und Wasserpfad
2. Ausbreitungsverhalten von nuklearen Schadstoffen in der Atmosphäre
 - a. im Nahbereich (≤ 15 km)
 - b. im Fernbereich (bis 100 km)
3. Unfallfolgenmodell für die deutsche DWR-Risikostudie

Stand der Arbeiten, erzielte Ergebnisse

- a. Die J-129 Konzentration in Milch und Bodenproben ist in der Umgebung der WAK seit 1975 nach Einbau der von

GfK entwickelten Jodfilter um den Faktor 20 gesunken.

- b. Mit Hilfe der zusätzlichen fünf in 1977 durchgeführten Ausbreitungsexperimente mit Emissionshöhe 60 m sind nun die Kurvenscharen der Ausbreitungsparameter für Emissionshöhen 60 und 100 m in erster Näherung komplett für den Nahbereich (≤ 15 km). Der Rauigkeitseinfluß in bezug auf die dadurch bestimmten Turbulenzparameter erfordert für den Nahbereich noch weitere Arbeiten. Dem Transport- und Ausbreitungsverhalten von (radioaktiven) Aerosolen kommt im Nahbereich (≤ 15 km) des Emissionsortes erhöhte Bedeutung zu, wie aus der deutschen Risikostudie hervorgeht. Wir werden dafür in Zukunft mehr tun müssen.
- c. Vorversuche für Ausbreitungsexperimente über große Entfernungen (≤ 100 km) im Oberrheingebiet und in Norddeutschland durchgeführt. Hierzu wurden sogenannte Tetroons, Abb. 33 verwendet.
- d. Im Rahmen der deutschen Druckwasserreaktorsicherheitsstudie wurden erste Rechnungen für ausgewählte Störfälle mit dem auf der Karlsruher Datenverarbeitungsanlage implementierten Unfallfolgenmodell durchgeführt. Abb. 34 zeigt das Konzept des Unfallfolgenmodells. Das Modell benötigt als Eingangsdaten die Freisetzungsmatrizen der spezifischen Unfälle und deren Eintrittswahrscheinlichkeit. Als Ergebnis liefert es wahrscheinlichkeitsbewertete Personenschäden.

Der erste Unfall, der vollständig durchgerechnet wurde, ist ein Unfall mit spätem Überdruckversagen des Containments. Abb. 35 zeigt die in das Unfallfolgenmodell eingegangene Information über die freigesetzten Nuklidgruppen und ihr zeitliches Verhalten. Die charakteristischen Zeitabschnitte sind gegeben durch Einsetzen des Kernschmelzen nach etwa 80 Minuten nach Kühlmittelverlust und durch das Containmentversagen nach etwa 30 Stunden nach Kühlmittelverlust.

Ein wesentliches Ergebnis ist, Abb. 36, daß der Hauptteil

der Dosis für eine Person, die sich 24 Stunden unter der Abluftfahne aufgehalten hat, nahezu ausschließlich durch die Strahlung abgelagerter Spaltprodukte vom Boden bestimmt wird. Dies gilt ganz besonders - aber nicht nur - für meteorologische Situationen, in denen es während der Schadstoffausbreitung geregnet hat.

Gegenwärtig können mit dem Unfallfolgenmodell folgende Personenschäden gerechnet werden:

Akuter Tod, d.h. Tod der innerhalb eines Jahres nach Bestrahlung eintritt, somatische Spätschäden und genetische Schäden.

Abb. 37 zeigt das Ergebnis für die Schadensart akuten Tod beim Unfall "spätes Überdruckversagen". Die aufgetragene Wahrscheinlichkeit ist nur die Wahrscheinlichkeit welche sich durch die Auffächerung wegen der variierenden meteorologischen Bedingungen ergibt. Diese Wahrscheinlichkeit ist noch mit der Eintrittswahrscheinlichkeit des Unfalles zu multiplizieren, welche aus den vorhergehenden Rechnungen der GRS noch nicht endgültig festliegt.

Auch in dieser knappen Zusammenfassung der wichtigsten Ergebnisse und Fortschritte ist vielleicht deutlich geworden, daß das PNS-Arbeitsprogramm kontinuierlich von der Phase der Planung, Konstruktion und Bau von Versuchsanlagen übergeht in die Phase der Produktion und Auswertung von experimentellen Daten und der experimentellen Verifizierung von Rechenprogrammen.

6. Internationale Kooperation

Die internationale Kooperation auf dem Gebiet der Reaktorsicherheitsforschung hat enorm zugenommen. Im Rahmen von Regierungsabkommen sind auch die Arbeiten der GfK in die internationale Zusammenarbeit eingebunden. Auf der Grundlage teilweise spezieller Zusammenarbeitsverträge arbeiten wir besonders eng mit den entsprechenden Reaktorsicherheitsforschungsprogrammen der USNRC⁺⁾, des CEA⁺⁾, des EPRI⁺⁾, der UKAEA⁺⁾ und der japanischen AEC⁺⁾ zusammen.

Diese Zusammenarbeit hat sich für unsere Arbeiten sehr vorteilhaft ausgewirkt. Auf der Basis von im Detail abgestimmten Programmen werden alle anfallenden Ergebnisse und auftauchenden Probleme in gemeinsamen regelmäßigen Review Groups und Workshops diskutiert und das weitere Vorgehen vorgeschlagen.

Besonders hervorheben möchte ich die Zusammenarbeit bei den Untersuchungen zum Brennelementverhalten bei Störfällen und zum hypothetischen Kernschmelzenunfall in Leichtwasserreaktoren.

Wir haben zur Power Burst Facility (PBF) im amerikanischen Idaho National Engineering Laboratory (INEL) die Herren Sigurd Dagbjartsson und Leo Sepold delegiert. Vor kurzer Zeit kehrte Herr Günther Hofmann von einer zweijährigen Delegation zum Multirod Burst Test Programm in Oak Ridge zurück. Bei der Vorausberechnung der großen Blowdown-Versuche im HDR und der Entwicklung fortgeschrittener Rechenprogramme zur fluid-strukturdynamischen Wechselwirkung bei Kühlmittelverluststörfällen stehen wir in sehr fruchtbarer Zusammenarbeit mit dem Los Alamos Lab., wie der heutige Vortrag am Nachmittag auch unterstreicht.

^{+) USNRC = United States Nuclear Regulatory Commission}

^{+) CEA = Commissariat à l'Énergie Atomique}

^{+) UKAEA = United Kingdom Atomic Energy Authority}

^{+) EPRI = Electric Power Research Institute}

^{+) AEC = Atomic Energy Commission}

Die USNRC hatte ihrerseits Herrn Morris Osborne zwei Jahre zum PNS delegiert. Er hat bei unseren Untersuchungen zur Spaltproduktfreisetzung aus einer Kernschmelze hervorragende Arbeit geleistet. Sein Nachfolger, Walter B. Murfin, hat vor kurzem seine Tätigkeit in unserem Kernschmelzenprogramm begonnen.

Zur Zeit sind ferner ständig drei Delegierte des amerikanischen LOFT- und Semiscale-Projekts im Kernforschungszentrum, um an unserem 2-Phasen-Massenstromversuchsstand die Massenstrommesstechnik für diese Sicherheitsexperimente zu prüfen.

7. Zukünftige Aufgaben der nuklearen Sicherheitsforschung

Der Schlüssel zum Erfolg der nuklearen Sicherheitsforschung im Hinblick auf die eingangs genannten zwei Hauptziele, Abb. 1, liegt einerseits in der konsequenten Verfolgung der experimentellen Untersuchung von Einzeleffekten und von Systemeffekten, beides in einer genau durchdachten Größen-Stufung der Experimente.

Parallel dazu sind große Anstrengungen erforderlich, um die z.T. außerordentlich komplexen Störfallabläufe modelltheoretisch hinreichend gut beschreiben zu können. Die Modelltheorien und Rechencodes sollen so weit wie möglich auf "first principles" aufbauen und müssen durch die verschiedenen Experimentierstufen Schritt für Schritt verifiziert werden. Das ist der modus operandi in unserer heutigen Reaktorsicherheitsforschung.

Unbekannte oder nicht voll verstandene, oder nicht verifizierte Skalierungsgesetze mindern den Wert von Sicherheitsexperimenten in kleinerem Maßstab. Selbst vollmaßstäbliche Versuchsvorhaben haben bei der Reaktorsicherheitsforschung nur sehr begrenzten Wert, wenn das begleitende analytische Arbeitsprogramm nicht entsprechend breit und tief angelegt ist.

Ich meine, daß auf dem Gebiet der Entwicklung verbesserter Modelltheorien und darauf aufbauend fortgeschrittener Rechenprogramme und der dazugehörigen Verifizierung die Situation nicht voll befriedigend ist, wenn man das gesamte Gebiet betrachtet, nämlich:

- a) Reaktorsystem-Codes
- b) Komponenten-Codes
- c) Containment-Codes
- d) Codes für Freisetzung und Ausbreitung von Spaltprodukten in Aerosol- und Gasform innerhalb und außerhalb von Kernkraftwerken und Wiederaufarbeitungsanlagen.

Wohlgedenkt, nicht in allen diesen analytischen Bereichen bestehen Sorgen. In einigen wenigen stehen wir, z.Z. noch, sogar ausgesprochen günstig im Wettbewerb. Aber im Hinblick auf die riesigen Mengen an experimentellen Daten, die jetzt schon und in den nächsten Jahren in noch stark zunehmendem Maße aus dem deutschen Reaktorsicherheitsforschungsprogramm und den anderen nationalen Programmen (über die enge internationale Zusammenarbeit habe ich gesprochen) herauskommen, laufen wir in einen u.U. entscheidenden Engpass der analytischen Interpretation der experimentellen Programme und der Verifizierung der Rechenprogramme. Ich möchte unterstreichen, dies gilt meines Erachtens nicht nur für das PNS sondern für das Gesamtprogramm.

Daher lautet meine erste Empfehlung:

Entwicklung verbesserter Rechenprogramme und z.T. neuer fortgeschrittener Codes forciert vorantreiben, insbesondere bei den sogenannten Komponenten-Codes, Containment-Codes und Spaltprodukt-Ausbreitungs-Codes.

Fortgeschrittene Codes können sogar sicherheitstechnisch wichtige Belastungen und Beanspruchungen von Bauteilen im einzelnen aufklären, wo wir experimentell - z.B. bei einem Kühlmittelverluststörfall wegen der Schnelligkeit des Entstehens - nur phänomenologische Informationen bekommen!

Das zweite Feld, wo meines Erachtens mit großem Nutzen für der realistische Beurteilung der Kernenergie zusätzliche Arbeiten durchgeführt werden sollten, ist die konsequente Aufklärung des Ablaufes und der Folgen und der Möglichkeiten zur Eindämmung der Folgen hypothetischer Unfälle. Denn selbst die Folgen eines hypothetischen LWR-Unfalles sind nach allem, was wir heute auf diesem Gebiet partiell wissen, voraussichtlich wesentlich geringer als bisher angenommen. Auch hier gilt es wegzukommen von der übermäßigen Summierung konservativer Annahmen.

Bei einem LWR-Unfall, der im Prinzip einen Schaden für die Bevölkerung und die Umgebung hervorrufen kann, muß die Containment-Struktur, die den Reaktor umschließt, brechen und ein signifikanter Anteil des nuklearen Schadstoffpotentials in den Brennelementen muß in die Umgebung freigesetzt werden und sich dort ausbreiten.

Dazu könnte es, wenn überhaupt, nur über einen Kernschmelzenunfall kommen. Wenn trotz aller Sicherheitseinrichtungen [und aller Sicherheitseinrichtungen] und aller Sicherheitsreserven - die wir in ihrem tatsächlichen, großen Ausmaß durch Sicherheitsforschung immer genauer angeben können - wenn trotzdem

rein theoretisch angenommen wird, alle Notkühlsysteme versagen auch noch, zum Zeitpunkt des Störfalles, dann kann es zum Kernschmelzen kommen. Aber auch dann ist noch immer eine letzte Barriere sozusagen nach oben und nach unten da, nämlich der Sicherheitsbehälter und das Reaktorfundament.

Nur aus den beiden folgenden Gründen kann diese Barriere bei einem Kernschmelzenunfall versagen.

Der Sicherheitsbehälter könnte nur versagen, wenn nicht kondensierbare Gase, CO_2 und H_2 , durch die Reaktion der Kernschmelze mit den Betonstrukturen in so großem Maße freigesetzt werden, daß der Versagensdruck erreicht wird. Dies ist das Problem nach oben.

Nach unten könnte die Kernschmelze das Reaktorfundament aufschmelzen und so in das Grundwasser Spaltprodukte freisetzen oder es könnten durch den Boden bzw. Untergrund Spaltprodukte in die Atmosphäre entkommen. Dies ist das Problem nach unten.

Eine Dampfexplosion wird, nach allem was wir bereits wissen, in einem LWR die Integrität des Containments aus energetischen Gründen nicht gefährden können. Außerdem kann durch einfache konstruktive bauliche Maßnahmen das Eintreten einer Dampfexplosion bei einem hypothetischen Kernschmelzenunfall ausgeschlossen werden.

Aufgrund der besonders im deutschen Reaktorsicherheitsforschungsprogramm durchgeführten umfangreichen Untersuchungen zum Ablauf eines Kernschmelzenunfalles, die gemeinsam von einer ganzen Reihe von Forschungsinstituten und der Industrie durchgeführt werden, liegen bereits viele Erkenntnisse zu den wichtigsten Einzelphänomenen vor, wie z.B.:

- Aufheizen des Reaktorkerns bis zum Abschmelzbeginn
- Abschmelzverhalten
- Thermohydraulisches Verhalten der Schmelze
in der unteren RDB-Kalotte
- Spaltproduktfreisetzung aus der Schmelze im RDB
- Reaktionsverhalten der Schmelze
- Aufschmelzgeschwindigkeiten von Beton durch
kleine Schmelzen
- Gasfreisetzung aus dem Beton
- Oxidationsverhalten und H₂-Bildung in der Schmelze
in Kontakt mit Beton

Besonders in der für die Containment-Integrität wichtigen Phase in der die Kernschmelze mit den Betonstrukturen in Wechselwirkung tritt, sollte experimentell und analytisch das Zusammenwirken der wichtigsten Einzeleffekte untersucht werden, um realistische Daten für folgende Kenngrößen zu ermitteln:

- a) den Druckaufbau im Sicherheitsbehälter
- b) die Bildung von H₂
- c) das Aufschmelzen des Betonfundaments
- d) die Spaltproduktfreisetzung aus der Kernschmelze und
Betonschmelze
- e) die Erstarrungsbedingungen der Kernschmelze im
Betonfundament

Dies ist die zweite Empfehlung.

Das dritte Feld, wo die bisherigen Erfahrungen und Kenntnisse der Reaktorsicherheitsforschung mit großem Nutzen zum Tragen kommen werden, ist die Sicherheit der geplanten großen Wiederaufarbeitungsanlage. Hier kommen viele günstige Momente gleichzeitig zusammen, sowohl hinsichtlich des Zeitablaufes der Entwicklung, Planung und des Baues der Großanlage, als auch der Erfahrungen, die wir schon haben und der sicherheitstechnischen Probleme, die wir alle als lösbar erkennen.

Zum Zeitablauf kann gesagt werden, daß es keine günstigere Phase für eine detaillierte Sicherheits-Analysen und -Untersuchungen gibt als die jetzige. Die einzelnen Komponenten, Systeme und Sicherheitseinrichtungen der Großanlage werde in den nächsten Jahren im Detail festgelegt. Eine optimale Wechselwirkung mit der nuklearen Sicherheits-Forschung und -Entwicklung ist gewährleistet.

Zum anderen stellt sich die Sicherheitsproblematik bei der Wiederaufarbeitung in wesentlichen Teilen aus folgenden Gründen einfacher dar als bei Leichtwasserreaktoren:

- a) Die WA-Anlage hat nicht den hohen Systemdruck wie die LWR'en, höchstens einige wenige bar.
- b) Die Temperaturen der einzelnen Prozeßschritte, insbesondere an den Stellen, wo sich die größten Mengen an Spaltprodukten befinden, sind relativ niedrig.
- c) Die kurzlebigen Radionuklide und damit die intensivsten Strahler sind bereits vor der Wiederaufarbeitung zerfallen.
- d) Nur ein kleiner Teil der radioaktiven Stoffe in einer Wiederaufarbeitungsanlage befindet sich im Prozess selbst.

Bei einer Großanlage mit einem Durchsatz von 1500 to/a (33000 Mwd/to) befinden sich im Wiederaufarbeitungsprozess Spaltprodukte, die einer Brennstoffmenge von etwa 10 bis 20 to entsprechen.

Der bei weitem größte Teil der Spaltprodukte befindet sich im Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente und in den Lagertanks für den hochaktiven Abfall.

Im Sinne der eingangs genannten übergeordneten Zielsetzung der nuklearen Sicherheitsforschung, Abb. 1, sollten die Beanspruchungen der einzelnen Containment-Barrieren und deren Sicherheitsreserven in großen WA-Anlagen quantitativ genau ausgelotet werden, insbesondere die folgende Bereiche:

- 1) Belastung und Beanspruchung der Komponenten und Rohrsysteme (1. Barriere) und der umgebenden Betonstruktur (2. Barriere) durch:
 - a) Chemische Explosionen
 - b) Kritikalitäts-Störfälle
Diese Störfälle dürften die erste Barriere kaum gefährden, da die Standard-Kritikalität in einer Lösung aus 10^{18} Spaltungen besteht, das entspricht einer Energiefreisetzung von 8 kWh.
 - c) Lösungsmittel-Brand
Die große Menge Lösungsmittel (Kerosin und TBP) in der Wiederaufarbeitungsanlage stellt ein beträchtliches Wärme-Potential dar.
- 2) Sicherheitsprobleme der Lagertanks für den flüssigen, hochaktiven Abfall.
- 3) Die Abgasreinigungssysteme müssen zur Beherrschung von Störfallsituationen wie z.B. chemische Explosionen und Brände ertüchtigt und ausgelegt werden.

Zusammenfassend - ohne Anspruch auf Vollständigkeit - sehe ich wesentliche zusätzliche Aufgaben der nuklearen Sicherheits-Forschung und -Entwicklung auf den folgenden Gebieten:

- A. Forcierte Entwicklung verbesserter und z.T. neuer Rechenprogramme zur Interpretation der in großem Umfang anfallenden experimentellen Daten und deren Extrapolation auf die Reaktorsysteme.

Stichworte: Kopplung der Fluid- mit der Strukturdynamik unter Einschluß inelastischen Materialverhaltens, Containment-Codes, Beschreibung der Spaltprodukt-Freisetzung und -Ausbreitung innerhalb und außerhalb des Containments.

- B. Untersuchung der für die Penetration von Betonfundamenten durch Kernschmelzen und die damit verbundene Freisetzung von nichtkondensierbaren Gasen(CO_2 und H_2) und Spaltprodukten mit besonderem Schwerpunkt bei der Untersuchung rasch wirkender Erstarrungsbedingungen für die Kernschmelze.
- C. Anwendung der Methoden und Verfahren der Reaktorsicherheitsforschung zum quantitativen Ausloten der Sicherheitsreserven bei bestimmten Störfällen in Wiederaufarbeitungsanlagen und die Weiterentwicklung der Spaltproduktückhaltesysteme zur Beherrschung von Störfällen.

Diese Sicht ist sicher unvollständig und ist außerdem auf die besonderen Lösungsmöglichkeiten der GfK zugeschnitten.

8. Schlußbemerkung

Der Zeitpunkt des 5. Jahreskolloquiums erscheint mir aus den beiden folgenden Gründen bedeutsam:

Einerseits hat das öffentliche Interesse nach ausreichender Energieversorgung gepaart mit Forderungen nach möglichst weitgehendem Schutz von Mensch und Natur einen zumindest neuen Höhepunkt erreicht. Auf der anderen Seite haben die Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zur nuklearen Sicherheit einen Reifegrad erreicht, wo in immer größerem Detail einerseits die Konservativität bei der Auslegung der Kernkraftwerke quantitativ nachgewiesen wird, und sich außerdem neue Ansätze für weitere sicherheitstechnische Verbesserungen ergeben.

Welch eine glückliche Koinzidenz aus unserer Sicht! Aber, welche Schwierigkeiten im politischen Raum.

Wir sind nach wie vor zuversichtlich, daß sich dieser Gegensatz auflöst, daß alle zu einer nüchternen rationalen Beurteilung zurückfinden. Wir leisten dazu unseren Beitrag. Ich glaube, der eine Gesichtspunkt ist dabei insbesondere im Auge zu behalten: Durch Nukleare Sicherheitsforschung, wie sie hier und heute vorgetragen und diskutiert wird, aber auch von anderen Forschungsinstitutionen durchgeführt wird, erhalten wir die Fähigkeit der Gutachter und der Genehmigungsbehörden, die Sicherheitscharakteristiken kerntechnischer Anlagen unabhängig zu beurteilen.

Dieses unabhängige Beurteilungsvermögen wird durch diese Arbeiten nicht nur erhalten, es wird ausgebaut. Aus dem nuklearen Sicherheitsforschungsprogramm der Bundesregierung kommen immer detailliertere Sicherheits-Kriterien und -Regeln, experimentell verifizierte analytische Modelle und Rechenprogramme, die die Auslegung auch zukünftiger kerntechnischer Anlagen beeinflussen werden.

Ich glaube nicht, daß wir uns auf dem Energiesektor in einem wichtigeren Forschungsgebiet engagieren können.

Für die erzielten Fortschritte und Ergebnisse möchte ich allen Mitarbeitern unter Einschluß der heutigen Referenten sehr herzlich danken.

- 1. Quantifizierung der Sicherheitsreserven in existierenden Komponenten und Systemen durch sicherheitstechnische Experimente und Analysen.**
- 2. Entwicklung verbesserter Systeme und Sicherheitseinrichtungen zur Verhinderung von Störfällen und zur Eindämmung schwerer Unfälle.**



ABB.: 1 Übergeordnete Ziele der nuklearen Sicherheits-Forschung und -Entwicklung

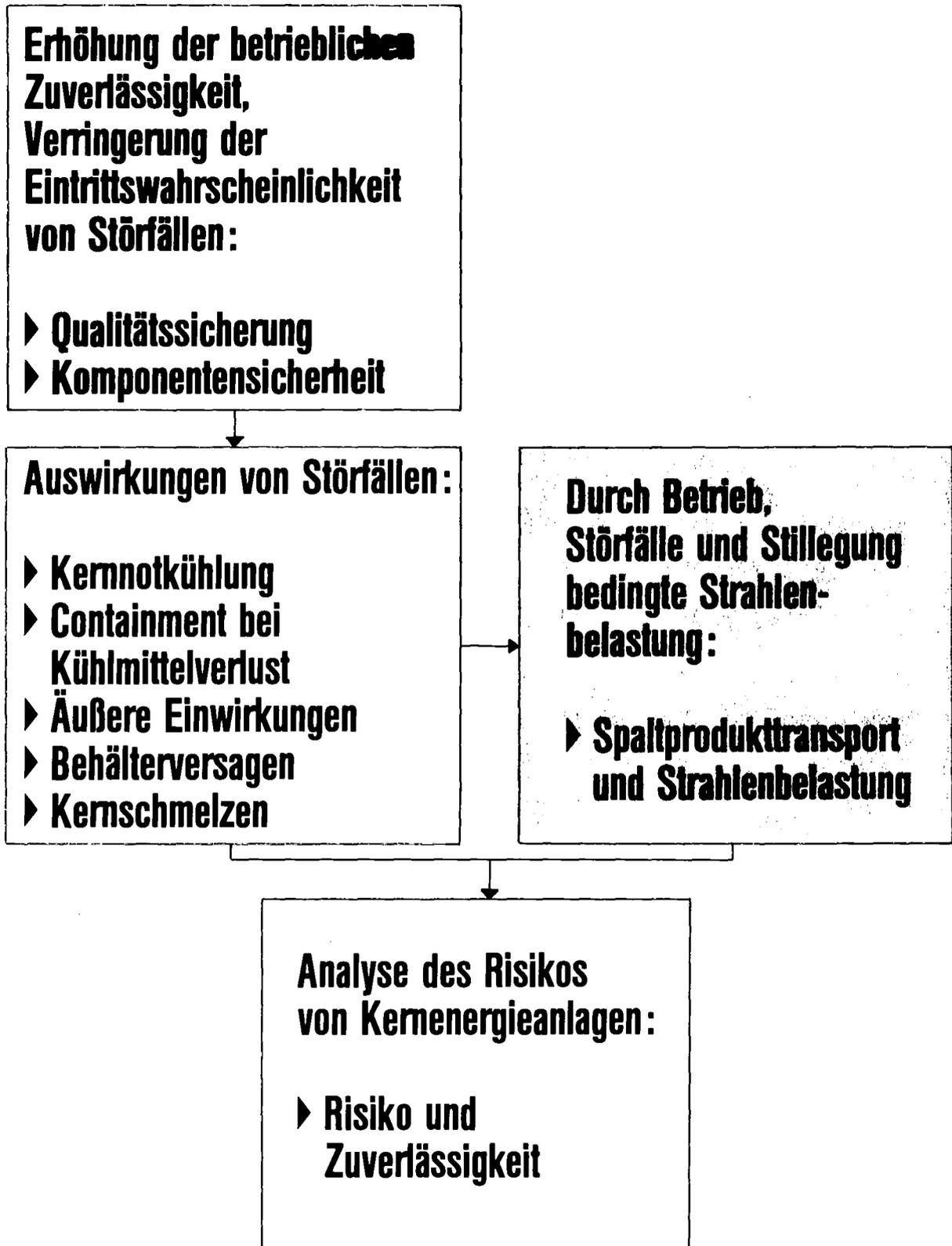


ABB.: 2

Aufgaben-Struktur des deutschen Sicherheitsforschungs-Programms für LWR

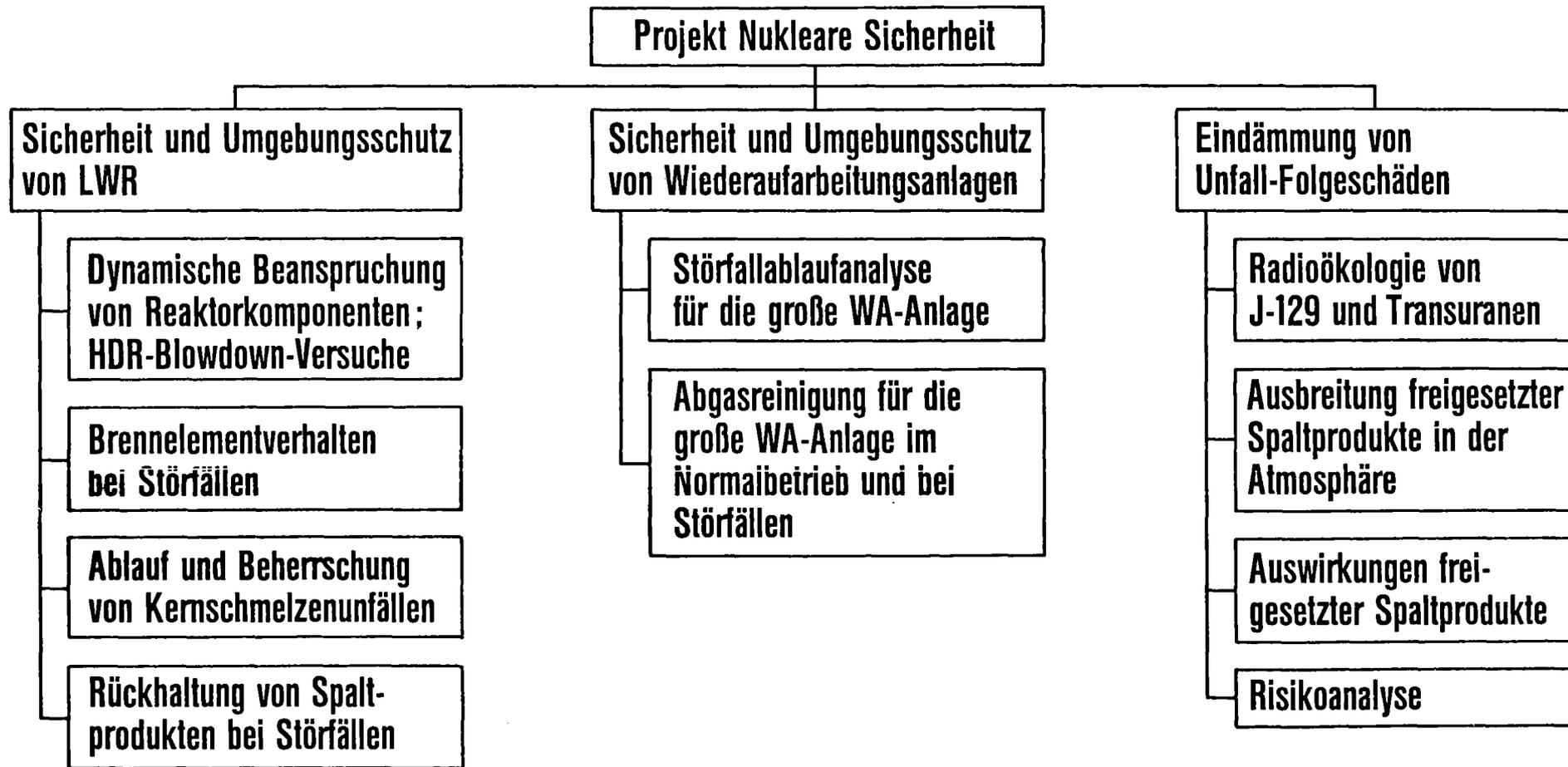


ABB.: 3



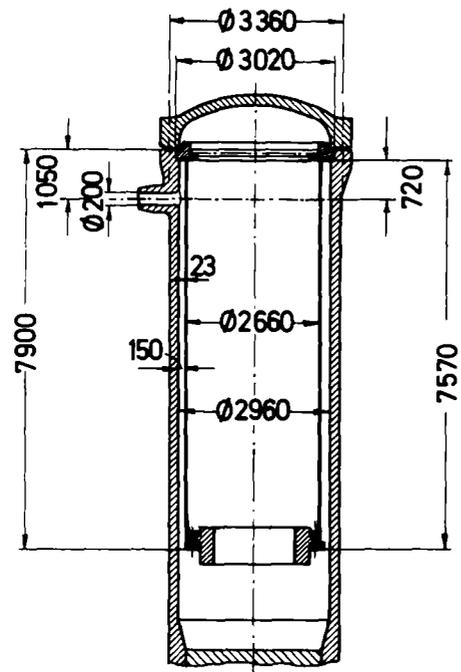
Aufgabenstruktur des Projekts Nukleare Sicherheit

	1970	1971	1972	1973	1974	1975	1976	1977*	1978*
Gesamtes deutsches RS-Programm	6,9	16,25	34,38	37,29	65,4	85,8	95,3	116,9	139,9
davon PNS (incl. Sondermittel des BMFT)	—	—	4,4	9,09	22,3	29,2	33,3	42,1	50,4
Anteil des PNS in % am Gesamtprogramm des BMFT	—	—	12,8	24,4	34,1	34,0	35	ca. 36	ca. 36

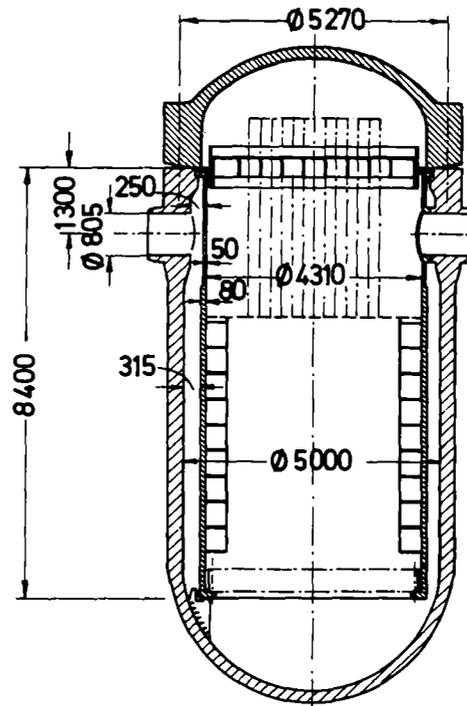
* Planwerte



ABB.: 4 **Finanzieller Anteil des PNS am deutschen Reaktorsicherheitsforschungsprogramm (in Mio.DM)**



HDR-
Versuchsanordnung



Typischer 1200 MW-DWR

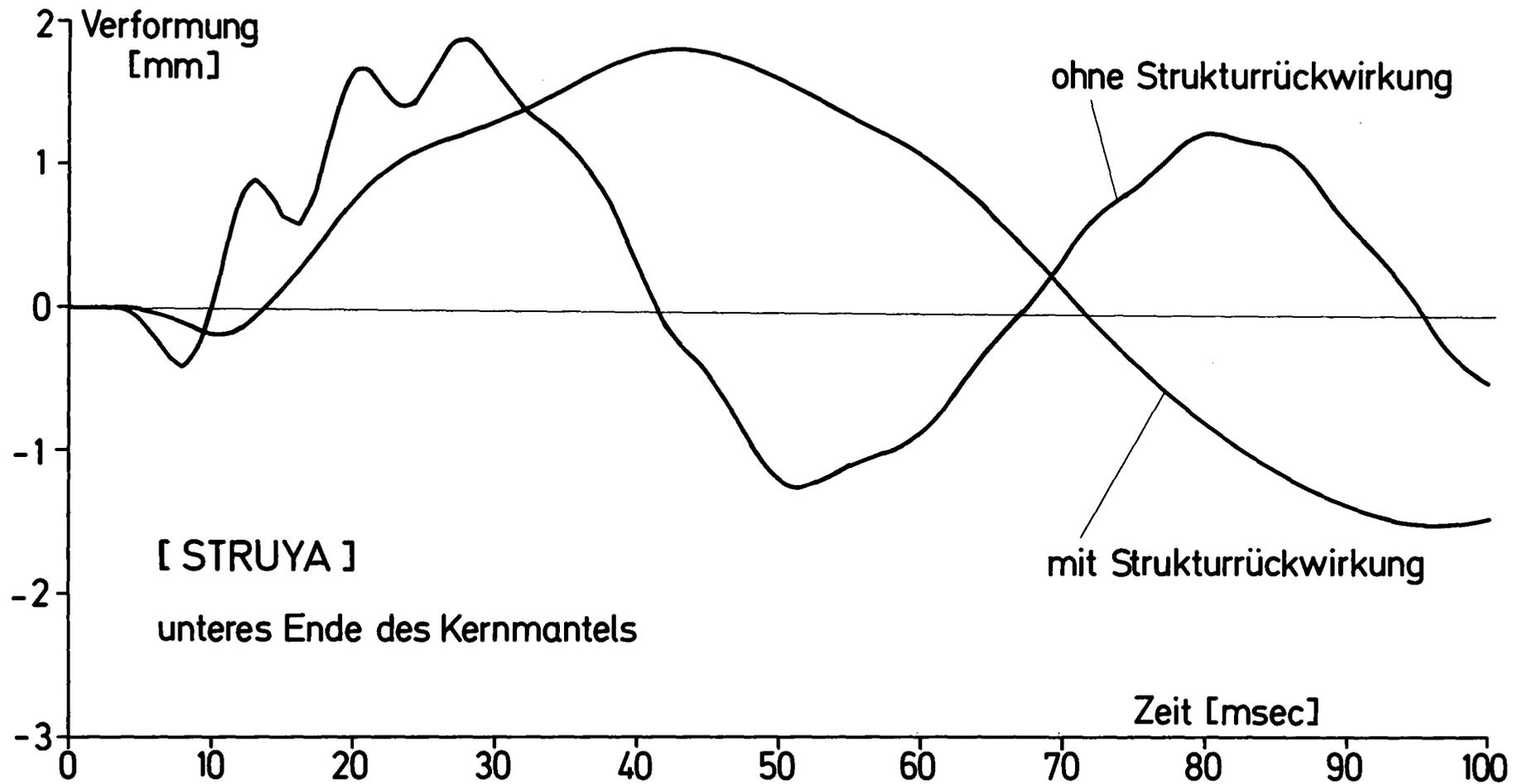


ABB.: 7

Auslenkung des HDR-Kernmantels beim Blowdown

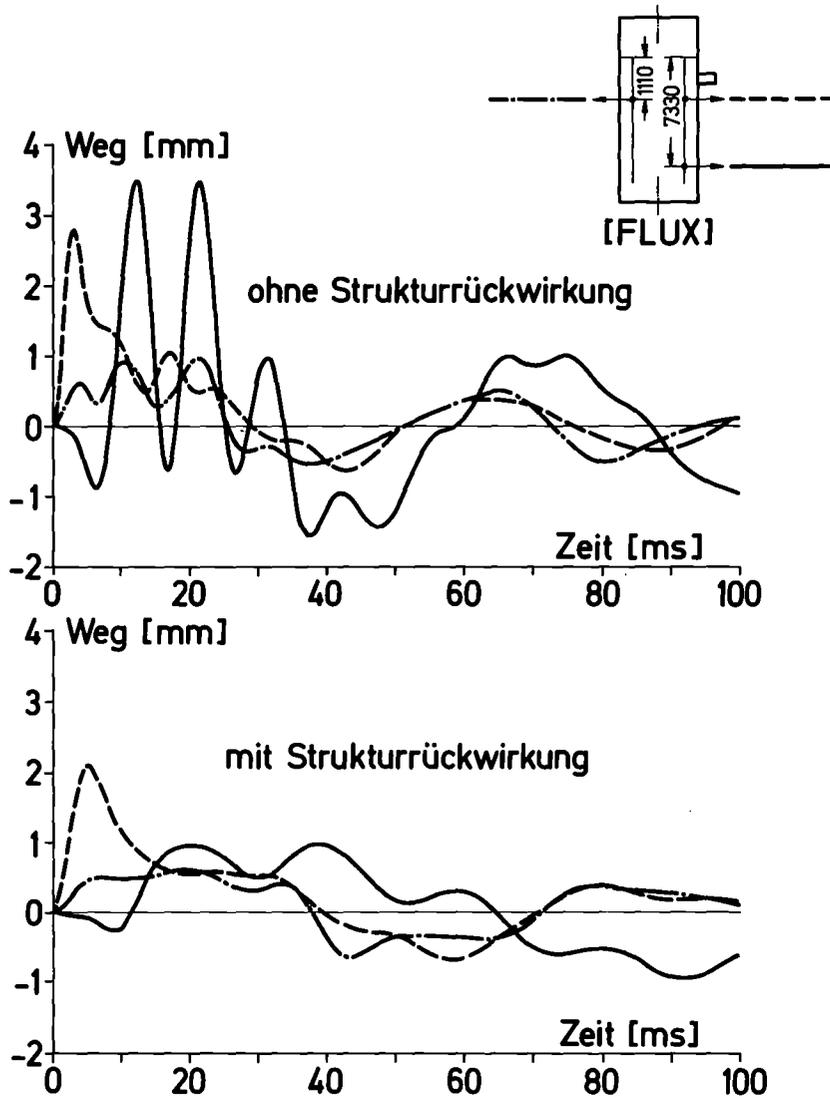


ABB.: 8

Auslenkung des HDR-Kernmantels beim Blowdown

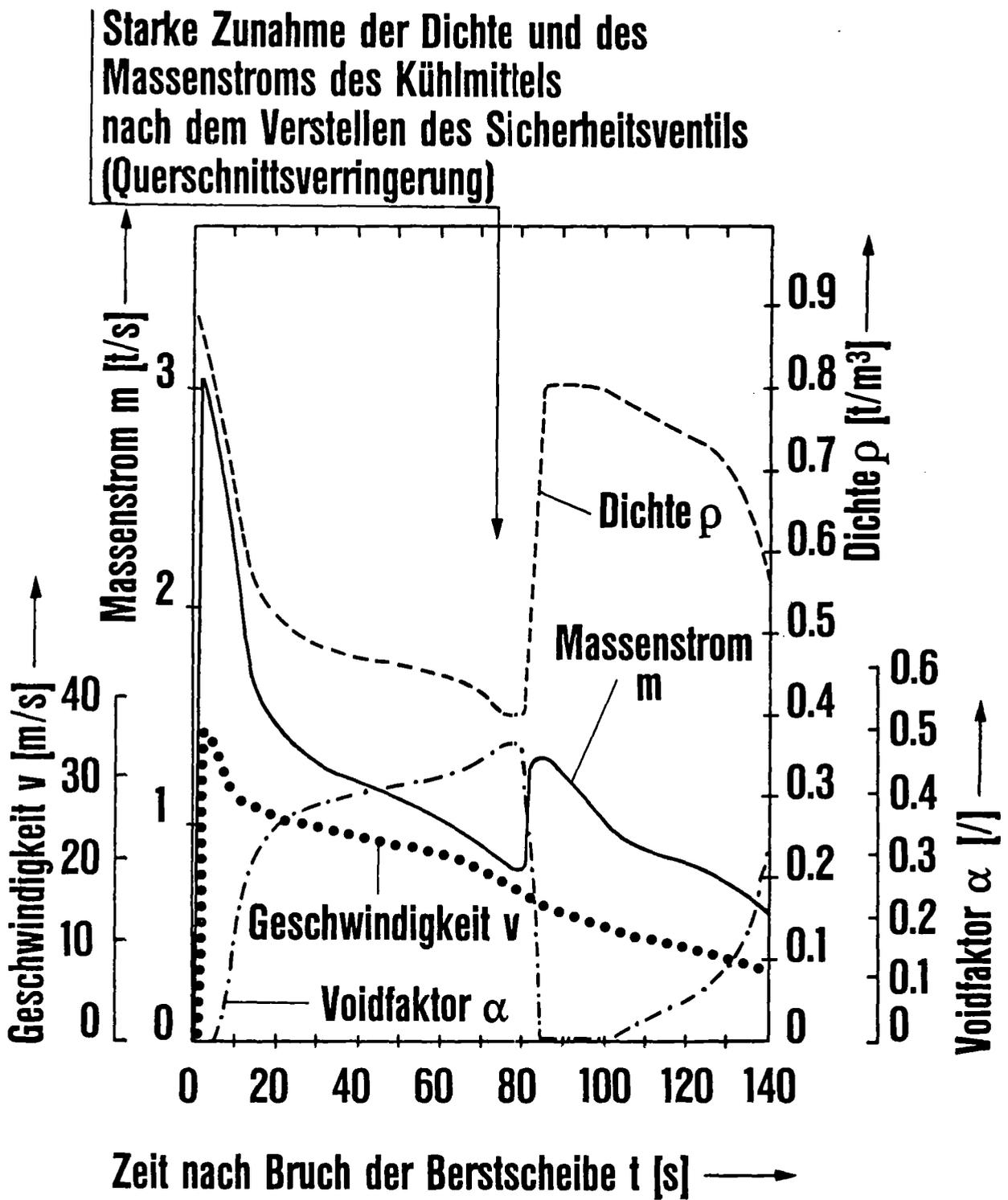


ABB. :9 **Dichte, Voidfaktor, Geschwindigkeit und Massenstrom des Kühlmittels beim Blowdown 24 (gemittelter Verlauf)**



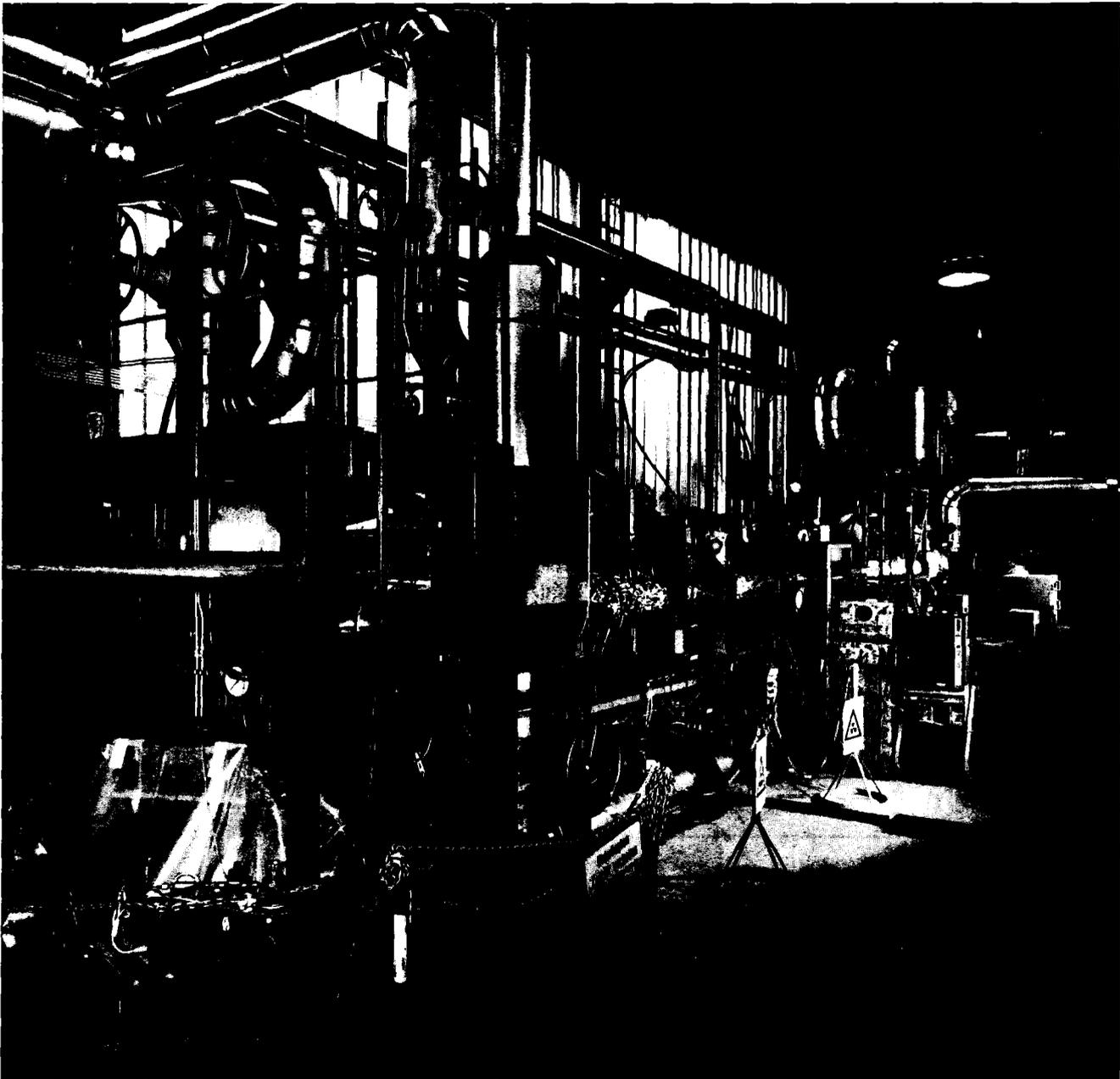


ABB.: 10 ZWEIPHASEN - VERSUCHSSTAND

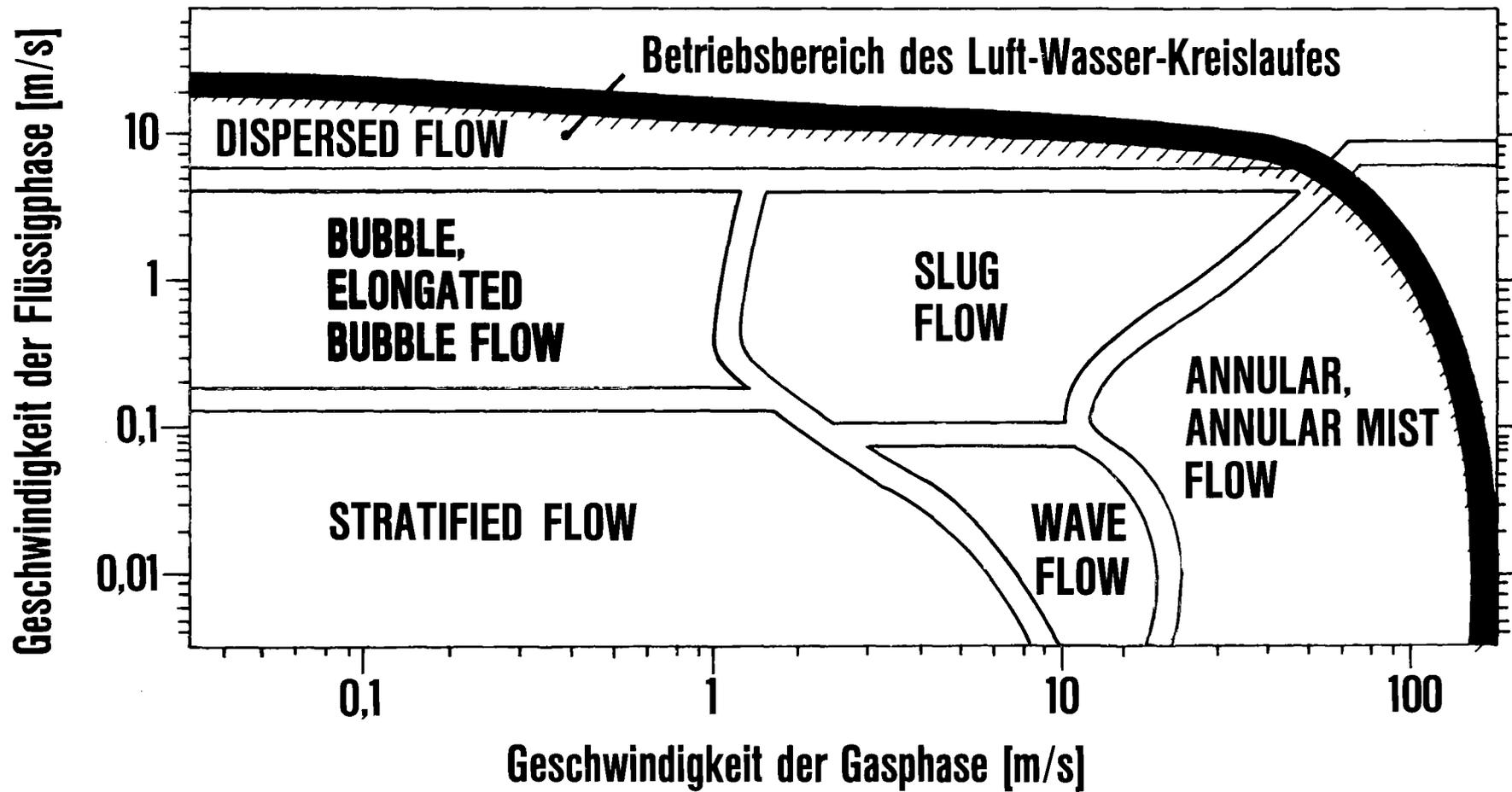
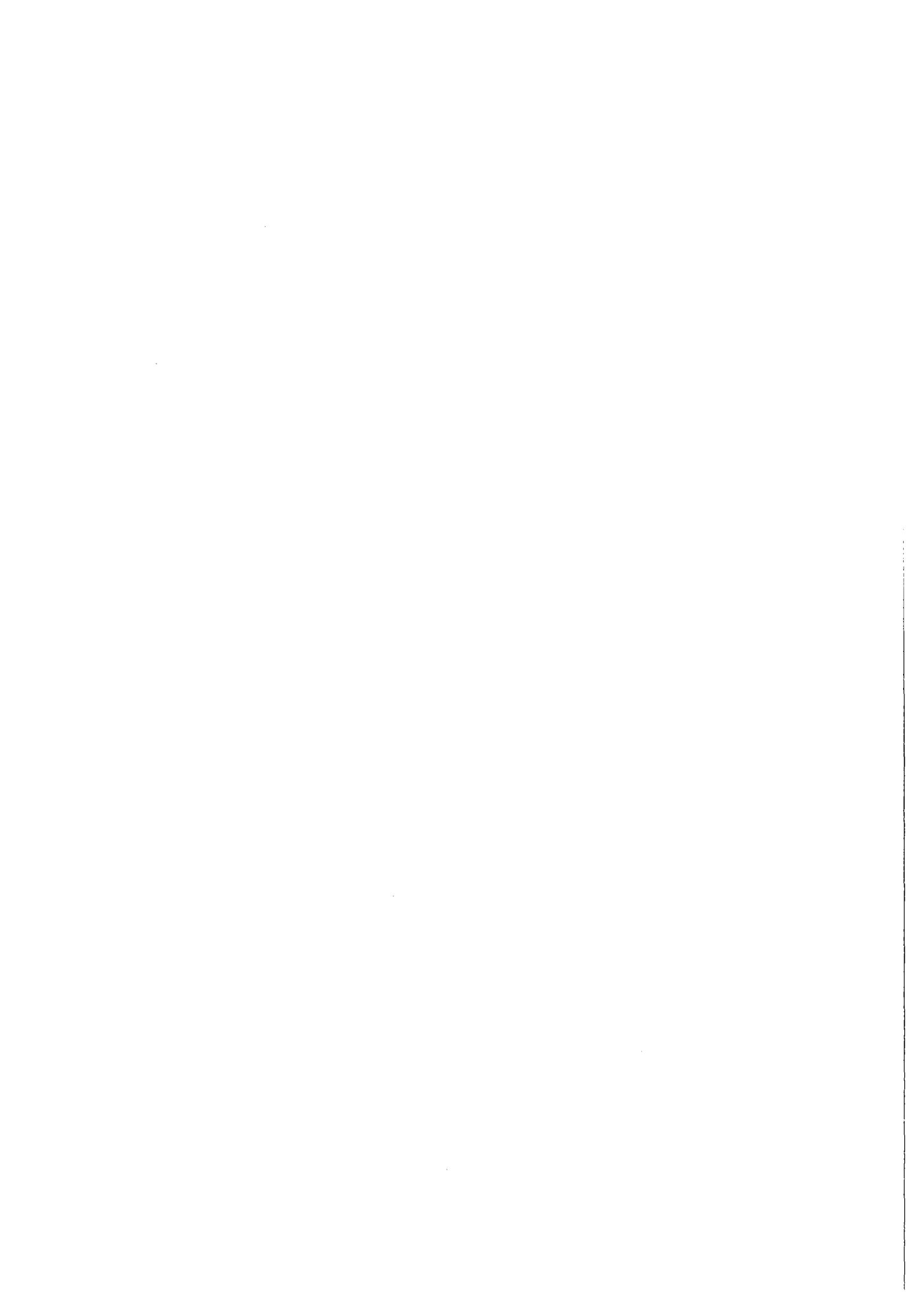


ABB.: 11

Strömungsformen, Strömungskarte für horizontale Rohrströmung



- 1. Maximale Hüllrohrtemperatur**
- 2. Maximale Hüllrohroxidation**
- 3. Maximale Zirkon-Wasser-Reaktion**
- 4. Keine Deformationen im Reaktorkern, die eine ausreichende Kühlung des Cores verhindern**
- 5. Sicherstellung der Langzeitkühlung des Cores**



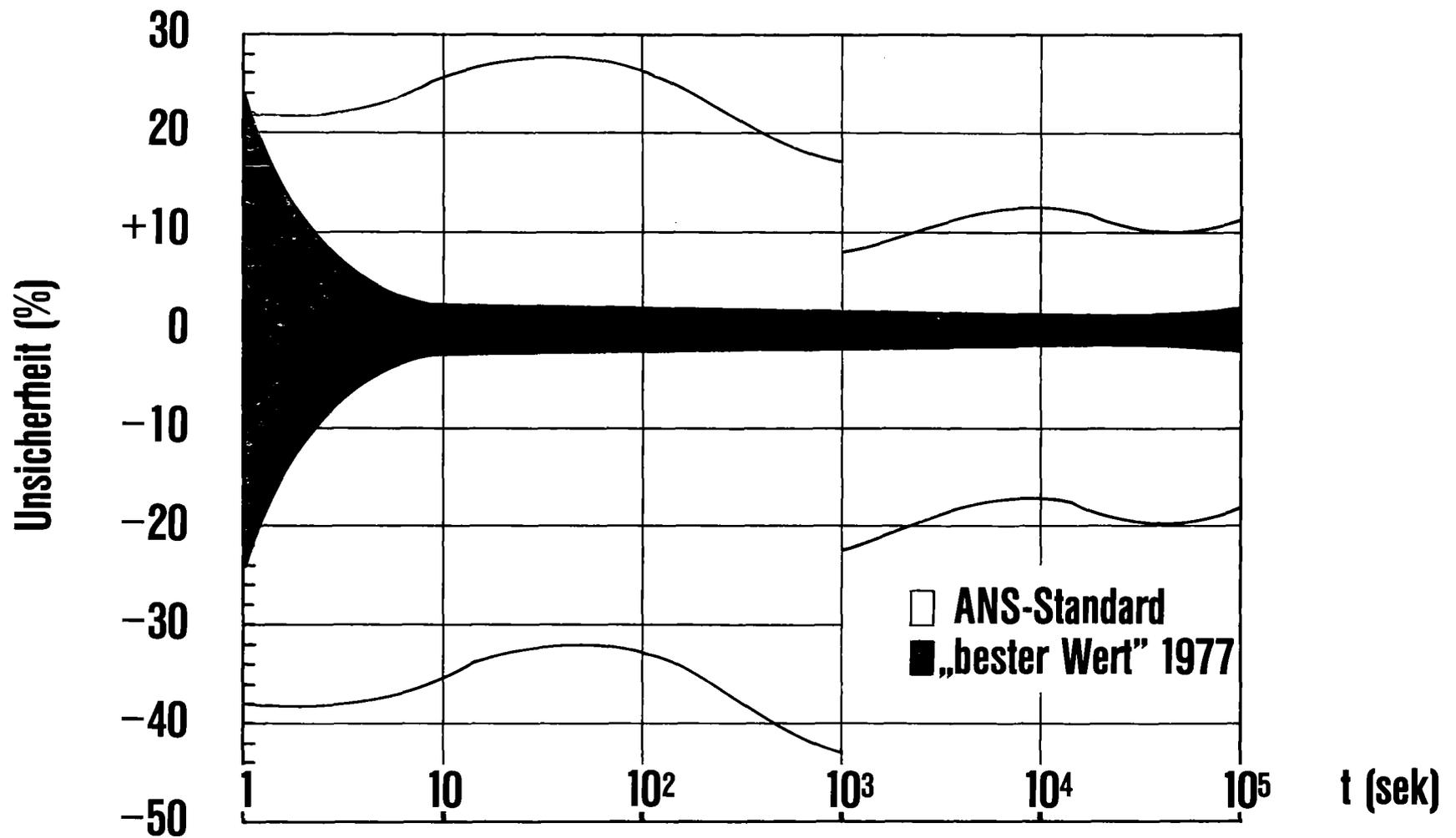


ABB. :14 **Unsicherheit in der Nachzerfallswärme nach langer Bestrahlungszeit als Funktion der Kühlzeit t (aus dem USNRC-RS-Forschungsprogr.)**



- **Meßbereich 10-1000 sek**
- **Messung an U_{Metall} und UO_2 -Pellets**
- **Gleichzeitige Messung der Heizleistung und der aus dem Pellet entweichenden Strahlung (Kalorimeter und Gamma-Detektor)**
- **Daher unmittelbare Anwendbarkeit der Daten auf Blowdown-Experimente**

ABB.: 15

Charakteristiken der GfK-Experimente zur genaueren Bestimmung der Nachwärme in LWR-Brennstäben



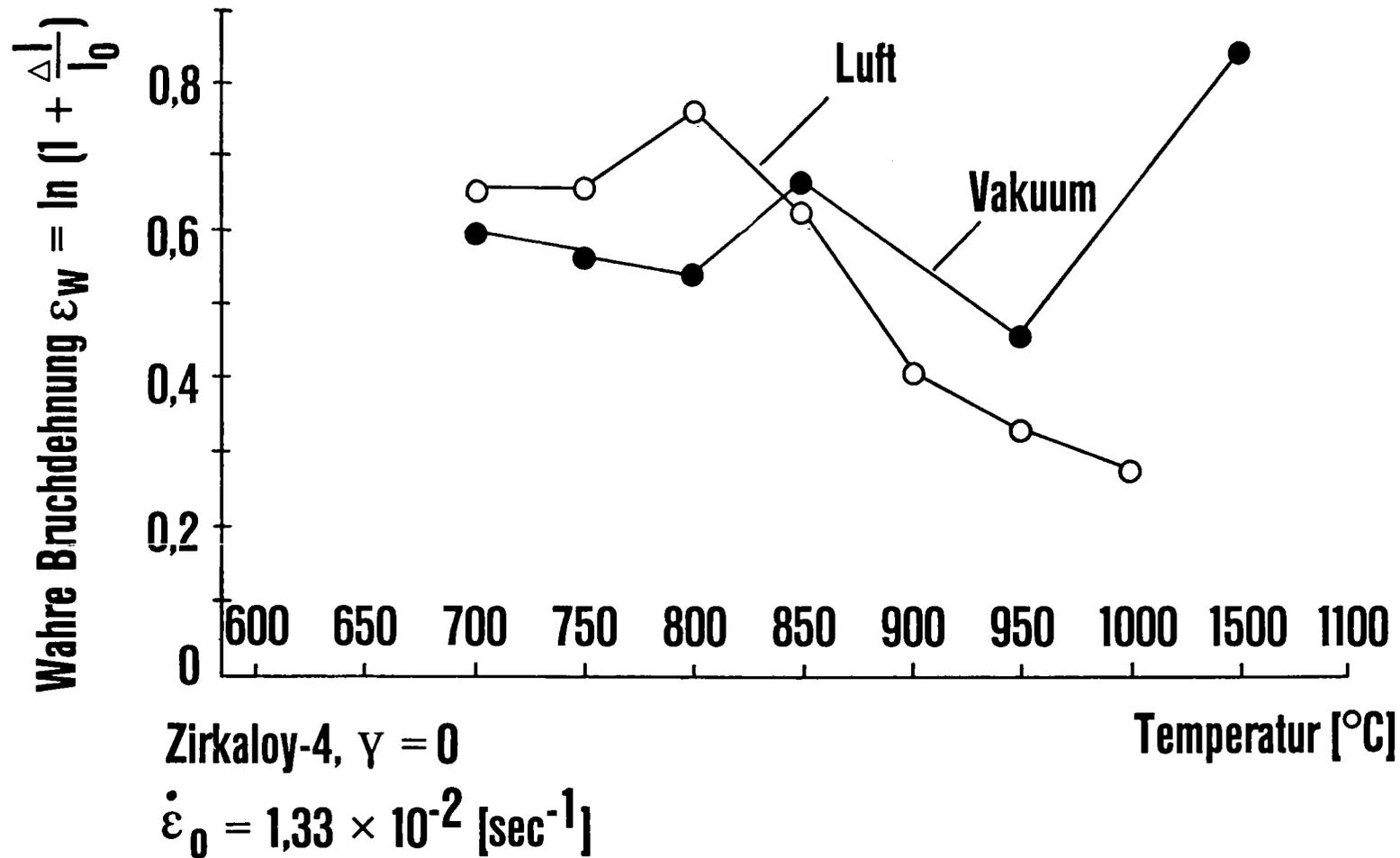


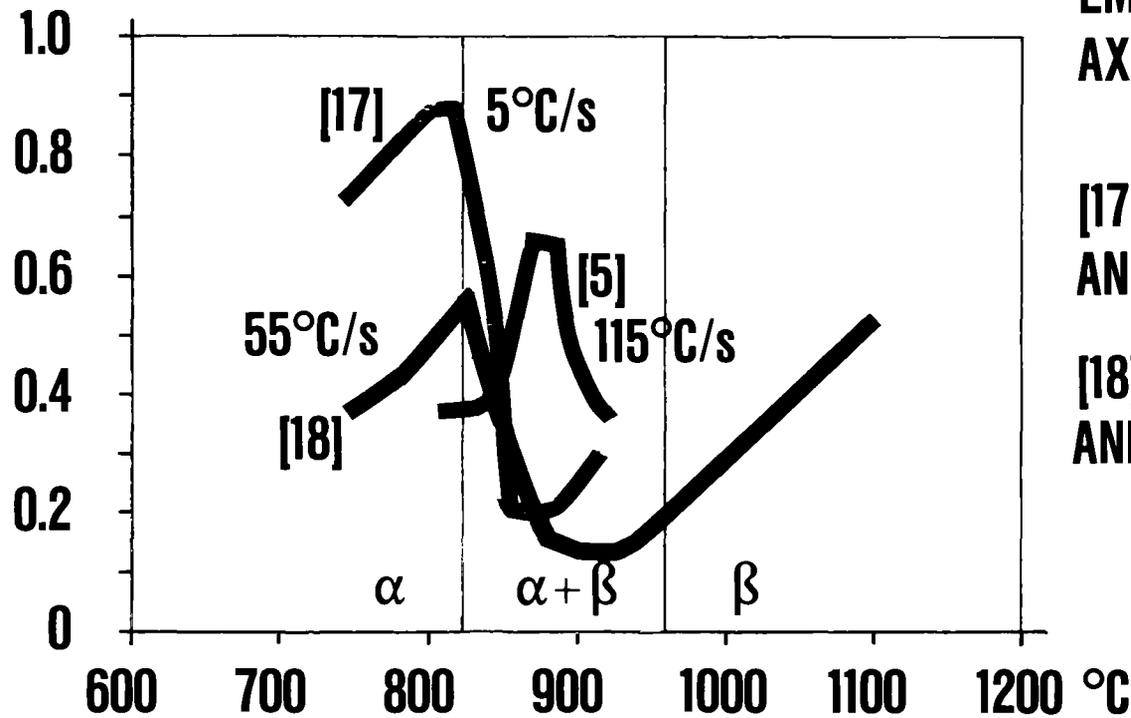
ABB.: 16



Bruchdehnung von Zry-4 in Abhängigkeit von der Temperatur in Luft und Vakuum (Flachzugproben)

INFLUENCE OF HEATING RATE

ENVIRONMENT: VACUUM
OHMIC-HEATING, TRANSIENT
EMPTY TUBES
AXIALLY CONSTRAINED



[17][5] H. M. CHUNG ET AL.:
ANL 76-121 p. 81

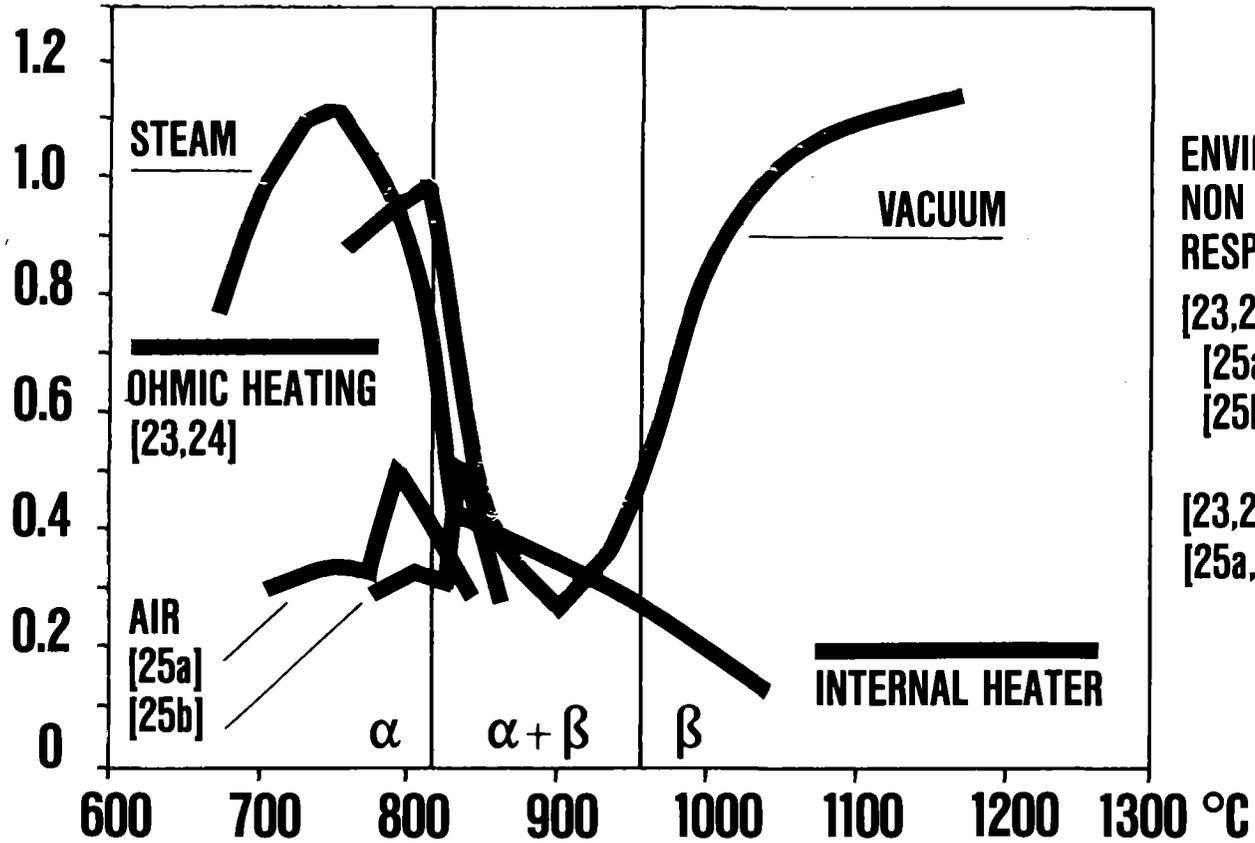
[18] H. M. CHUNG ET AL.:
ANL 76-87 p. 35



ABB.: 17

Maximum circumferential strain vers. burst temperature

INFLUENCE OF HEATING MODUS



ENVIRONMENT: STEAM/AIR AND
NON OXIDATIVE ENVIRONMENT
RESP.

[23,24] HR = 5°C/s, AXIALLY CONSTRAINED

[25a] HR = 11°C/s, TEMP.-MAX.

[25b] HR = 11°C/s, TEMP.-KORR.

[23,24] H. M. CHUNG ET AL.: ANL.-76-87p.35

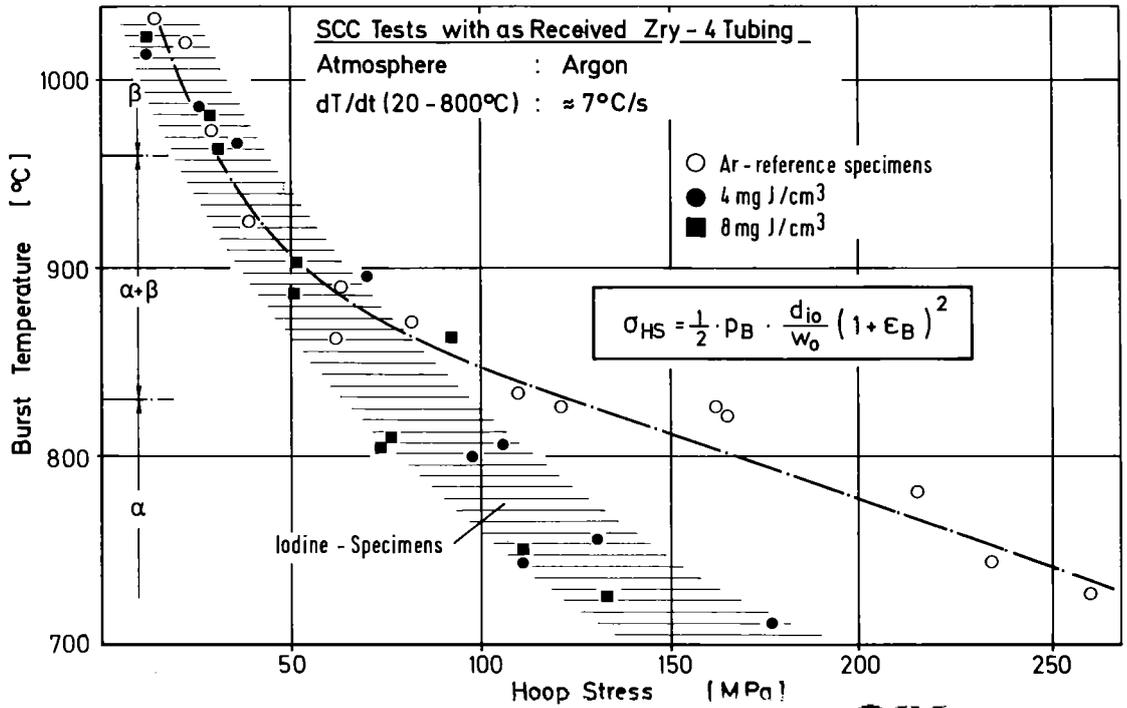
[25a,b] F. ERBACHER: INTERN. ARB.-BER.
IRB/GFK

- 64 -



ABB.: 18

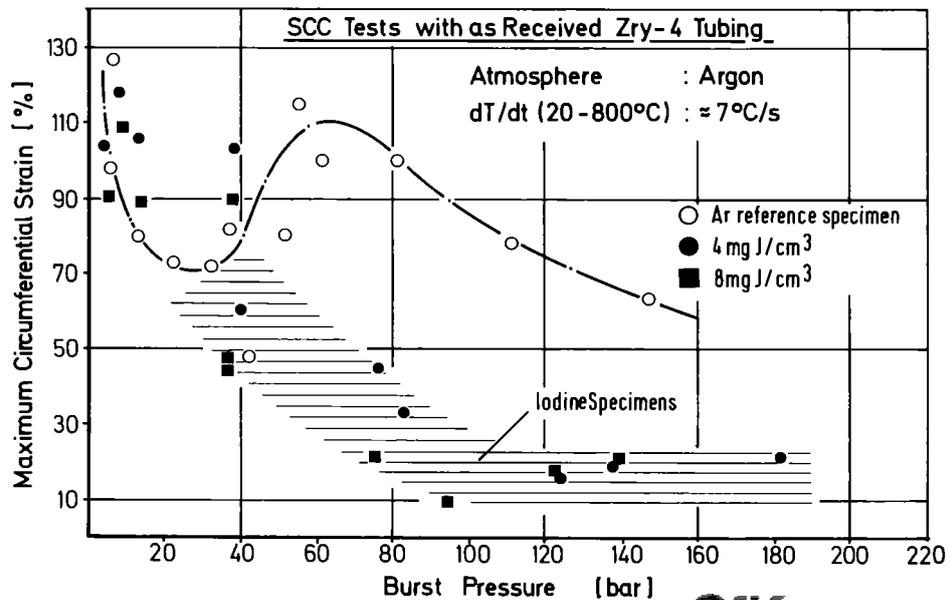
Maximum circumferential strain vers. burst temperature



GfK IMF 1 / PNS 4235.3

ABB.: 19

Effective Hoop Stress at Rupture for Zry-Tubing at Different Burst Temperatures



GfK IMF 1 / PNS 4235.3

ABB.: 20

Circumferential Burst Strain vs Burst Pressure

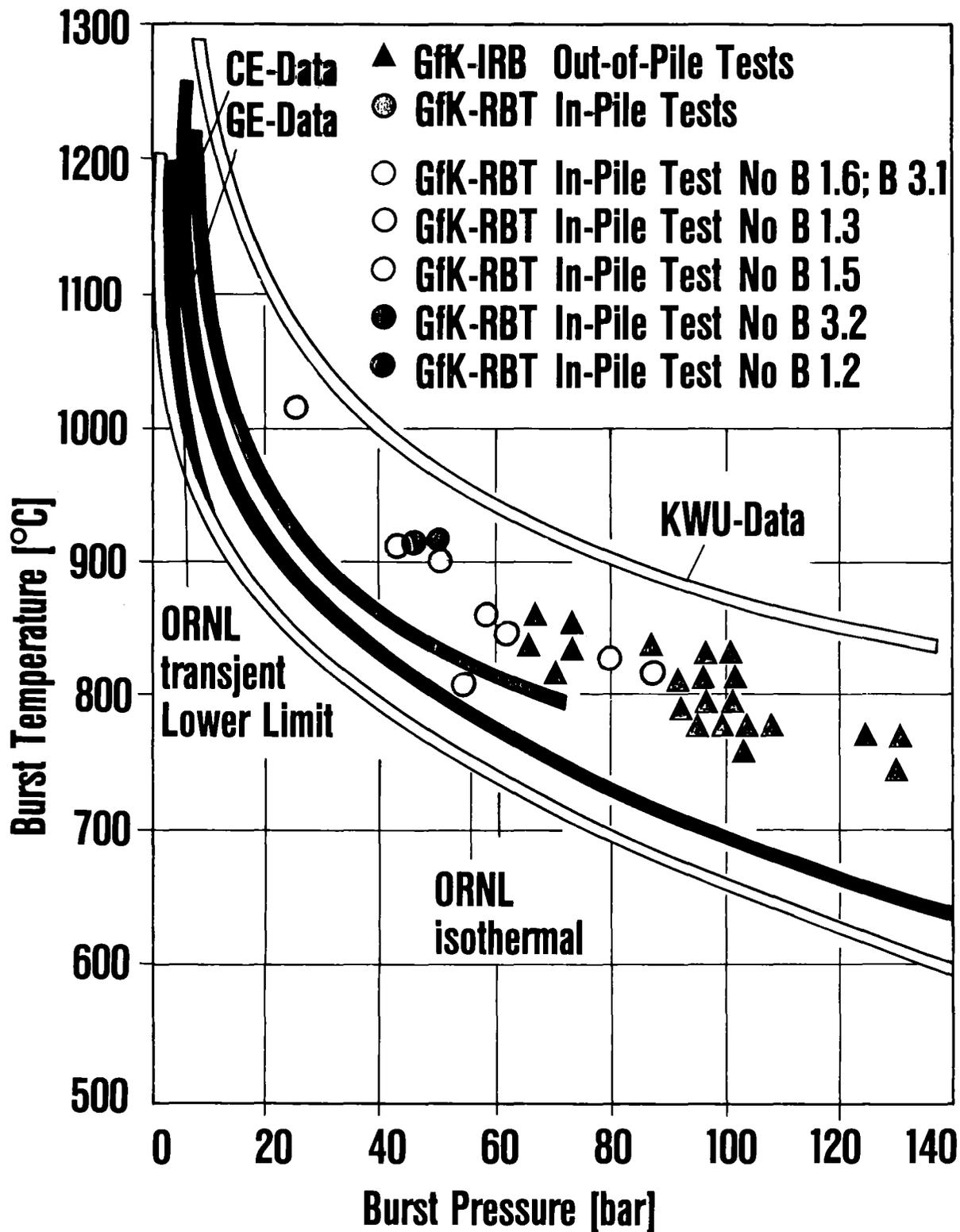


ABB.:21 **Burst Temperature vs. Burst Pressure**

Group	Elements	Activity	Decay heat ^a	Maß ^b (kg)	Release fraction ^c
High volatile fission products	Kr, Xe, Br, I, Rb, Cs, Se	19%	24%	550	>80%
Medium volatile fission products	Te, Sr, Ba, Mo, Tc, Ru, Rh, Pd, Ag, Cd, Sn, Sb	20%	21%	750	3-60%
Low Volatile fission products and actinides	Y, Zr, Nb, R. E. Metals, U, Np, Pu, Am, Cm	59%	43%	1000 + 10 ⁵	<3%
Structural materials ^d	Cr, Mn, Fe, Co, Ni, Zr, Cd, In, Sn, Sb, W, Ta	2% ^e	12%	2.10 ⁵	1-60%

^a100% corresponds to the total amount 1 hour after reactor shut-down.

^bFor a 1300 MWe reactor (type biblis A).

^cNot including releases during steam explosions; values generally in agreement with those of the reactor safety study.

^dMostly medium volatile under oxidizing conditions (except Zr).

^eMost important contributor IS In-116 m with 54 min half-life.

ABB.: 22



Classification of LWR fission and activation products, fraction of total for melt, and estimated release fractions

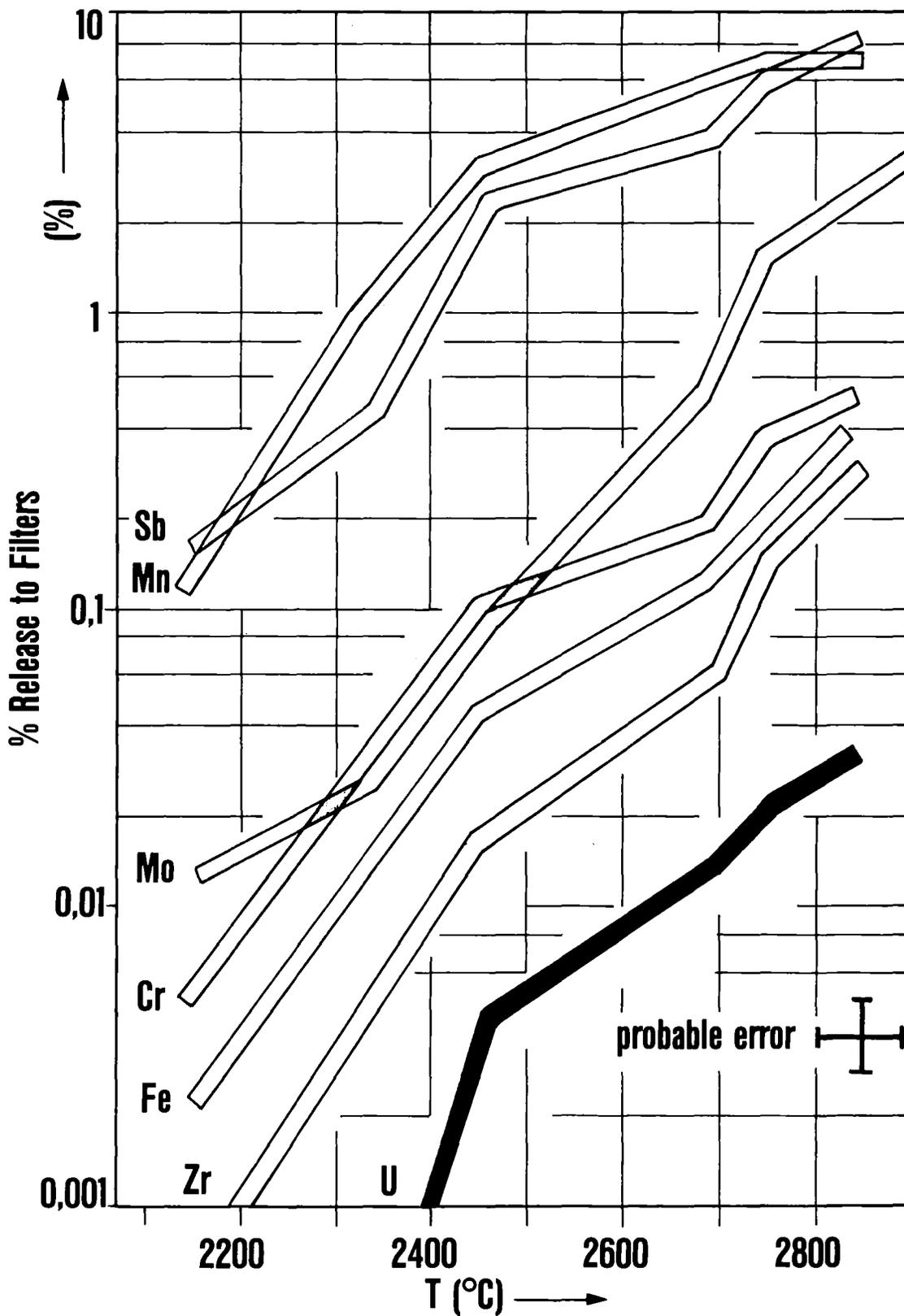
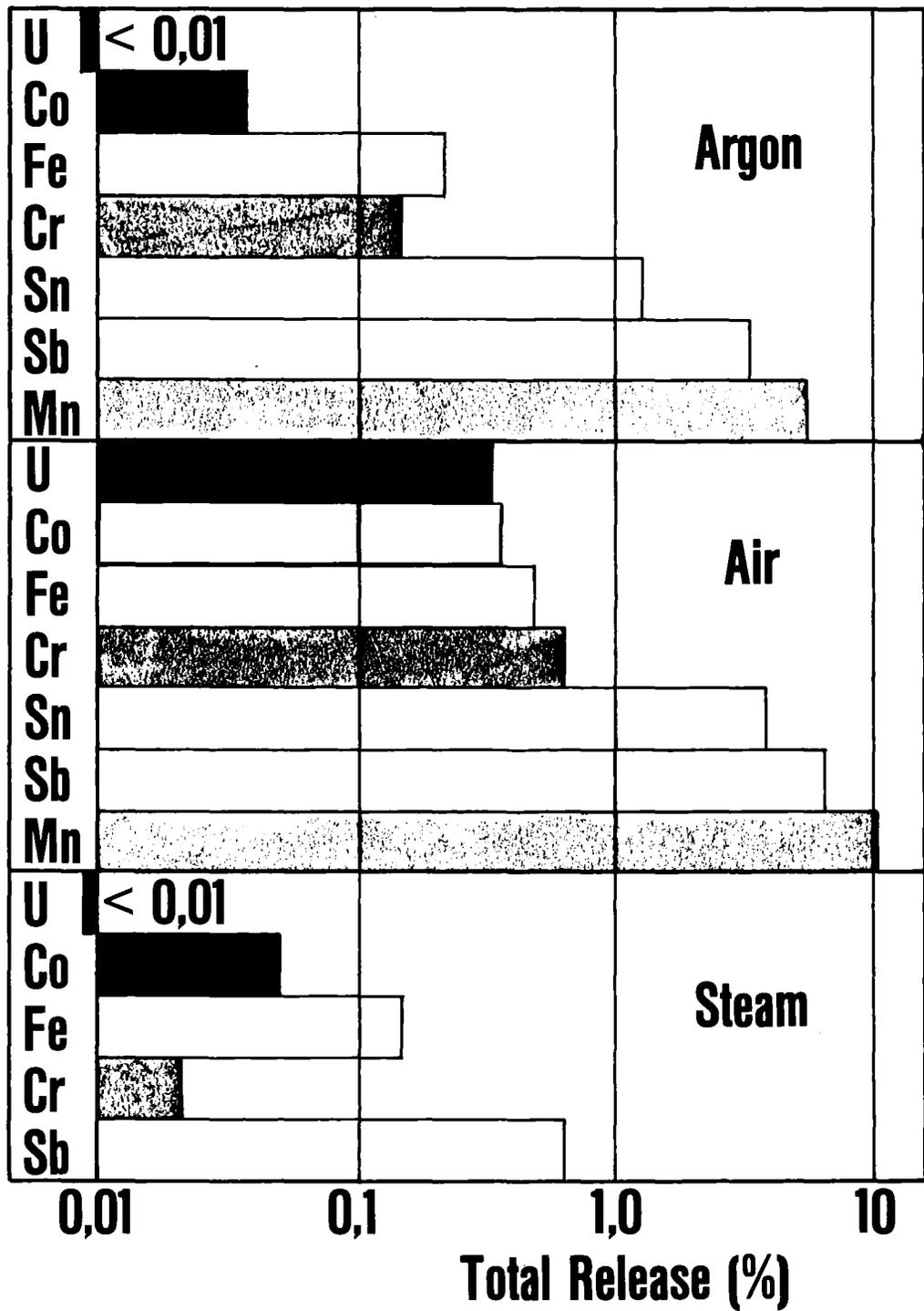


ABB.: 23



Release fractions of corium components as function of maximum temperature in air at 1 to 2 bars



Temperature: $2700 \pm 100^\circ \text{C}$

Pressure: 1,5-2 bar

ABB.: 24



Influence of the atmosphere on the total release

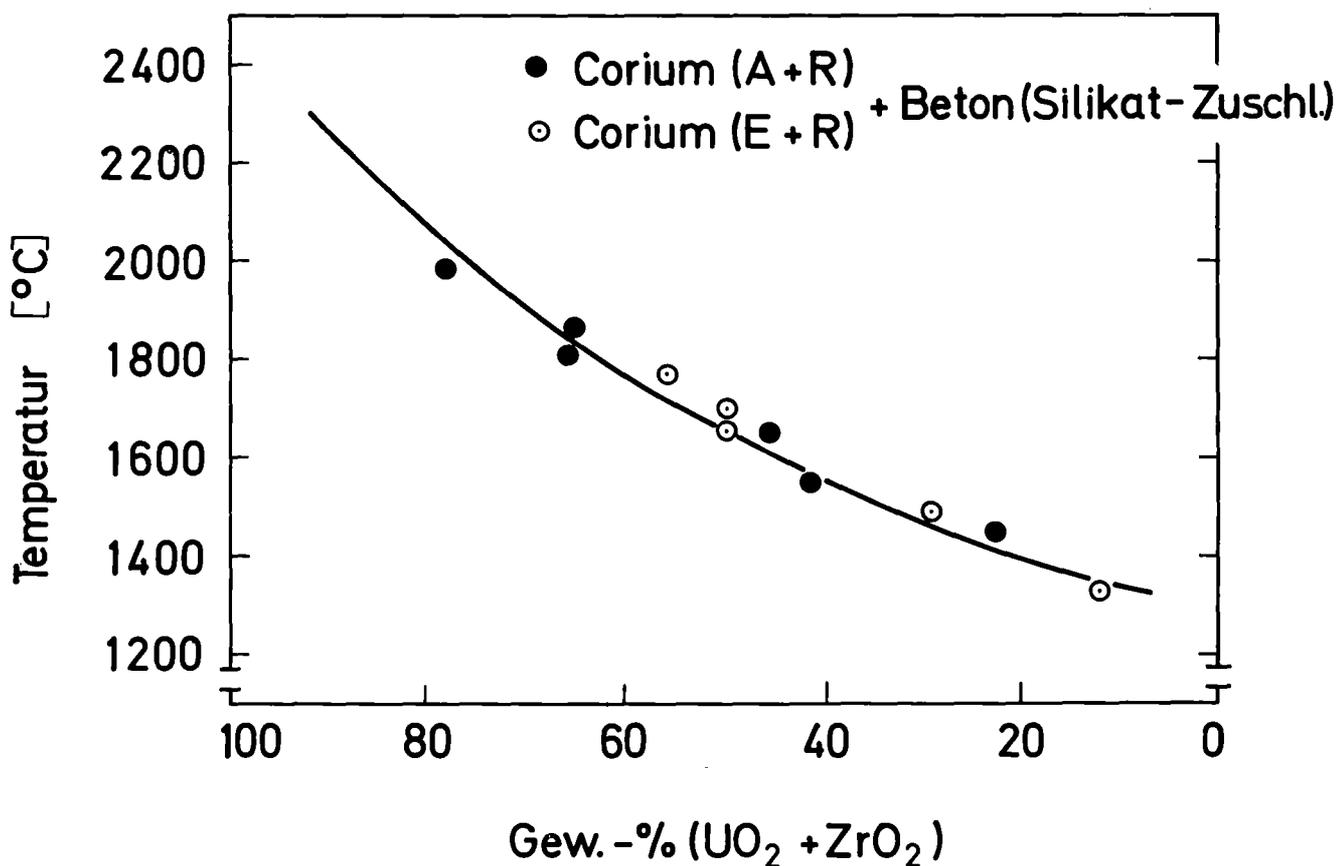
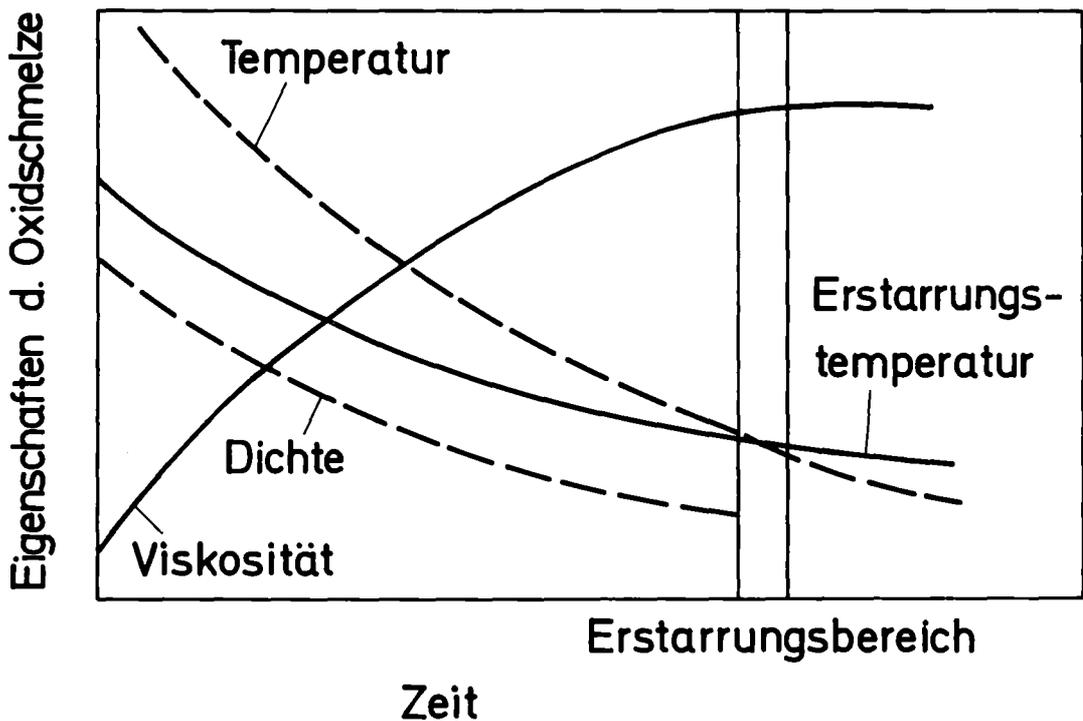


ABB.: 25

Zeitliche Eigenschaftsänderungen (oben, schematisch) und konzentrationsabhängige Erweichungstemperaturen (unten) der Corium / Beton - Oxidschmelze

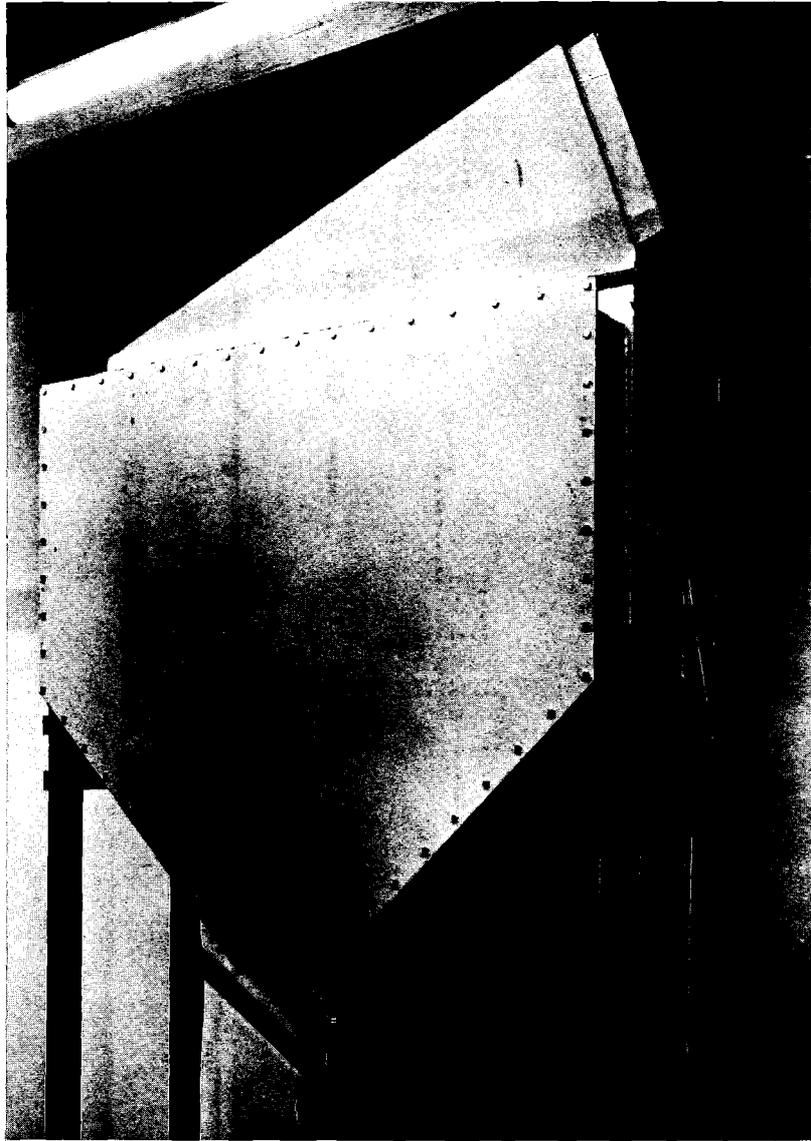


ABB. : 26 MEHRWEGSORPTIONSFILTER

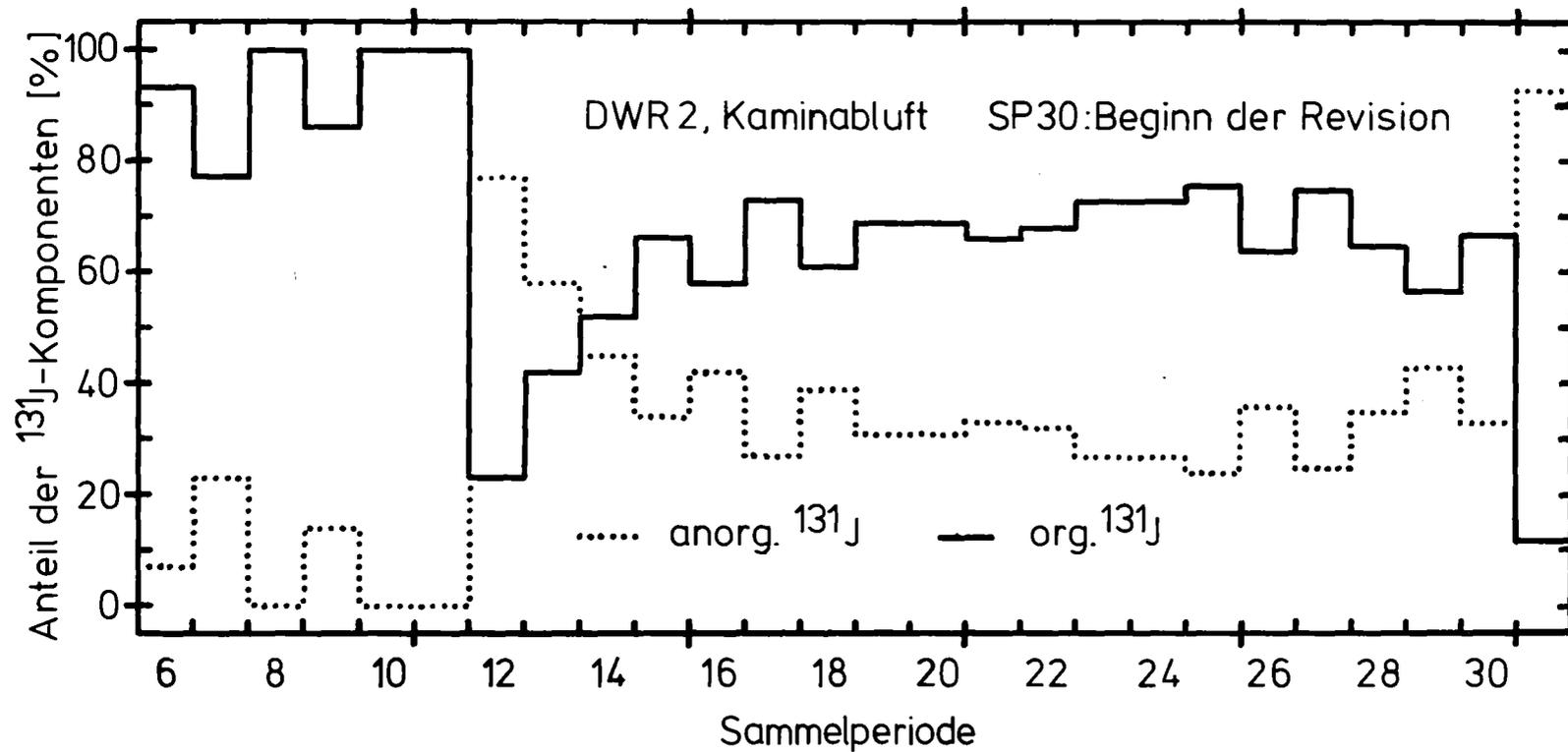


ABB. : 27

Zeitlicher Verlauf des Anteils der ^{131}J -Komponenten

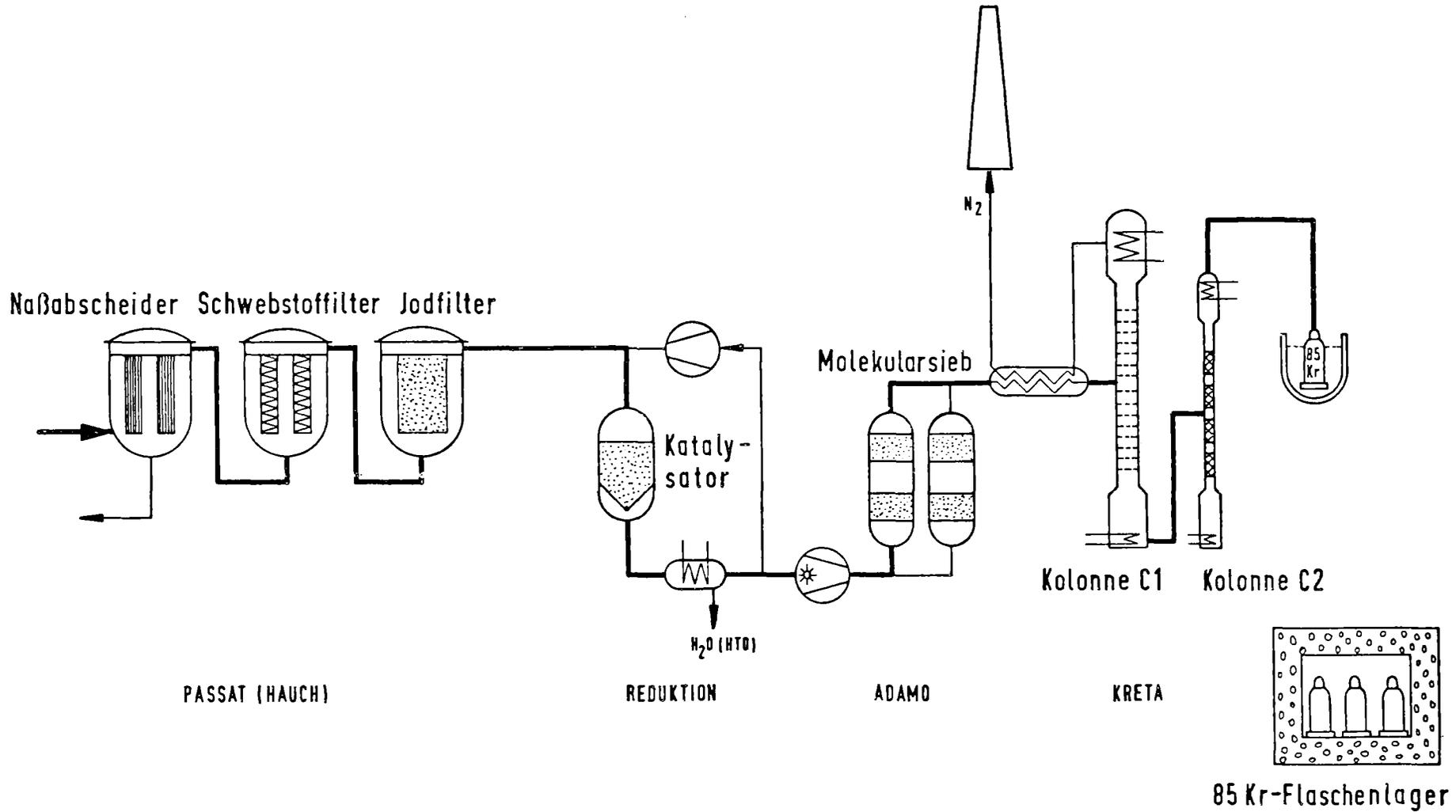
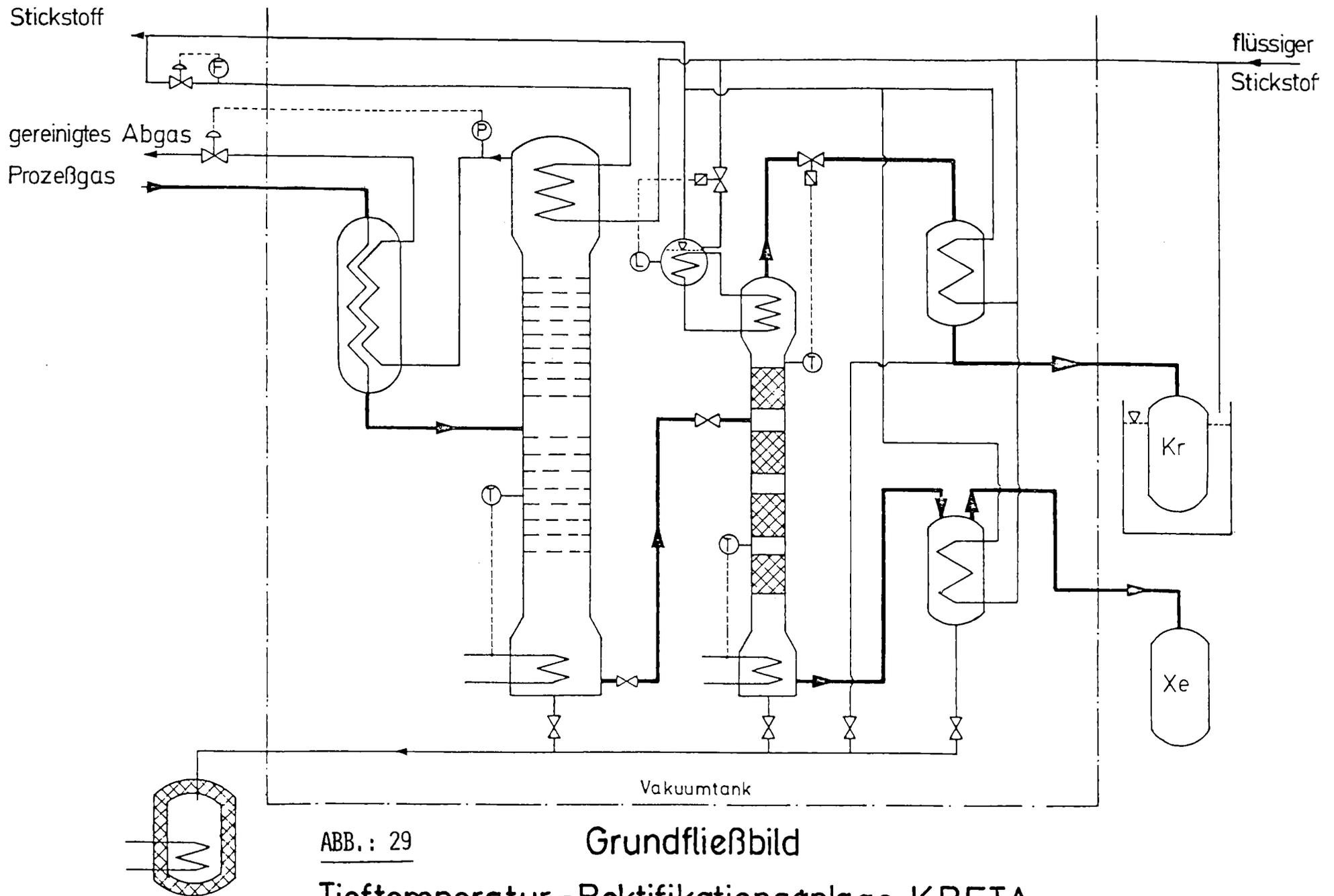


ABB.: 28

Auflöser-Abgasreinigung für die Wiederaufarbeitung



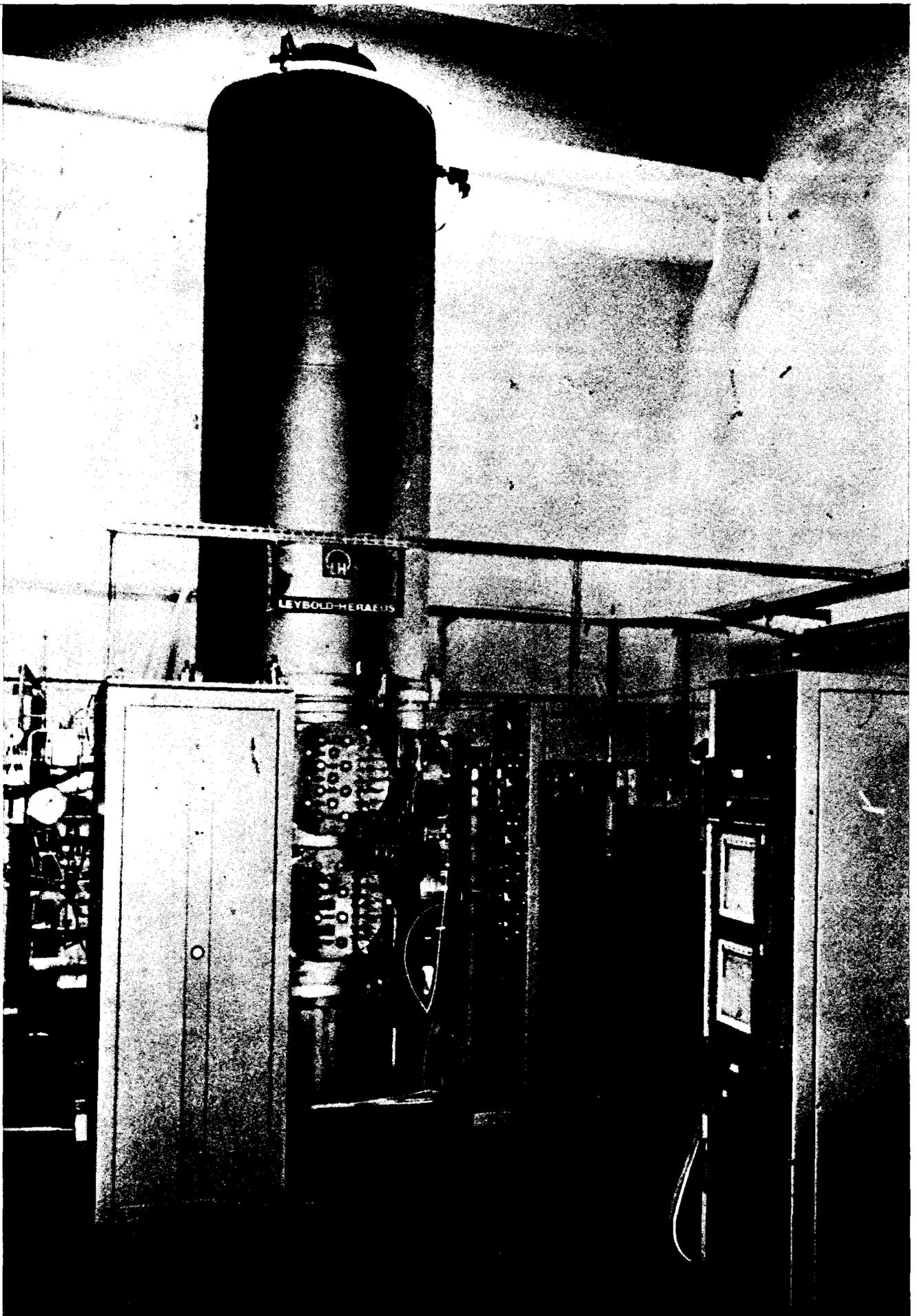


ABB.: 30 KRETA - VERSUCHSANLAGE ZUR ENTWICKLUNG UND OPTIMIERUNG DER
KRYPTON-ENTFERNUNG DURCH TIEFTEMPERATUR-REKTIFIKATION

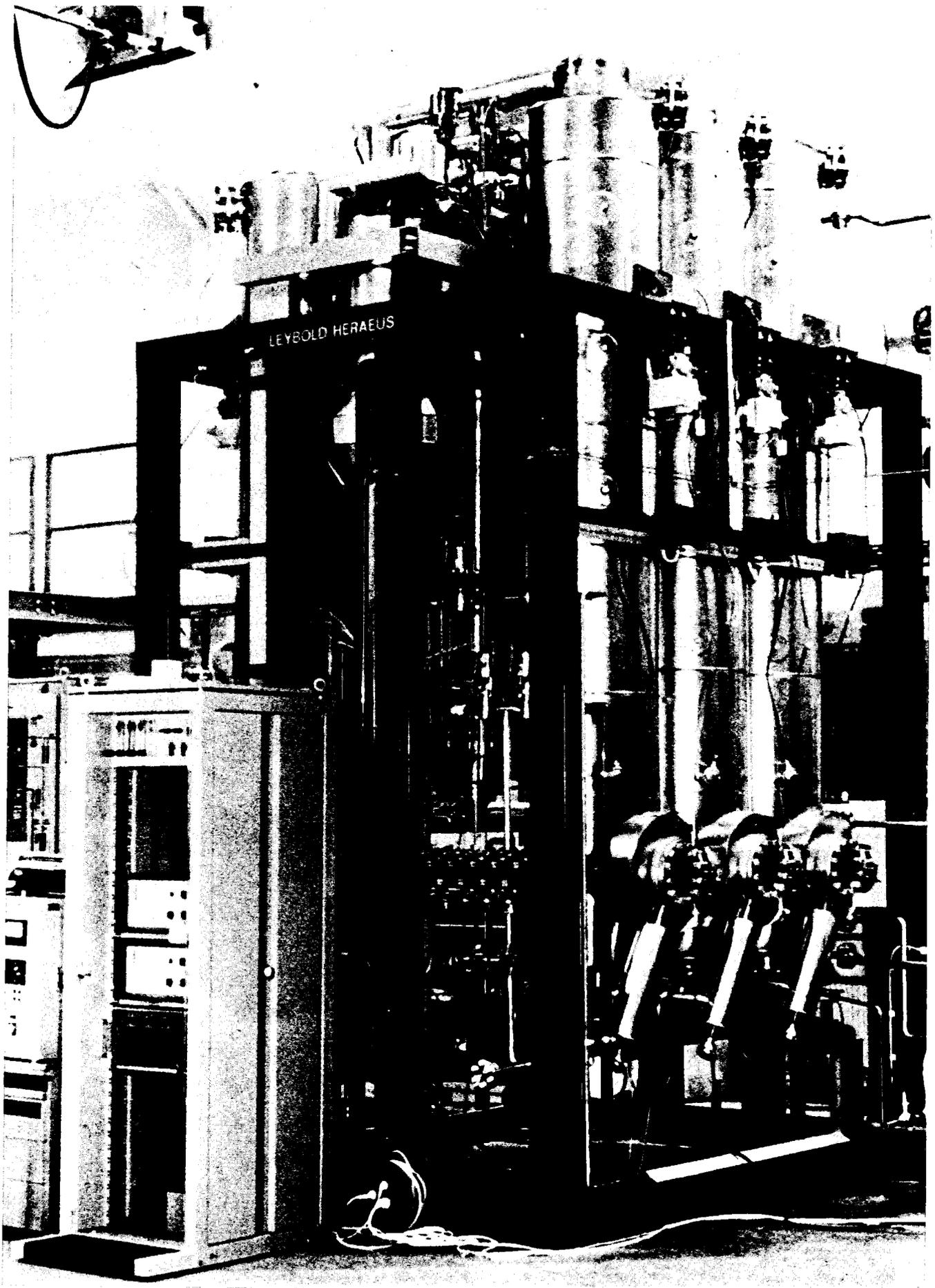


ABB.: 31 ADAMO - VERSUCHSANLAGE ZUR ADSORPTION VON CO_2 UND H_2O
AN MOLEKULARSIEBEN

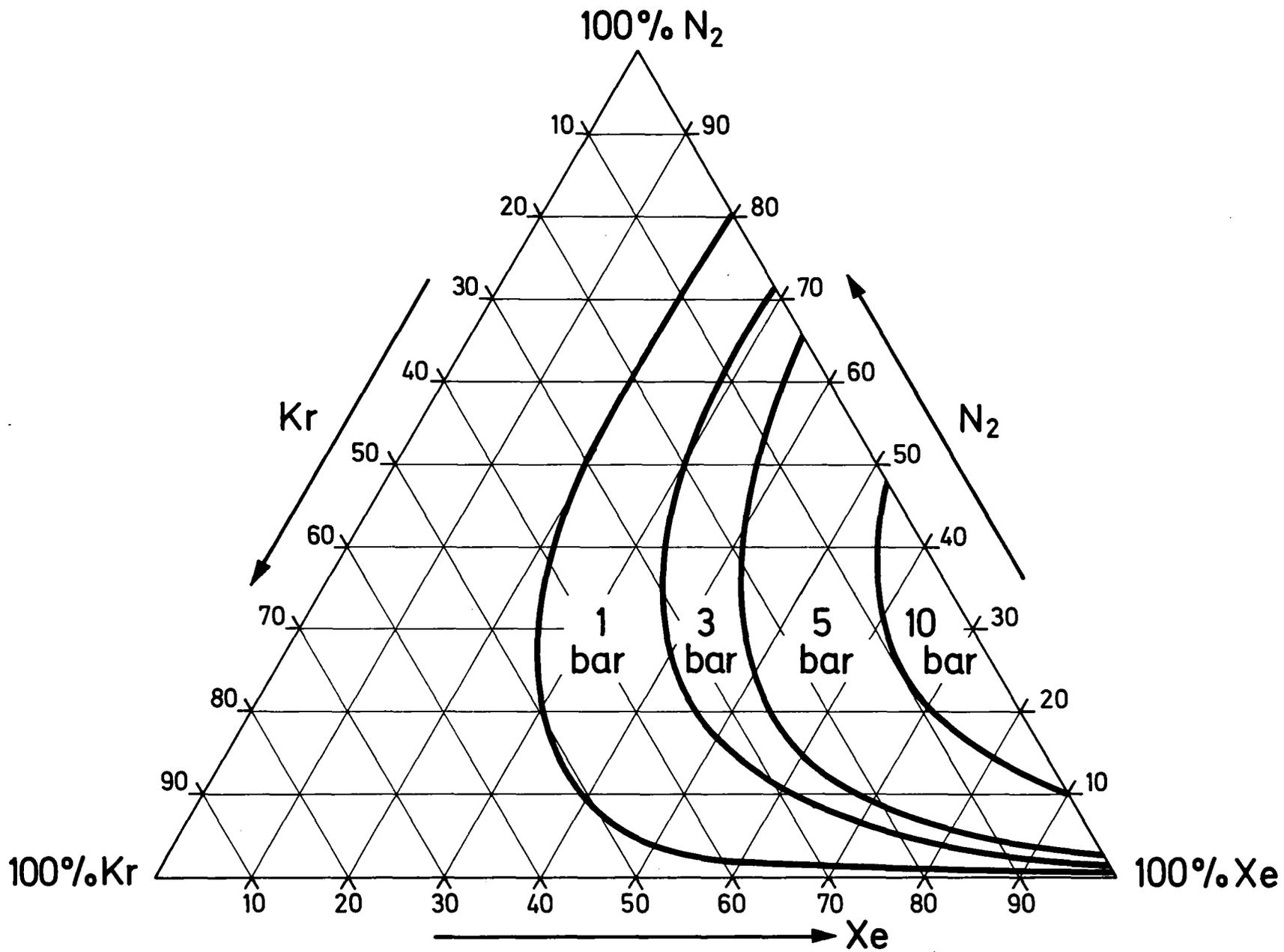


ABB.: 32

DRUCKABHÄNGIGKEIT DES ZWEIPHASENGEBIETES FEST-FLÜSSIG IM DREIKOMPONENTENSYSTEM N₂-KR-XE

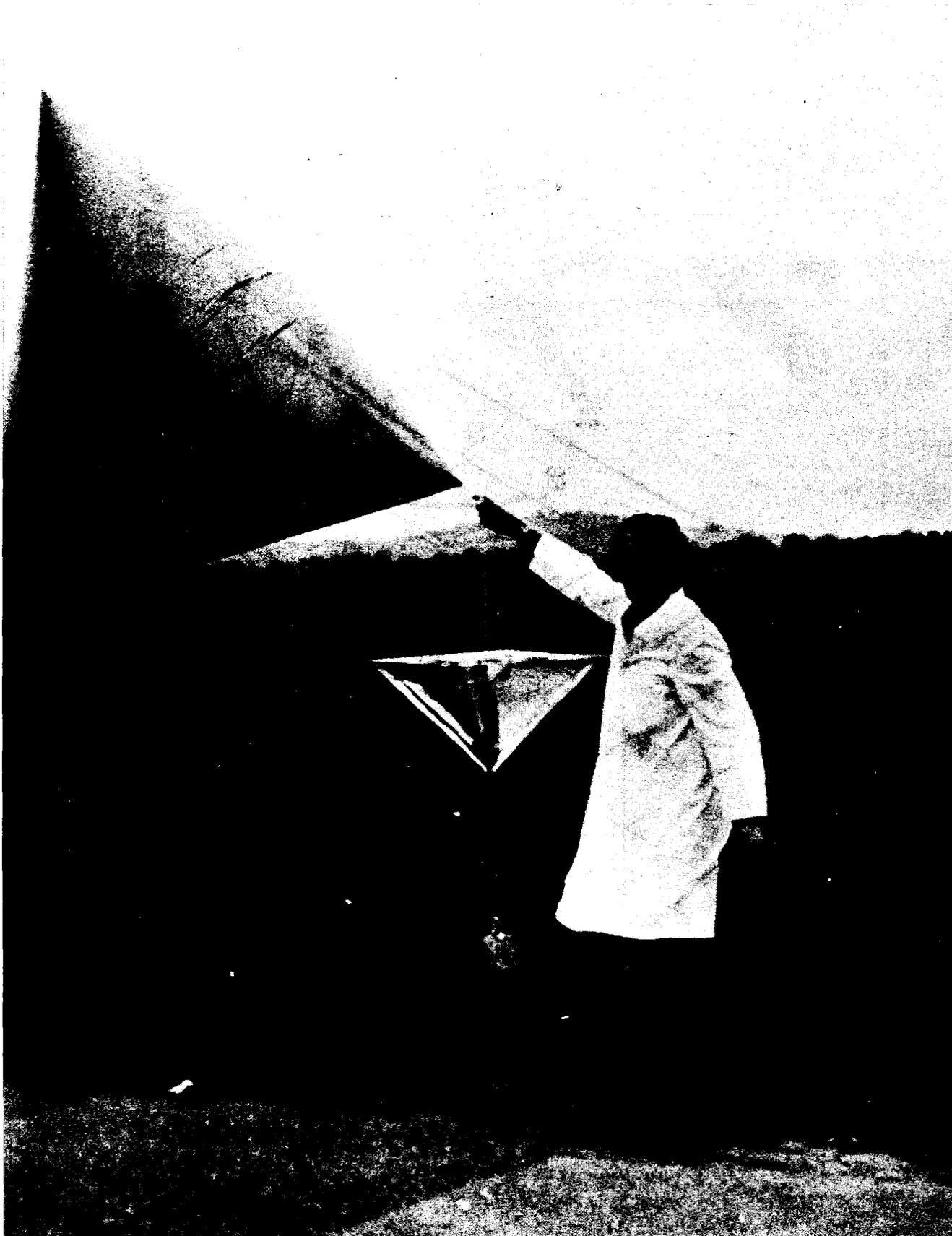


ABB.: 33

TETROON (=HELIUMGEFÜLLTER TETRAEDERFÖRMIGER BALLON)
MIT REFLEKTOR FÜR RADARSIGNALE UND GEWICHT
ZUR FLUGHÖHENEINSTELLUNG

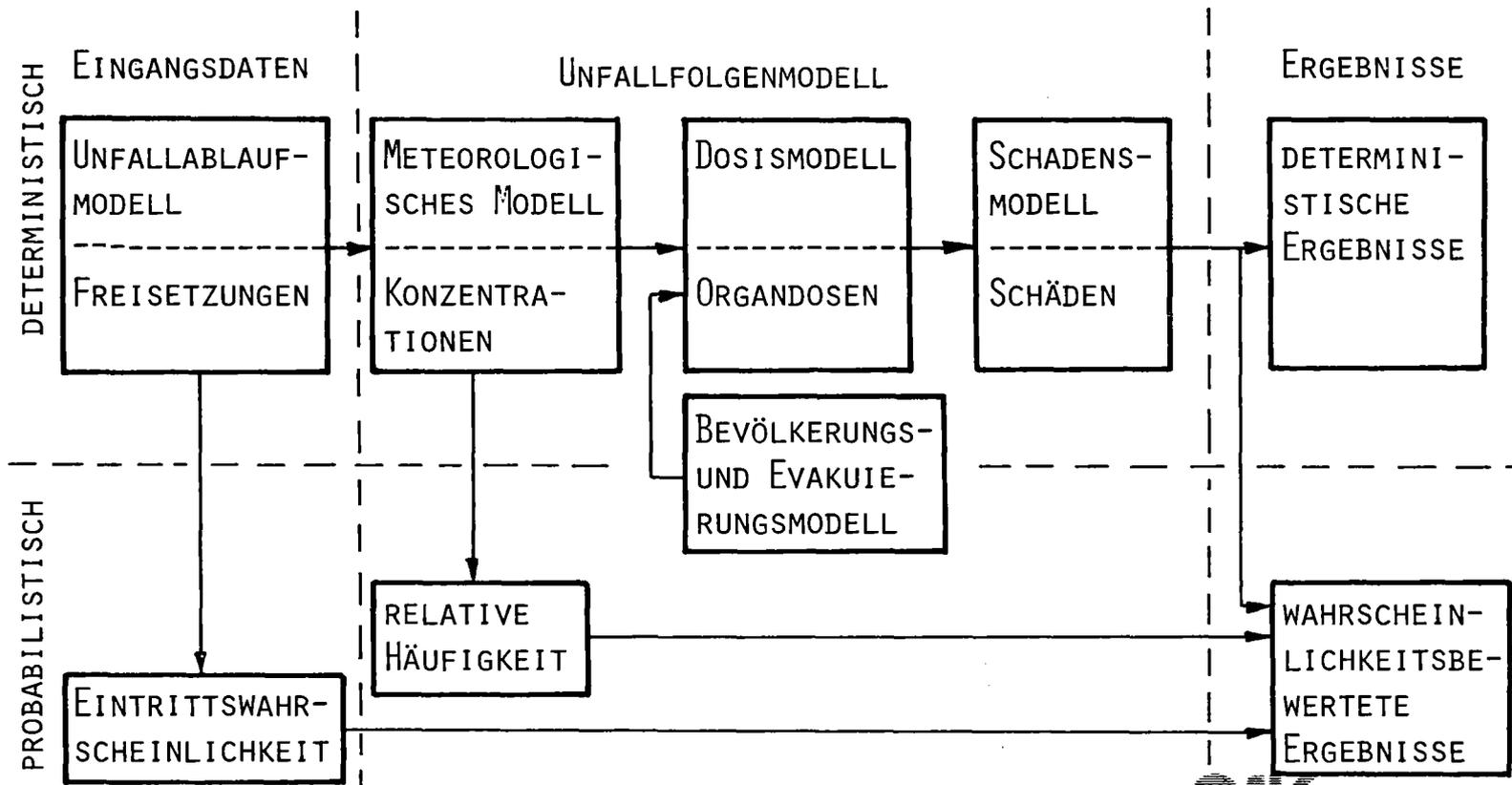


ABB.: 34 KONZEPT ZUR AUSBREITUNG UND SCHADENSBERECHNUNG BEI DER DEUTSCHEN RISIKOSTUDIE
DWR

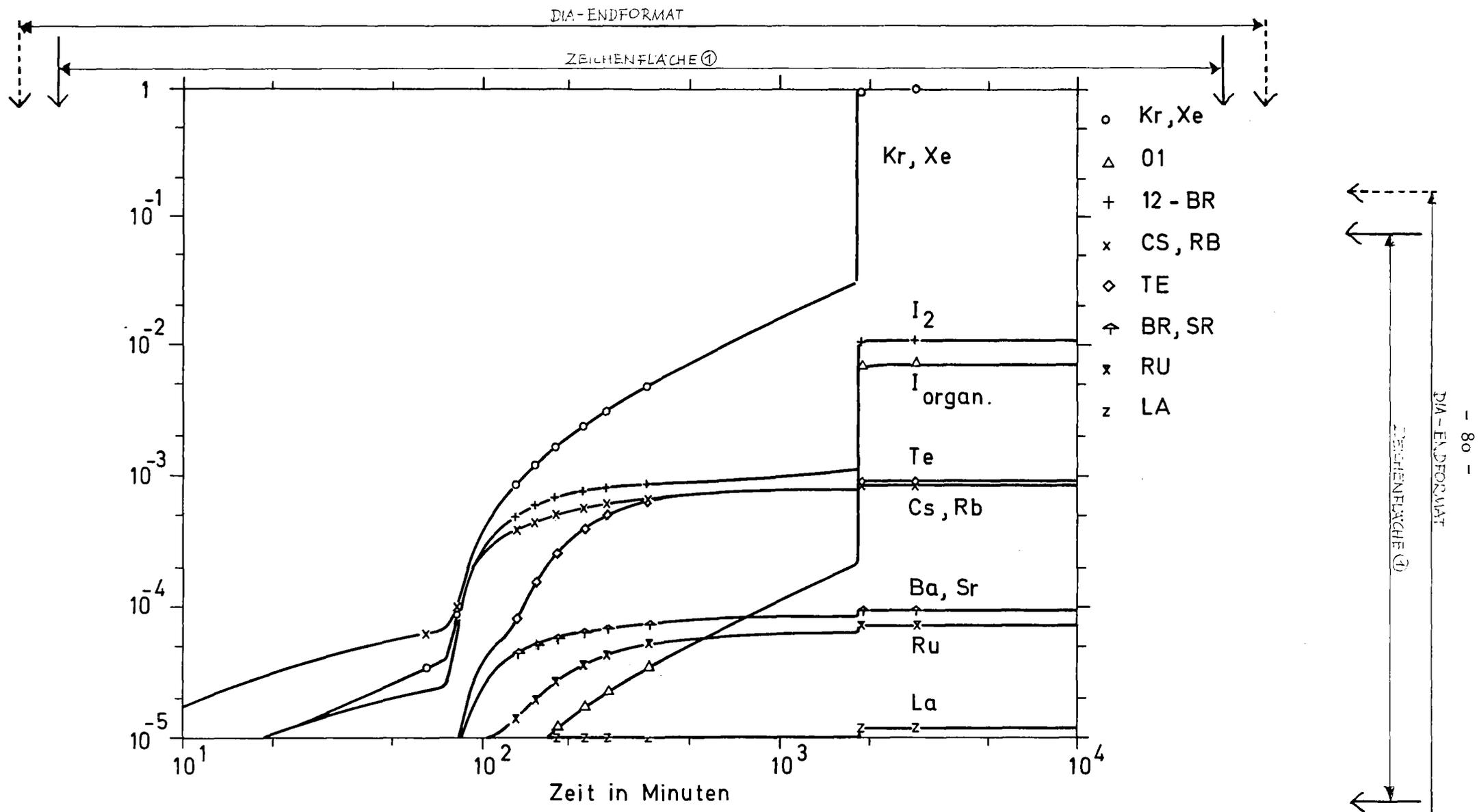


ABB.: 35

Freigesetzter Anteil des Kerninventars bei spätem Überdruckversagen

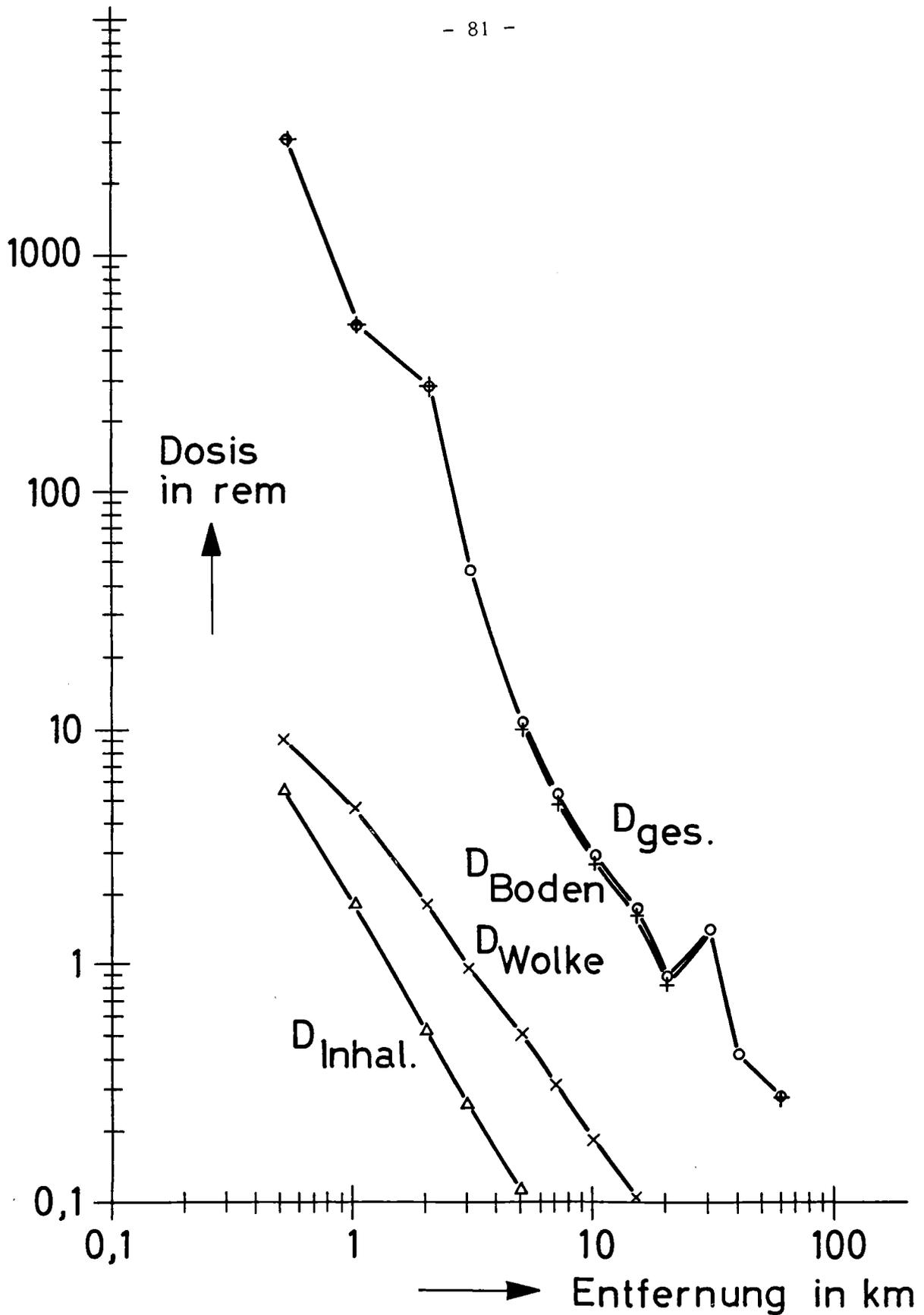


ABB.: 36 Kurzzeit - Knochenmarksdosis u. d. Abluftfahrenachse, Unfall "spät. Überdruckversagen" Wetterablauf 4

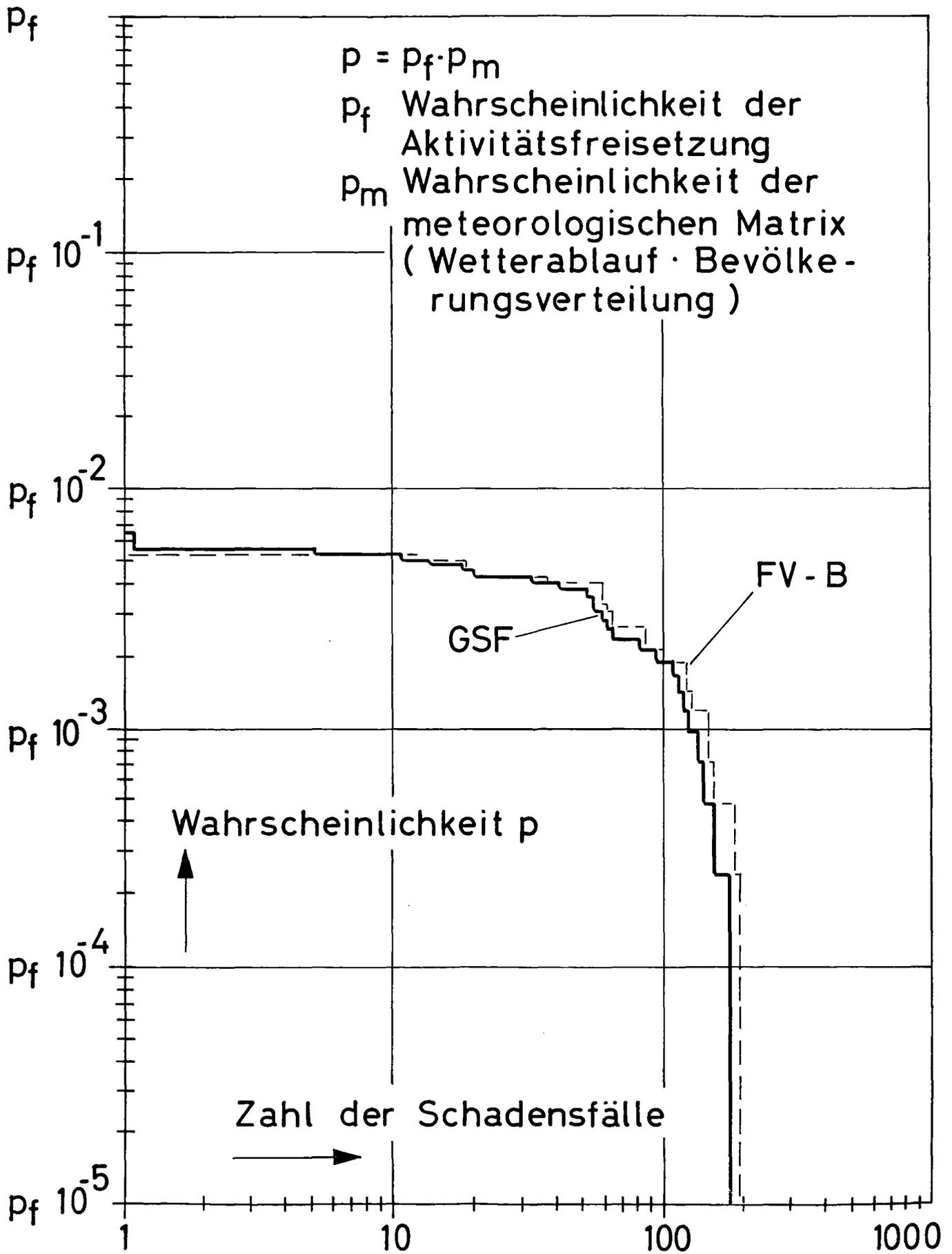


ABB.: 37



Verteilungsfunktion für Schadensart akuter Tod „spät. Überdruckversagen“

PHEBUS SAFETY TEST REACTOR AND THE FRENCH LIGHT
WATER REACTOR SAFETY RESEARCH PROGRAM

by Pierre Y. TANGUY

Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire
Commissariat à l'Energie Atomique
CEN-Fontenay-aux-Roses - FRANCE

(Paper to be presented at the PNS annual
meeting 1977, Karlsruhe - December 1, 1977)

SUMMARY

To-day, the French nuclear power program is massively based on Pressurized Water Reactors, with more than 25,000 MWe under construction. In the future, more PWRs will certainly be built, but fast breeders, of the LMFBR type, which are being actively developed, will progressively become an important part of the program, using the Plutonium coming from reprocessed PWR irradiated fuels. Up to now, HTRs are not envisaged as significant contributors to french energy production. It can therefore be understood that the largest part of thermal reactor safety research in France is devoted to the specific safety problems of PWRs.

French PWRs are of Westinghouse design, and extensive use is being made of U.S. experience in the safety evaluation. Safety research is aimed at :

- Knowledge of the safety problems resulting from the specific characteristics of French plants (siting, design and manufacture differences) ;
- Information on fundamental safety issues for which independent judgement is deemed necessary.

Total yearly cost for safety R & D on PWRs is of the order of U.S. \$/ 15 millions. Extensive use is made of Commissariat à l'Energie Atomique existing research facilities, but new facilities have had to be built, such as the PHEBUS reactor for in-pile study of fuel behaviour during a Loss-of-Coolant Accident.

.../...

Safety studies are directly related to the technical safety evaluations performed by the CEA for the French licensing authorities, and research programs are initiated to give the answers needed for a satisfactory risk evaluation. Table 1 gives a general presentation of the program. Tables II to IV list the main studies, with identification of the facilities used, as well as planning and cost estimates.

It is impossible in such a limited presentation to review all the work performed. Three examples will be given, with results obtained on clad deformation during a LOCA, on vessel steel fatigue and seismic response spectra.

An important part of the safety research program is devoted to the LOCA analysis. Table V indicates the way in which analytical experiments are used to obtain a good physical description of the complex phenomena involved in such an accident, and how the computer codes built with the physical models are checked with the results of integral experiments such as PHEBUS.

Table VI lists the main characteristics of the facility, and figure 1 gives the test loop circuit diagram. Table VII gives the objectives of PHEBUS and Table VIII lists a preliminary definition of the tests which will be performed.

In conclusion of this presentation, I will give my opinion on future prospects of PWR safety research. Justification for the present and for the immediate future can be found in the three themes presented in Table IX.

TABLE I

1. RISKS IN NORMAL OPERATION

- primary circuit contamination
- radioactive effluents

2. ACCIDENTS

2.1 Initiating events

- external agressions (earthquake, explosives...)
- plant fault
- human error

2.2 Accident prevention

- first barrier (fuel, can)
- second barrier (vessel, primary circuit, steam generator...)
- third barrier (containment)
- associated safety and protection systems

2.3 Accident analysis

- LOCA : theoretical modeling
- LOCA : experimental tests
- transients (radioactivity)

2.4 Consequences

- radioactive release
- radioactive transfer (atmosphere, water...)
- consequence models

TABLE II

SAFETY STUDIES RELATED TO LIGHT WATER REACTORS

Objective	Name of facility	Schedule		Cost (millions francs)
I - FUEL ELEMENT AND CORE STRUCTURE				
Behavior with regard to power variations	STRIP	Oct.75	Oct.78	Participation to international program : 1.2 MF
	TELEREGLAGE	Nov.77	Dec.81	Not yet defined
Cladding deterioration - fission product release	BOUFFON	Jun.75	Dec.80	10 MF
Cladding behavior during a LOCA	EDGAR	Jun.75	Dec.79	5 MF
Overall core behavior during a LOCA	PHEBUS	Jun.77	Dec.82	150 MF
Thermo-hydraulic behavior of the fuel assembly	SUPER BEC	12"	Jul.76 Jul.77	2.5 MF
		14"	Jul.81 Jul.82	Not yet defined
Behavior of internals with regard to vibrations	SAFRAN	I	Completed	Commercial program
		II	Mar.77 end of 77	2.5 MF
Pressure drop	GASCOGNE	72	Tests on request	Not calculated

TABLE III

II - PRIMARY SYSTEM

Check of design calculations		Permanent study	Not defined
Material qualification		75 79	6.5 MF
Tests on mock-ups		mid 77 79	1.5 MF
Development of control methods		71 71	40 MF
Probabilistic study of pressure vessel rupture		76 end of 78	3.5 MF
Two-phase flow	CANON	75 77	3 MF
	MOBY DICK	75 79	15 MF
	MARVIKEN CFT	77 79	Participation to international program
Flow of two-phase mixtures + air	REBECA	77 79	7 MF
Cladding-coolant heat exchange during blowdown	OMEGA	75 79	20 MF
Cladding-coolant heat exchange during reflooding	ERSEC	74 80	10.5 MF
Injection water and water-steam mixture interaction	EPIS 1 & 2	75 77	4 MF
Development of a LOCA computer code		76 79	10 MF
Behavior of internals in the event of a small break	TAPIOCA	6 months duration not yet defined	1.5 MF
Mechanical effects on pipings	AQUITAINE II	mid 77 end of 78	9 MF
Pressure vessel behavior with regard to cold shock		mid 77 end of 77	5 MF
Pump behavior during the accident*	EVA	early 77 end of 77	5 MF
	EDF/CHATOU EPOPEE	76 78	1 MF

L.O.C.A.

TABLE IV

III - CONTAINMENT AND OTHER STUDIES

Iodine trapping in concrete		76	mid 78	1 MF
Propagation of water-steam-air mixtures in compartments	REBECA	76	80	9 MF
Air-steam heat exchange under transient conditions	ECOTRA	76	78	1.5 MF
External agressions				
Earthquakes				
Sismotectonic map		76	78	2.5 MF
Characteristics of Design Basis Earthquakes for the site		76	81	6 MF
Paraseismic engineering		76	81	4 MF
Missiles				
Tests at 1/2 and 1/3 scale		75	79	5 MF
Modelisation of concrete behavior		75	79	2 MF
Explosions				
Tests		76	78	6.5 MF
Reliability and probability studies		74	continued action	6 MF/year

TABLE V

LOCA ANALYSIS

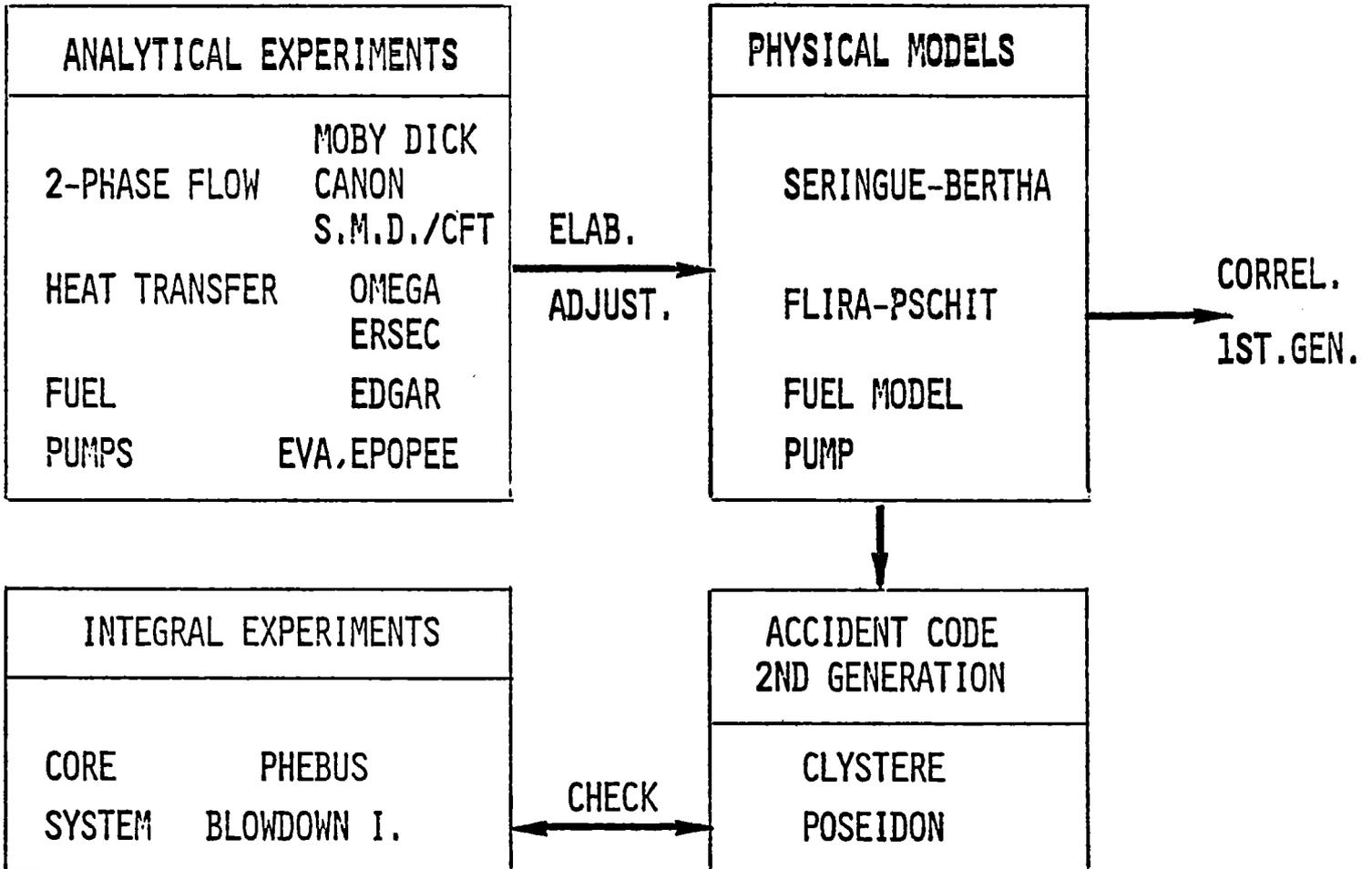


TABLE VI

PHEBUS REACTOR

NUMBER OF RODS	29 (17 x 17)
FISSILE HEIGHT	0.8 M
MAXIMUM LINEAR POWER	500 W/CM
INITIAL PRESSURE	160 BARS
PLANNING	1.1978 → 1982

TABLE VII

OBJECTIVES OF PHEBUS

1. Validation of LOCA computer codes
2. Study of emergency injection
3. Study of physico-chemical and mechanical behaviour of fuel
4. Validation of safety limiting criteria

TABLE VIII

PRELIMINARY DEFINITION OF PHEBUS TESTS

	PARAMETERS	Number of tests	
		One pin	Cluster
Category I	Break size Location of break Maximum linear power Internal fuel pressure	4	30
Category II	Injection pressure Injection rate Injection temperature	2	8
Category III	Spray Flooding Maximum can temperature fuel condition at the end of blow-down	2	4
TOTAL.....			50

TABLE IX

FUTURE PROSPECTS FOR PWR SAFETY RESEARCH

- ▶ BETTER KNOWLEDGE OF INTRINSIC RISKS
 - LOCA
 - PRESSURE VESSEL RUPTURE

- ▶ OPERATIONAL EXPERIENCE FEEDBACK
 - ACCIDENT REPORTING
 - RELIABILITY
 - HUMAN ERROR

- ▶ KEEPING THE SAME LEVEL OF SAFETY
 - SITING AND EXTERNAL EVENTS
 - CLASS 9 ACCIDENTS AND POPULATION

TEST LOOP CIRCUITS DIAGRAM.

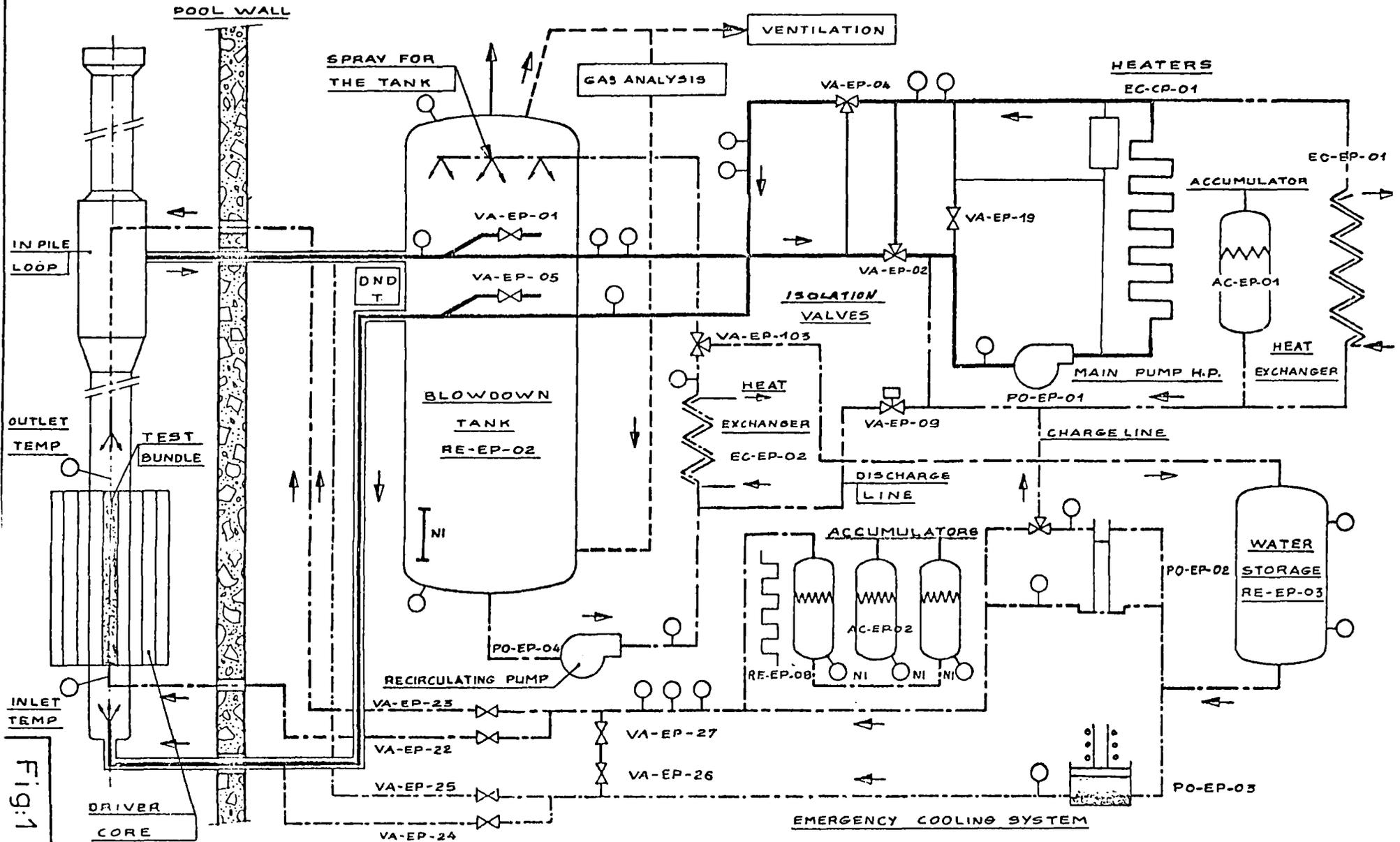


Fig:1

JAHRESKOLLOQUIUM 1977
des
PROJEKTES NUKLEARE SICHERHEIT

Stand der deutschen Risikostudie für
Druckwasserreaktoren

A. Birkhofer

1. Vorbemerkung

Es ist immer ein etwas gefährliches Unterfangen, mitten in einer Arbeit, deren Ergebnisse mit Ungeduld erwartet werden, mit Informationen, die sich zwar auf dem aktuellen, aber nicht auf einem endgültigen Stand befinden, vor die Öffentlichkeit zu treten. Ich möchte Sie daher um Verständnis dafür bitten, daß ich mich vorwiegend auf eine Darstellung der Vorgehensweise und auf Informationen über Teilergebnisse beschränken muß.

2. Sinn und Zweck von Risikostudien

Bevor ich zum eigentlichen Thema, dem Stand der deutschen Risikostudie für Druckwasserreaktoren komme, möchte ich einige Bemerkungen über den Sinn und Zweck von Risikostudien im allgemeinen und der deutschen Risikostudie im besonderen voranstellen. Damit soll aufgezeigt werden, wie wir solche Untersuchungen insgesamt sehen und wie sie in den Gesamtrahmen der Reaktorsicherheit einzuordnen sind.

Eine sachliche Diskussion über das Risiko der Kernenergie ist

dann möglich, wenn eine wesentliche Tatsache grundsätzlich anerkannt wird: Das Idealziel "absolute Sicherheit" ist wohl nirgends vollständig erreichbar. Wir stehen nicht vor der Wahl, ob wir Risiken eingehen wollen, sondern bestenfalls, welche Risiken wir im Vergleich zu anderen für akzeptabel halten.

Gerade gegen die Kernenergie wird aber häufig der Vorwurf erhoben, ihre Risiken würden - auch im Vergleich zum Nutzen - jedes akzeptable Maß weit überschreiten. Für diese Ansicht, die durch die Tatsachen nicht zu begründen ist, kann eine ganze Reihe von Ursachen festgestellt oder vermutet werden. Scheinbar bekräftigt wurde sie auch durch frühere Untersuchungen über das maximale Schadensausmaß, das durch nukleare Katastrophen unter Umständen hervorgerufen werden könnte.

Solchen Untersuchungen lagen durchwegs Annahmen zugrunde, die sehr pessimistisch sind und zuweilen sogar jenseits des physikalisch Möglichen liegen. Für eine realistische Beurteilung des Risikos sind sie daher nicht geeignet. Sie ermöglichen vielleicht eine Bewertung des Gefährdungspotentials, das mit dem in kerntechnischen Anlagen vorhandenen Spaltproduktinventar verbunden ist. Die Gefährlichkeit, oder anders ausgedrückt: das Risiko, hängen, wie überall so auch bei der Kernenergie, jedoch weniger vom Gefährdungspotential ab, sondern vor allem vom Ausmaß und vom Erfolg derjenigen Maßnahmen und Einrichtungen, die zum Schutz vor dieser potentiellen Gefährdung vorhanden sind.

Eine Risikobeurteilung ist daher auch bei kerntechnischen Anlagen nur dann möglich, wenn der Einfluß der Sicherheitseinrichtungen auf mögliche Störfälle berücksichtigt wird.

Dies hat übrigens auch zur Konsequenz, daß eine quantitative

Risikoermittlung mit einigermaßen zufriedenstellender Genauigkeit nur für technisch ausgeführte Anlagen möglich ist.

Das hat vor allem die folgenden Ursachen:

1. Die Beurteilung der Wirksamkeit technischer Sicherheitseinrichtungen beruht in relativ großem Umfang auf der Simulation von Störfallabläufen mit Hilfe von Rechenprogrammen. Obwohl diese Rechenprogramme und die dabei angewandten Verfahren mit Hilfe von Experimenten verifiziert werden, bleibt ein Rest an Aussageunsicherheit bestehen. Pessimistische Annahmen sorgen dafür, daß die tatsächlichen Abweichungen zwischen Realität und Rechnung immer auf der sicheren Seite liegen. Kriterien, die die Erfüllung dieser Voraussetzung gewährleisten, werden erst im Laufe von Genehmigungsverfahren auf breiterer Basis diskutiert.
2. Bei redundanten Systemen mit hoher Zuverlässigkeit kann unter Umständen durch Common-mode-Ausfälle, d.h. durch gleichzeitigen Ausfall redundanter Systeme aufgrund einer gemeinsamen Ursache, die Versagenswahrscheinlichkeit erheblich beeinflußt werden. Aufdeckung und zahlenmäßige Bewertung solcher Ausfallarten erfordern u.a. eine genaue Kenntnis der baulichen Ausführung und der Betriebsweise.

Auch unter diesem Aspekt ist die Auswertung von Betriebserfahrungen eine wichtige Aufgabe innerhalb von Risikostudien. Eine große Hilfe ist uns dabei die Bereitschaft der Betreiber, uns für die Risikostudie Einblick in die detaillierten Betriebsaufzeichnungen ihrer Anlage zu geben. Die Auswertungsarbeiten wurden zunächst für die Anlagen Biblis A und B begonnen.

Anders als in vielen Bereichen unseres Lebens besteht allerdings in der Kerntechnik keine sinnvolle Möglichkeit, Risikowerte direkt aus Statistiken über eingetretene Schadensfälle

zu ermitteln. Dies ist vor allem ein Resultat der hohen Sicherheitsanforderungen, die in der Kerntechnik von Anfang an gestellt wurden. Je mehr aber für die Sicherheit getan wird, desto seltener treten Schadensfälle auf, und desto schwieriger wird es, statistische, auf der Auswertung von Schadensfällen beruhende Aussagen über das Risiko zu treffen.

Wenn man dennoch das Risiko quantitativ ermitteln will, so ist dies nur durch eine theoretische Analyse über Eintrittswahrscheinlichkeit und Auswirkungen von Schadensfällen zu erhalten.

Durch Risikostudien können die bewährten Methoden der sicherheitstechnische Auslegung und Beurteilung von Kernkraftwerken, wie sie auch im Genehmigungsverfahren angewandt werden, nicht ersetzt werden. Sie bieten allerdings eine zusätzliche und in manchen Punkten verfeinerte Möglichkeit, die Ausgewogenheit der sicherheitstechnischen Auslegung im einzelnen zu überprüfen.

3. Organisation der deutschen Risikostudie

In das öffentliche Bewußtsein wurden Risikostudien in der Kerntechnik vor allem durch die amerikanische Reaktorsicherheitsstudie gerückt. Sie war wohl auch der unmittelbare Anlaß für den Bundesminister für Forschung und Technologie, 1976 eine Risikostudie für ein Kernkraftwerk mit Druckwasserreaktor deutscher Bauart und unter deutschen Standortbedingungen in Auftrag zu geben.

Als Referenzanlage für diese Studie wird das Kernkraftwerk Biblis B verwendet. Die Anlage ist mit einem Druckwasserreaktor von 3730 MW thermischer Leistung ausgerüstet. Sie wurde im März 1976 in Betrieb genommen.

Die Studie gliedert sich in zwei Arbeitsphasen. In der ersten Phase werden weitgehend die Methoden und Annahmen der amerikanischen Studie verwendet, vor allem, um die Vergleichbarkeit zu gewährleisten. Die Arbeiten zu dieser Phase sollen Anfang nächsten Jahres abgeschlossen werden.

Für die anschließende zweite Phase sollen verstärkt methodische Weiterentwicklungen eingesetzt und neuere Ergebnisse der Sicherheitsforschung berücksichtigt werden. Dies betrifft ganz besonders auch eine Reihe von PNS-Vorhaben, die im Vortrag von Herrn Dr. Fischer genannt wurden.

Die Studie wird von verschiedenen Institutionen gemeinsam durchgeführt (Abb. 1). Die anlagentechnischen Untersuchungen wurden größtenteils von der Gesellschaft für Reaktorsicherheit übernommen. Diese Arbeiten umfassen die Ermittlung der störfallauslösenden Ereignisse und die Analyse der möglichen Störfallabläufe bis hin zu etwaigen Freisetzungen von Spaltprodukten in die Umgebung.

Bei der Bestimmung von Zuverlässigkeitskenndaten ist das Institut für Kerntechnik der Technischen Universität Berlin beteiligt, die Auswertung von Schadensberichten für konventionelle Dampfkessel und Druckbehälter für die Zwecke der Studie nimmt die Arbeitsgemeinschaft Kerntechnik West des TÜV Rheinland und des RW TÜV vor.

Der zweite Komplex der Risikoanalyse, die Ermittlung der Unfallfolgen, liegt in den Händen der Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung. Ein in diesem Zusammenhang notwendiges Evakuierungsmodell wird vom Institut für Unfallforschung des TÜV Rheinland erstellt.

Ich möchte nicht versäumen, an dieser Stelle den beteiligten

Institutionen und allen Kollegen, die an der Studie mitarbeiten, für die ausgezeichnete Zusammenarbeit zu danken. Bei dieser Gelegenheit gilt mein Dank natürlich besonders den Karlsruher Kollegen.

4. Grundsätzliche Annahmen

Bevor ich im einzelnen über bisher durchgeführte Arbeiten berichte, möchte ich die wichtigsten Voraussetzungen und Annahmen, die der ersten Phase der Studie zugrunde liegen, kurz erläutern (Bild 2).

Der weit überwiegende Teil des Gefährdungspotentials eines Kernkraftwerks wird durch das im Reaktorkern angesammelte Spaltproduktinventar gebildet. Eine Freisetzung nennenswerter Anteile dieses Inventars und damit eine Gefährdung der Umgebung könnten jedoch nur dann eintreten, wenn der Reaktorkern infolge unzureichender Kühlung zum Schmelzen käme.

Als Störfälle, die bei einem unterstellten Ausfall von Sicherheitseinrichtungen zum Kernschmelzen führen könnten, kommen grundsätzlich in Betracht:

Ein Verlust des Primärkühlmittels durch ein Leck im Kühlsystem sowie andere Störungen, die die Leistung im Kern erhöhen oder die Kühlung des Kerns beeinträchtigen. Es ist üblich, die erste Gruppe als Kühlmittelverluststörfälle und die zweite Gruppe als Transienten zu bezeichnen.

Zur Beherrschung dieser Störfälle sind Kernkraftwerke mit umfangreichen Sicherheitssystemen ausgerüstet, die eine Überhitzung oder gar ein Schmelzen des Kerns mit hoher Wahrscheinlichkeit verhindern. Funktionsfähigkeit und Wirksamkeit der Sicherheitssysteme werden in detaillierten Analysen nachgewiesen, sowie bei der Inbetriebnahme und in regelmäßigen Ab-

ständen während des Betriebs überprüft.

In einer Risikostudie wird trotzdem unterstellt, daß Sicherheitseinrichtungen teilweise oder auch vollständig versagen. Nur dann könnten überhaupt Störfallabläufe auftreten, bei denen Spaltprodukte in erheblichen Mengen in die Umgebung gelangen.

In den bisher für die Studie durchgeführten Untersuchungen wird Kernschmelzen für alle Störfallabläufe angenommen, bei denen nicht die nach dem Genehmigungsverfahren festgelegten Mindestanforderungen an die Wärmeabfuhr erfüllt werden. Damit wird z.B. ein vollständiges Schmelzen auch für solche Ereignisse angenommen, die nur zu einer kurzen Überhitzung oder zu einem partiellen Schmelzen des Kerns führen würden.

Der weitere Unfallablauf hängt wesentlich vom Zustand des Sicherheitsbehälters ab (Abb. 3). Daher ist zu untersuchen, ob die nach einem Kernschmelzen auftretenden Belastungen die Integrität des Sicherheitsbehälters gefährden können. In der amerikanischen Studie werden folgende Versagensmechanismen diskutiert:

- die Zerstörung des Containments als Folge einer Dampfexplosion im Druckbehälter,
- das Überdruckversagen,
- das Containmentversagen als Folge einer Wasserstoffverbrennung,
- die Containmentleckage,
- das Durchschmelzen des Fundaments.

Störfallablauf und Versagensart des Containments bestimmen Verlauf und Umfang der Spaltproduktfreisetzung aus dem Containment.

5. Stand der Arbeiten

Nach dieser Übersicht möchte ich auf den gegenwärtigen Stand der Arbeiten eingehen und über vorliegende Zwischenergebnisse berichten.

5.1 Anlagentechnische Untersuchungen

Für die anlagentechnischen Untersuchungen wurde zunächst mit der Analyse der Kühlmittelverluststörfälle begonnen. Die Ergebnisse, über die bereits auf der Reaktortagung in Mannheim ausführlich berichtet wurde, möchte ich hier in einigen Punkten zusammenfassen.

Für den Kühlmittelverluststörfall durch ein großes Leck ergibt die Analyse eine Gesamtausfallwahrscheinlichkeit der Notkühlung von etwa $7 \cdot 10^{-4}$. Die Multiplikation dieses Wertes mit der Häufigkeit eines großen Lecks liefert die Eintrittswahrscheinlichkeit eines Kernschmelzens für diesen Störfall. Die amerikanische Studie gibt für das große Leck eine Häufigkeit von 10^{-4} pro Jahr an.

Bei mittleren Lecks ist zusätzlich zu den Niederdrucksystemen eine Hochdruckeinspeisung notwendig, da hier während einer relativ langen Zeit ein hoher Druck im Primärkreis ansteht. Bei diesen Bruchquerschnitten wird daher die Nichtverfügbarkeit der Notkühlung um einen Versagensteil für die Hochdrucksysteme erhöht. Sie beträgt hier ungefähr 10^{-3} .

Entsprechende Untersuchungen zu Kühlmittelverluststörfällen mit kleineren Bruchquerschnitten sind noch nicht abgeschlossen.

Für die zweite Kategorie von Störfällen, die Transienten, wurde zunächst ein allgemeines Störfallablaufdiagramm erstellt, um aus der großen Anzahl möglicher Störfallabläufe die für das Risiko maßgeblichen identifizieren zu können.

Wegen des zu erwartenden Risikobeitrags wurde im Rahmen unserer Arbeiten der Notstromfall als erster Transientenstörfall eingehend untersucht.

Ein Notstromfall liegt vor, wenn z.B. durch eine netz- oder generatorseitige Störung die 10 kV-Blockschienen der elektrischen Eigenbedarfsanlage ausfallen. Die sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten, die an die 10 kV-Notstromschiene angeschlossen sind, werden dann von den Diesel-Notstromaggregaten versorgt.

Da die Hauptkühlmittelpumpen und die Hauptspeisewasserpumpen im Wasser-Dampf-Kreislauf nicht durch die Notstromschienen versorgt werden, fallen sie aus. Wegen der dadurch verursachten Änderung wichtiger Prozeßgrößen, wie z.B. der Drehzahl der Hauptkühlmittelpumpen oder des Kühlmitteldurchsatzes, wird beim Notstromfall innerhalb weniger Sekunden eine Reaktorschnellabschaltung ausgelöst.

Die Reaktorleistung wird auf die Nachzerfallsleistung reduziert. Diese wird durch Naturumlauf im Reaktorkühlkreislauf über die Dampferzeuger an das Sekundärsystem abgegeben. Mit Hilfe der Notspeisewasserversorgung wird die Wärme über die Dampferzeugerabblase- oder Sicherheitsventile an die Umgebung abgeführt.

Aber auch bei Ausfall der Reaktorschnellabschaltung erfolgt durch die Moderatorrückwirkung eine drastische Leistungsreduzierung, so daß auch für diesen Fall die Notspeisewasser-

versorgung und die Kapazität der Dampferzeugerventile zur Wärmeabfuhr ausreichen.

In beiden Fällen, mit oder ohne Reaktorschnellabschaltung, steigt der Druck im Reaktorkühlkreislauf merklich an. Bei erfolgreicher Reaktorschnellabschaltung öffnet das erste Druckhalterabblaseventil nach etwa 250 sec, obwohl auch ohne Ansprechen dieses Ventils der Auslegungsdruck im Reaktorkühlkreislauf nicht erreicht würde. Nachfolgend muß das Ventil jedoch wieder schließen, um einen andauernden Kühlmittelverlust zu verhindern.

Bleibt die Reaktorschnellabschaltung aus, so ist eine Druckentlastung über die Druckhalterventile erforderlich, da andernfalls unzulässig hohe Drücke im Reaktorkühlkreislauf auftreten.

Abbildung 4 zeigt das für den Notstromfall erstellte Störfallablaufdiagramm. Das Diagramm enthält in seinem oberen Teil die den Störfallablauf beeinflussenden Funktionen der Sicherheitssysteme. Ein Funktionsausfall wird im Diagramm durch Verzweigung nach unten, das Funktionieren des Systems durch Verzweigung nach oben dargestellt.

Die in die Abbildung eingetragenen Versagenswahrscheinlichkeiten stellen vorläufige Werte dar. Die Untersuchungen zur Beurteilung der langfristigen Speisewasserversorgung sind noch nicht abgeschlossen. Entsprechende Wahrscheinlichkeitsangaben fehlen daher im Störfallablaufdiagramm. Darüberhinaus sind die Störfallabläufe, die zu einem Kühlmittelverlust über die Druckhalterventile führen können, weiter zu verfolgen.

Die Häufigkeiten der Störfallauswirkungen erhält man, indem

man die bedingten Wahrscheinlichkeiten der einzelnen Störfallablaufpfade mit der Häufigkeit des Notstromfalls multipliziert. Diese beträgt $8 \cdot 10^{-2}$ pro Jahr.

Für das Risiko sind nur diejenigen Störfallabläufe von Interesse und daher weiter zu behandeln, die nach einem postulierten Versagen von Sicherheitssystemen zu einem Schmelzen des Reaktorkerns führen.

Zunächst wurden solche Kernschmelzvorgänge untersucht, die sich als Folge von nicht beherrschten Kühlmittelverluststörfällen ereignen könnten.

Wenn die Kühlung ausfällt, wird zunächst das im Druckbehälter vorhandene Restwasser ausdampfen. Mit dem Absinken des Wasserspiegels kommt es zum Schmelzen der Brennstäbe und zum Abstürzen der geschmolzenen Kernmasse in das untere Plenum des Druckbehälters. Nach etwas mehr als 2 Stunden ist der Reaktordruckbehälter durchgeschmolzen.

Für den weiteren Unfallablauf ist zu untersuchen, welche Belastungen für das Containment auftreten können. Hierzu müssen einmal die Vorgänge beim Eindringen der Schmelze in das Betonfundament verfolgt werden. Zum anderen muß der Druckaufbau im Sicherheitsbehälter überprüft werden.

Nach vorläufigen Abschätzungen vergehen bis zum Durchschmelzen des etwa 6 m dicken Betonfundaments etwa 100 Stunden. Der Vortrag von Herrn Dr. Fischer sowie ein weiterer Fachvortrag bei diesem Kolloquium befassen sich ausführlicher mit diesen Vorgängen.

Der Druck- und Temperaturentstehung im Sicherheitsbehälter wird während des Kühlmittelverlusts zunächst durch die Energie

des austretenden Wasser-Dampf-Gemisches bestimmt. Diese Energie wird durch den Sicherheitsbehälter problemlos aufgenommen.

Nach Ausfall der Notkühlung wird beim Abschmelzen des Kerns und dem Durchschmelzen in das Betonfundament im Sicherheitsbehälter weiterhin Energie zugeführt. Den damit verbundenen Druckaufbau im Containment unter unterschiedlichen Modellannahmen zeigt Abbildung 5. Für den Versagensdruck des Containments ist in die Abbildung ein Bereich von 8 - 10 bar eingetragen. Dieser Wert wurde analog zu den Annahmen der amerikanischen Studie bestimmt.

Für die untere, mit (1) bezeichnete Kurve wurde angenommen, daß das beim Durchschmelzen aus dem Beton entbundene Kristallwasser in die Containmentatmosphäre verdampft. Da der Druck auch langfristig weit unter dem Versagensdruck bleibt, kommt es zum Durchschmelzen des Betonfundaments, bevor der Sicherheitsbehälter durch Überdruck versagen kann.

Für den langfristigen Druckaufbau im Containment ist jedoch auch zu untersuchen, inwieweit die Schmelze mit dem Gebäudesumpf in Kontakt kommen kann. Die dabei auftretende Dampfbildung würde den Druckaufbau beschleunigen. Den entsprechenden Druckverlauf zeigt Kurve (2). Bis die Betonstrukturen, die den Reaktordruckbehälter umgeben, durchgeschmolzen sind und die Schmelze in Kontakt mit dem Sumpf kommt, vergehen mindestens 5 Stunden.

Für den langfristigen Druckaufbau während des Durchschmelzens wurde hier pessimistisch angenommen, daß die gesamte im geschmolzenen Kern erzeugte Nachwärmeleistung zur Verdampfung von Sumpfwasser zur Verfügung steht. Der Versagensdruck des Sicherheitsbehälters wird in diesem Fall nach ungefähr 30 Stunden erreicht.

Die Ergebnisse dieser und weiterer Parameterrechnungen zeigen, daß bei Störfällen, die zum Kernschmelzen führen, ein Versagen des Sicherheitsbehälters durch Überdruck nicht ausgeschlossen werden kann. In allen Fällen vergeht jedoch relativ viel Zeit, bis der Versagensdruck erreicht ist.

Für die Berechnung der Spaltproduktfreisetzung aus dem Kern, des Spaltproduktverhaltens im Sicherheitsbehälter und der Freisetzung in die Umgebung wurden das Rechenmodell CORRAL und wesentliche Parameter aus der amerikanischen Studie übernommen. Es kann davon ausgegangen werden, daß CORRAL pessimistischere Ergebnisse als der vergleichbare Code NAUA liefert, der von der GfK entwickelt wurde.

Abbildung 6 zeigt die mit einem späten Überdruckversagen verbundene Freisetzung aus dem Containment in die Außenatmosphäre. Für repräsentative Isotopengruppen ist der zeitliche Verlauf des Anteils aus dem Kerninventar angegeben, der insgesamt in die Außenatmosphäre freigesetzt worden ist.

Bis zum Zeitpunkt des Überdruckversagens treten nur geringe Freisetzungen durch Leckagen auf, obwohl hier die zehnfache Auslegungsleckage unterstellt wurde. Edelgase, anorganisches und organisches Jod werden größtenteils erst zum Zeitpunkt des Überdruckversagens freigesetzt. Für die Aerosole, hier durch Cäsium und Rubidium repräsentiert, erkennt man deutlich den Einfluß der Ablagerung.

Zum Zeitpunkt des Überdruckversagens, d.h. nach etwa 30 Stunden, ist die Aerosolkonzentration in der Containmentatmosphäre bereits so weit abgesunken, daß mit dem Versagen des Sicherheitsbehälters selbst keine nennenswerte Freisetzung mehr verbunden ist.

Die Ergebnisse zeigen, daß dem Sicherheitsbehälter für die Begrenzung der Störfallfolgen große Bedeutung zukommt. Aus diesem Grund muß sehr sorgfältig untersucht werden, ob andere Störfallabläufe denkbar sind, die zu einer schnelleren Gefährdung des Sicherheitsbehälters führen.

In der Rasmussen-Studie ist hierzu das Versagen des Sicherheitsbehälters infolge einer Dampfexplosion im Reaktordruckbehälter und die Containmentleckage in Verbindung mit einem Kernschmelzen behandelt worden.

Höhere Freisetzungen über eine Containmentleckage könnten dann auftreten, wenn bei einem nicht beherrschten Störfall der Gebäudeabschluß nicht sichergestellt ist. Nach den Ergebnissen der Zuverlässigkeitsanalyse ist jedoch die Wahrscheinlichkeit für das Versagen des Gebäudeabschlusses nach einem Störfall sehr gering. Es ist daher zu erwarten, daß dieser Störfallablauf nur einen untergeordneten Beitrag zum Gesamtrisiko ausmachen wird.

In diesem Zusammenhang ist außerdem zu berücksichtigen, daß die Anlage zusätzlich zur Sicherheitshülle über eine Sekundärabschirmung verfügt. Es ist zu untersuchen, inwieweit damit mögliche Freisetzungen in die Außenatmosphäre weiter reduziert werden.

Die bisher von verschiedenen Institutionen durchgeführten experimentellen und theoretischen Untersuchungen zum Problemkreis "Dampfexplosion" ergeben bisher keinen positiven Beweis, daß ein derartiger Vorgang unter den bei einem Kernschmelzen vorliegenden Bedingungen auftreten kann. Andererseits läßt er sich auf der Grundlage des heutigen Wissens auch nicht a priori ausschließen.

Daher kommt es gegenwärtig vor allem darauf an, ob die bei einer Dampfexplosion freisetzbare Energie unter Berücksichtigung der Verformungsenergie des Reaktordruckbehälters überhaupt zu einer Beschädigung des Containments führen könnte. Die Modelle, die bisher zur Ermittlung der Druckbehälterbelastung zur Verfügung stehen, gehen von stark vereinfachten Annahmen aus. Es wird überprüft, ob für diesen Punkt realistischere Methoden übernommen werden können, die für Störfallanalysen bei Brutreaktoren entwickelt wurden.

5.2 Unfallfolgenmodell

Eine Risikostudie befaßt sich neben den anlagentechnischen Untersuchungen im zweiten großen Komplex mit der Ermittlung der Unfallfolgen.

Im Unfallfolgenmodell der Risikostudie, das ja, wie bereits erwähnt, in Karlsruhe erstellt wird, werden die durch die Freisetzung von Spaltprodukten möglicherweise hervorgerufenen Schäden berechnet. Die erste Phase der deutschen Studie beschränkt sich auf die Ermittlung gesundheitlicher Schäden. Sachschäden werden in Abweichung zur amerikanischen Studie zunächst nicht behandelt.

Das Schema des Unfallfolgenmodells ist in der Abbildung 7 dargestellt. Als Eingangsdaten werden die aus den anlagentechnischen Untersuchungen stammenden Unfallparameter übernommen. Entsprechend dem Verfahren in der amerikanischen Studie wird das ganze Spektrum der Freisetzungen aus allen im anlagentechnischen Teil untersuchten Störfällen in mehrere Kategorien eingeteilt. Jede Kategorie ist gekennzeichnet durch

- die freigesetzte Aktivitätsmenge für alle wichtigen Nuklide,
- die mit der Aktivitätsfreisetzung verbundene Wärmemenge,
- die Höhe der Freisetzung über Grund und
- der zeitliche Verlauf der Freisetzung
- sowie als probabilistische Größe die Eintrittswahrscheinlichkeit der jeweiligen Freisetzungskategorie. Diese ergibt sich durch die Summation über die Wahrscheinlichkeiten aller Störfallabläufe, die in die jeweilige Kategorie einzuordnen sind.

Der deterministische Teil der Unfallfolgen-Rechnung beginnt mit dem meteorologischen Modell. Dieses übernimmt die Freisetzungsdaten und errechnet die Aktivitätskonzentrationen in der bodennahen Luft, die am Boden abgelagerten Aktivitäten und die Gamma-Strahlung aus der radioaktiven Wolke.

Im meteorologischen Modell wird zwischen Nah- und Fernbereich unterschieden werden. Im Nahbereich sind Windrichtungsänderungen während des Ausbreitungsvorganges zu berücksichtigen. Hierbei müssen Aufpunkte in allen Richtungen und eine große Zahl von Wetterabläufen herangezogen werden, um die Ausbreitungssituationen mit ausreichender statistischer Sicherheit wiederzugeben. Die Wetterdaten werden aus aktuellen, stündlichen Aufzeichnungen über ein Kalenderjahr entnommen.

Für den Fernbereich wurde ein Modell entwickelt, das die Windrichtungsänderungen vernachlässigt. Dies ist im Fernbereich möglich, da hier die Bevölkerungsverteilung im Gegensatz zum Nahbereich nur noch entfernungs-, aber nicht mehr richtungsabhängig angenommen werden muß. Man kommt hier mit einer wesentlich geringeren Zahl von Wetterabläufen auf eine ausreichende statistische Aussagesicherheit.

Für die nachfolgend dargestellten Untersuchungen wurde das Fernbereichsmodell zunächst auch für den Nahbereich verwendet. Das anschließende Dosismodell ermittelt aus den Aktivitätskonzentrationen für jeden Aufpunkt die über verschiedene Belastungspfade verursachten Strahlendosen für den gesamten Körper bzw. für verschiedene Organe.

Die Dosisfaktoren sowie andere Modellannahmen, durch die Organdosen und Aktivitätskonzentrationen verknüpft sind, werden zumindest in der ersten Phase der Studie unverändert aus WASH-1400 übernommen.

Im Schadensmodell schließlich werden aus den nun bekannten Organdosen mit Hilfe von Dosis-Wirkungs-Beziehungen die resultierenden gesundheitlichen Schäden ermittelt. Für die Ermittlung gesundheitlicher Spätschäden werden die Beziehungen aus WASH-1400 übernommen.

Abbildung 8 zeigt die Dosis-Wirkungs-Beziehung für die Schadensart "akuter Strahlentod" abhängig von der Knochenmarksdosis. Die drei mit A, B bzw. C bezeichneten Kurven aus WASH-1400 beziehen sich auf unterschiedliche Intensität der medizinischen Behandlung bestrahlter Personen. Während für die Kurve A nur eine Minimalbehandlung vorausgesetzt wird, ist für B eine weitergehende klinische Behandlung und für C eine sehr intensive Behandlung durch Knochenmarkstransplantation unterstellt.

In der deutschen Studie wird bisher eine Kurve verwendet, die in ihrem mittleren Wert mit der Kurve B aus WASH-1400 übereinstimmt. Der Verlauf ist jedoch flacher. Das hat u.a. zur Konsequenz, daß bereits bei niedrigeren Dosiswerten, hier ab 200 rem, akute Schäden angenommen werden.

Zur Bestimmung der Bevölkerungsschäden wird dem ortsabhängigen Schadensraster die Bevölkerungsverteilung um den betrachteten Standort unterlegt (Abb. 7). Eine mögliche Reduktion des Schadensumfangs aufgrund von Notfallschutzmaßnahmen wird durch ein Evakuierungsmodell berücksichtigt.

Gegenwärtig werden im Unfallfolgenmodell Notfallschutzmaßnahmen in der gleichen Weise wie in WASH-1400 berücksichtigt. Das bedeutet unter anderem, daß auch bei einer Evakuierung 30 % der Bevölkerung bis zu 24 Stunden am Ort verbleiben.

Wie im unteren Teil der Abbildung gezeigt wird, müssen neben diesen deterministischen Rechnungen in der probabilistischen Rechnung die Eintrittswahrscheinlichkeiten für die ermittelten Schäden bestimmt werden. Diese ergeben sich aus den Eintrittswahrscheinlichkeiten der betreffenden Freisetzungskategorien und den relativen Häufigkeiten bestimmter Wetterabläufe. Zur Ermittlung der Streubreiten der Ergebnisse werden bei dieser Berechnung die Streuungen der Ausgangsgrößen mit erfaßt. Durch Verknüpfung von Schadensumfang und Wahrscheinlichkeiten an verschiedenen Standorten ergibt sich als Endergebnis der Studie das Störfallrisiko. Je nach Fragestellung können die wahrscheinlichkeitsbewerteten Ergebnisse für die Darstellung und den Vergleich des Störfallrisikos ausgewertet werden.

Für eine charakteristische Bevölkerungsverteilung und für einen typischen, in den anlagentechnischen Untersuchungen behandelten Unfall, und zwar für das späte Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters nach einem nicht beherrschten Kühlmittelverluststörfall, wurden mit dem hier vorgestellten Modell die Unfallfolgen für die Umgebung ermittelt.

Abbildung 9 zeigt für vier ausgewählte Wetterabläufe die Kurzzeit-Knochenmarksdosis für einen Erwachsenen, der sich

für 24 Stunden unter der Ausbreitungsachse aufhält.

Im hier behandelten Fall und unter den getroffenen Voraussetzungen wird die Dosisgrenze von 200 rem, von der an mit einem gewissen Anteil akuter Schäden zu rechnen ist, nur beim Wetterablauf 4 und nur bis zu einer Entfernung von etwa 2 km überschritten. Bei diesem Wetterablauf herrscht während der gesamten Ausbreitungszeit starker Regen und Wind bei einer Geschwindigkeit von 6 - 8 m/sec.

Obwohl diese Ergebnisse voraussichtlich nicht die Störfallabläufe mit den größten Folgen darstellen, sind sie geeignet, einen wichtigen Umstand zu verdeutlichen. (Abb. 10).

Die Gesamtdosis beim Wetterablauf 4 wird hier aufgeschlüsselt nach den drei Belastungspfaden dargestellt. Den geringsten Beitrag bringt die Inhalation radioaktiver Stoffe. Etwas stärker wirkt sich die Direktstrahlung aus der radioaktiven Wolke aus. Den weitaus überwiegenden Anteil hat aber die Gammastrahlung aus den am Boden abgelagerten Stoffen.

Ursache hierfür ist vor allem der starke Regen bei dieser Wettersituation, der durch die Auswaschung von Spaltprodukten aus der Wolke zu hohen Bodenkonzentrationen führt.

Die Dosis wurde hier über 24 Stunden integriert. Das ist gleichbedeutend mit der Annahme, daß sich ein Betroffener über einen ganzen Tag praktisch ungeschützt im kontaminierten Gebiet aufhält. Verschiedene Effekte, die zu einer Dosisreduzierung führen können, wie Abschirmung durch Gebäude, Abfließen oder Versickern des kontaminierten Regenwassers, werden im Unfallfolgenmodell bisher nicht berücksichtigt. Die hier gezeigten Ergebnisse machen deutlich, daß einige Zeit verbleibt, um durch Notfallschutzmaßnahmen die Folgen zu verringern.

Den Einfluß der unterschiedlichen Dosis-Wirkungs-Beziehungen auf den Schadensumfang im hier behandelten Fall zeigt Abbildung 11. Für eine charakteristische Bevölkerungsverteilung wurde das Ausmaß akuter gesundheitlicher Schäden in Verbindung mit den Wahrscheinlichkeiten ermittelt, die durch unterschiedliche Wetterabläufe und andere Effekte bedingt sind. Die Verteilungsfunktionen unterscheiden sich für die verschiedenen Dosis-Wirkungs-Beziehungen in diesem Fall relativ wenig.

Bemerkenswert ist vor allem, daß in 99 von 100 Fällen aufgrund der zu erwartenden Wettersituation bei dem hier betrachteten Unfall keine akuten Todesfälle auftreten würden. Die maximale Zahl von 180 akuten Todesfällen wäre, den Unfall der Anlage vorausgesetzt, bei einem von 30.000 derartigen Unfällen zu erwarten. Die Zahl 180 entspricht den 30 % nicht evakuierten Personen, die sich gegen die Bodenstrahlung nicht wirkungsvoll schützen. Letale Dosen werden somit nur bei mehrstündigem Aufenthalt im kontaminierten Gebiet außerhalb von Gebäuden erreicht.

Der zugrunde liegende Freisetzungsverlauf stellt nicht unbedingt den ungünstigsten in der Studie zu erwartenden Fall dar. Abschließende Aussagen hierzu werden erst möglich sein, wenn andere Versagensarten des Containments genauer analysiert wurden.

Die gezeigten Ergebnisse stellen daher auch keineswegs das endgültige Resultat der Risikostudie dar. Sie dienen einerseits dazu, die Vorgehensweise und typische Ergebnisse des Unfallfolgenmodells exemplarisch zu zeigen. Andererseits können mit ihrer Hilfe die bei der Untersuchung schwerer Störfälle zu beachtenden Probleme eingegrenzt und die Modelle anhand der amerikanischen Studie geprüft werden.

6. Schlußbemerkung

Da Risikostudien nicht nur bei Fachleuten, sondern auch in weiten Kreisen der Bevölkerung auf großes Interesse stoßen, ist es besonders wichtig, Voraussetzungen, Methoden und vor allem Ergebnisse solcher Untersuchungen auch dem Laien verständlich zu machen. Vor allem die Bedeutung sehr geringer Wahrscheinlichkeiten und die Relation zwischen Risiken durch verschiedene Ursachen müssen verdeutlicht werden, wenn Risikostudien einen sinnvollen Beitrag für die öffentliche Diskussion um die Sicherheit der Kernenergie leisten sollen.

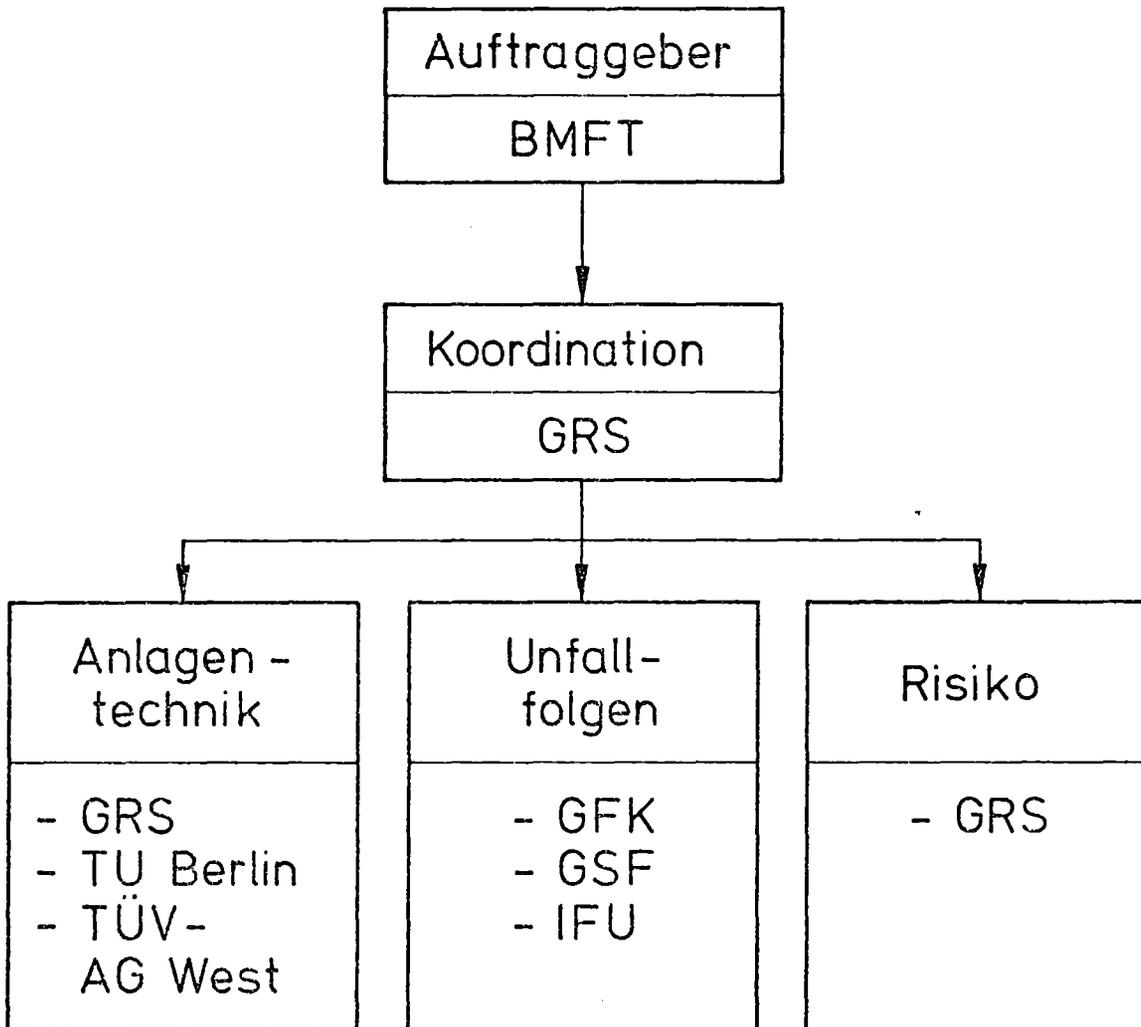


Abb. 1: Organisation der deutschen Risikostudie

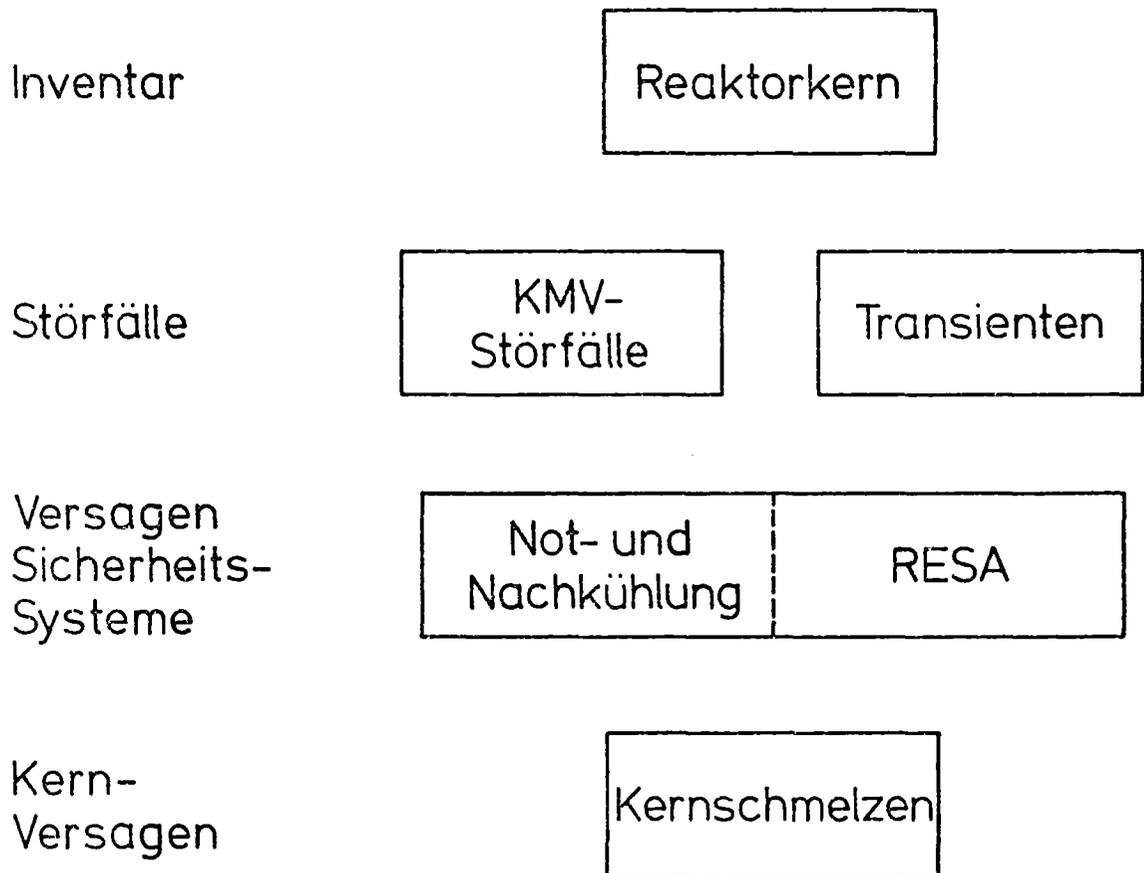


Abb. 2: Annahmen zur Störfallanalyse

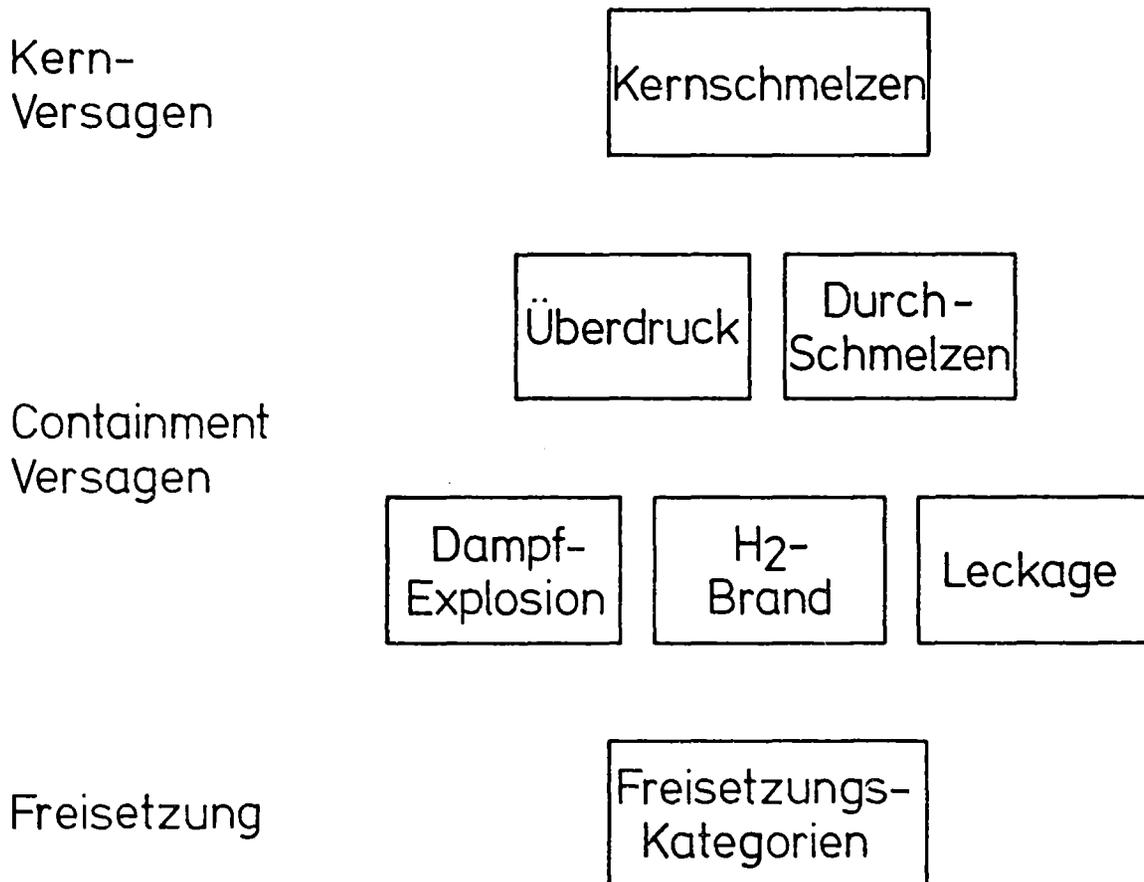


Abb. 3: Annahmen zur Störfallanalyse

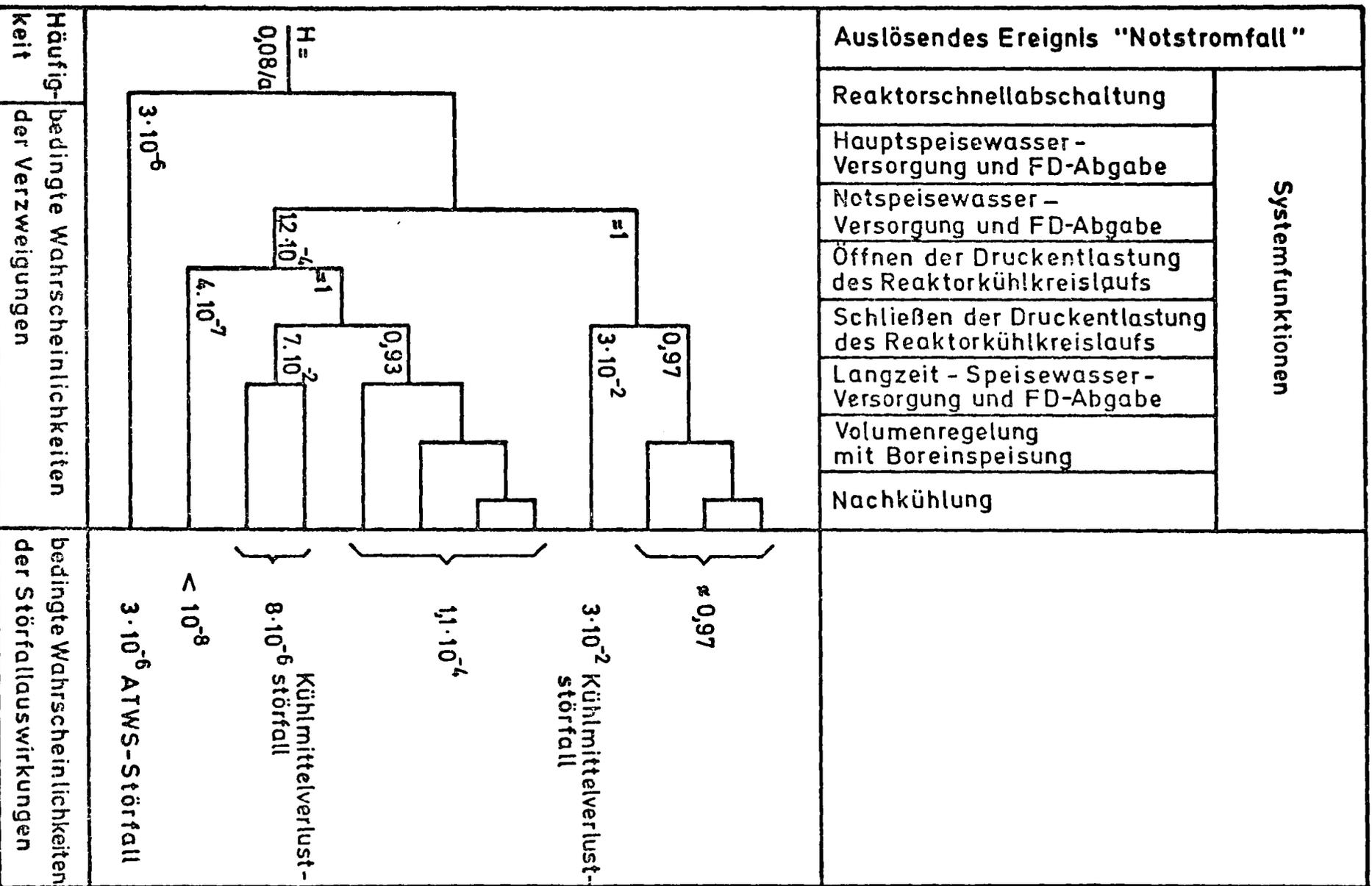


Abb.4: Bewertetes Störfallablaufdiagramm für den "Notstromfall"

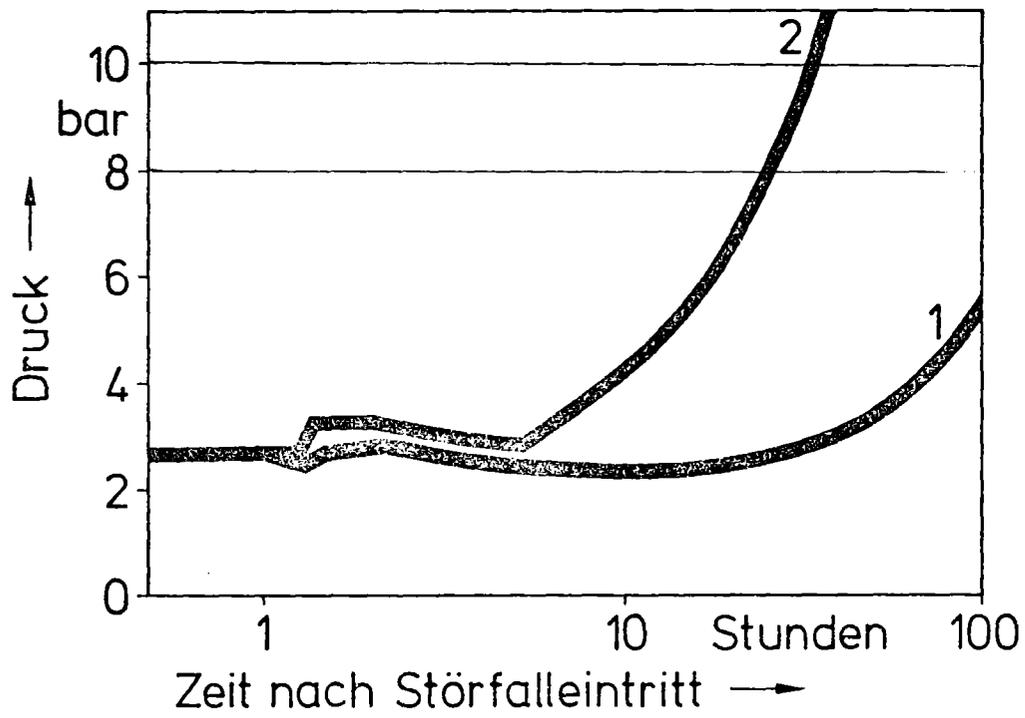


Abb. 5: Druckverläufe im Containment nach Kernschmelzen

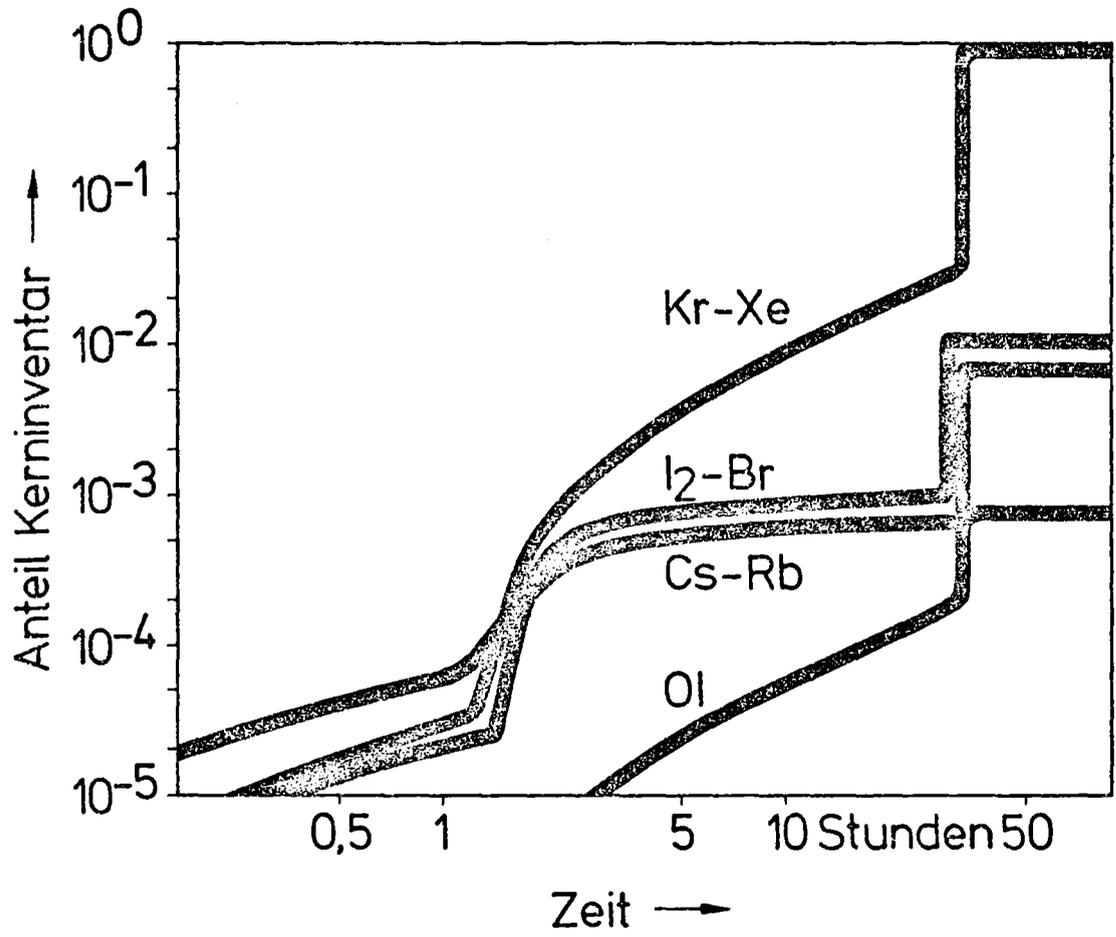


Abb. 6: Aktivitätsfreisetzung nach Überdruckversagen des Containments

EINGANGSDATEN

UNFALLFOLGEN - MODELL

ERGEBNISSE

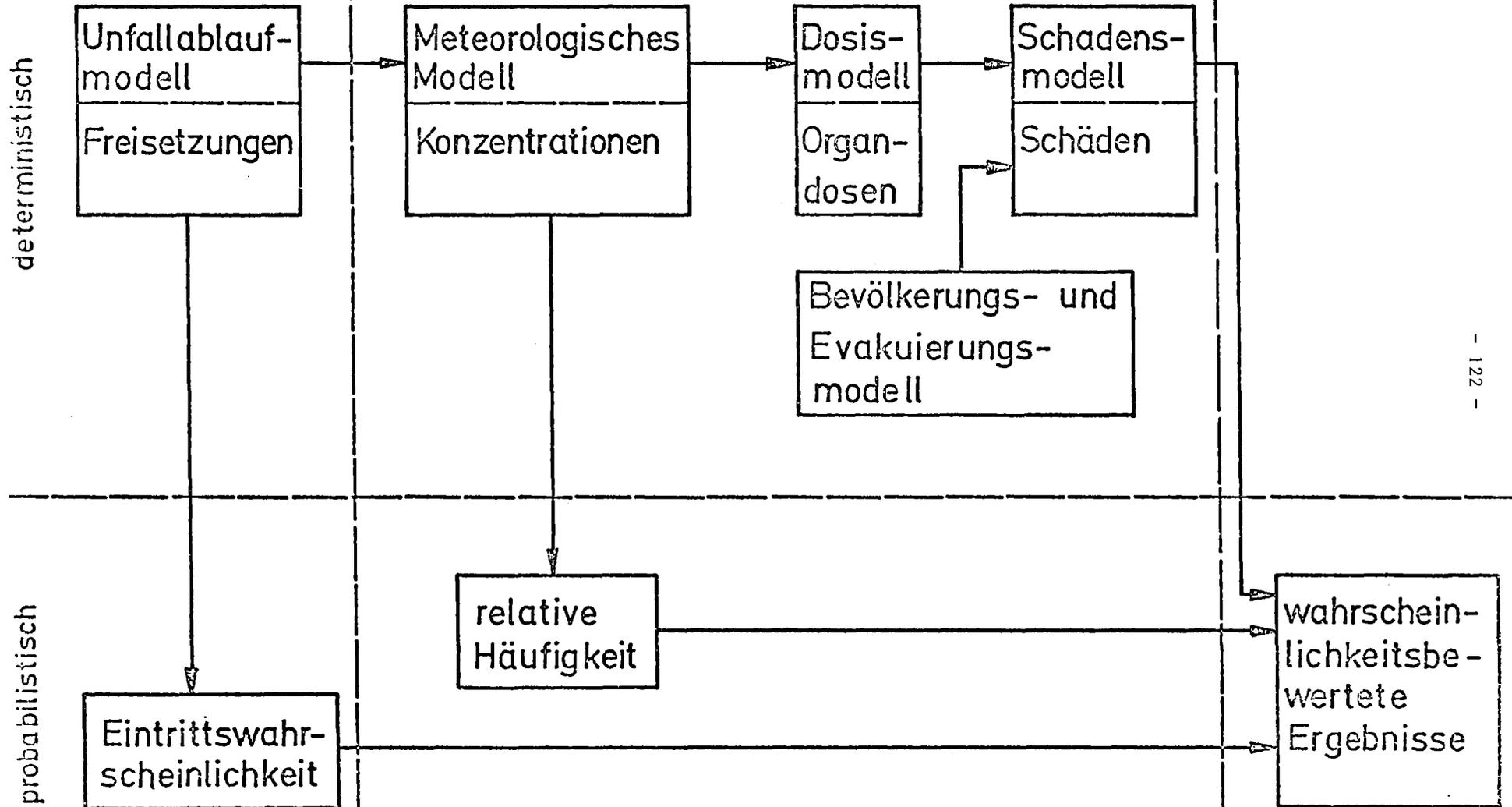
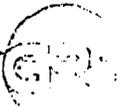


Abb. 7:



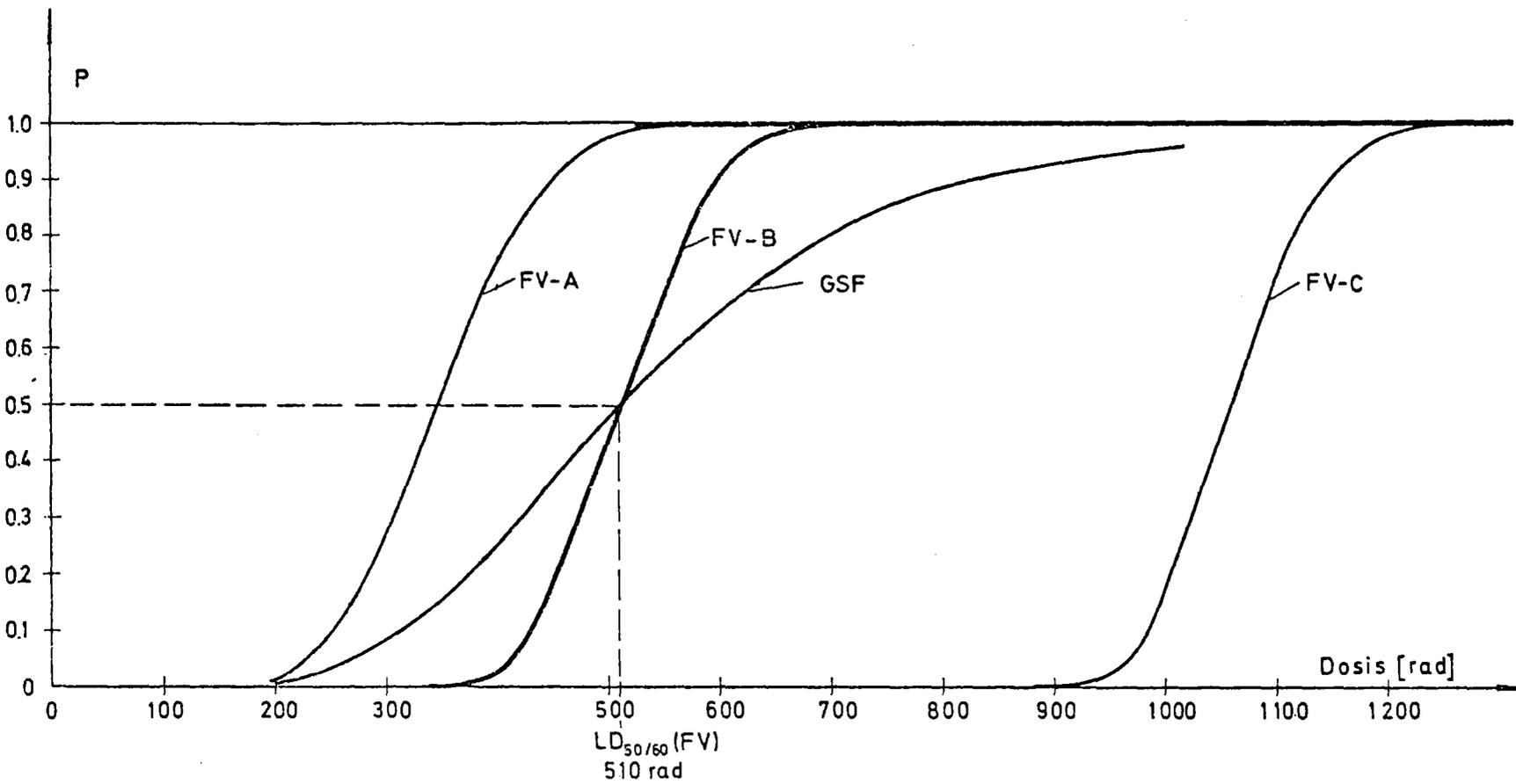


Abb. 8: Wahrscheinlichkeit für akuten Strahlentod
 FV aus WASH-1400, final version, bez. auf Knochenmarkdosis
 GSF von der Gesellschaft für Strahlenforschung empfohlen

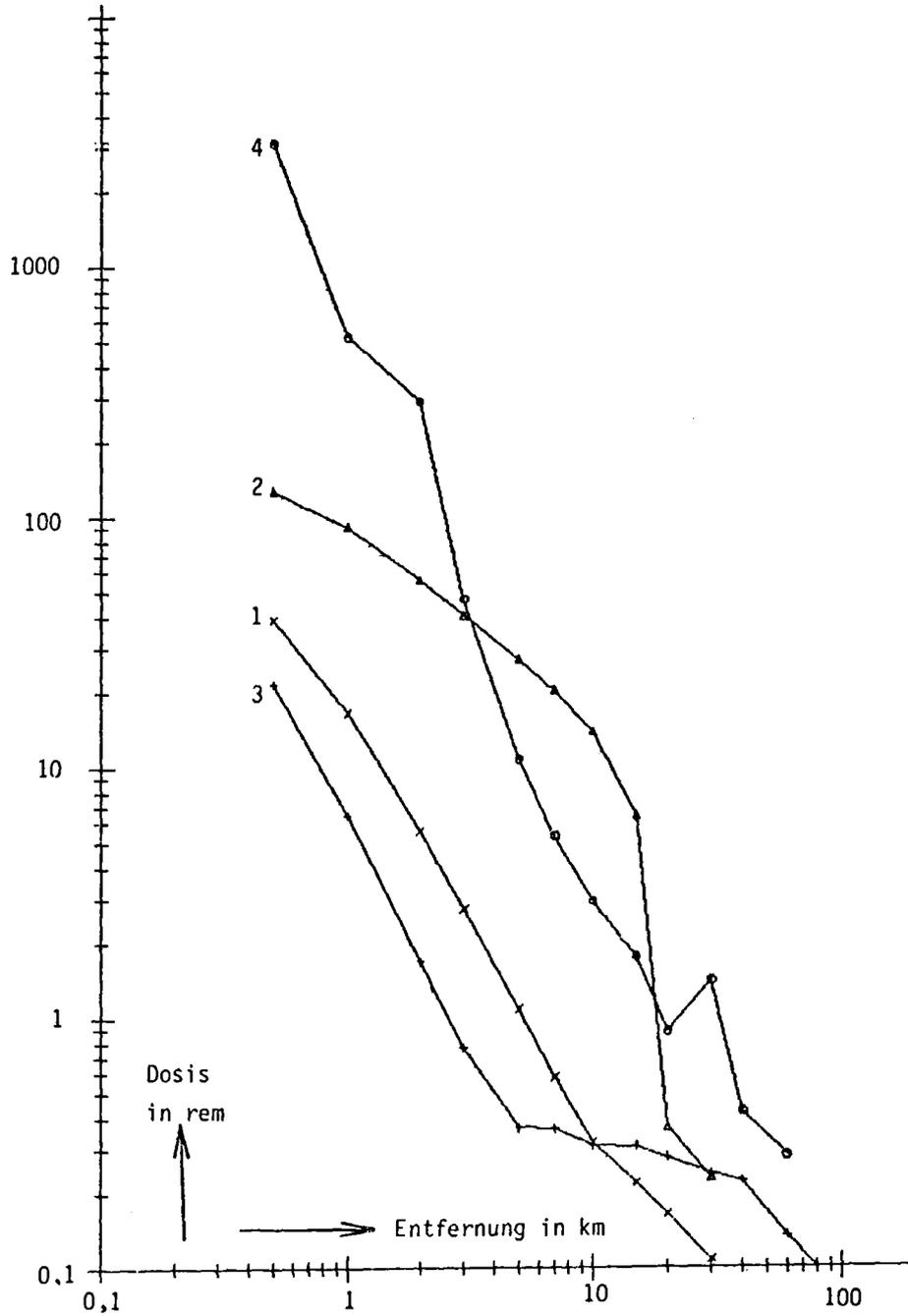


Abb. 9: Kurzzeit-Knochenmarksdosis unter der Abluftfahnenachse, Unfall "spätes Überdruckversagen" Wetterablauf 1-4

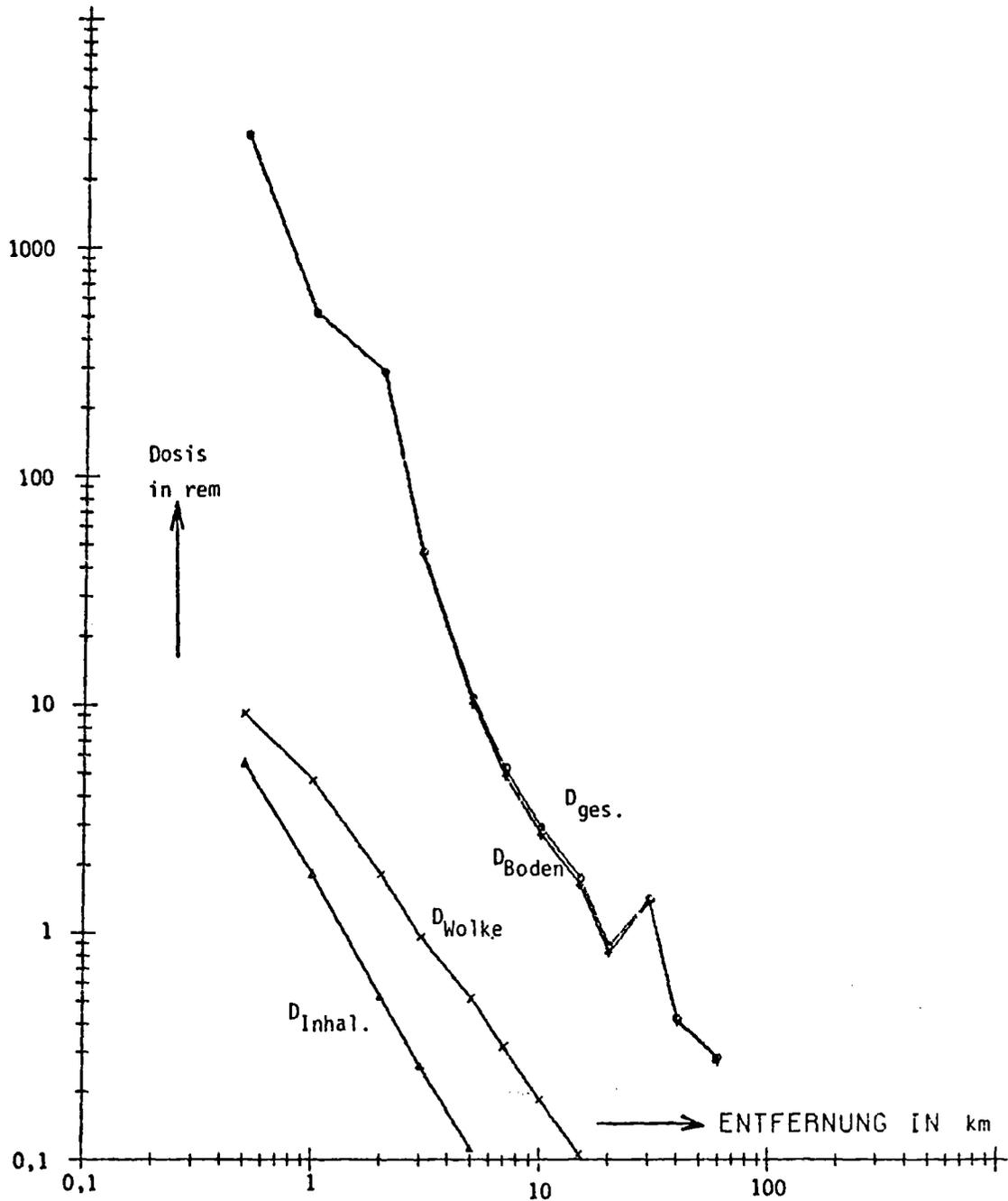


Abb. 10: Kurzzeit-Knochenmarksdosis unter der Abluftfahnenachse
Unfall "spätes Überdruckversagen"
Wetterablauf 4

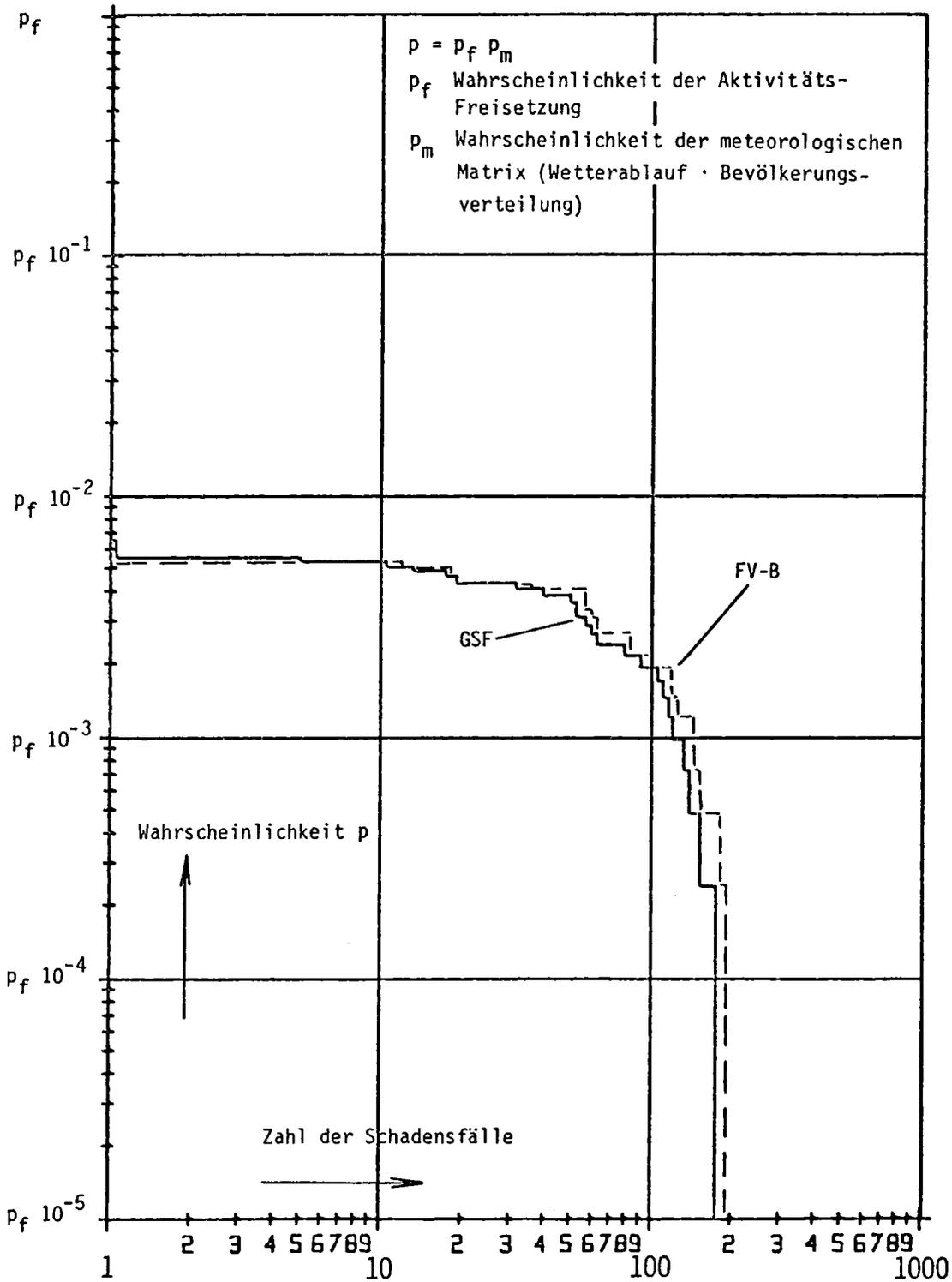


Abb. 11: VERTEILUNGSFUNKTION FÜR SCHADENSART AKUTER TOD spätes Überdruckversagen

JAHRESKOLLOQUIUM 1977
des
PROJEKTS NUKLEARE SICHERHEIT

Analyse der fluid-strukturdynamischen Wechselwirkung
von Reaktordruckbehältereinbauten beim Blowdown

E.G. Schlechtendahl, R. Krieg, U. Schumann
Kernforschungszentrum Karlsruhe
Institut für Reaktorentwicklung
Projekt Nukleare Sicherheit

C.W. Hirt
Los Alamos Scientific Laboratory

Zusammenfassung

Es ist sicherzustellen, daß die während eines Druckwasserreaktor-Blowdowns auftretenden Belastungen auf die Reaktoreinbauten, insbesondere den Kernmantel, nicht zu unzulässig großen Beanspruchungen führen. Da die Verformungen wesentlich von der Wechselwirkung zwischen Fluid und Struktur beeinflusst werden, ist es notwendig, neue gekoppelte Analyse-Verfahren zu entwickeln und einzusetzen. Es wird hier ein Überblick über Arbeiten im Kernforschungszentrum Karlsruhe und im Los Alamos Scientific Laboratory gegeben, die die Entwicklung von geeigneten "best estimate codes" zum Ziel haben. Die neuen Verfahren werden an den HDR-Blowdown-Versuchen und anderen Experimenten verifiziert. Erste vorläufige Vorausberechnungen werden präsentiert und in Filmen veranschaulicht.

Summary

The loadings on reactor internal structures (in particular the core barrel) induced during a PWR-blowdown must not result in excessive stresses and strains. The deformations are strongly influenced by the coupling of fluid and structure dynamics and it is necessary, therefore, to develop and apply new coupled analysis tools. In this paper a survey is given over work currently in progress in the Nuclear Research Center Karlsruhe and the Los Alamos Scientific Laboratory which aim towards "best estimate codes". The new methods will be verified by means of the HDR-blowdown tests and other experiments. The results of several scoping calculations are presented and illustrated by movie films.

1. Einleitung

Im Rahmen der Sicherheitsanalyse von Druckwasserreaktoren spielt der angenommene Bruch im kalten Strang des Reaktorkühlsystems eine wichtige Rolle. Seit vielen Jahren werden die mit einem derartigen Störfall zusammenhängenden Fragen experimentell und theoretisch untersucht. Einen Teilaspekt stellt hierbei die Belastung der Reaktoreinbauten dar. Die betreffenden thermodynamischen, fluiddynamischen und strukturmechanischen Vorgänge sind sehr komplex. Es gibt aber heute schon eine Reihe von Rechenprogrammen, die von Herstellern und Gutachtern eingesetzt werden, um auch unter den Störfallbedingungen eines Blowdowns die Integrität und Funktionstüchtigkeit der Reaktoreinbauten nachzuweisen.

Seit etwa drei Jahren ist auf diesem Gebiet - ebenso wie beispielsweise auch für das Druckabbausystem von Siedewasserreaktoren und im Zusammenhang mit dem raschen Schließen von Sicherheitsventilen - in der Bundesrepublik und in den USA eine neue Entwicklung unterwegs. Es handelt sich um eine zweite Generation von Rechenprogrammen, die sich in der Zielsetzung von den bisher eingesetzten Programmen unterscheidet [1]:

- Bei den bisherigen Berechnungsmethoden wird nachgewiesen, daß bestimmte kritische Beanspruchungswerte in der Struktur nicht überschritten werden. Unschärfen in den Rechenmodellen sowie Streuungen bei den Belastungen und Tragfähigkeiten werden durch zum Teil sehr konservative Annahmen und Zuschläge berücksichtigt. Eine quantitative Aussage über die tatsächlich vorhandene Sicherheitsreserve ist dabei nur beschränkt möglich. Die neuen Rechenprogramme - oder "best estimate codes", wie sie in den USA heißen - zielen nicht auf eine konservative, sondern eine realistische Berechnung der Beanspruchungen hin.
- Dadurch, daß mit den neuen Rechenprogrammen die wirklich erwarteten Beanspruchungen ermittelt werden können, kann die im Bauteil tatsächlich vorhandene Sicherheitsreserve quantifiziert werden. Auf dieser Basis können dann auch quantitative Aussagen über Versagenswahrscheinlichkeiten gemacht werden.
- Die "best estimate codes" sind grundsätzlich auf ein breiteres Anwendungsspektrum hin ausgelegt. Ein Grund hierfür liegt im hohen

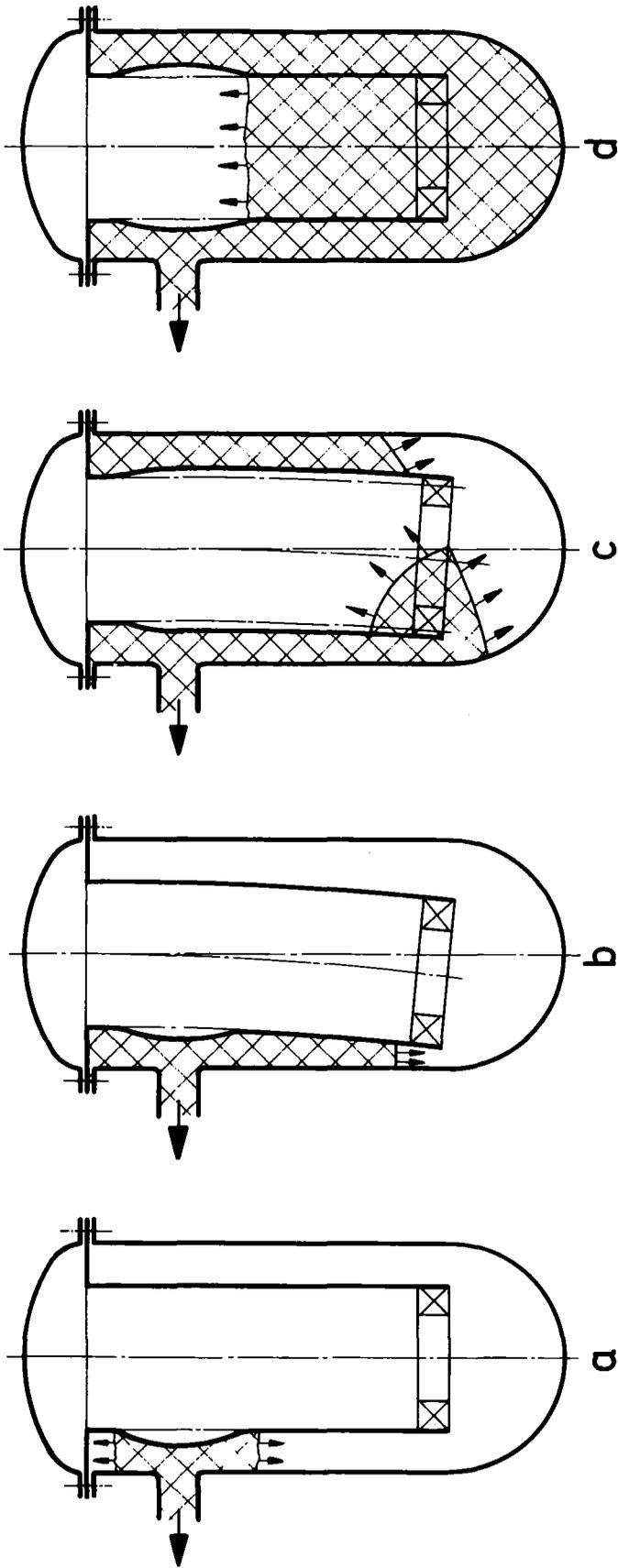
Entwicklungsaufwand dieser Programme, der nicht mehr als nötig wiederholt werden sollte; ein anderer Grund aber liegt in der Notwendigkeit, durch Vergleich mit einer möglichst großen Zahl von Experimenten die Verifizierung dieser Programme auf eine breite Basis zu stellen.

- Schließlich sollen die "best estimate codes" selbst zur Verifizierung einfacherer Programme dienen. Programme, die mit einfacheren Modellen und Verfahren arbeiten, können durch Vergleich mit Ergebnissen der aufwendigeren Programme verifiziert werden. Die "best estimate codes" dienen als Ersatz für teure Experimente.

Um diese angestrebten Ziele zu erreichen, basieren die Rechenprogramme auf mehr grundlegenden Methoden ("first principles"). Empirische Parameter werden soweit als möglich vermieden. Soweit empirische Daten erforderlich sind, wird angestrebt, sie möglichst auf physikalische Grundphänomene zurückzuführen und keinesfalls von der Geometrie oder anderen Eigenheiten spezieller Anwendungsfälle abhängig zu machen. Im einzelnen zeichnen sich die neueren Programmentwicklungen durch folgende Merkmale aus:

- für die Zweiphasenströmung werden detailliertere Modelle eingesetzt, die thermodynamisches und mechanisches Ungleichgewicht berücksichtigen,
- die Strömungsvorgänge werden räumlich besser aufgelöst. An die Stelle nulldimensionaler oder eindimensionaler Modelle treten zwei- oder dreidimensionale Verfahren,
- zur Berechnung der (meist dünnwandigen) Strukturen tritt die Schalentheorie an die Stelle einfacher Biegebalkenmodelle,
- schließlich wird auch in den Fällen, in denen der gesamte Vorgang dadurch wesentlich beeinflusst wird, die Rückwirkung der Strukturverformung auf die Strömungsvorgänge bzw. auf die Druckverteilung berücksichtigt.

Es ist selbstverständlich, daß damit ein erheblicher Rechenaufwand verbunden ist. Es wird versucht, durch Einsatz und Weiterentwicklung moderner numerischer Verfahren den Aufwand zu reduzieren. Dennoch werden die "best estimate codes" die Rechenprogramme der ersten Generation nicht aus dem Routinebetrieb verdrängen, sondern sie vielmehr absichern und ergänzen.



XXXXX Zone reduzierten Druckes

Abb.1: Druckentlastung und Kernmantelverformung

2. Überblick über die relevanten Vorgänge

Dieser Bericht soll sich auf diejenigen Arbeiten beschränken, welche die Beanspruchung von Reaktoreinbauten beim Blowdown betreffen. Einen sehr guten Überblick bot die 4. SMIRT-Konferenz in San Francisco (15.-19.8.1977) [z.B. 2]. Zunächst sollen die Vorgänge, die hier zu untersuchen sind, anhand von Abb. 1 kurz geschildert werden. Bei einem angenommenen Bruch einer Kühlmittleitung in der Nähe eines Eintrittsstützens zum Reaktor-druckbehälter eines Druckwasserreaktors beginnt das Wasser entgegen seiner ursprünglichen Strömungsrichtung aus dem Rohr auszufließen. In der Nähe der Bruchöffnung setzt spontan Verdampfung ein, welche die Ausströmrates auf den sogenannten kritischen Wert begrenzt. Die einsetzende Druckentlastung pflanzt sich im Ringraum in axialer Richtung und in Umfangsrichtung fort und dringt schließlich über das untere Plenum in den Innenraum des Kernmantels ein. Diese Druckentlastung ist allerdings im allgemeinen nicht ausreichend, um spontane Verdampfung im Reaktorbehälter hervorzurufen, vielmehr muß erst eine Zeitlang (Größenordnung 100 msec) Wasser ausströmen, bis der Druck im Reaktor auf den Sättigungsdruck abgesunken ist.

In diesem Zeitraum treten relativ hohe Druckdifferenzen auf, und zwar sowohl zwischen der Innenseite und der Außenseite des Kernmantels wie auch zwischen der stützennahen und der stützenfernen Seite. Dies führt zu den in Abb. 1 angedeuteten lokalen Schalenverformungen und globalen Verbiegungen. Die Verformung des Kernmantels wirkt aber nun auf das umgebende Druckfeld selbst zurück: einerseits verhindert das örtliche Nachgeben der Schale, daß der Druck nicht so weit absinkt, wie er es bei starrer Struktur tun würde; andererseits verformt sich die Struktur eben nicht nur lokal, sondern bewegt sich auch an Stellen, die von der Druckentlastung noch nicht betroffen sind. Dort muß Wasser verdrängt werden, was auch das Druckfeld verändert. (Alle diese Rückkopplungseffekte hängen damit zusammen, daß es sich um flüssiges Wasser handelt. Nach Einsetzen der Verdampfung kann wegen der dann höheren Kompressibilität diese Rückkopplung vernachlässigt werden. Die maximalen Beanspruchungen werden aber in dem frühen Zeitbereich erwartet, wo das Wasser noch einphasig ist. Daher ist die Fluid-Struktur-Kopplung für eine realistische Berechnung nicht vernachlässigbar.) Man erwartet mit Strukturkopplung geringere Verformungen als ohne [1].

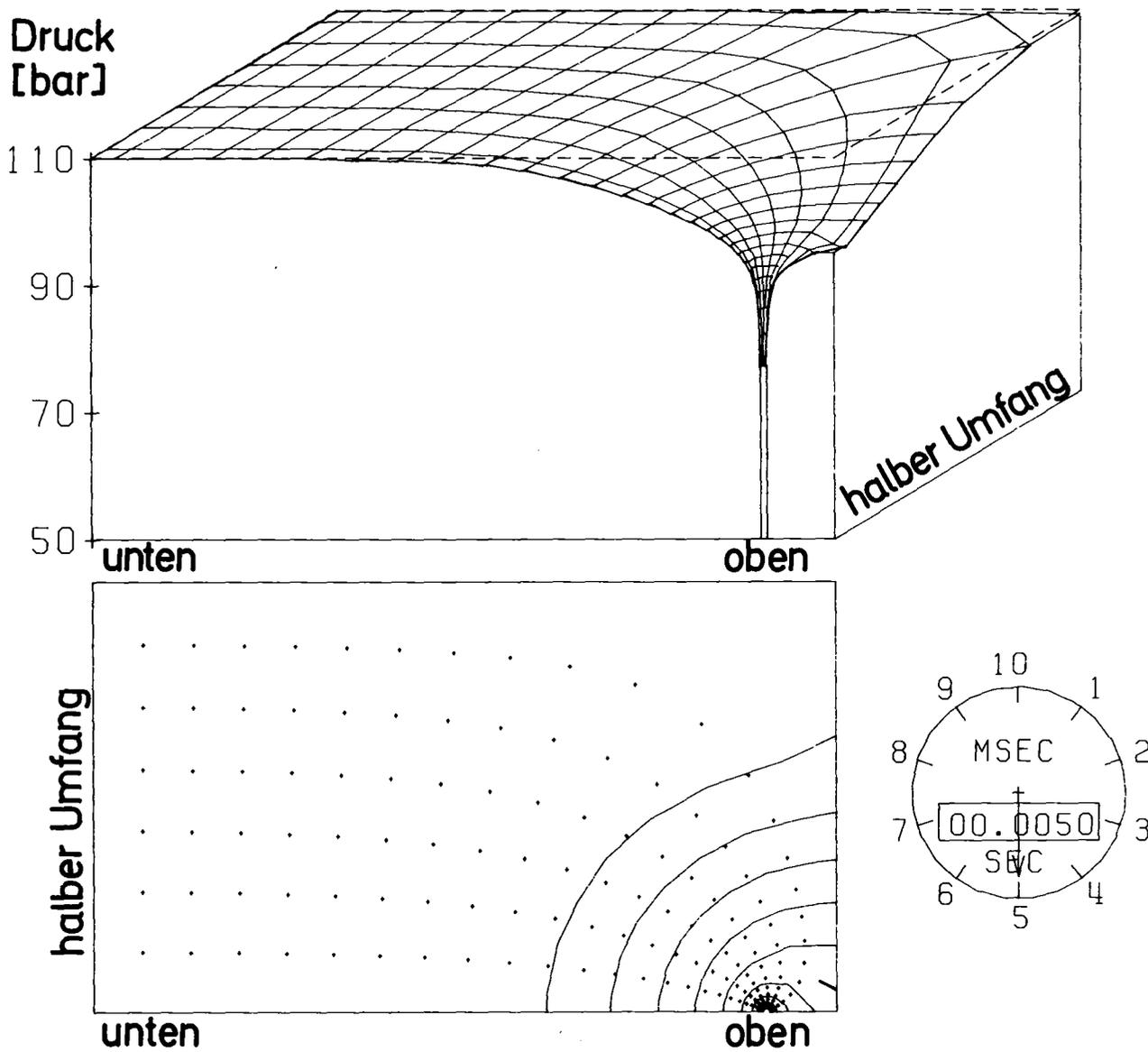


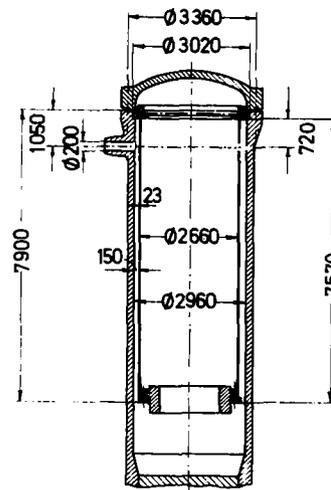
Abb. 2: Blowdown- Druckfeld bei starrer Struktur (Filmausschnitt)

Wie sich das Druckfeld unter der Annahme starrer Struktur verhält, zeigt ein Film (siehe Abb. 2). Dargestellt ist eine Abwicklung des Ringraumes in der HDR-Versuchsanordnung (aus Symmetriegründen nur eine Hälfte). Im Film sind die Ausbreitung und Reflektion von Druckwellen sowie die kurzzeitige starke Druckabsenkung in Stutzennähe deutlich zu erkennen.

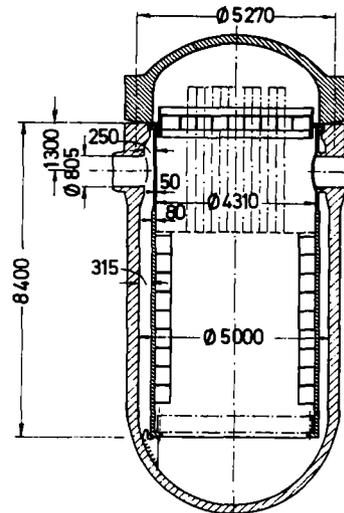
3. Stand der Entwicklung

In den USA werden Entwicklungen von Programmen der zweiten Generation von staatlicher Seite (NRC) und neuerdings verstärkt auch von Betreiberseite (EPRI) gefördert. Bei den Sandia Laboratories (Albuquerque) und Los Alamos Laboratories wird auf durchaus verschiedenen theoretischen Methoden aufgebaut (Differenzverfahren und Finite-Element-Verfahren, Eulersche und Lagrangesche Modelle), um die gekoppelten fluid- und strukturdynamischen Vorgänge zu berechnen. In der Bundesrepublik laufen ähnliche Entwicklungen bei der Kraftwerk - Union (KWU) in Erlangen und innerhalb des Projektes Nukleare Sicherheit im Kernforschungszentrum Karlsruhe, Institut für Reaktorentwicklung (IRE). In der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) in München wird ebenfalls an der Koppelung von Struktur und Fluid gearbeitet.

Zum Stand der Entwicklung kann festgestellt werden, daß zweidimensionale und dreidimensionale Strömungen im Einphasenbereich und homogenen Zweiphasenbereich mit vertretbarem Aufwand berechenbar sind. Im Hinblick auf die Einbeziehung instationärer Zweiphasendynamik ist in den USA ein deutlicher Vorsprung festzustellen, der nicht zuletzt darauf beruht, daß die Entwicklung von Rechenprogrammen der zweiten Generation dort schon länger und mit großem Aufwand betrieben wird. Für die Berechnung dünner Schalen liegen verschiedene Verfahren vor. Im Hinblick auf die Fluid/Strukturkopplung kann man jedoch erst von vorläufigen Ergebnissen sprechen. Diese Ergebnisse bedürfen noch dringend der Absicherung durch andere Rechnungen und durch Experimente. Auch ihre Bewertung steht noch aus. Sie zeigen jedoch jetzt schon (siehe Kap. 4), daß für eine realistische Berechnung der Strukturbeanspruchung die Berücksichtigung der Fluid/Strukturkopplung wesentlich ist.



HDR-
Versuchsanordnung



Typischer 1200 MW- DWR

Abb. 3: Geometrievergleich zwischen HDR und DWR

Die theoretischen Arbeiten stehen in engem Zusammenhang mit Versuchsvorhaben, die zur Verifizierung der Rechenprogramme herangezogen werden. Von besonderer Bedeutung sind hier die HDR-Blowdown-Experimente. Sie stellen wegen der Ähnlichkeit der Versuchsanordnung mit einem typischen Reaktor (siehe Abb. 3) einen geradezu idealen Prüfstein für die Rechenprogramme dar. Daneben werden auch kleinere Versuche durchgeführt, wie z.B. die Blowdownexperimente von Systems, Science and Software (S³) in La Jolla (auf die in Kap. 5 noch näher eingegangen wird) und die HDR-Laborexperimente im IRE. Gegenüber den HDR-Großversuchen lassen die Laborversuche interessante Parametervariationen zu und erlauben die Verifikation vereinfachter Rechenmodelle für den Einfluß des Reaktor-cores.

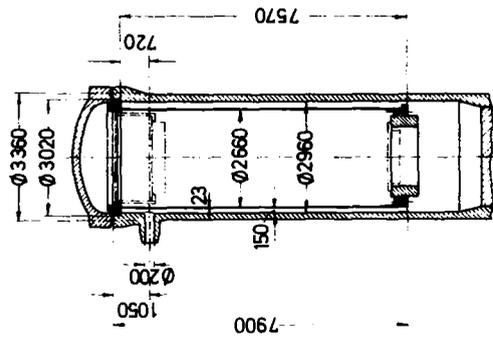
Im folgenden sollen vor allem die Aspekte der Fluid-Struktur-Kopplung betrachtet werden. Eine Behandlung der damit eng verknüpften Arbeiten (Zweiphasendynamik, Schalentheorie, Behandlung komplexer Geometrien und der ganze Bereich der numerischen Verfahren) würde den Rahmen sprengen.

4. Arbeiten zur Fluid/Strukturkopplung im IRE

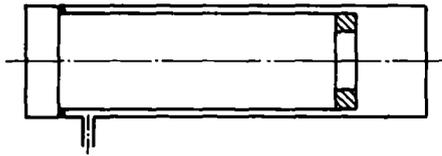
Im IRE werden im Zusammenhang mit dem Problem der Blowdown-Beanspruchung von Kerneinbauten zwei Programmentwicklungen verfolgt (Kennworte FLUX und STRUYA), die sich in der Behandlung der Zustandsgleichung, im mathematischen Lösungsverfahren, vor allem aber in der Dimensionalität unterscheiden. FLUX ist ein voll dreidimensionales Modell des ganzen Reaktors, während STRUYA im wesentlichen den Ringraum zweidimensional mit variabler Dicke darstellt ("2 1/2-dimensional"). Gemeinsam ist beiden das im IRE entwickelte Schalenmodell für die Struktur $\bar{3}$ und die Berücksichtigung der Fluid-Struktur-Kopplung. Im Strukturmodell selbst wird der Reaktorkern als eine am unteren Ende des Kernmantels angebrachte Ringmasse behandelt, wie es der Situation bei den HDR-Blowdownversuchen entspricht.

4.1 Das Programm FLUX

Mit FLUX (der Name steht für "Fluid in flexibler Struktur") werden insbesondere folgende Fragen abgedeckt: a) Wie stark beeinflussen der Innenraum, der Übergang vom Stutzen in den Ringraum und die radiale Druckverteilung im Ringraum den gesamten Vorgang? Ist die einfachere 2 1/2-dimensionale Behandlung des Ringraumes zulässig? b) Wie groß ist der Einfluß der Fluid-Kompressibilität auf die Fluid-Struktur-Wechselwirkung? Wenn tatsächlich



HDR -
Versuchsanordnung



dreidimensionales
Flux - Modell

Abb. 4: Vergleich von HDR und FLUX - Modell

die Trägheit des Wassers einen dominierenden Einfluß hat, dann könnte das Wasser im Hinblick auf die Wechselwirkung als inkompressibel behandelt werden, was den Berechnungsaufwand um mehr als eine Größenordnung reduzieren würde.

Zur numerischen Berechnung werden in FLUX Verfahren eingesetzt, die erst in jüngster Zeit entwickelt wurden [4]. Es handelt sich dabei um eine Kombination von schnellen Verfahren zur Fouriertransformation und direkten Lösung der Helmholtzgleichung

$$\operatorname{div} \operatorname{grad} p - \lambda^2 p = q$$

in aneinandergrenzenden rechteckigen Gebieten (Abb. 4).

Mit FLUX wurden für den HDR Rechnungen durchgeführt, bei denen das Wasser teils inkompressibel, teils kompressibel behandelt wurde. Ergebnisse, die bereits als Vorausberechnungen für das Versuchsprogramm zu werten sind, liegen für das inkompressible Fluid vor. Es handelt sich dabei um die Eigenfrequenzen und die Eigenschwingungsformen des Kernmantels in Wasser und Luft und um den zeitlichen Verlauf des sogenannten "Snapback"- oder Zupfversuchs. Bei diesem Versuch wird der Kernmantel an einer Stelle aus seiner Ruhelage ausgelenkt und plötzlich losgelassen. Die Abb. 5 zeigt deutlich den Einfluß des Wassers (die Ergebnisse für Luft sind allein eine Konsequenz des Schalenmodells CYLDY2 [3]).

Bei den Eigenschwingungen erkennt man deutlich eine Reduzierung der Frequenz und eine Änderung der Gestalt als Folge des Wassereinflusses. Dieser Kopplungseffekt geht bei höheren Frequenzen zurück, ist aber im Bereich der beim Blowdown angeregten Frequenzen (bis zu einigen Hundert Hertz) sehr ausgeprägt (Abb. 5). Bemerkenswert ist, daß die Eigenschwingungsformen bei Anwesenheit von Wasser eine stärkere Krümmung zeigen. Ob sich dies ungünstig auf die Spannungen in der Schale auswirkt muß noch untersucht werden.

Auch der Zeitverlauf der Kernmantelbewegung beim "Snapback"-Versuch zeigt den erheblichen Einfluß der Wasserträgheit auf den Gesamtablauf (Abb. 6).

Für den Sonderfall des Balkenschwingungsmodes wurden die effektiven Massenanteile einzelner Komponenten an der gesamten schwingenden Masse ermittelt:

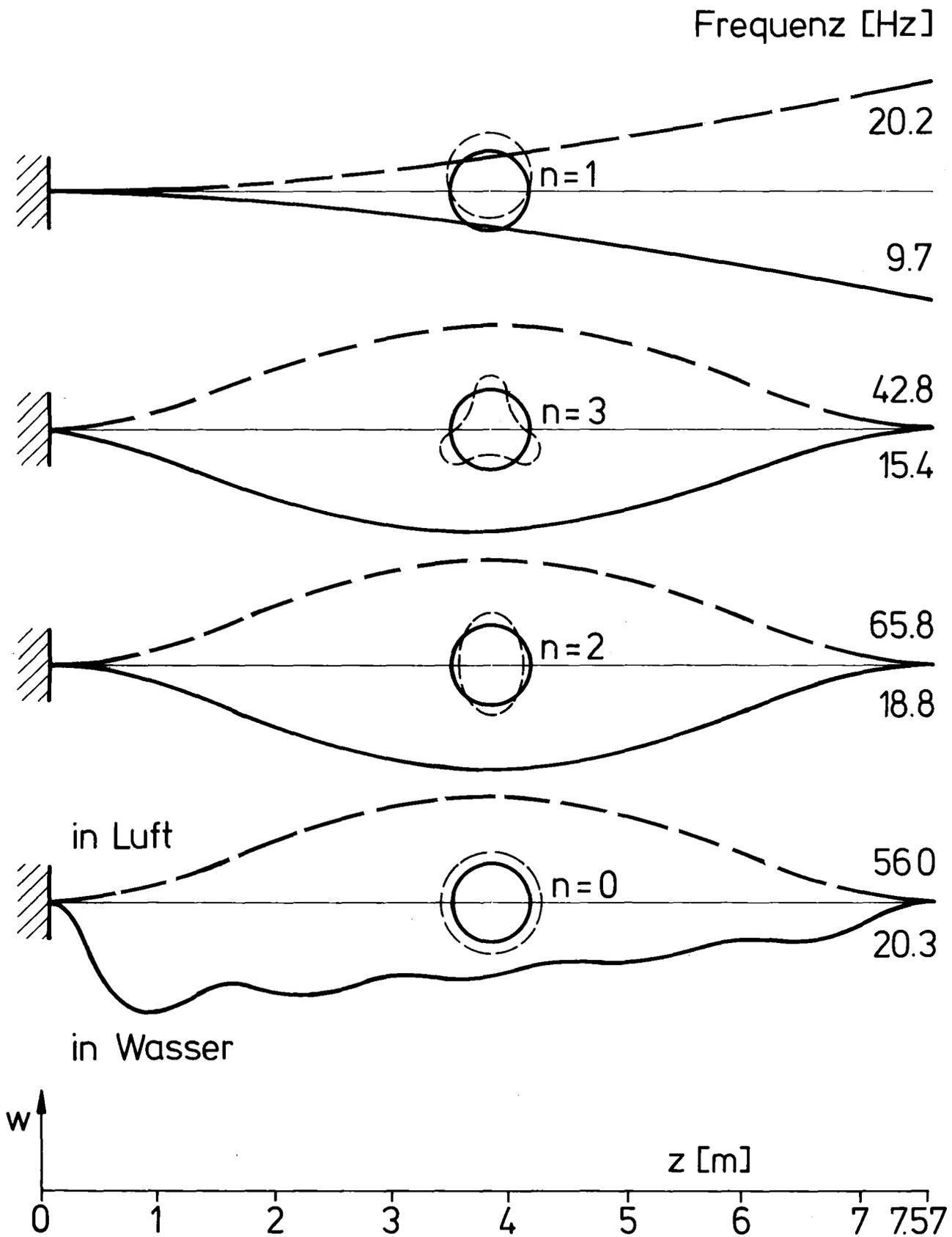
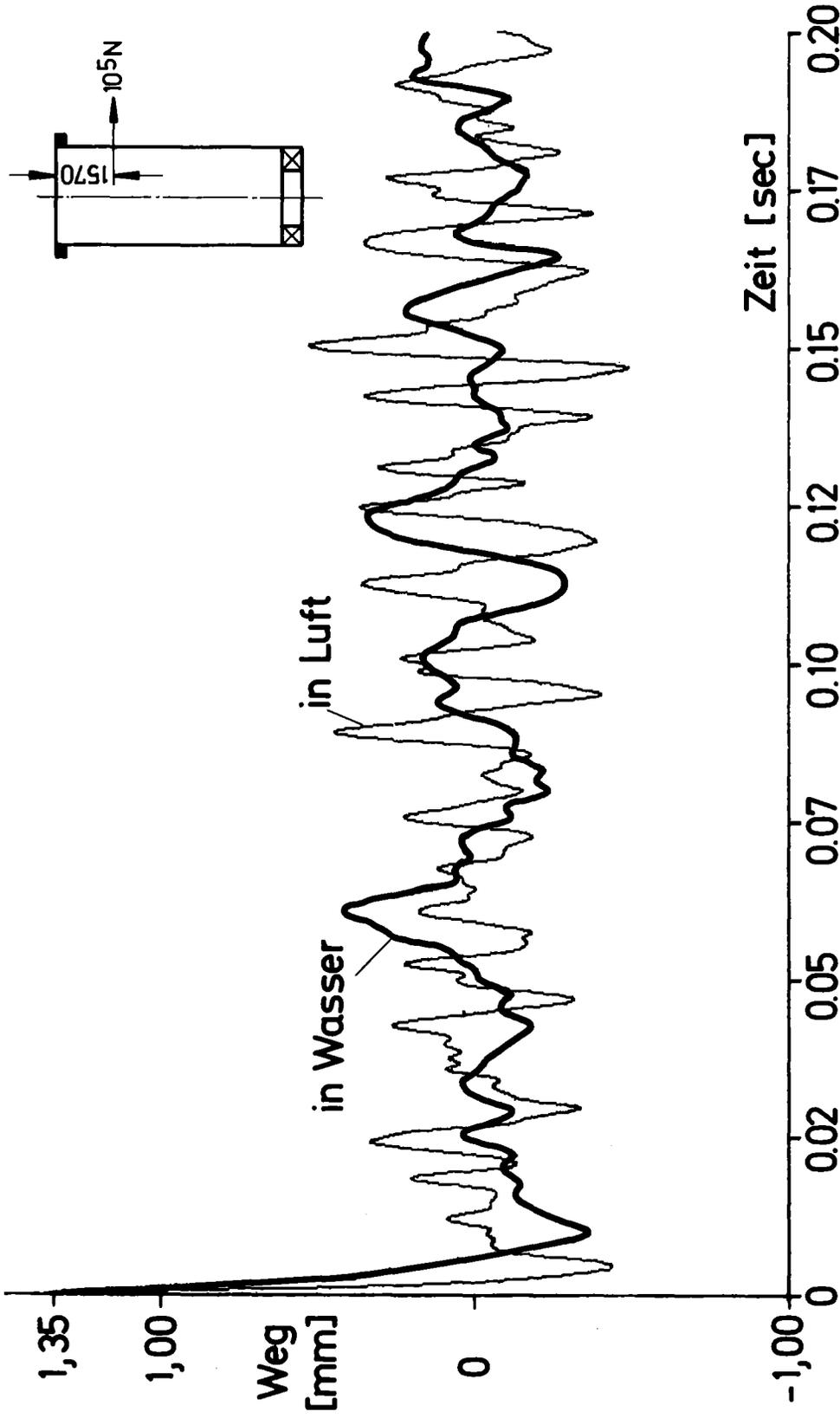


Abb. 5: Eigenschwingungsformen des HDR- Kernmantels



IRE/4-0061/77

Abb. 6: Radiale Schalenverformung beim "Snap-back" Versuch

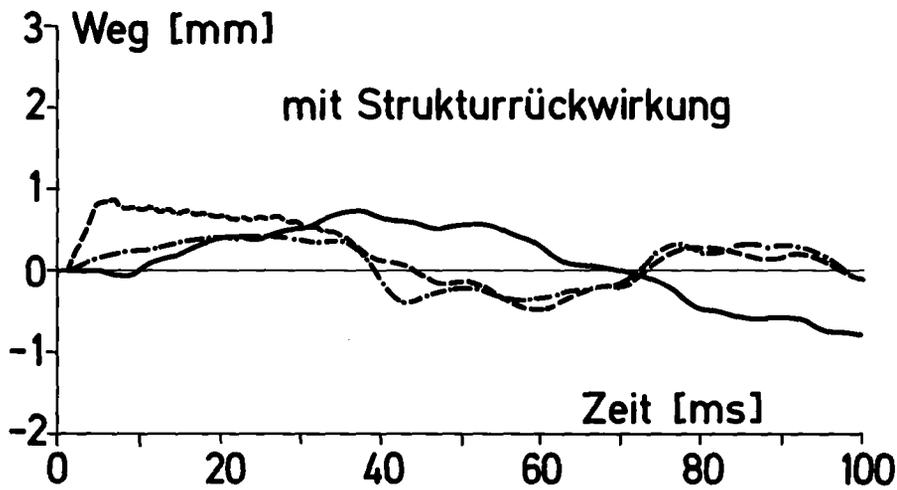
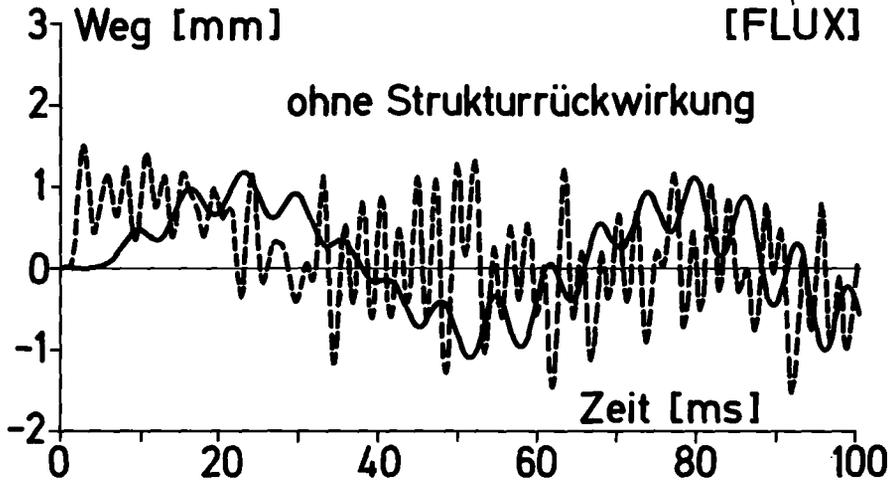
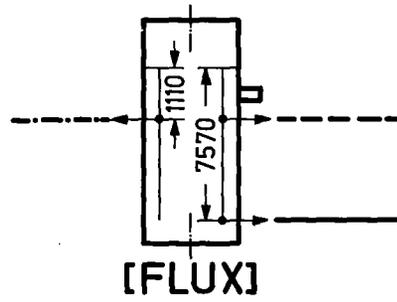


Abb.7: Auslenkung des HDR-Kernmantels beim Blowdown

Kernmantel-Schale	3,4 %
translatorische Trägheit des Masseringes	11,8 %
rotatorische Trägheit des Masseringes	0,05 %
Fluid im Innenraum	8,7 %
Fluid im Ringraum	76,1 %

Obwohl das Innenraumvolumen wesentlich größer als das Ringraumvolumen ist, hat das Fluid im Ringraum die größere virtuelle Masse. Dies folgt aus den geometrisch erzwungenen, relativ großen Fluidbewegungen im Ringraum bei vorgegebener Strukturbewegung. Es kommt also insbesondere darauf an, die Fluid-Bewegung im Ringraum möglichst genau zu erfassen.

Mit dem kompressiblen FLUX-Modell wurden erste Rechnungen durchgeführt. Sie zeigen, daß infolge der Kernmantelaufweitung der Druck im Innenraum um etwa 1 bis 2 bar absinkt, ehe die Druckentlastungswelle von unten her eintrifft. Auslenkungen an verschiedenen Orten der Schale mit und ohne Strukturrückwirkung zeigt Abb. 7. Die einleitend gemachte Voraussage, daß infolge der Fluid-Struktur-Kopplung auch die Amplituden verringert werden, hat sich bestätigt.

4.2 Das Programm STRUYA

Das Programm STRUYA basiert auf einer Modifikation eines vorhandenen Programms für zweidimensionale Strömungen, gekoppelt mit dem schalentheoretischen Strukturmodell [5]. Nur der abgewinkelte Ringraum wird in dieser Form behandelt. Als Randbedingungen am Stutzen und zum unteren Plenum hin müssen daher zeitliche Druckverläufe vorgegeben werden, die aus anderen Rechnungen stammen. Derzeit werden Druckverläufe benutzt, die in der GRS berechnet wurden [6]. Künftig werden hierfür ebenfalls verbesserte Methoden der Zweiphasenströmungsrechnung eingesetzt werden.

Abb. 8 bis 10 zeigen vorläufige Ergebnisse von Vorausberechnungen für die HDR-Blowdownversuche. Es zeigt sich, daß im Verlauf der Absolutdrucke der Einfluß der Fluid-Struktur-Wechselwirkung nur schwach ausgeprägt ist. Dagegen zeigen die Kernmantelauslenkungen sowohl am unteren Ende und auch im Bereich der dünnen Schale den Einfluß der Wechselwirkung sehr deutlich. Besonders ausgeprägt ist die Verlangsamung des gesamten Bewegungsablaufes, wobei insbesondere die höher frequenten Vorgänge erheblich geglättet erscheinen. Diese beiden Effekte zeigen sich übereinstimmend in STRUYA und der kompressiblen FLUX-Version.

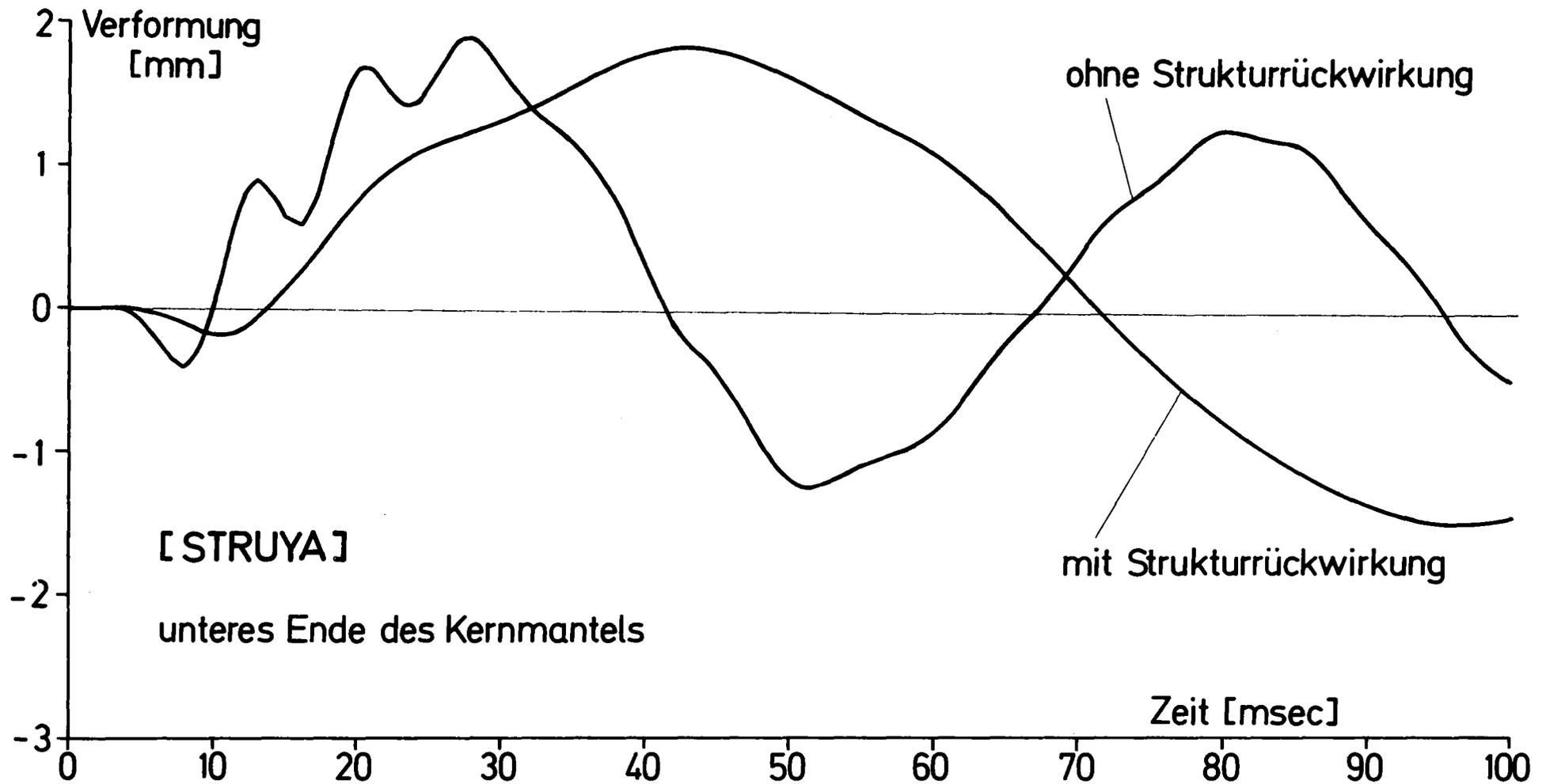


Abb. 8: Auslenkung des HDR-Kernmantels beim Blowdown

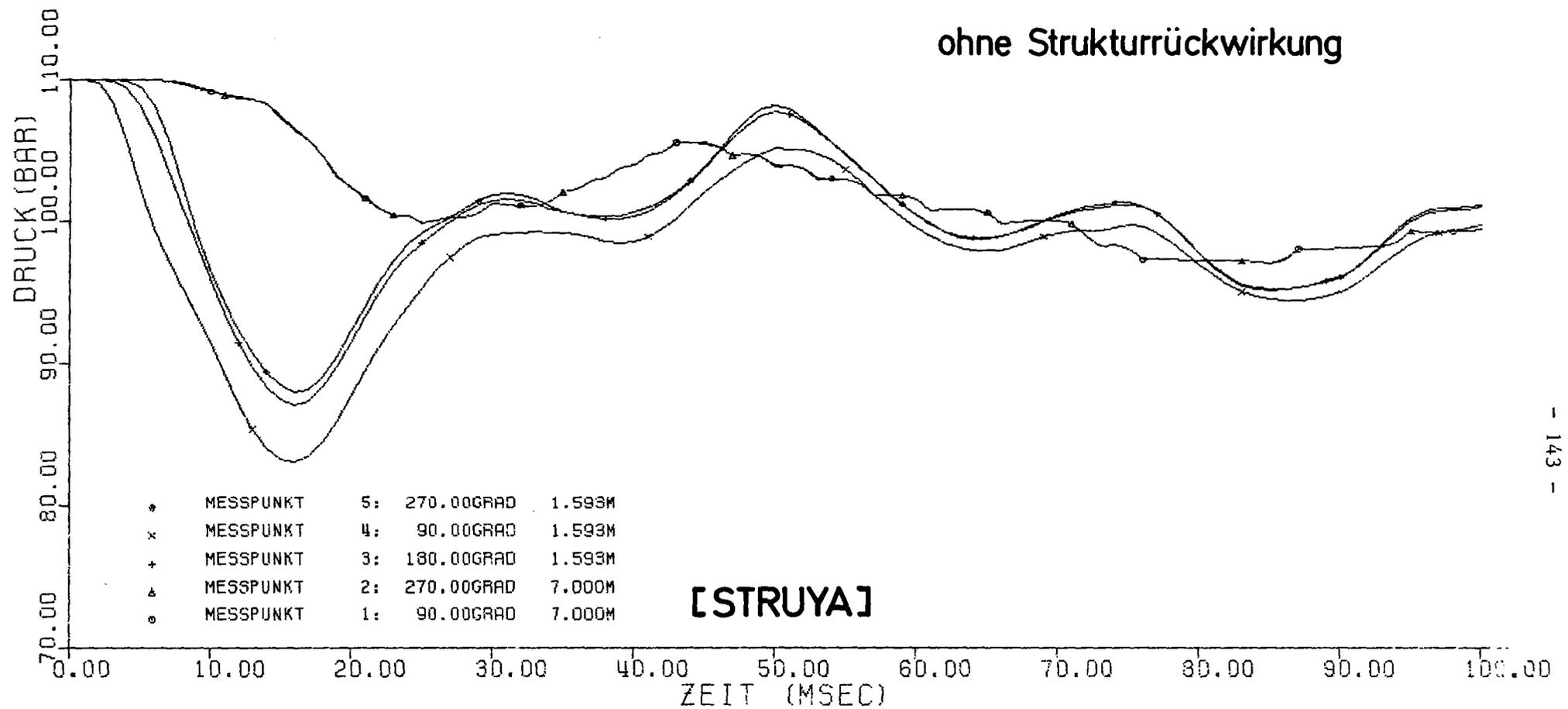


Abb. 9: Druckverläufe beim HDR-Blowdown

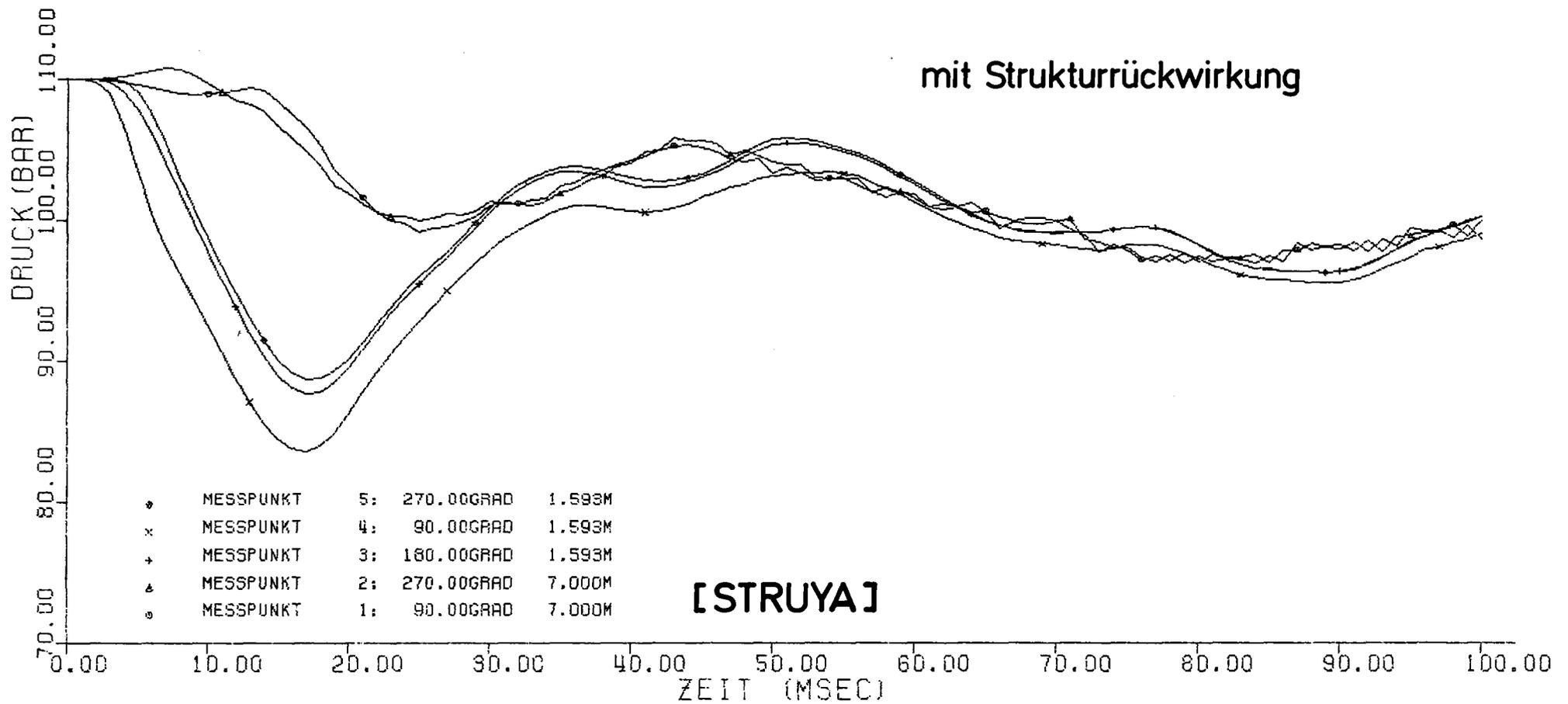


Abb.10: Druckverläufe beim HDR- Blowdown

Im Detail sind Unterschiede festzustellen, die noch geklärt werden müssen; zum Teil beruhen sie auf unterschiedlichen Randbedingungen. Quantitativ kann man die vorliegenden Ergebnisse zumal wegen der relativ groben Modelle (ca. 90 Fluidmaschen und 30 Strukturfreiheitsgrade in STRUYA) noch nicht als endgültig ansehen. Dies gilt insbesondere auch für die gegenwärtig bearbeitete Spannungsanalyse.

5. Los Alamos

The Nuclear Regulatory Commission (NRC) is sponsoring the development of theoretical models to predict phenomena involving fluid-structure interactions in reactors following postulated pipe ruptures. The goal of this program at the Los Alamos Scientific Laboratory is to investigate possible asymmetric loadings on a Pressurized Water Reactor (PWR) core barrel should a cold leg pipe break. This program utilizes two hydrodynamic codes SOLA-DF and K-FIX developed for one und two-phase fluid dynamics [7, 8]. These codes have been coupled with finite difference solution algorithms, (AX and FLX) for simple shell type structures [9]. The coupled fluid-structure codes, SOLA-FLX and K-FIX (3D, FLX), are being validated through comparisons with data from small scale laboratory tests. It is intended that extensive pretest predictions will be made for the HDR experiments before they are completed in 1978.

In the absence of large scale test data, like that to be obtained from the HDR tests, the fluid-structure codes have been tested by making comparisons with various idealized problems for which analytic solutions are known [9], and by comparisons with a small scale test program conducted in the U.S. by Systems, Science, and Software [10].

The System, Science, and Software tests utilized an axisymmetric geometry scaled to typical PWR dimensions, Fig. 11. Four types of tests were planned. In two of the tests the idealized core barrel had the correct scaled thickness, while in the other two test situations the thickness was increased to the point where it approximated an almost rigid barrel. In each geometric case, tests were to be carried out with an initial pressure of 152 bars and with the initial water temperature first at room temperature and then subsequently at 561°K. In the hot water tests a considerable amount of boiling was expected, while none occurs in the cold water blowdowns. With this

- 146 -
 Geometry of
 Hydroelastic
 Experiment (Revision 6)

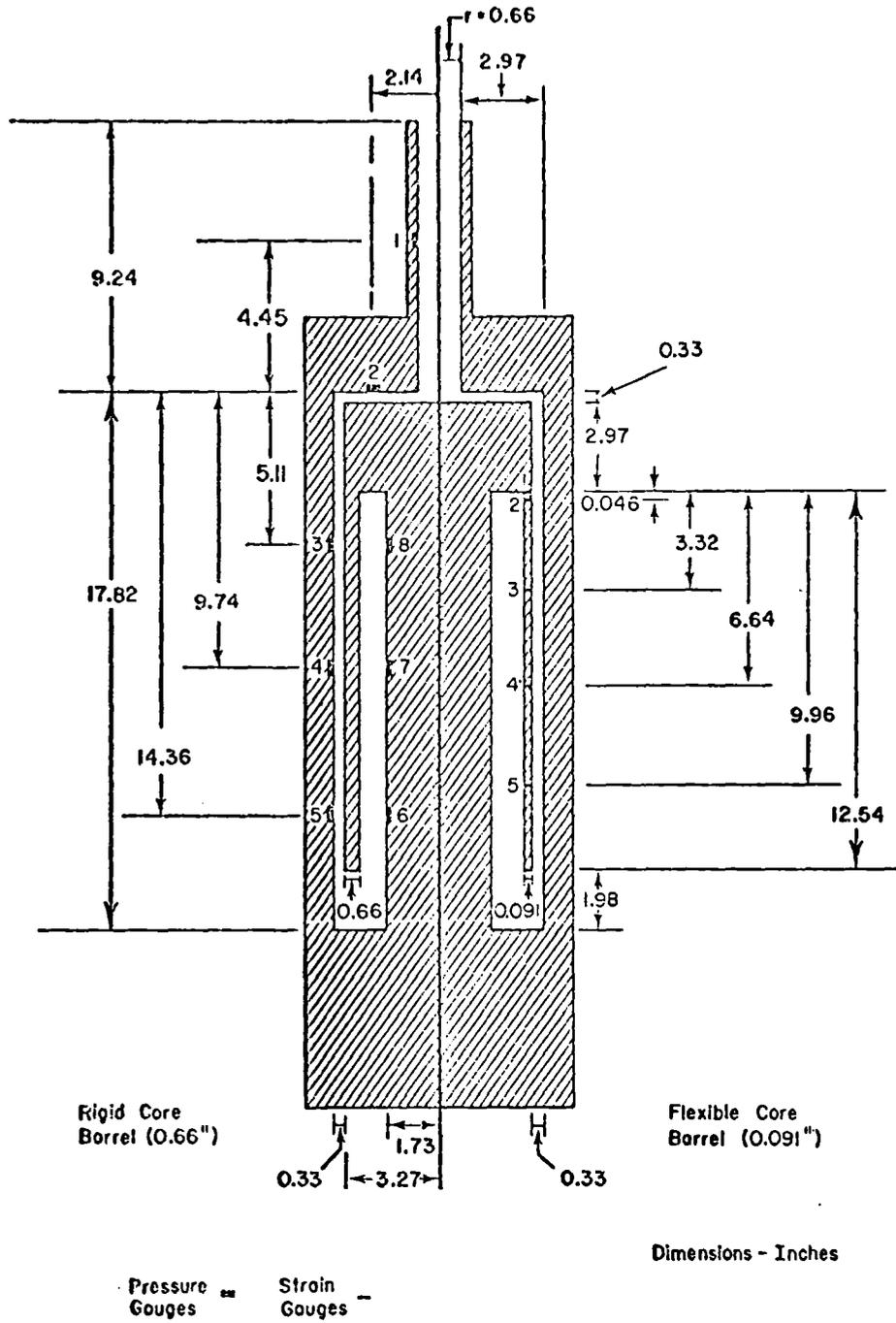


Fig. 11 Design of apparatus for axisymmetric blowdown with rigid or flexible core barrel

combination of tests it was hoped that data would be obtained to separate purely fluid dynamic responses from responses influenced by structural deformations. Also, through the comparison of cold and hot water tests it was hoped that boiling effects could be evaluated. Unfortunately, the first series of tests did not produce any useful data regarding structural deformations, and the measured pressure histories were influenced by large positive pressure pulses generated by the explosive mechanism used to initiate a blowdown [10]. In any case, comparisons of the measured and computed pressure histories at a selected point in the apparatus are shown in Fig. 12. This and similar figures show results with sufficient agreement to justify another test series using an improved initiation procedure and better calibration techniques for the various recording instruments. It is hoped that this second test series will be performed early in 1978.

In preparation for the HDR experiments we have completed several scoping calculations using the geometric configuration of the HDR apparatus [11]. These calculations were designed to investigate two things. First it was desired to compare fully three-dimensional calculations using K-FIX(3D) with the two-dimensional SOLA-DF calculations, Fig. 13. In addition, the three-dimensional results can be used to supply information regarding the influence of the lower plenum and core regions that must necessarily be crudely approximated in the two-dimensional studies. (The two-dimensional calculations consider only the downcomer region, with simplifying assumptions made for the lower plenum and core.) It was concluded that moderately significant pressure variations do occur in the lower plenum, but that these variations are nearly uniform around the downcomer end and may be modeled in the two-dimensional SOLA-DF code by a time-dependent pressure boundary conditions, Fig. 14. However, the influence of structural response effects on the lower plenum pressure history has not yet been determined.

The second goal of the HDR scoping calculations was to compare structural responses when the break nozzle is moved from near the top of the vessel down to a location near the center of the barrel. It was anticipated that the lower nozzle might induce significantly larger beam type deflections. Calculations revealed, however, that most of the barrel deflection is confined to a relatively local bulging, first near the nozzle then moving

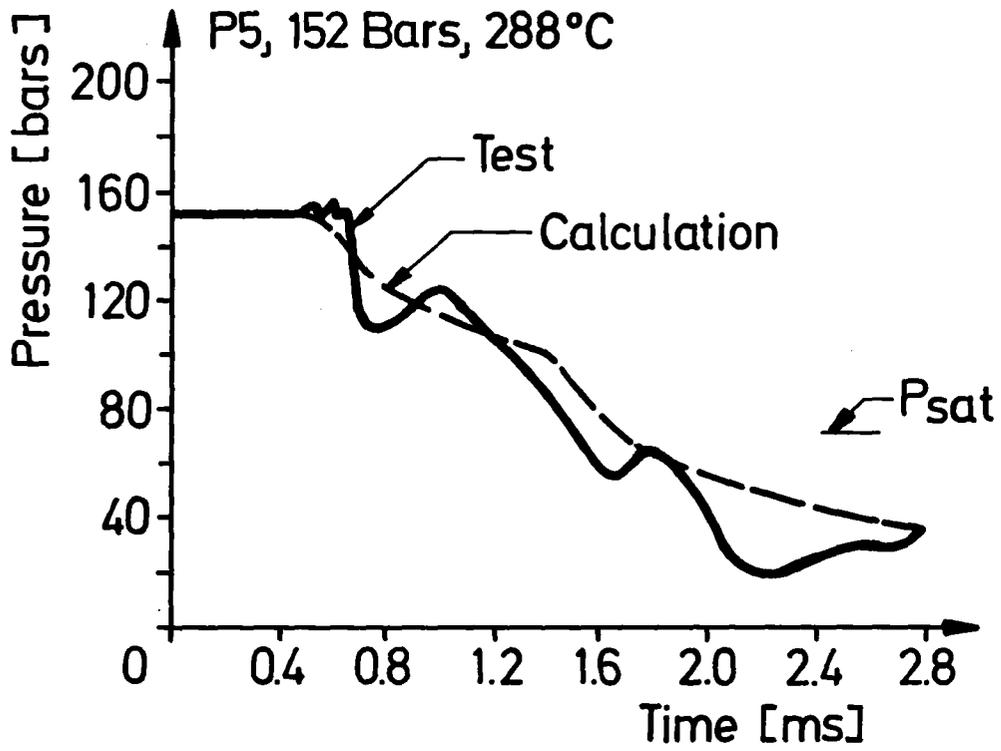


Fig. 12 Comparison of computed and measured pressure histories at a selected point in axisymmetric apparatus (This figure is for the thick walled test with hot water)

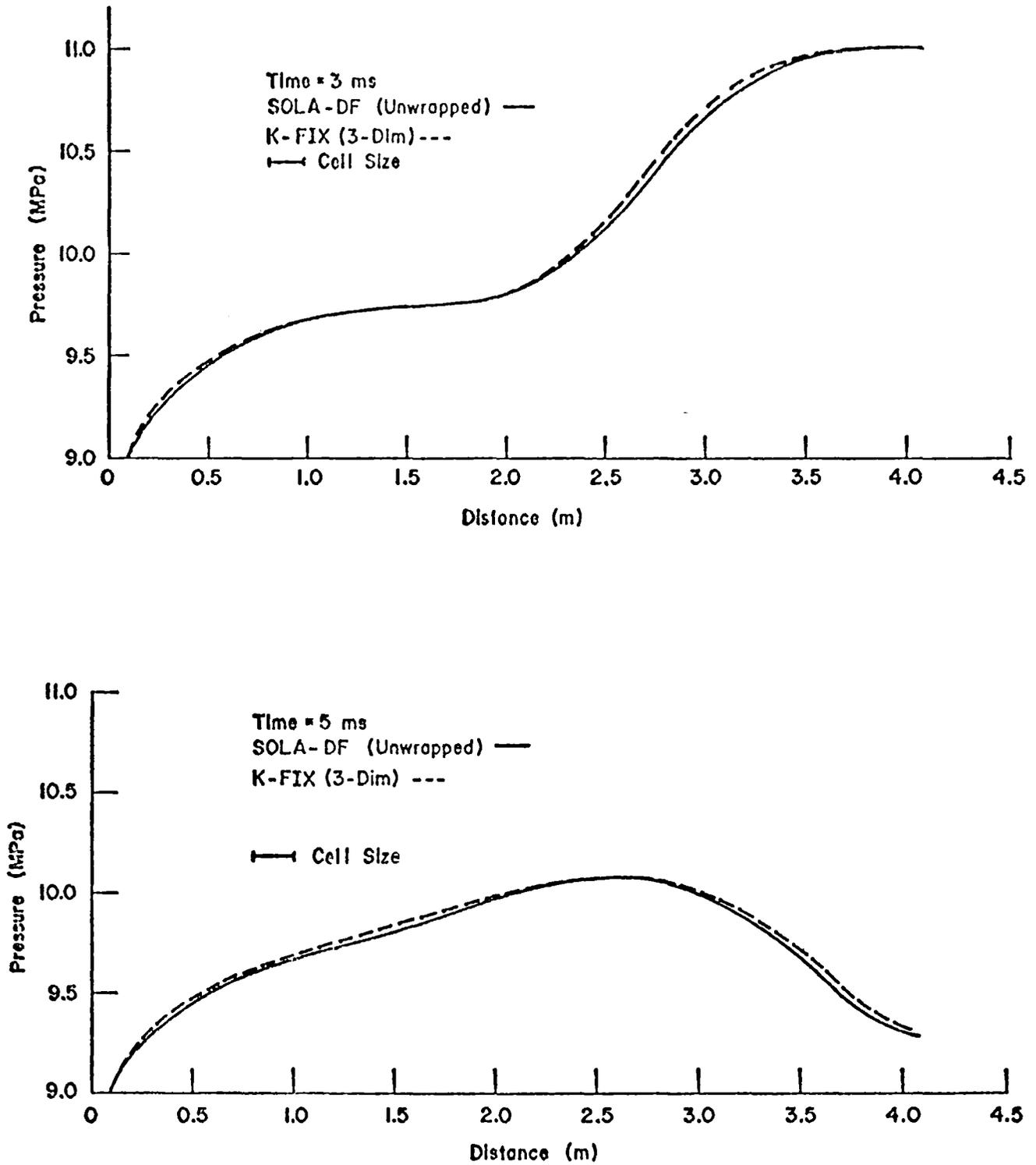
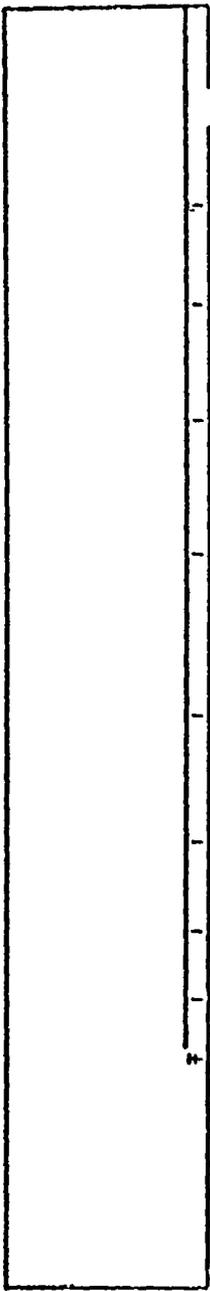
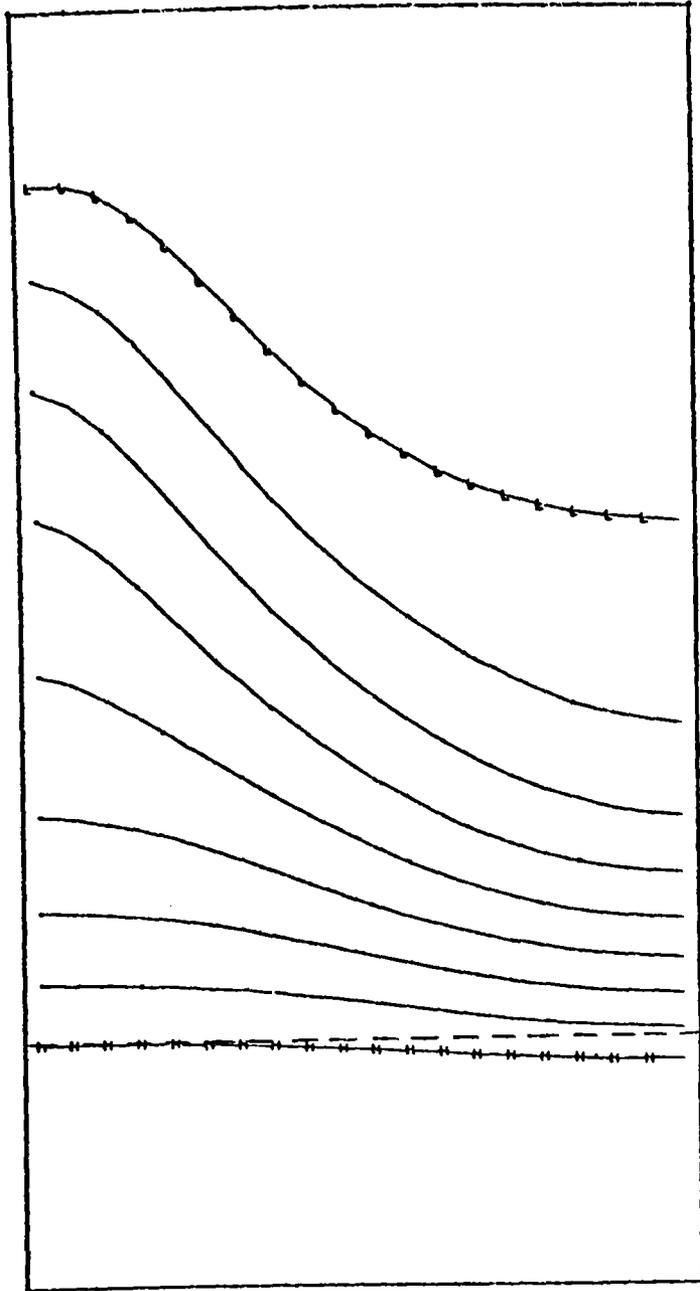


Fig. 13 Pressure profiles for subcooled blowdown at 3 ms and 5 ms after pipe rupture calculated with SOLA-DF in standard unwrapped geometry and with the 3-dimensional version of K-FIX. The initial pressure in the vessel is 11.0 MPa and the break pressure is fixed at 9.0 MPa. Distance is measured around annulus from centerline of nozzle in a horizontal plane at elevation of nozzle



H = 10.9 MPa
L = 9.8 MPa



H = 10.8 MPa
L = 9.8 MPa

Fig. 14 Pressure contours in the r, z plane through the broken pipe and in the ϕ, z plane of the downcomer gap at 9 ms after rupture

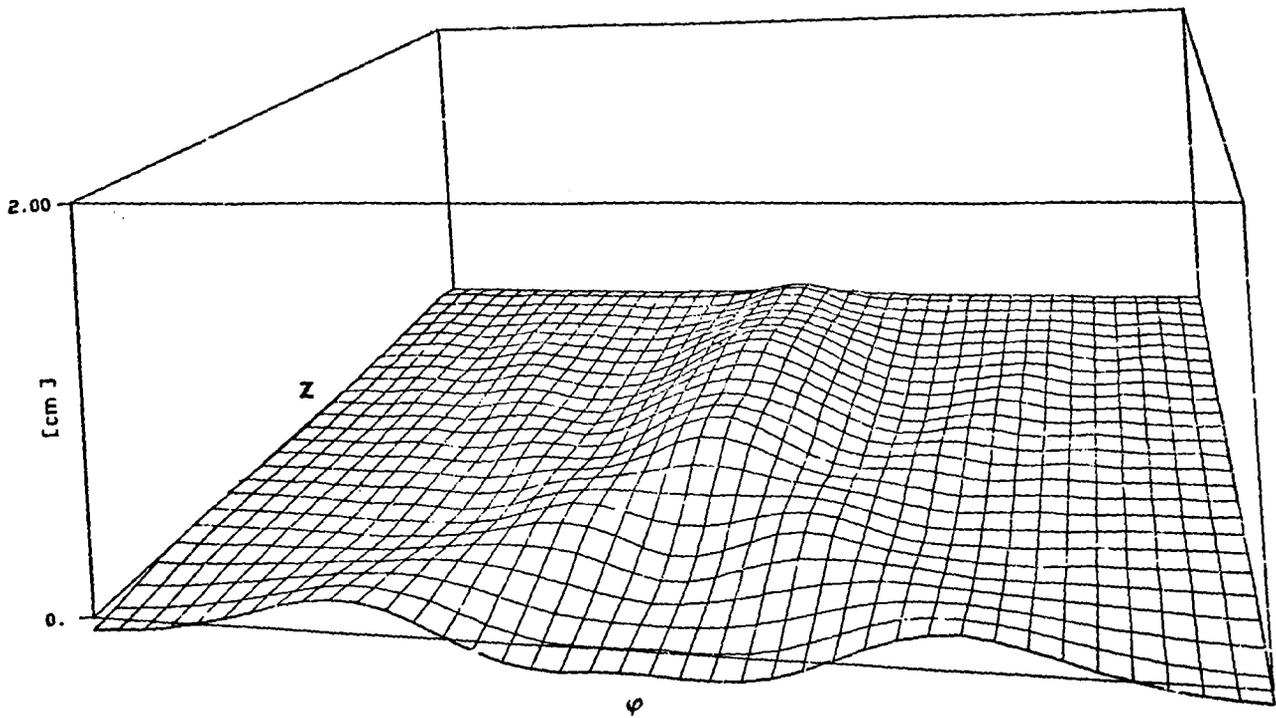


Fig. 15 Magnified radial displacement of core barrel 12 ms after rupture. ϕ -axis runs from -180° at left to $+180^\circ$ at right. Nozzle centerline is at $\phi = 0$. Barrel does not have heavy mass ring attached to its free end in this calculation.

upward and downward away from the nozzle, Fig. 15. (Movie sequence shows time-dependent deflections (magnified) of unwrapped barrel for nozzle location proposed in HDR tests.)

Additional scoping calculations will be performed in the coming months to check various model assumptions. These calculations will include fully three-dimensional, coupled, fluid-structure simulations using the new K-FIX (3D,FLX) code, which is a combination of the three-dimensional K-FIX code with the three-dimensional shell code, FLX. Comparisons will also be made with calculations carried out by the Project Nuclear Safety Staff of the Kernforschungszentrum Karlsruhe. With these studies as a foundation, pre-test predictions for selected HDR tests will be completed and documented for public release by July 1978.

Acknowledgment

The Los Alamos work was performed by J.K. Dienes, W.C. Rivard, L.R. Stein, M.D. Torrey, and C.W. Hirt.

Im IRE sind an den hier beschriebenen Arbeiten die Herren G. Enderle, F.W. Katz, F. Kedziur, R. Krieg, A. Ludwig, H. Möisinger, W. Olbrich, E.G. Schlechtendahl, U. Schumann und K. Stölting beteiligt.

REFERENZEN

- [1] R. Krieg, E.G. Schlechtendahl, K.-H. Scholl: Design of the HDR Experimental Program on Blowdown Loading and Dynamic Response of PWR-Vessel Internals. Nucl. Eng. Design 43 (1977) 419-435
- [2] R. Krieg, E.G. Schlechtendahl, K.-H. Scholl, U. Schumann: Full-Scale HDR Blowdown Experiments as a Tool for Investigating Dynamic Fluid-Structural Coupling. 4th Int. Conf. on Structural Mech. in Reactor Techn., San Francisco (1977), paper B5/1
- [3] A. Ludwig, R. Krieg: Dynamic Response of a Clamped/Ring-Stiffened Circular Cylindrical Shell under Non-axisymmetric Loading. Nucl. Eng. Design 43 (1977) 437-453

- [4] U. Schumann: Three-dimensional Poisson-solver for Reactor-vessel Geometry. (E.H. Hirschel, W. Geller, ed.). Proc. 2nd GAMM-Conf. on Numerical Meth. in Fluid Mech., DFVLR, Köln (1977) 192-199
- [5] F. Katz, R. Krieg, A. Ludwig, E.G. Schlechtendahl, K. Stölting: 2D Fluid Flow in the Downcomer and Dynamic Response of the Core Barrel During PWR Blowdown. 4th Int. Conf. on Structural Mech. in Reactor Techn., San Francisco (1977), paper B5/2
- [6] T. Grillenberger: Vorausberechnung des RDB-Einbauten-Versuches 3 der HDR-Blowdown-Untersuchungen mit dem Rechenprogramm DAPSY. Gesellschaft für Reaktorsicherheit, München (1976) unveröffentlicht
- [7] C.W. Hirt, N.C. Romero, and J.R. Travis: SOLA-DF: A Solution Algorithm for Two-Dimensional, Two-Phase Flow Dynamics. Los Alamos Scientific Laboratory Report (in preparation, 1977)
- [8] W.C. Rivard and M.D. Torrey: K-FIX: A Computer Program for Transient, Two-Dimensional, Two-Fluid Flow. Los Alamos Scientific Laboratory Report LA-NUREG-6623 (1977)
- [9] J.K. Dienes, C.W. Hirt, and L.R. Stein: Computer Simulation of the Hydroelastic Response of a Pressurized Water Reactor to a Sudden Depressurization. Los Alamos Scientific Laboratory Report LA-NUREG-6772-MS (1977)
- [10] J.K. Dienes, C.W. Hirt, and L.R. Stein: A Comparison of SOLA-FLX Calculations with Experiments at Systems, Science and Software. Los Alamos Scientific Laboratory Report LA-NUREG-6752-MS (1977)
- [11] J.F. Jackson and M.G. Stevenson (ed.): Nuclear Reactor Safety-Quarterly Progress Report April 1-June 30, 1977. Los Alamos Scientific Laboratory Report LA-NUREG-6934-PR (1977).

JAHRESKOLLOQUIUM 1977

DES

PROJEKTS NUKLEARE SICHERHEIT

BRENNSTABVERHALTEN IN DER WIEDER-
AUFFÜLL- UND FLUTPHASE EINES
KÖHLMITTELVERLUSTSTÖRFALLES

K. WIEHR, F. ERBACHER, U. HARTEN, W. JUST,
H.J. NEITZEL, P. SCHÄFFNER, H. SCHMIDT

INSTITUT FÜR REAKTORBAUELEMENTE

PROBLEMSTELLUNG

Bei einem hypothetischen Kühlmittelverluststörfall eines Leichtwasserreaktors können die Brennstabhüllen je nach Größe und Lage einer Bruchstelle im Primärkreis Temperaturen erreichen, bei denen sie unter der Wirkung des inneren Überdrucks aufblähen bzw. bersten und somit zu einer lokalen Verengung der Kühlkanäle führen können.

Im Rahmen des Projektes Nukleare Sicherheit wird zum analytischen Nachweis einer ausreichenden Nachkühlbarkeit des Reaktorkerns das Programmsystem SSYST entwickelt.

ZIELSETZUNG

Das experimentelle Vorhaben mit dem Namen REBEKA (REaktorspezifische Bündel-Experimente, Karlsruhe) wird im Institut für Reaktorbauelemente der Gesellschaft für Kernforschung durchgeführt.

Ziel des Vorhabens ist es, experimentelle Daten über das Brennstabverhalten in der Wiederauffüll- und Flutphase eines Kühlmittelverluststörfalles zu liefern, um das Programmsystem SSYST überprüfen und weiterentwickeln zu können.

Dazu ist es notwendig, das Verformungsverhalten der Zirkaloyhüllen eines Brennstabes unter verschiedenen transienten Randbedingungen in Einzelstab- und Bündelexperimenten zu untersuchen. Hierfür werden Brennstabsimulatoren voller Länge mit axialem Leistungsprofil und in Bündelanordnungen unter angenähert repräsentativen thermohydraulischen Flutbedingungen eingesetzt.

Das Vorhaben verfolgt im einzelnen folgende Ziele:

- Ermittlung des zeitabhängigen Aufblähvorganges an Einzelstäben,
- Ermittlung der Beeinflussung des Aufblähvorganges durch die Kernnotkühlung,
- Untersuchung der thermischen und mechanischen Wechselwirkung benachbarter Stäbe beim Aufblähen im Stabbündel,
- Gewinnung von Aussagen über eine mögliche Versagensfortpflanzung sowie
- Untersuchungen über Ausmaß und Verteilung von Kühlkanalversperrungen.

STAND DER ARBEITEN

Bisher wurden folgende Versuche durchgeführt:

- etwa 60 Einzelstabversuche zum Aufblähmechanismus an verkürzten Brennstabsimulatoren in Luft.
- etwa 15 Einzelstabversuche unter stilisierten Temperaturtransienten an verkürzten Brennstabsimulatoren in Dampf.
- 2 Einzelstabversuche mit Brennstabsimulatoren voller Länge und axialem Leistungsprofil in Dampf.
- 1 Bündelversuch mit Brennstabsimulatoren voller Länge und axialem Leistungsprofil an einer 5x5-Bündelanordnung mit Fluten.

VERSUCHSDURCHFÜHRUNG

VERSUCHSPROGRAMM

Die Abb. 1 verdeutlicht schematisch das Versuchsprogramm. Es wird in aufeinander aufbauenden Versuchsreihen durchgeführt, beginnend von Einzelstabversuchen in Dampfatmosfera bis zu Bündelversuchen unter Flutbedingungen. Die Bündelgröße kann auf eine 7x7-Anordnung erweitert werden.

Die Abbildung zeigt zwei unterschiedliche Stabtypen: die zu untersuchenden Stäbe mit Zirkaloy-Hüllen und Innendruck sowie Stäbe mit Inconel-Hüllen ohne Innendruck. Letztere können sich nicht verformen und simulieren die thermische Umgebung. Sie sind mit Thermoelementen instrumentiert.

VERSUCHSPARAMETER

Die Versuchsparameter orientieren sich an den bei einem Kühlmittelverluststörfall erwarteten Leistungen und thermohydraulischen Randbedingungen:

- Stableistung	10 - 25 W/cm
- axiales Leistungsprofil	stufen- bzw. cosinusförmig
- Stabinnendruck	20 - 100 bar
- Systemdruck	1 - 4,5 bar
- Hüllrohrtemperatur bei Flutbeginn	700 - 900°C
- Flutgeschwindigkeit (kalt)	1 - 30 cm/s
- Flutwassertemperatur	25°C - Sättigung

VERSUCHSEINRICHTUNGEN

Die Abb. 2 zeigt schematisch den Versuchsstand und die Meßeinrichtungen für die Einzelstabversuche an verkürzten Brennstabssimulatoren. Der verkürzte Brennstabssimulator konstanter axialer Leistung entspricht dem für die Bündelversuche entwickelten Simulator mit voller Länge und axialem Leistungsprofil. Er ist von einem beheizbaren Kühlmittelführungsrohr umgeben.

Durch Kombination der äußeren Wärmeübergangsbedingungen mit der Stableistung des Brennstabssimulators können Temperaturtransienten simuliert werden, wie sie in der Wiederauffüll- und Flutphase eines hypothetischen Kühlmittelverluststörfalles für Stäbe unterschiedlicher Leistung berechnet wurden.

Die Abb. 3 zeigt den für die Bündelversuche verwendeten Versuchskreislauf. Hierbei kommen Brennstabssimulatoren voller Länge mit axialem Leistungsprofil zur Anwendung. Ein repräsentativer Hüllrohrtemperaturverlauf stellt sich bei der Versuchsführung als Folge der guten Simulationsqualität des Brennstabssimulators sowie repräsentativer Notkühlbedingungen weitgehend von selbst ein.

BRENNSTABSIMULATOR

Voraussetzung für die Durchführung des Versuchsprogrammes ist die Bereitstellung eines Brennstabsimulators, dessen thermisches Verhalten während der Temperaturtransiente und der Hüllrohrdeformation sowie dessen fluid-dynamisches Verhalten im Hinblick auf die Gasströmung von den Plena zum aufblähenden Bereich weitgehend einem nuklearen Brennstab entsprechen. Durch den in der Abb. 4 dargestellten Aufbau des Brennstabsimulators konnten diese Ziele erreicht werden.

Das stufenförmige, axiale Leistungsprofil wird bei den Bündelversuchen zur Ermittlung von Propagationseffekten durch ein stetiges, cosinusförmiges Leistungsprofil ersetzt.

ERGEBNISSE

Alle bislang durchgeführten Experimente orientieren sich an Leistungen, Druck- und Temperaturverläufen, wie sie bei einem 2F-Bruch im kalten Strang eines Druckwasserreaktors zwischen Hauptkühlmittelpumpe und Reaktordruckbehälter erwartet werden.

1. EINZELSTABVERSUCHE ZUM AUFBLÄHMECHANISMUS

Die im folgenden beschriebenen Ergebnisse wurden an verkürzten Brennstabsimulatoren mit einer beheizten Länge von 325 mm und axial konstanter Leistung unter vereinfachten experimentellen Randbedingungen in Luft gewonnen mit bei Raumtemperatur beginnender Aufheizung des Simulators.

1.1 Bersttemperatur

Die Abb. 5 zeigt die Bersttemperatur in Abhängigkeit vom Berstdruck im Vergleich mit anderen Ergebnissen.

Die als schwarze Dreiecke dargestellten Ergebnisse zeigen eine gute Übereinstimmung mit den in-pile, mit frischen Brennstäben ermittelten Werten. Beide lassen sich gut durch eine im ORNL entwickelte Beziehung beschreiben.

1.2 Deformationsform

Die Abb. 6 zeigt die bei diesen Versuchen erzeugte Deformationsform:

- konisches Abheben der Hülle zu beiden Seiten der Berststelle über eine größere Länge mit relativ kleinen Dehnungen sowie einer überlagerten kleinen und kurzen, lokalen Beule an der Berststelle.
- unsymmetrisches Aufblähen infolge einer durch azimutale Temperaturdifferenzen verursachten Verbiegung des Hüllrohres: kein Abheben auf der heißen Berstseite, deutliches Abheben auf der gegenüberliegenden kalten Seite.

Die Abb. 7 zeigt den Verlauf der Hüllrohrdehnung über der beheizten Stablänge. Dehnungen über 33 %, was zum Berühren benachbarter aufblähender Stäbe führen würde, sind auf relativ kurze Stablängen von etwa 3 Hüllrohrdurchmessern begrenzt. Große axial ausgedehnte Hüllrohrdehnungen wurden nicht festgestellt.

1.3 Berstumfangsdehnung

Die Abb. 8 zeigt die ermittelten Berstumfangsdehnungen als Funktion der Bersttemperatur.

Die Mehrzahl der ausgewerteten Versuche ergab Dehnungen im Bereich von 30 % (nicht alle Werte eingetragen). Die neuesten GfK-in-pile Werte für frische Brennstäbe (nicht eingetragen) zeigen in dem von den oben beschriebenen Versuchen abgedeckten Temperaturbereich eine gute Übereinstimmung.

1.4 Deformationsmechanismus

Auf Grund einer meist vorhandenen exzentrischen Lage der Pelletsäule gegenüber der Zirkaloy-Hülle existieren unterschiedlich große Spaltweiten über dem Umfang. Diese verursachen bei Aufheizung der Hülle von innen azimutale Temperaturdifferenzen auf der Zirkaloyhülle. Mit Beginn der plastischen Verformung führt dies zu der oben bereits erwähnten Verbiegung des Zirkaloy-Hüllrohres und dieses wiederum zu einer Vergrößerung der azimutalen Temperaturdifferenzen auf dem Zirkaloy-Hüllrohr während seiner plastischen Verformung (Abb. 9). Der Bereich maximaler Verformung bleibt hierdurch auf einen relativ kleinen Bereich des heißeren Hüllrohrumfangs begrenzt, wodurch große mittlere Umfangsdehnungen verhindert werden (Abb. 10).

2. EINZELSTABVERSUCHE UNTER STILISIERTEN TEMPERATURTRANSIENTEN

Diese an verkürzten Brennstabsimulatoren in Dampfströmung durchgeführten Versuche stellten eine Vorstufe für eine gezielte Versuchsführung des ersten Bündelversuchs dar. Sie orientierten sich an Temperaturtransienten, wie sie für einen Kühlmittelverluststörfall mit einem 2F-Bruch im kalten Strang erwartet werden. Mit diesen Experimenten wurde der Bereich der Temperaturverläufe von Stäben normaler bis mittlerer Belastung untersucht.

Typisch für diese Versuchsserie ist das Aufheizen des Brennstabsimulators auf etwa 620°C, das Abstellen der Leistung und das Abwarten bis bei etwa 600°C ein Ausgleich azimuthaler Temperaturunterschiede auf der Hülle stattgefunden hat. Das Dampfleitungsrohr selbst ist nicht beheizt. Die abwärtsgerichtete Dampfströmung hatte eine Eintrittstemperatur von 150°C und eine Geschwindigkeit von 0,6 m/s. Von diesem Zustand aus wird der Stab mit einem Innendruck von 70 bar beaufschlagt, mit etwa 10 K/s aufgeheizt und mit Erreichen einer bestimmten Temperatur die Leistung auf einen niedrigeren Wert heruntergeschaltet. Dampfkühlung und Strahlungsverluste an das kältere Dampfleitungsrohr entsprechen etwa der Wärmesenke in der Flutphase, wodurch die heruntergeschaltete Leistung, also die simulierte Nachwärmeleistung, sowie der stilisierte Temperaturverlauf recht gut den Verhältnissen bestimmter Stäbe entsprechen.

Selbst nach völligem Ausgleich aller Temperaturunterschiede auf dem Hüllrohr bei 600°C bildet sich wieder eine azimuthale Temperaturdifferenz aus, die einen starken Einfluß auf die Berstumfangsdehnung hat.

An einer Vielzahl von Experimenten mit stilisierten Temperaturverläufen in der Flutphase konnten systematische Zusammenhänge zwischen der Versuchszeit, in der sich azimuthale Temperaturunterschiede auszubilden in der Lage sind, der azimuthalen Temperaturdifferenz selbst und der entstehenden Berstumfangsdehnung gefunden werden.

In Abb. 11 sind sämtliche Hüllrohrberstexperimente eingetragen, bei denen die azimuthale Temperaturverteilung gemessen wurde. Aufgetragen ist die Berstumfangsdehnung über der azimuthalen Temperaturdifferenz.

Folgende Tendenz ist deutlich zu erkennen:
Kleine Temperaturdifferenzen auf dem Umfang ergeben große Berstumfangsdehnungen, große Temperaturdifferenzen kleine Umfangsdehnungen.

Für die Durchführung des ersten Bündelversuchs waren folgende Ergebnisse von **Bedeutung**:

Bei einem Temperaturniveau von 735°C erfolgte Bersten nach 128 s, bei 755°C nach 75 bzw. 80 s und bei 785°C nach 32 s. Da bei der eingestellten niedrigen Flutrate - es wurden 2,8 cm/s eingestellt - ein Quenchen der Brennstabmitte 150 s nach Flutbeginn erwartet wurde, war durch diese Vorversuche experimentell abgesichert, daß eine plastische Verformung der Zirkaloy-Hülle in jedem Falle bereits in der Temperaturrampe und damit vor Flutbeginn bei den Temperaturniveaus von 760°C bis 790°C stattfindet und ein Bersten der Hüllrohre noch vor Quenchen erwartet werden sollte.

3. BÜNDELVERSUCH

Am 15. November 1977 wurde ein erster Bündelversuch durchgeführt. Es sollte damit bereits zu einem frühen Zeitpunkt gezeigt werden, inwieweit sich im Stabbündelverband verformende Zirkaloy-Hüllrohre möglicherweise anders verhalten als bei den beschriebenen Einzelstabversuchen.

Für die Durchführung des Bündelversuchs wurden gezielt diejenigen Stableistungen und Flutbedingungen ausgewählt, bei denen in Springfields, UK, durchgeführte Einzelstabversuche an direkt beheizten Hüllrohren und unter für mittlere Stableistungen stilisierten Temperaturtransienten der Wiederauffüll- und Flutphase axial lang ausgedehnte Verformungen mit gleichzeitig großen Umfangsdehnungen gezeigt haben.

3.1 STABBÜNDEL

Abb.12 zeigt in einem Querschnitt die Anordnung der 25 Brennstabsimulatoren im Bündel. Sämtliche Brennstabsimulatoren haben original DWR-Abmessungen, einen Außendurchmesser von 10,75 mm bei einer beheizten Länge von 3900 mm, wobei das axiale Leistungsprofil durch 7 Leistungsstufen simuliert wird (Abb. 4). Das Helium-Gasvolumen ist in einem radialen Spalt von 50 μm sowie im unteren und oberen Plenum von Originalgröße eingeschlossen.

Zwischen den Al_2O_3 -Ringpellets und der Zirkaloyhülle befindet sich ein heliumgefüllter Gasspalt, der sich zeitlich ändert. Dieser Spalt, d. h. der Vorgang des Wärmetransports über diesen Spalt, ist entscheidend wichtig bei transienten Vorgängen in der Flutphase für das Verformungsverhalten der Zirkaloyhüllen und die maximal dabei entstehenden Umfangsdehnungen.

Solche Spalte sind auch bei Brennstäben vorhanden, spätestens nach einer plastischen Verformung der Hülle in der Wiederauffüll- und Flutphase.

Verformungs- und Berstexperimente an direkt beheizten Zirkaloyhüllen können diese Wärmetransportvorgänge über den Spalt niemals simulieren und führen daher zu stark unterschiedlichen Ergebnissen.

Die Brennstabsimulatoren werden in einem dünnwandigen, längs zugeschweißten Kasten aus Inconel durch originale Abstandshalter geführt. Dieser Kasten sitzt im eigentlichen Druckrohr der Teststrecke. Zwischen Elementkasten und Druckrohr befindet sich gesättigter Wasserdampf bei gleichem Druck als Zwischenisolation.

Die äußere Stabreihe im Bündel unterscheidet sich von den inneren 9 Stäben im wesentlichen nur dadurch, daß sie einen Helium-Innendruck von nur 2 bar enthalten und eine Hülle aus Inconel besitzen, die sich während des Versuchsablaufes nicht verformt.

Die Abb.13 zeigt eine photographische Ansicht des Stabbündels vor Einbau in den Kasten und die Teststrecke. Die Abb.14 zeigt das komplett montierte und instrumentierte Stabbündel beim Einfahren in die Teststrecke.

3.2 INSTRUMENTIERUNG DES BÜNDLES

Das Stabbündel ist mit 83 Temperatur- und 9 Druckmeßstellen instrumentiert. Die Meßwerte werden zusammen mit denen der ersten etwa 30 Meßstellen der Prüfstandinstrumentierung über eine schnelle Datenerfassung aufgezeichnet.

Die Abbildung zeigt die Verteilung von Temperaturmeßstellen über dem Bündelquerschnitt, axiale Verteilungen sind nicht gezeigt. Die Stäbe 12, 17 und 21 in der Abbildung, gekennzeichnet durch nur 1 Thermoelement, sind beispielsweise mit je 7 axial verteilten, in der Mitte jeder der verschiedenen Leistungsstufen angeordneten, Thermoelementen versehen.

Folgende Arten von Thermoelementen kommen zur Anwendung:

- Thermoelemente auf Außenstäben: In Nuten liegend in der Simulatorhülle aus Inconel eingelötet.
- Thermoelemente auf Innenstäben: Außen auf die Zirkaloyhülle aufgekettete Mantelthermoelemente mit Platinhülle.
- Thermoelemente innenliegend: In Nuten auf der Heizstabhülle eingelötet.
- Thermoelemente auf dem Kasten.
- Thermoelemente im Kühlmittel.

Die 9 Innenstäbe mit Zirkaloyhülle werden druckbeaufschlagt und enthalten je eine Druckmeßstelle.

3.3 VERSUCHSFÜHRUNG

Abb. 15 zeigt im unteren Teil des Bildes schematisch die Versuchsführung. Der obere Kurvenzug zeigt den typischen Verlauf einer Hüllentemperatur. Ausgehend von einem isothermen Zustand in der ganzen Teststrecke um 1750C, wird die Teststrecke bei leichter Dampfströmung durch Hochheizen der Brennstabsimulatoren auf etwa 520°C gebracht. Die elektrische Leistung wird dann wieder abgeschaltet und der Innendruck von 70 bar aufgegeben. Zwanzig Sekunden später wird das Druckaufgabesystem abgeschlossen. Nach etwa 1 Minute wird die elektrische Leistung auf die Brennstabsimulatoren wieder zugeschaltet und bleibt bei zum Versuchsende stehen. Hiermit wird die Wiederaufheizphase eingeleitet und mit der Einspeisung des Notkühlwassers beginnt die Flutphase.

Temperatur- und Druckverläufe stellen sich bei anstehender Leistung durch die Einwirkung des Flutens und das Verformen der Zirkaloyhüllen völlig selbständig ein. Die Verformung der Zirkaloyhüllen endet mit dem Bersten, spätestens jedoch mit den Quenchen der Hüllrohre.

3.4 VERSUCHSDATEN

- Die Stäbe werden auf 520°C hochgeheizt und dann die Leistung abgestellt. Die Stäbe haben hierdurch Zeit, Temperaturdifferenzen, die sich auf dem Umfang ausgebildet haben können, auszugleichen. An Einzelstabexperimenten wurde nachgewiesen, daß die Berstumfangaufdehnungen um so größer werden, je höher die isotherme Starttemperatur liegt, d. h. die Temperatur, bei der auf dem Umfang der Brennstabhülle keine Temperaturunterschiede bestehen. Eine Begrenzung dieser isothermen Starttemperatur für die Versuchsdurchführung liegt darin, daß im Temperaturbereich von 520 - 550°C Rekristallisationsvorgänge im Zirkaloy beginnen, die vermieden werden

sollen. Die hohe, isotherme Starttemperatur von 520°C wurde gezielt ausgewählt, um relativ hohe Umfangsdehnungen zu ermöglichen.

- Die Nachwärmeleistung von 20 W/cm entspricht einem mittelbelasteten Stab mit einem globalen Heißstellenfaktor von etwa 2,0.
- In der Wiederaufheizphase wird durch eine abwärtsgerichtete Dampfströmung mit etwa $1,8 \text{ m/s}$ eine Wärmeübergangszahl von ungefähr $30 \text{ W/m}^2 \text{ K}$ eingestellt, die der Heißeinspeisung in dieser Phase eines Kühlmittelverluststörfalles Rechnung trägt.
- In Springfields, UK, durchgeführte Experimente an direkt beheizten Zirkaloyhüllen haben bei stilisierten Temperaturtransienten der Flutphase, das sind Temperaturverläufe, bei denen einer Aufheizrampe von etwa 10 K/s ein waagerechter Temperaturverlauf, d. h. ein Bereich konstanter Temperatur, folgen, Umfangsdehnungen bis zu 90% über große, axiale Erstreckungen gezeigt. Bei etwa 60 bar traten diese vornehmlich in einem Temperaturbereich von etwa 730 bis 790°C auf.
Für den ersten Bündelversuch wurde daher als Hüllrohrtemperatur für den Flutbeginn 760 bzw. 790°C eingestellt.
- Geflutet wurde mit Zwangseinspeisung, bei einer Flutwassersteiggeschwindigkeit von nur $2,8 \text{ cm/s}$ kalt
- Die Flutwassertemperatur betrug 130°C , d. h. bei einem Systemdruck von 4 bar war das Wasser etwa 10°C unter Siedetemperatur.

3.5 ERGEBNISSE

3.5.1 Radiale Temperaturverteilung

Die primäre Frage bei Bündelexperimenten relativ kleiner, radialer Erstreckung zielt auf die Beeinflussung der sich verformenden Brennstabsimulatoren durch eine kalte Umgebung.

Die Abb. 16 zeigt 4 Temperaturmeßstellen in einer axialen Ebene in Bündelmitte. Mit Erreichen von etwa 520°C sind alle vier Temperaturen etwa gleich. Da der Kasten an dieser Stelle und zu diesem Zeitpunkt mit etwas über 400°C geringfügig kälter ist, geben die Außenstäbe Wärme an den Kasten ab und kühlen sich während der 50 Sekunden dauernden, isothermen Ausgleichszeit um etwa 10°C ab. In der Aufheizrampe vergrößert sich diese Differenz zwischen Innen- und Außenstäben geringfügig.

Mit Beginn des Flutens aber ändert sich dieses Bild völlig. Die Hüllrohrtemperaturen der Außenstäbe, die nur einen Spalt von $50 \mu\text{m}$ zwischen Pellet und Simulatorhülle aufweisen, reagieren auf die einsetzende Zweiphasenströmung bei Flutbeginn nur sehr wenig. Bei beiden Innenstäben hat jedoch zu diesem Zeitpunkt die Zirkaloyhülle bereits etwas abgehoben, und die Zweiphasenkühlung vermindert die Hüllrohrtemperatur deutlich. Der weitere Temperaturverlauf der sich auch in der Flutphase weiter verformenden Zirkaloyhüllen liegt bis zum Versuchsende daher unterhalb der Temperaturen der Umgebungsstäbe.

Daraus leiten sich folgende Erkenntnisse ab:

- Eine Stabreihe von Brennstabsimulatoren ohne verformungsfähige Hüllen in einem Bündel ist ausreichend, um für die inneren Brennstabsimulatoren einen großen Bündelverband zu simulieren - und das auch in der Flutphase.
- Die Größe des Spaltes zwischen Wärmequelle und Hülle hat auf den Temperaturverlauf in der Flutphase, besonders bei Flutbeginn und auf den Quenzeitpunkt, einen großen Einfluß.

3.5.2 Temperaturunterschied zwischen eingelötetem und aufgepunktetem Thermo- element

Zur Messung der Temperaturen der Zirkaloyhüllen wurden 0,5 mm starke Mantelthermoelemente mit Platinhülse auf die Hüllen aufgepunktet. Zur Klärung der Frage, welchen Meßfehler eine solche Anordnung mit sich bringen würde und dies speziell in der Flutphase, wurde auf einem Umgebungsstab mit Inconelhülle ebenfalls ein solches Thermoelement außen aufgepunktet und zwar 15 mm axial entfernt unterhalb von der Thermoelementspitze eines in die Hülle eingebetteten und eingelöteten Thermoelementes. Eine gegenseitige Beeinflussung konnte damit nicht stattfinden.

Das Ergebnis zeigt Abb. 17 : In der Wiederaufheizphase sind die Unterschiede zwischen eingelötetem TH 17/5- und aufgepunktetem TH 17/5A-Thermoelement zu vernachlässigen. In der Flutphase ist der entstehende Unterschied jedoch nicht mehr vernachlässigbar. Er beträgt über längere Zeiten der Flutphase etwa 35 K und kurz vor dem Quenchen sogar 40 K.

Da sich die Meßstellen unterhalb der Stabmitte auf einer niedrigeren Leistungsstufe befanden und zur höchsten Leistungsstufe ein Leistungsfaktor von 1,125 besteht, ergibt sich als Korrektur für die Temperaturmessungen auf Zirkaloyhüllen in der höchstbelasteten Stufe ein Wert von etwa +40 K, jedoch nur für die Flutphase.

3.5.3 Temperaturvorlauf des Zentralstabes

Der Zentralstab wurde von der isothermen Starttemperatur aus durch eine höhere Leistung etwas rascher aufgeheizt, um zum Flutbeginn eine um etwa 30°C höhere Hüllentemperatur aufzuweisen. Er sollte sich dadurch bereits in der Wiederaufheizphase verformen und kurz nach Flutbeginn als erster Stab im Bündel zum Bersten kommen.

Die Abb. 18 zeigt vier Innentemperaturen der Stäbe 22-36-29 in gleicher, axialer Höhe. Von gleichem, isothermem Startniveau aus heizt sich der Zentralstab 36 mit 7,76 K/s auf, die Stäbe 22 und 29 mit 7,05 K/s. Bei Flutbeginn liegen die entsprechenden Innentemperaturen bei 810°C bzw. 780°C, die Zirkaloyhüllentemperaturen etwa 20 K tiefer.

3.5.4 Reaktion des Zentralstabes

Die Abb. 19 verdeutlicht das Verhalten des Zentralstabes. Mit Beginn der Aufheizrampe steigt der Stabinnendruck an. Bereits 10 Sekunden vor Flutbeginn beginnt jedoch der Druck deutlich abzufallen. Die Zirkaloyhülle verformt sich und hebt stark von ihrer Wärmequelle ab. Sie hat zu diesem Zeitpunkt bereits

eine stärkere Verformung als alle anderen, inneren Brennstabsimulatoren erlitten. Die stark abgehobene Hülle mit einem Spalt von bereits etwa 600 µm hatte keinen guten Wärmekontakt mehr zu ihrer Wärmequelle, was beim Einsetzen des Flutens wegen der relativ geringen Wärmekapazität der Zirkaloyhülle zu einer drastischen Reduzierung der Hülltemperatur um 187°C führte. Die Hüllrohrtemperatur stieg zwar noch einmal an, konnte jedoch an dieser Stelle keine Temperaturen mehr erreichen, die noch zu größeren Verformungen hätte führen können. Das Wiederbenetzen der Hülle erfolgte schließlich 240 Sekunden nach Flutbeginn ohne Bersten. Der zweite, steilere Druckabfall ist im wesentlichen der zeitlich verzögert entstehende Temperaturschock auf das eingeschlossene Gas. Der weitere, kontinuierliche Druckabfall tritt überwiegend durch die Abkühlung des eingeschlossenen Gases infolge der fortschreitenden Quenchfront und zum geringeren Teil durch die Volumenvergrößerung infolge der plastischen Verformung der Zirkaloyhülle ein.

3.5.5 Verhalten der Nachbarstäbe

Die Nachbarstäbe hatten wegen der niedrigeren Hüllrohrtemperaturen zu Flutbeginn auch geringere Verformungen zu diesem Zeitpunkt.

Die Abb. 20 zeigt die Druck- und Temperaturverläufe der beiden Nachbarstäbe 22 und 29. Aufgetragen sind die Innentemperaturen TI 22/1 und die in gleicher Höhe außen liegende Temperaturmeßstelle TH 22, die gleiche Temperaturmeßstellenpaarung des Stabes 29 mit TI 29/1 und TH 29, sowie der Innendruckverlauf des Stabes 22.

Auch bei diesen Stäben beginnt die plastische Verformung bereits in der Rampe jedoch erst 8 Sekunden vor Flutbeginn. Der Druckabfall ist deutlich schwächer ausgeprägt als bei Stab 36, da die Verformungsgeschwindigkeit temperaturabhängig ist. Die Hüllen haben also zum Zeitpunkt des Flutbeginns weniger stark abgehoben als diejenige des Zentralstabes 36. Bei 760°C wird die Rampe für beide Stäbe durch einsetzendes Fluten abgefangen und das Abfallen der Hüllrohrtemperatur ist deutlich niedriger und beträgt nur 90°C. Das Innere beider Stäbe reagiert auf diesen Temperatureinbruch nur wenig und zeitverzögert. Die Hüllentemperaturen erreichen nach kurzer Zeit fast wieder ihren Maximalwert von 760°C, um dann jedoch unterschiedlich stark abzufallen. Dies ist auf unterschiedlich starke Verformungen der Hüllen zurückzuführen.

Das Hüllrohr des Stabes 29 verformt sich stärker, der Spalt zwischen Wärmequelle und Hülle wird größer, der Wärmetransport zur Hülle geringer, was bei gleichen Kühlbedingungen für beide Hüllen einerseits zu einer stärkeren Abkühlung der Hülle 29 führt und andererseits zu einem stärkeren Ansteigen der Heizstabtemperaturen im Inneren dieses Brennstabsimulators. Die Hülle dieses Stabes 29 quencht früher - 176 Sekunden nach Flutbeginn ohne zu bersten. Die maximale Umfangsdehnung beträgt 32 %. Die Temperaturdifferenz zwischen Zirkaloyhülle und Heizstabhülle steigt bis zum Quenchzeitpunkt auf 275°C an.

Stab 22 quencht 187 Sekunden nach Flutbeginn. Er erreicht eine maximale Umfangsdehnung von nur 11 % sowie eine Temperaturdifferenz zwischen Zirkaloy- und Heizstabhülle von nur 157°C.

Es fällt auf, daß sich der Temperaturabfall im Stabinnern ohne größere Zeitverzögerung einstellt. Die Heizstabtemperatur des Stabes 29 fällt wegen des größeren Spaltes sehr viel langsamer ab als die des Stabes 22.

3.5.6 Daten der geborstenen Stäbe

Nach Abschluß des Experiments zeigten alle 9 Stäbe mehr oder weniger starke Verformungen, jedoch nur 2 Hüllrohre davon kamen zum Bersten.

Die Abb. 21 zeigt den Hüllentemperatur- und Innendruckverlauf des in der Flutphase geborstenen Brennstabsimulators 67. Das Absinken des Innendrucks beginnt hier erst 7 Sekunden vor Erreichen der Maximaltemperatur bei 750°C, und das Absinken der Temperatur bei Flutbeginn beträgt nur 75°C. Die Temperatur steigt danach wieder rach auf ihren ursprünglichen Wert an. 105 Sekunden nach Flutbeginn birst die Hülle bei einer Berstumfangsdehnung von 30,6 %.

Eine Erklärung für das frühzeitige Quenchen der Zirkaloyhülle in der Nähe der Berststelle - das Thermoelement sitzt etwa 100 mm von der Berststelle entfernt - könnte die Ausbildung einer lokalen Benetzung an den Berstlippen des geborstenen Rohres sein.

Folgende Berstdaten wurden ermittelt:

Berstdaten	Stab 67	Stab 76
Bersttemperatur /°C/	810 (korrigiert)	nicht gemessen
Berstdruck /bar/	60	66
Berstumfangsdehnung /%/	30,6	24,2

3.5.7 Aussehen des Bündels

Abb.22 zeigt nun die höchstbelastete Zone der verformten Stäbe des Bündels von allen vier Seiten aufgenommen. Es gibt keine Stelle im Bündel, an der man nicht aus irgendeiner Richtung frei zwischen den Stäben hindurchsehen könnte.

Um die Abstandshalter liegen Zonen geringster Umfangsdehnung, überwiegend verursacht durch ihre lokale Kühlwirkung. Das Verformungsbild zwischen den Abstandshaltern zeigt ein Anwachsen der Umfangsdehnungen in Strömungsrichtung zum nächsthöheren Abstandshalter hin. Dies läßt darauf schließen, daß trotz Anwesenheit von Wasser eine Überhitzung des Dampfes stattgefunden haben muß, die zu einer axialen Verschiebung der Hüllrohrtemperaturen geführt hat. - Die beiden Berststellen sind deutlich zu erkennen.

Die Abb. 23 zeigt die Verformung und Verbiegungen der Stäbe im Mittelteil der Brennstabsimulatoren sowie die beiden Berststellen noch deutlicher.

Die Abb. 24 zeigt nun die geborstene Hülle 67 in Seitenansicht und Draufsicht. Das äußere Erscheinungsbild ist aus Einzelstabexperimenten mit verkürzten Brennstabsimulatoren und mit Brennstabsimulatoren voller Länge bekannt und läßt auf große azimutale Temperaturunterschiede an der Berststelle schließen, was wiederum die geringen Berstumfangsdehnungen erklärt. Abb. 25 zeigt das gleiche Erscheinungsbild für die geborstene Hülle des zweiten Stabes 76.

3.5.8 Umfangsdehnung der Hüllrohre

Die Abb.26 zeigt die Auftragung der Umfangsdehnung aller 9 Zirkaloyhüllen über der ganzen Stablänge von 3,9 m. Unten im Bild ist die axiale Leistungsverteilung im Stab angegeben.

Die maximal aufgetretenen Umfangsdehnungen an den einzelnen Stäben liegen zwischen 8 und 32 %, und die dehnungsverhindernde Wirkung der Abstandshalter ist deutlich zu erkennen. Die in der Wiederauffüll- und Flutphase entstandenen Verformungen sind so gering, daß sich Stäbe aufgrund von Umfangsdehnungen nicht einmal hätten berühren können. Nur an einer Stelle trat Berührung zweier Stäbe und zwar nur durch eine Stabverbiegung auf. Die oben eingezeichnete, strichpunktierte Linie gibt die Grenze von 33 % Umfangsdehnung an, bei der, wenn alle Stäbe diese Dehnung an der gleichen, axialen Stelle erreicht haben würden, sich gerade berührt haben würden. Bei einer solchen Konfiguration würde dann erst eine Kühlkanalquerschnittsverengung von etwa 60 % vorliegen.

Die Abbildung zeigt jedoch, daß keiner der Stäbe 33 % erreicht, die meisten liegen weit unter diesem Wert.

ZUSAMMENFASSUNG UND SCHLUSSFOLGERUNG

EINZELSTABVERSUCHE

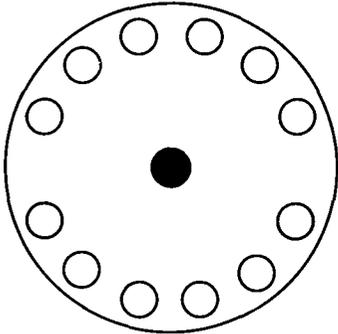
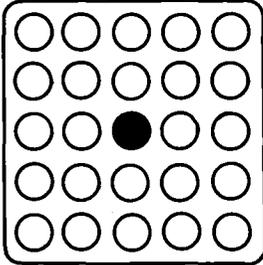
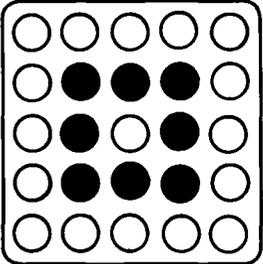
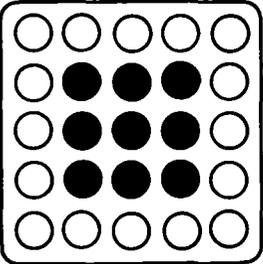
- Der Deformationsmechanismus und die entstehende Berstumfangsdehnung der Zirkaloyhülle werden maßgeblich von der Größe der auftretenden Temperaturunterschiede auf dem Hüllrohrumfang bestimmt.
- Große Wandstärkenabnahmen bleiben im Falle azimuthaler Temperaturdifferenzen auf einen kleinen, heißen Bereich des Hüllrohrumfanges begrenzt, wodurch große, mittlere Berstumfangsdehnungen verhindert werden.
- Große azimuthale Temperaturdifferenzen führen zu kleinen Berstumfangsdehnungen, kleine Temperaturdifferenzen zu großen Dehnungen.
- Out-of-pile und in-pile an frischen Brennstäben ermittelte Berstdaten (Temperatur, Druck, Dehnung) zeigen gute Übereinstimmung.
- Die unter azimuthalen Temperaturunterschieden sich verformenden Zirkaloyhüllrohre führen zu einer unsymmetrischen Verformung als Folge einer Rohrverbiegung.
- Die Umfangsdehnungen größer als 33 %, was ein gegenseitiges Berühren benachbarter, aufblähender Stäbe bedeuten würde, sind auf eine relativ kurze Länge um die Berststelle begrenzt.
- Große, axial ausgedehnte Hüllrohrverformungen wurde in keinem Falle beobachtet.

ERSTER BÜNDELVERSUCH

- Für die Erzeugung typischer Hüllrohrverformungen ist die zeit- und ortsabhängig richtige Simulation folgender Einflußgrößen von entscheidender Bedeutung:
 - die erzeugte Wärmemenge im Innern des Brennstabsimulators und der Wärmetransport über den Spalt an die Hülle.
 - die äußeren Kühlbedingungen in den verschiedenen Phasen eines Kühlmittelverluststörfalles.
- Es ist ein starker Einfluß des sich ändernden Spaltes auf den Hüllrohrtemperaturverlauf während der ganzen Flutphase festzustellen.
- Bei stärkerem Abheben der Hülle tritt früheres, bei schwächerem Abheben späteres Quenchen ein.
- Geborstene Hüllrohre quenchen möglicherweise früher als ungeborstene.
- Bei den gewählten Versuchsbedingungen kamen von den 9 unter Innendruck von 70 bar stehenden Zirkaloyhüllen nur zwei zum Bersten.
- Die unsymmetrische Deformationsform der geborstenen Hüllrohre läßt auf große azimutale Temperaturunterschiede an der Berststelle schließen, was zu den niedrigen Berstdehnungen von 25 % bzw. 31 % führte.
- Die maximalen Umfangsdehnungen der nicht geborstenen Hüllrohre lagen zwischen 8 und 32 %.
- Die Abstandshalter unterbinden infolge erhöhter lokaler Kühlwirkung größere Umfangsdehnungen im Bereich der Abstandshalter.
- Bei dem beschriebenen Bündelversuch wurde das Maximum der Umfangsdehnungen zwischen den Abstandshaltern in Strömungsrichtung zum nächsten Abstandshalter hin verschoben.
- Die bei den eingestellten Versuchsrandbedingungen erzeugten Hüllrohrdeformationen ergaben ein Bild fast ungestörter Kühlkanalgeometrie im Stabbündel, die zu keinerlei Beeinträchtigung der Kühlbarkeit führten.

AUSBLICK

- Weitere Einzelstabversuche dienen der Quantifizierung des Aufblähmechanismus.
- Weitere Bündelversuche sollen den Bereich von Stäben mittlerer bis höchster Belastung abdecken und die Frage klären, ob und inwieweit Propagationseffekte auftreten können.

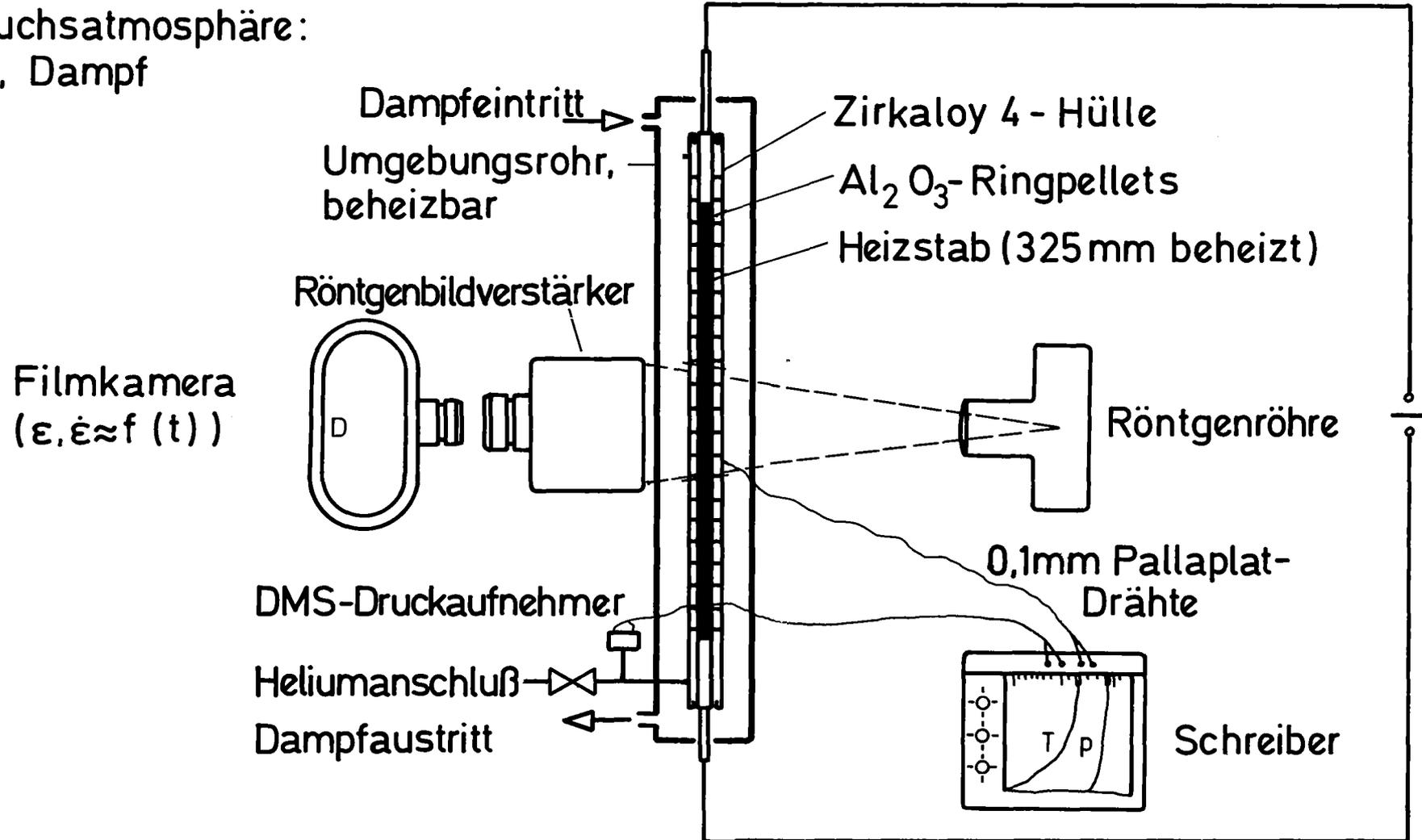
Versuchsreihen	Versuchsanordnung
Einzelstabversuche, Dampf	
Einzelstabversuche, Dampf und Fluten	
Bündelversuche, Dampf und Fluten	
	
 Simulator mit Zirkaloyhülle und Innendruck	 Simulator mit Inconelhülle ohne Innendruck



Versuchsprogramm

Abb. 1

Versuchsatmosphäre:
Luft, Dampf

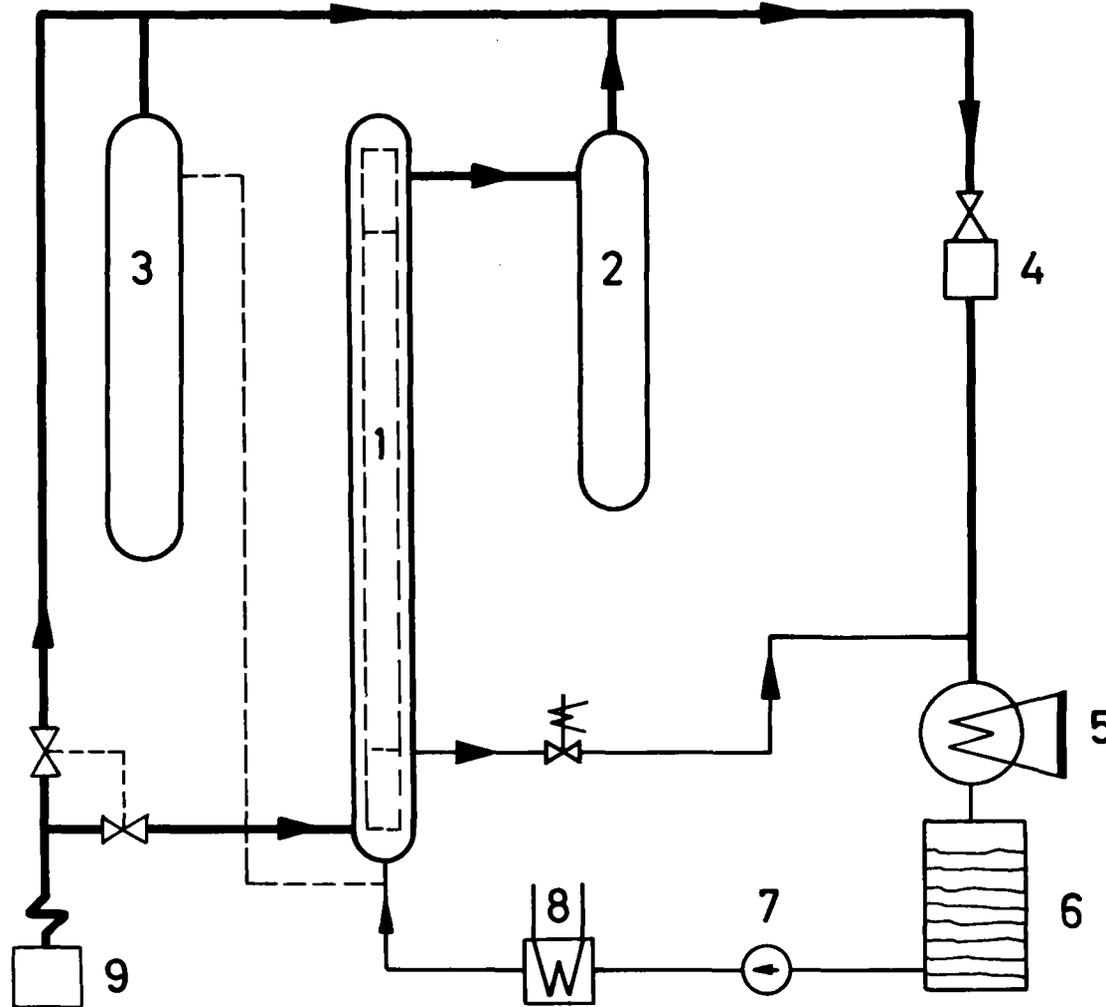


- 170 -



Prüfstand für Einzelstabversuche an verkürzten Brennstabsimulatoren

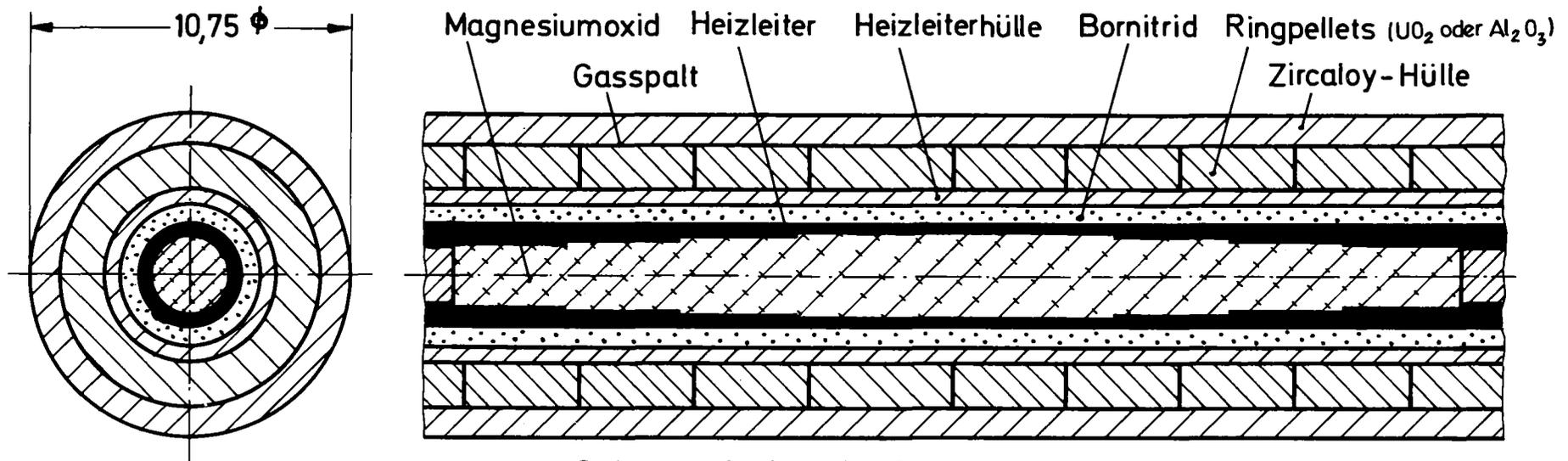
Abb. 2



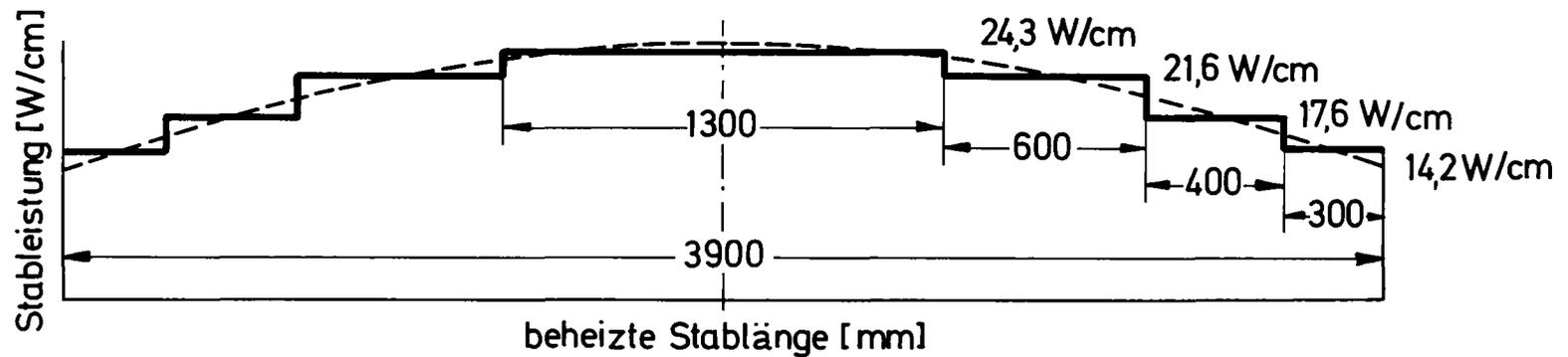
- 1 Teststrecke
- 2 Abscheidebehälter
- 3 Containmentsimulator
- 4 Dampfumformer
- 5 Kondensator
- 6 Wasserbehälter
- 7 Einspeisepumpe
- 8 Vorwärmer bzw. Kühler
- 9 Dampferzeuger

Versuchskreislauf für Bündelversuche an Brennstabsimulatoren
voller Länge

Abb. 3

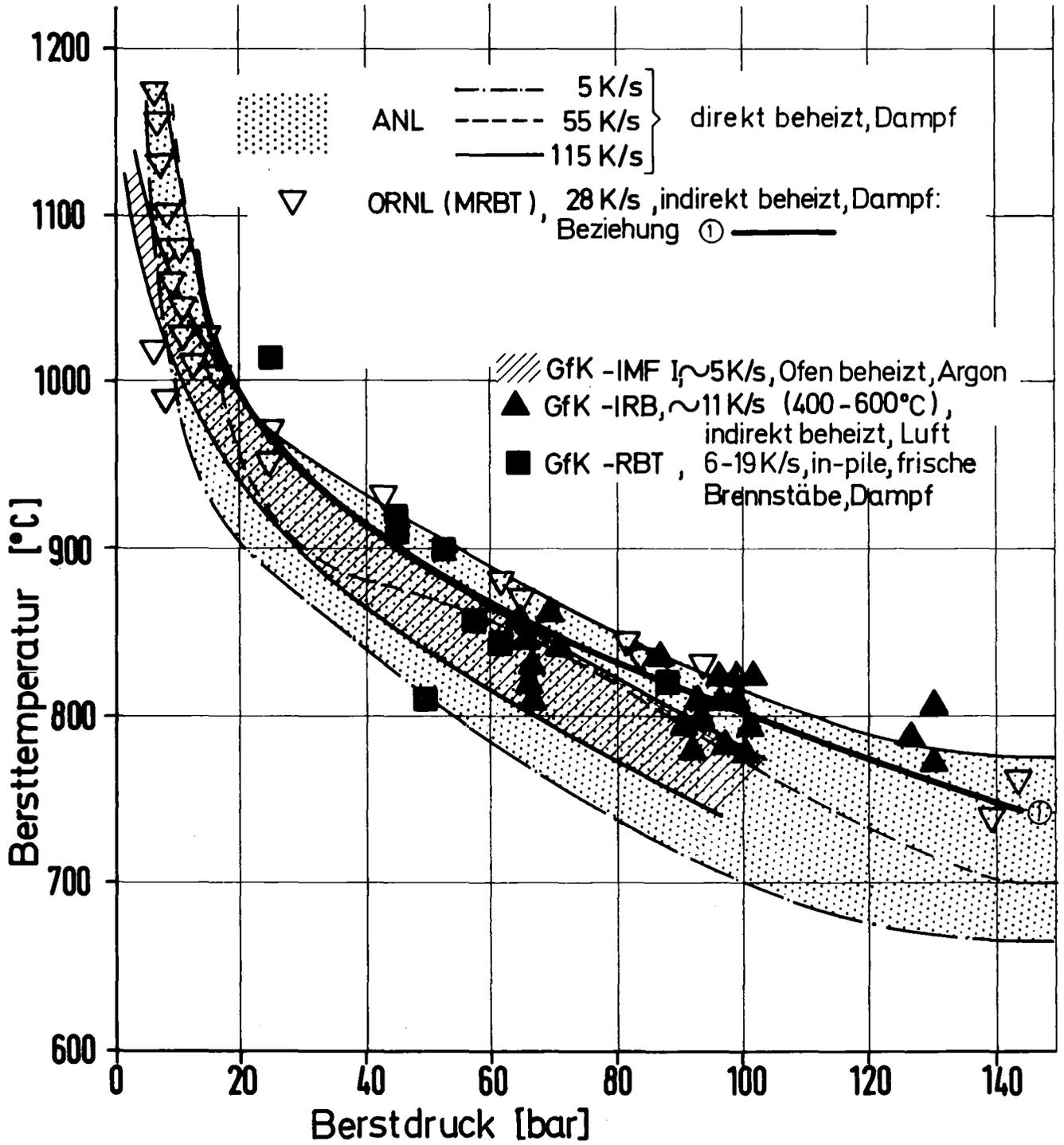


Schematischer Aufbau



axiale Leistungsverteilung



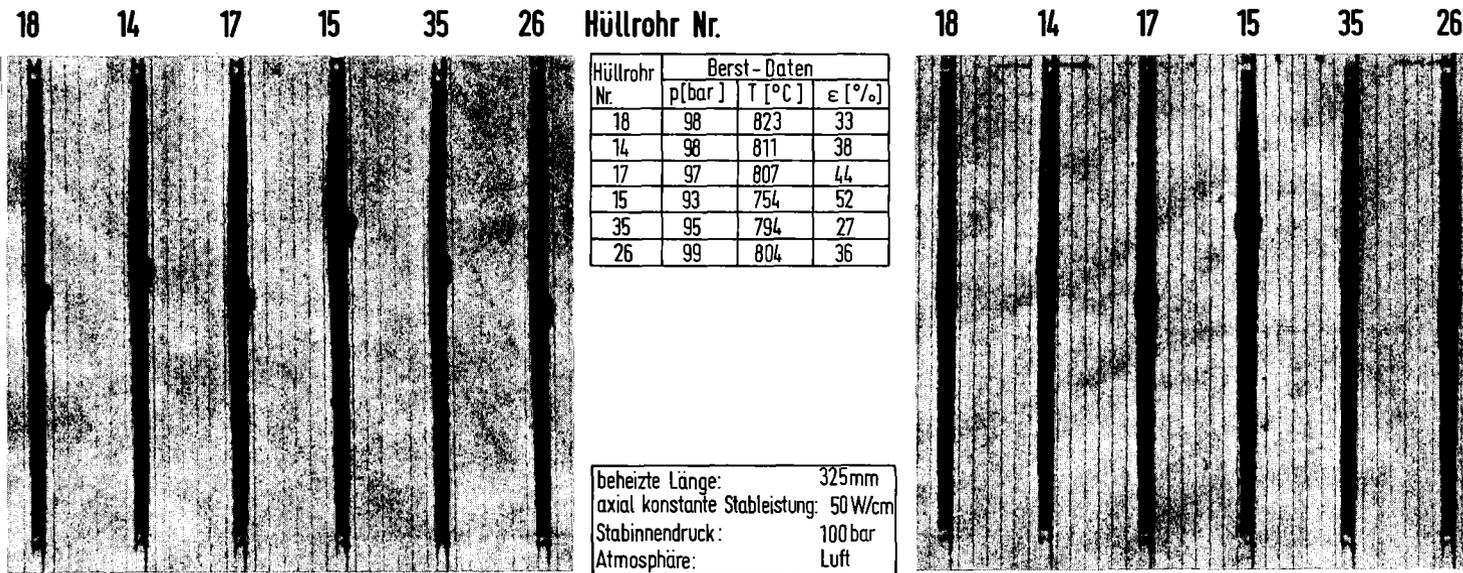


Bursttemperatur

Abb. 5

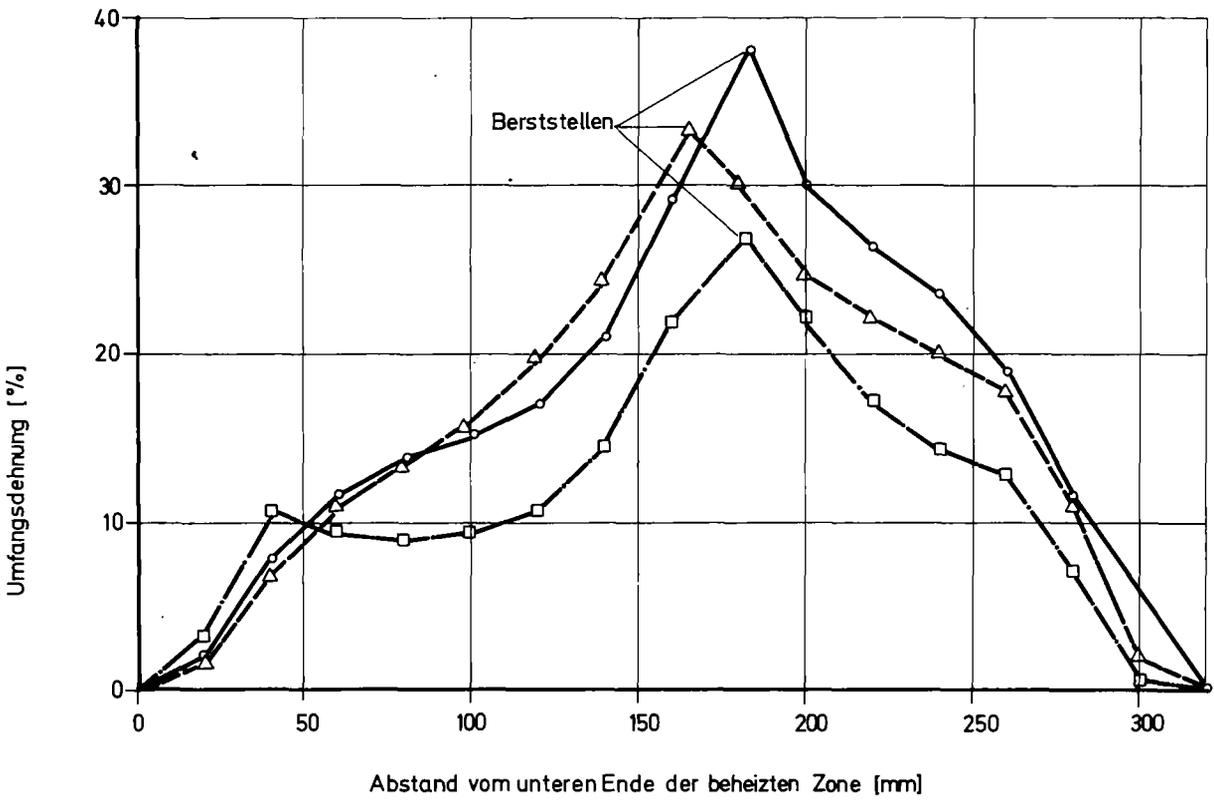
Seitenansicht

Draufsicht



Aufgeblähte und geborstene Zirkaloy - Hüllrohre

Abb. 6



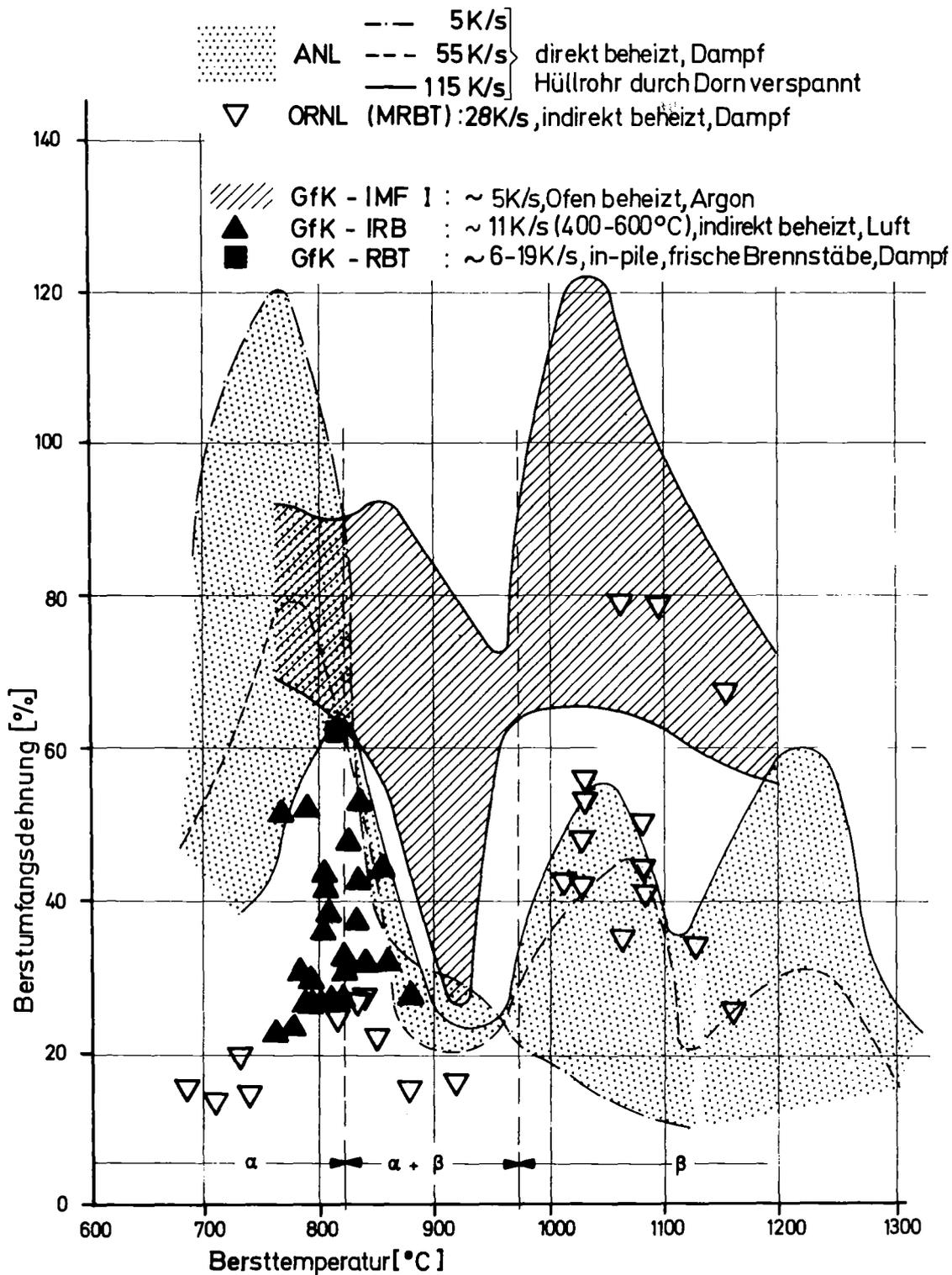
indirekt beheizter Brennstabsimulator
 beheizte Länge: 321 mm
 gleichförmige Stableistung: 50 W/cm
 Heizstab Nr. 12
 Stabinnendruck: 100 bar
 Atmosphäre: Luft

- Hüllrohr Nr. 14 ———
- △ Hüllrohr Nr. 18 - - - - -
- Hüllrohr Nr. 35 - · - · -



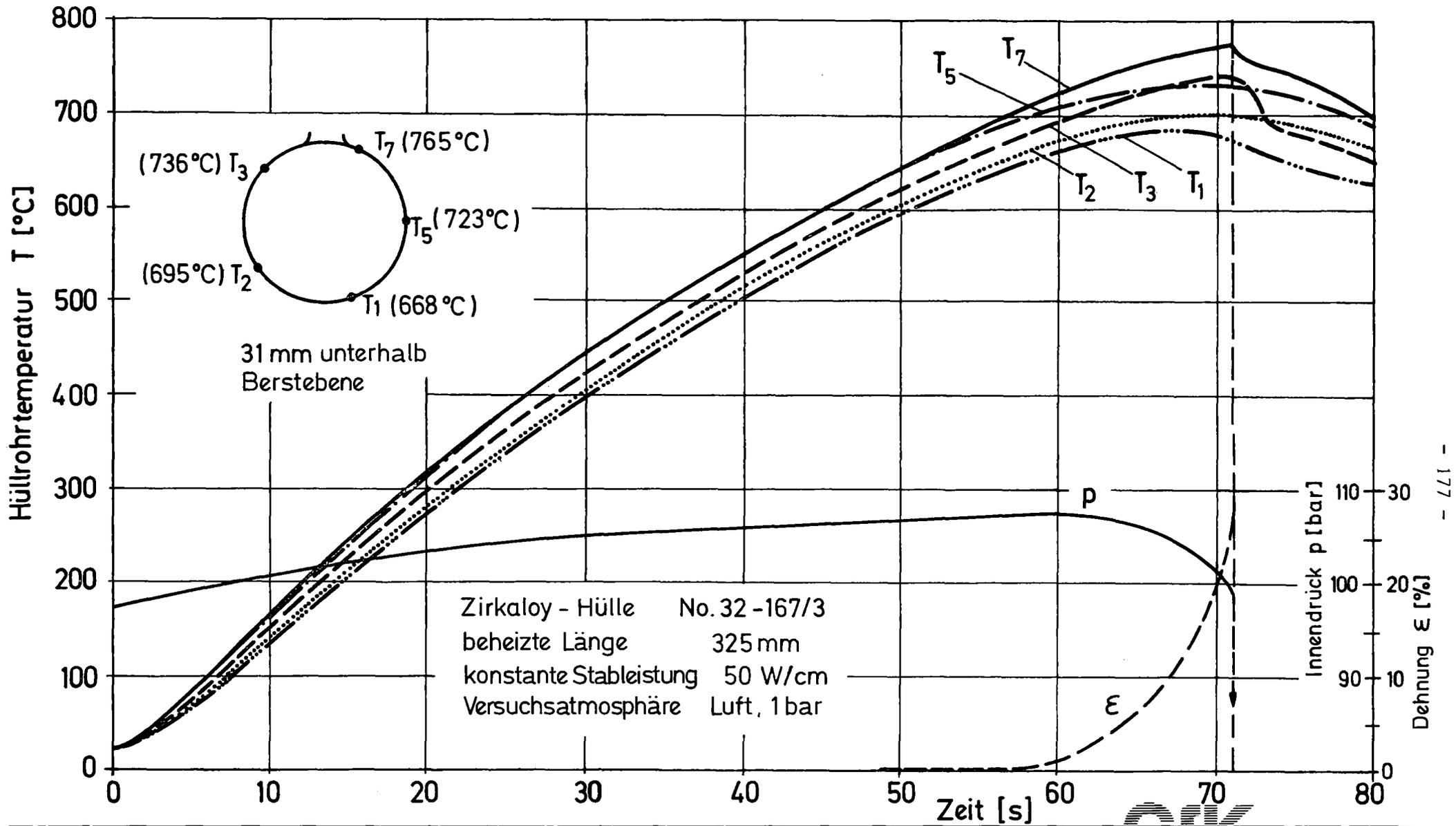
Umfangsdehnung

Abb. 7



GfK

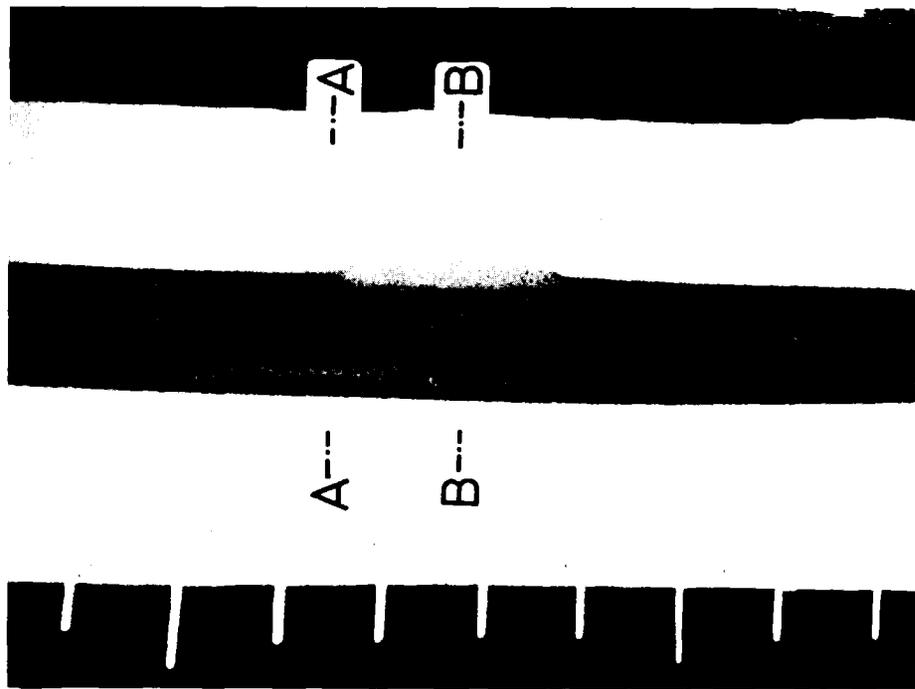
Berstumfangsdehnung Abb. 8



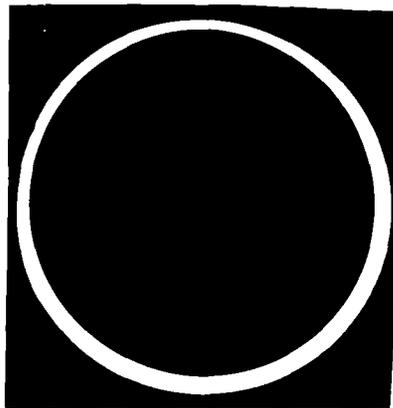
Azimutale Temperaturverteilung beim Aufblähvorgang

Abb. 9

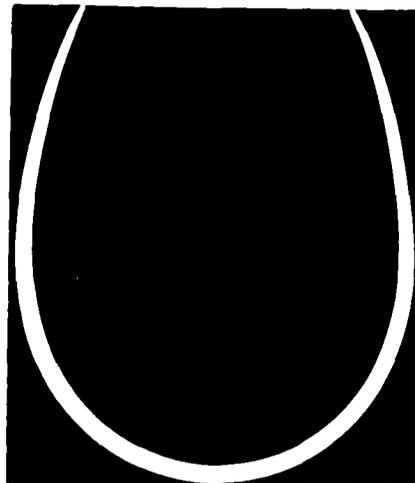
Röntgenphotographie



Querschnitt



Schnitt A - A

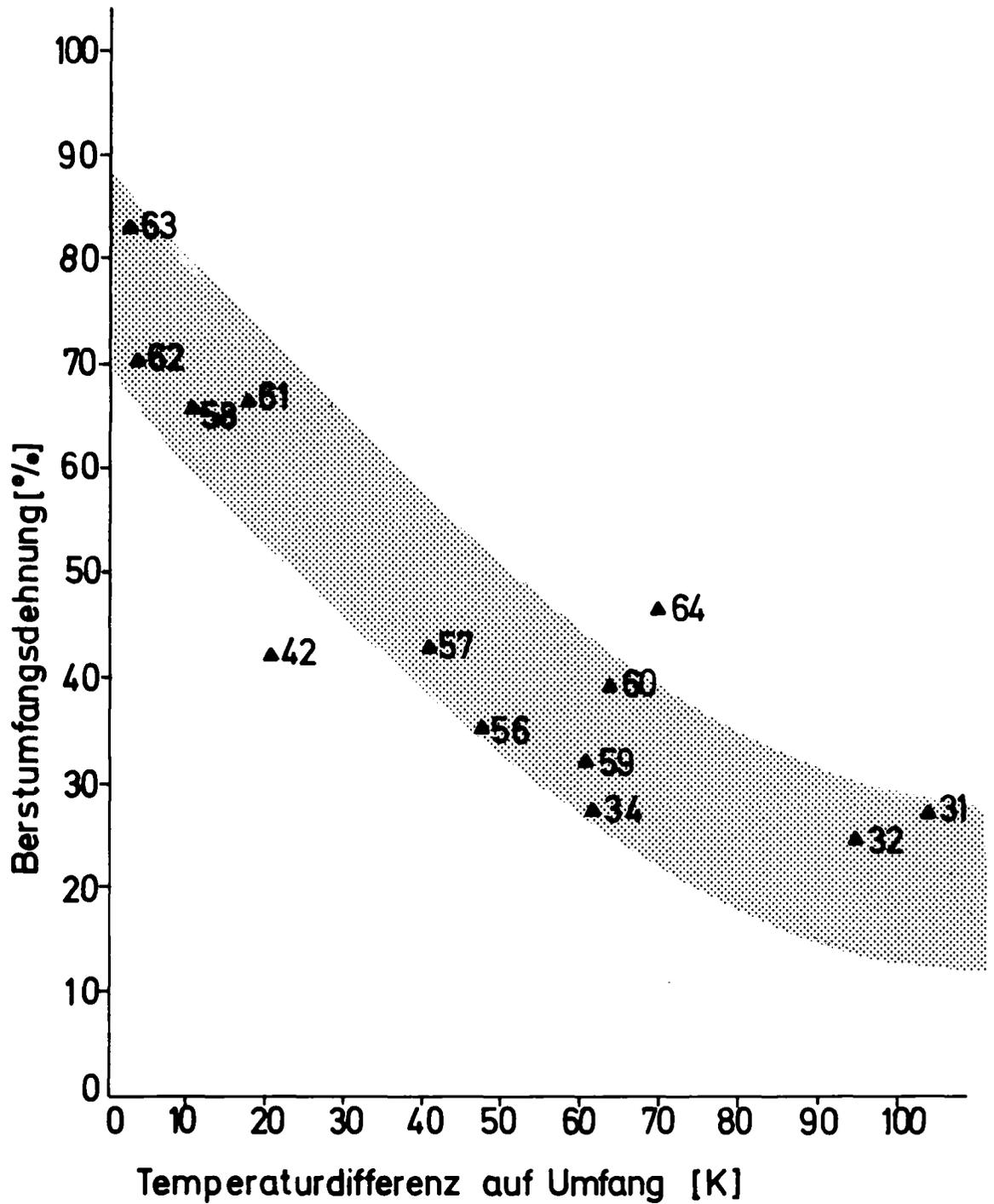


Schnitt B - B

OK

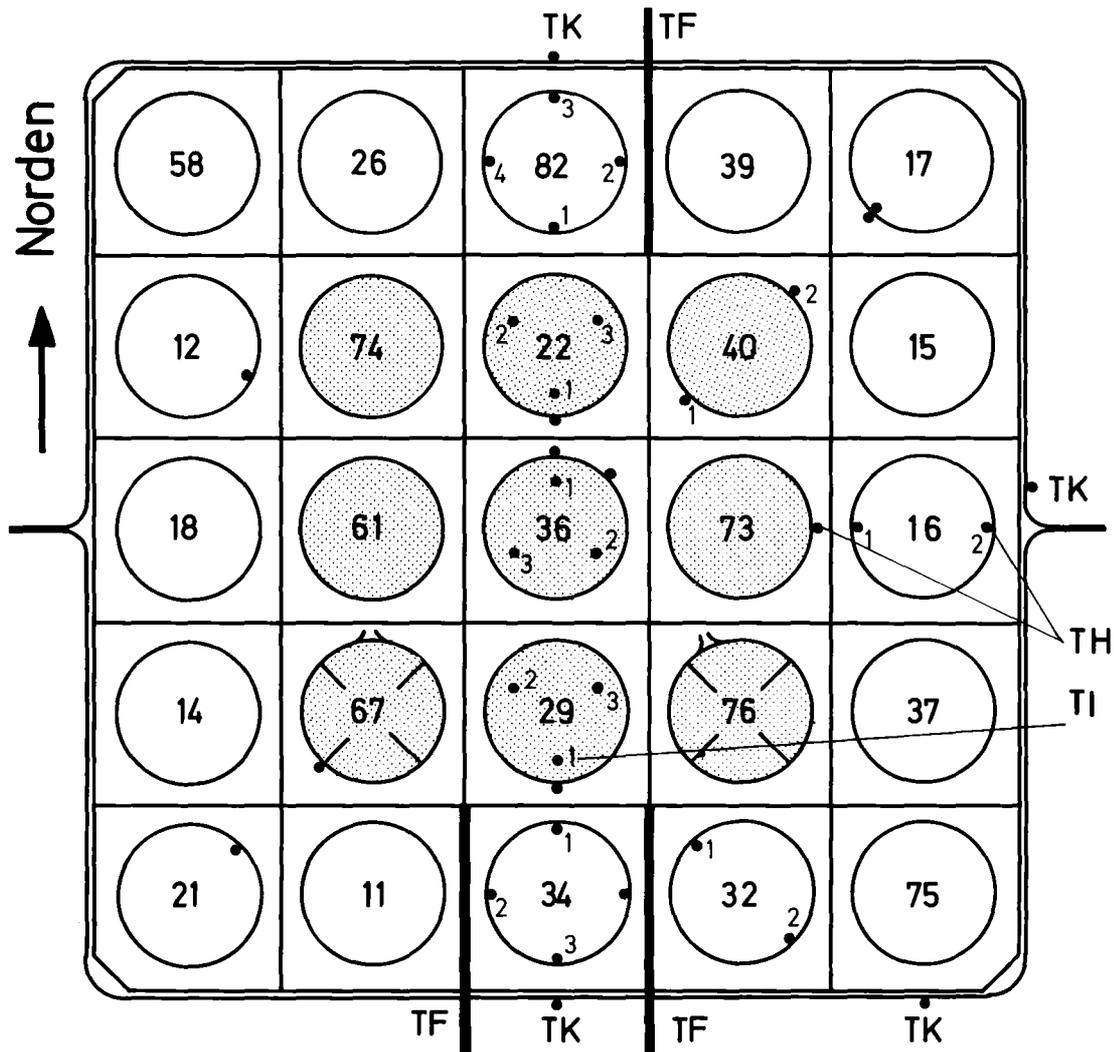
Aufgeblähtes und geborstenes Zirkaloy - Hüllrohr

Abb. 10



Berstumfangsdehnung über Temperaturdifferenz auf Umfang

Abb.

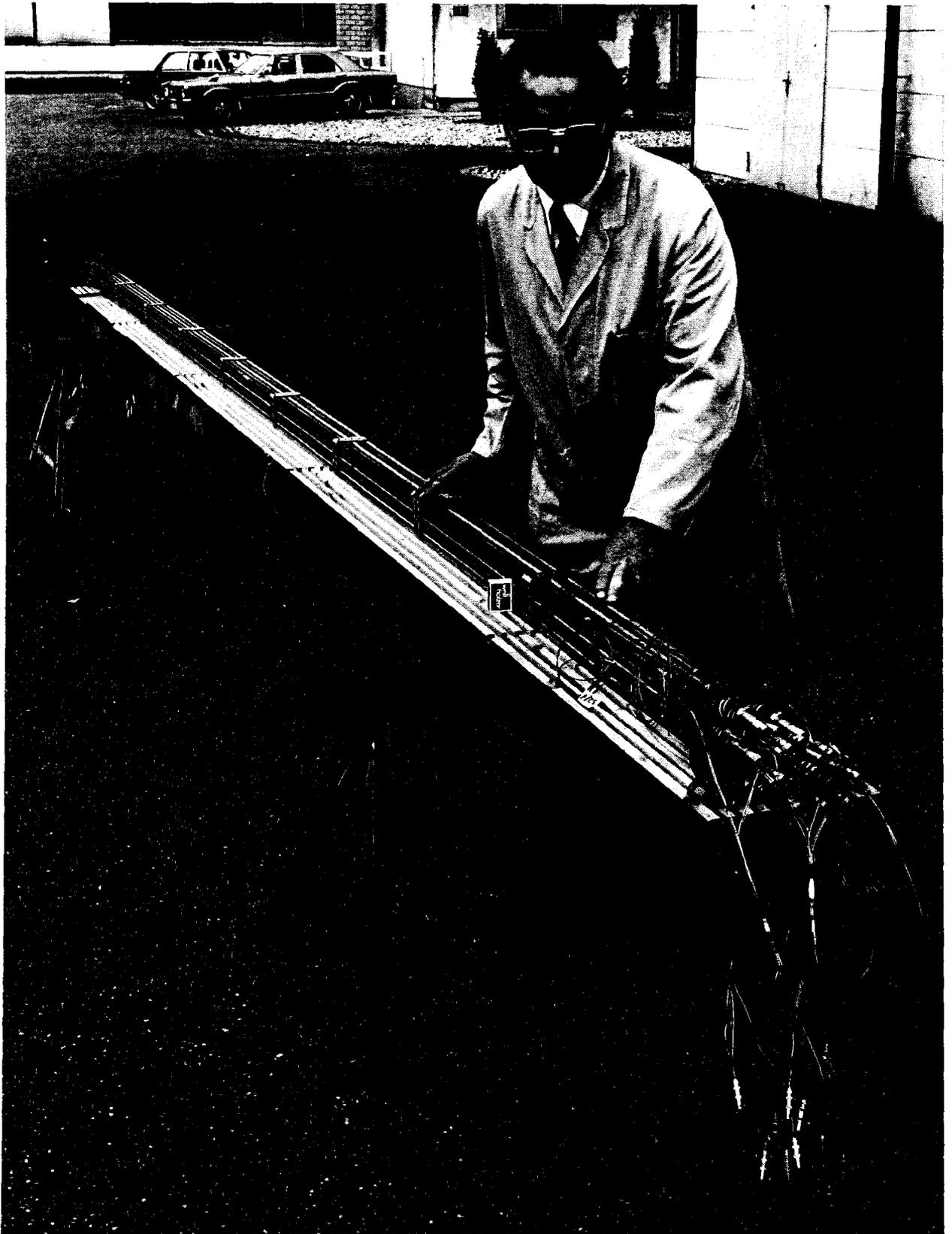


- TH auf Außenstäben, TE in Simulatorhülle eingelötet
- TH auf Innenstäben, TE auf Zirkaloyhülle angepunktet
- TI auf Innenstäben, TE in Heizstabhülle eingelötet
- TK Kastenthermoelemente
- TF Fluidthermoelemente



Thermoelementanordnung über Bündelquerschnitt

Abb. 12



1. Bündelversuch

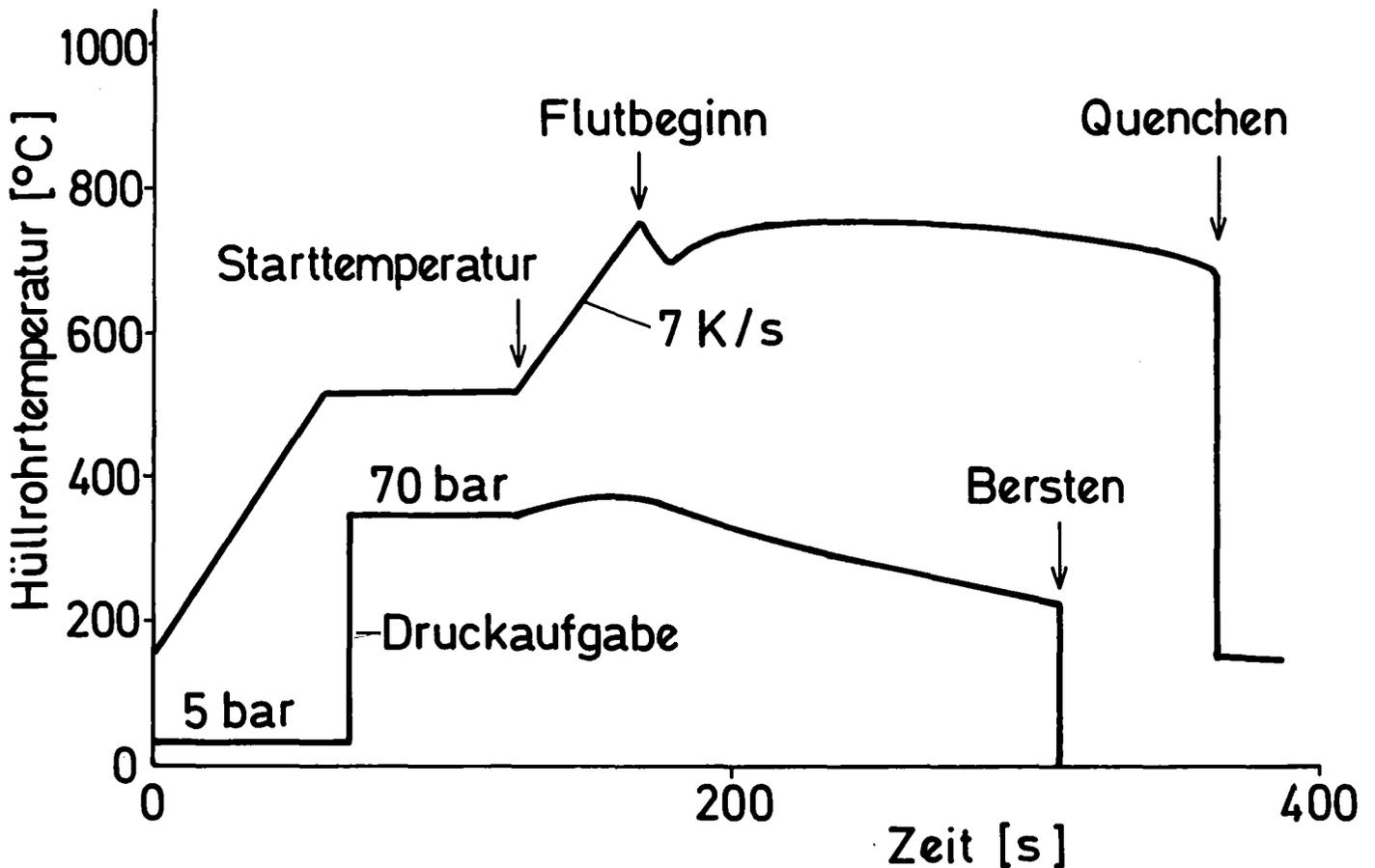
Stabbündel vor Einbau in Kasten



1. Bündelversuch

Stabbündel mit Kasten beim Einfahren in Teststrecke

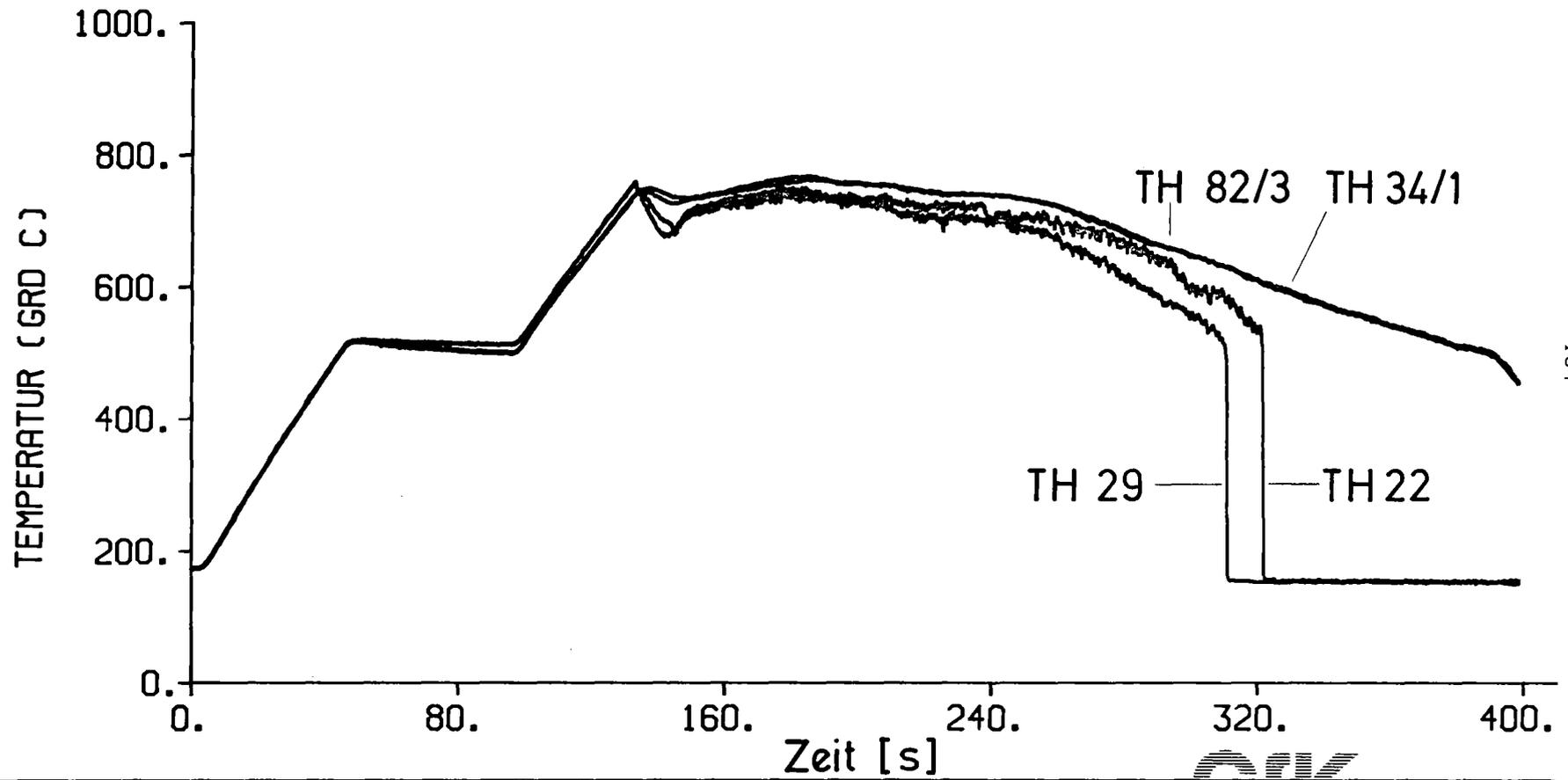
- Isotherme Starttemperatur 520 °C
- Stabinnendruck 70 bar
- Nachwärmeleistung 20 W/cm
- Wärmeübergangszahl in Wiederauffüllphase ~ 30 W/m²K
- Hüllrohrtemperatur bei Flutbeginn 760-790 °C
- Flutrate, kalt ~ 3 cm/s
- Flutwassertemperatur 130 °C
- Systemdruck 4 bar



Versuchsführung für Bündelversuch

Abb.15

Meßstellen in Stabmitte



- 184 -

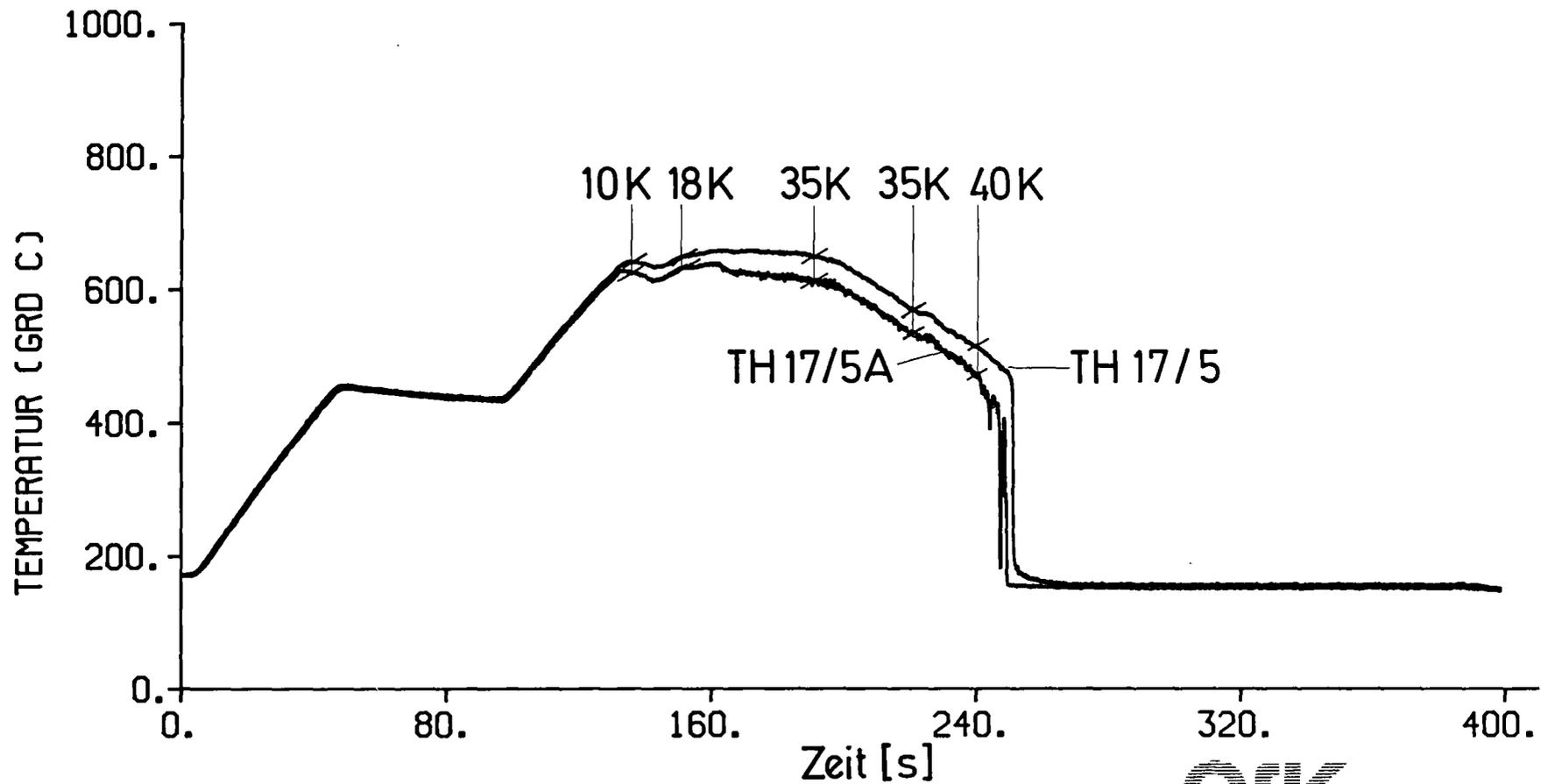
1. Bündelversuch

Radiale Temperaturverteilung im Bündel

Abb. 16



Meßstelle 950 mm unterhalb Stabmitte
niedrigere Leistungsstufe: 17,8 W/cm



- 185 -

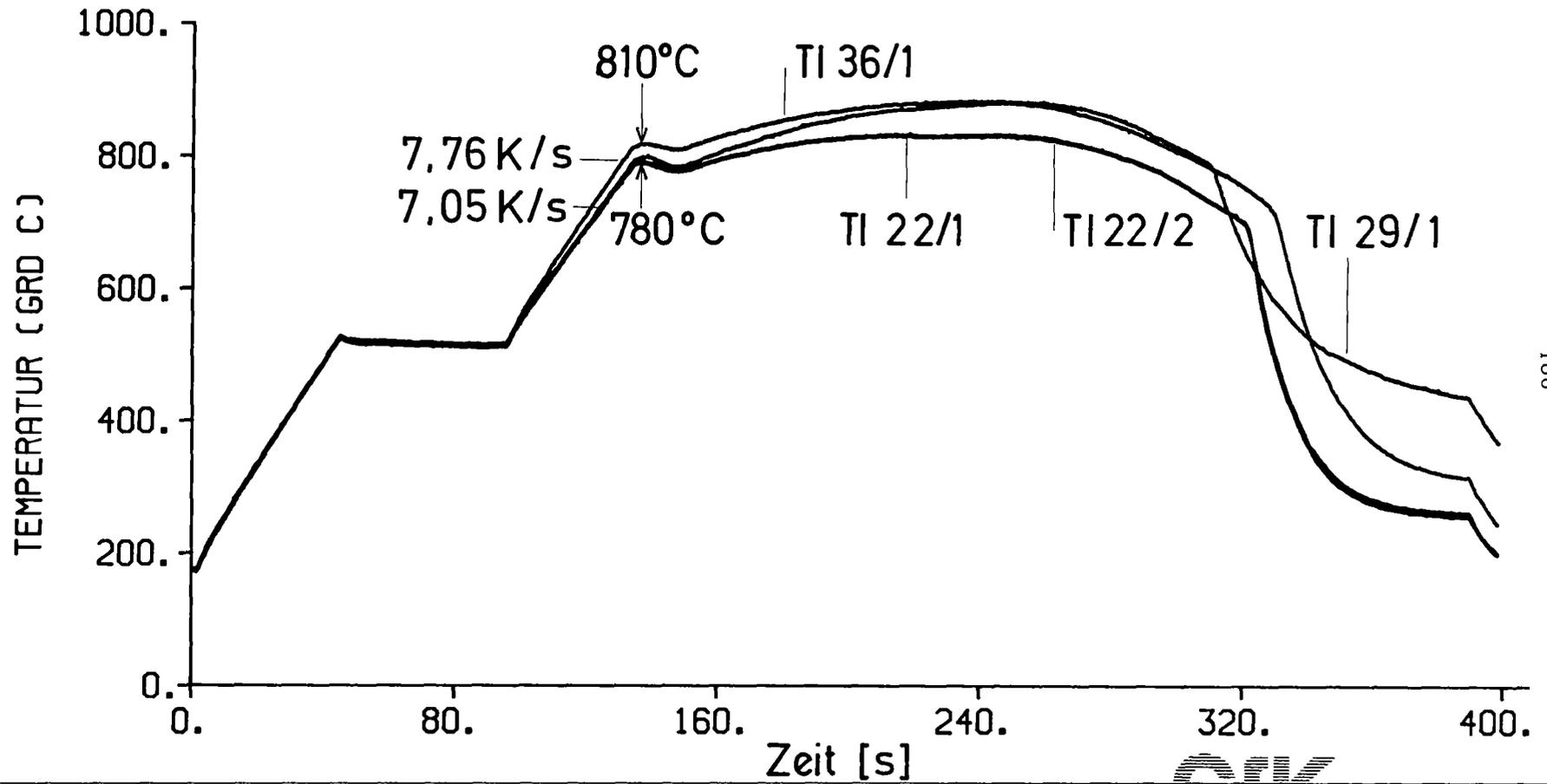
1. Bündelversuch

Abb.17

Temperaturunterschied zwischen eingelötetem und aufpunktetem Thermoelement

GIK

Meßstellen in Stabmitte



- 186 -

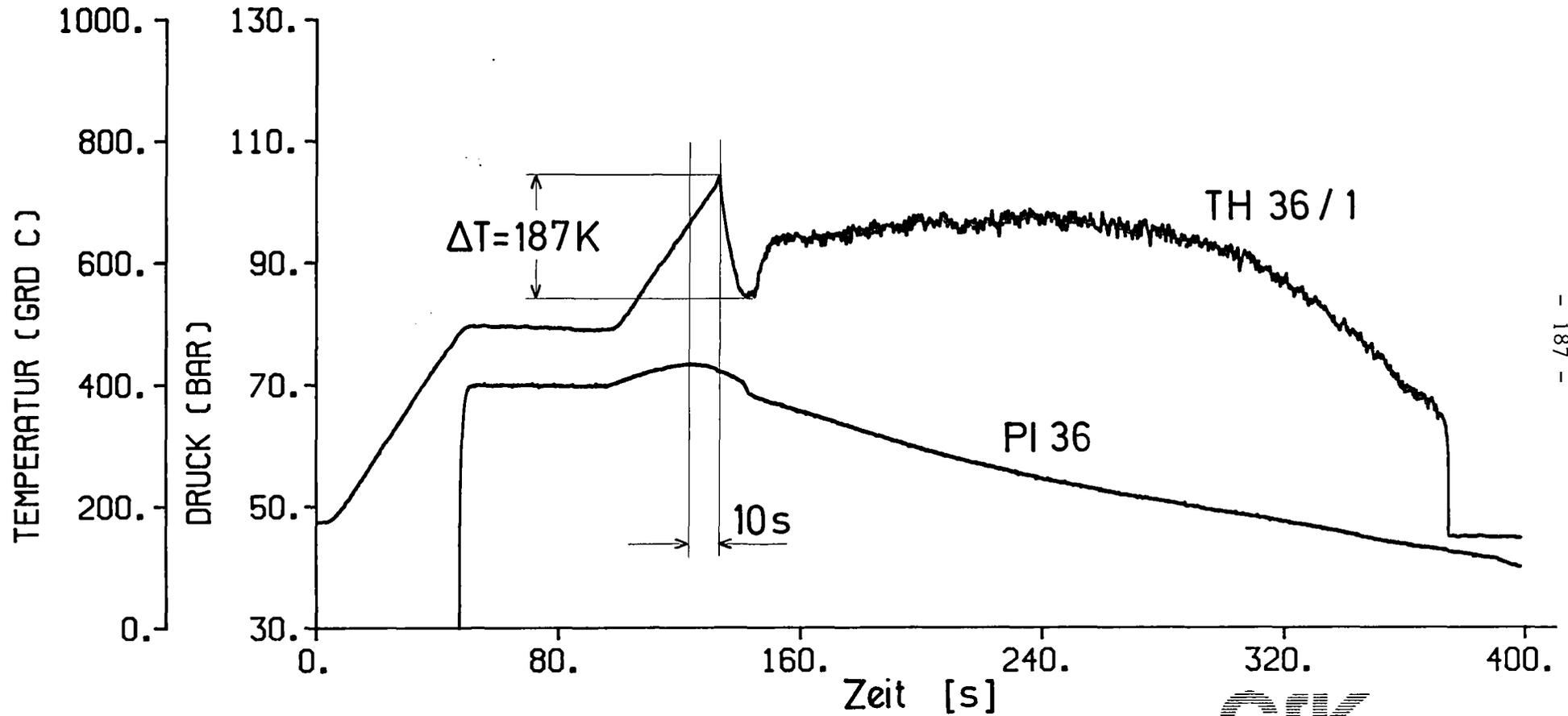
1. Bündelversuch

Temperaturvorlauf des Zentralstabes im Bündel (Innentemperaturen)

Abb.18



Meßstelle 500 mm oberhalb Stabmitte



- 187 -

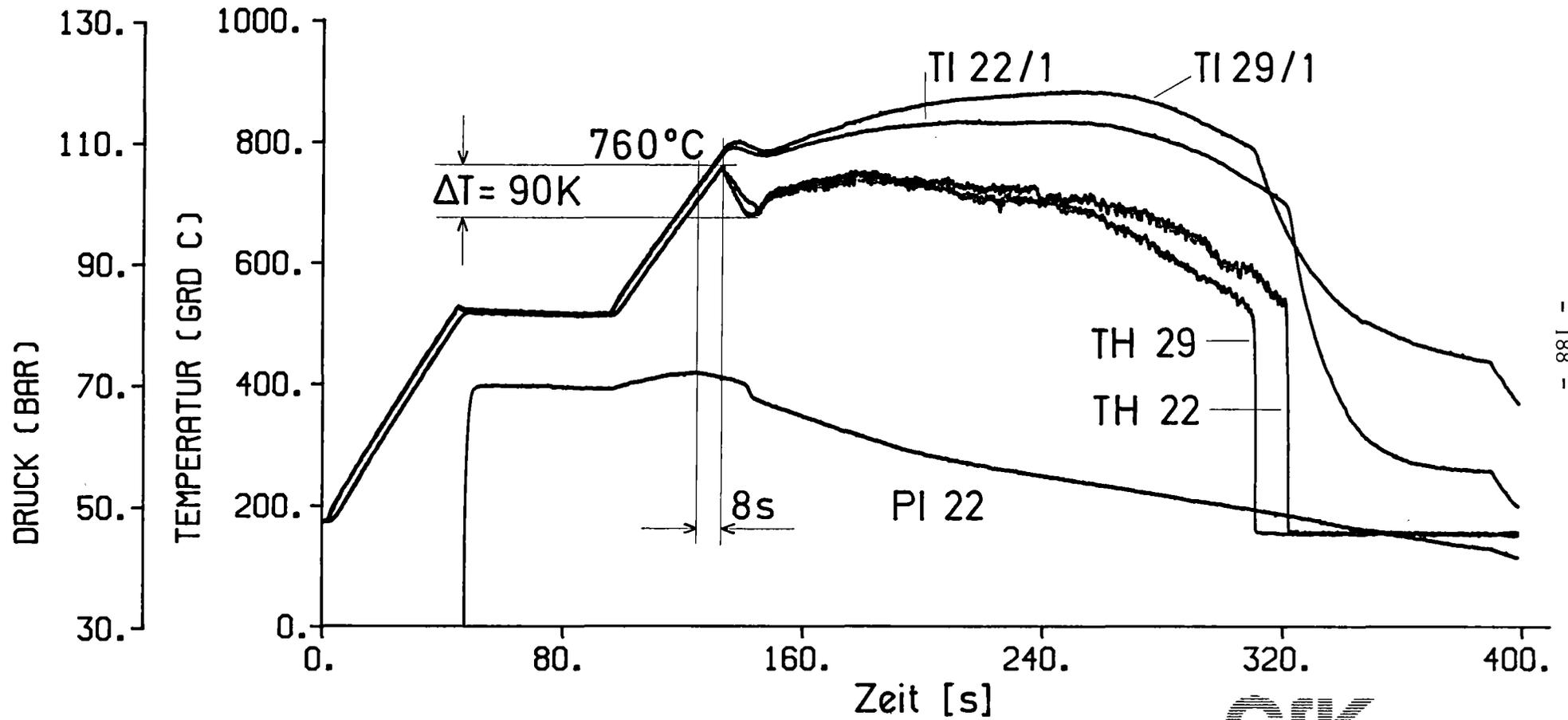


1. Bündelversuch

Hüllentemperatur und Innendruck des Zentralstabes

Abb.19

Meßstellen in Stabmitte



- 188 -

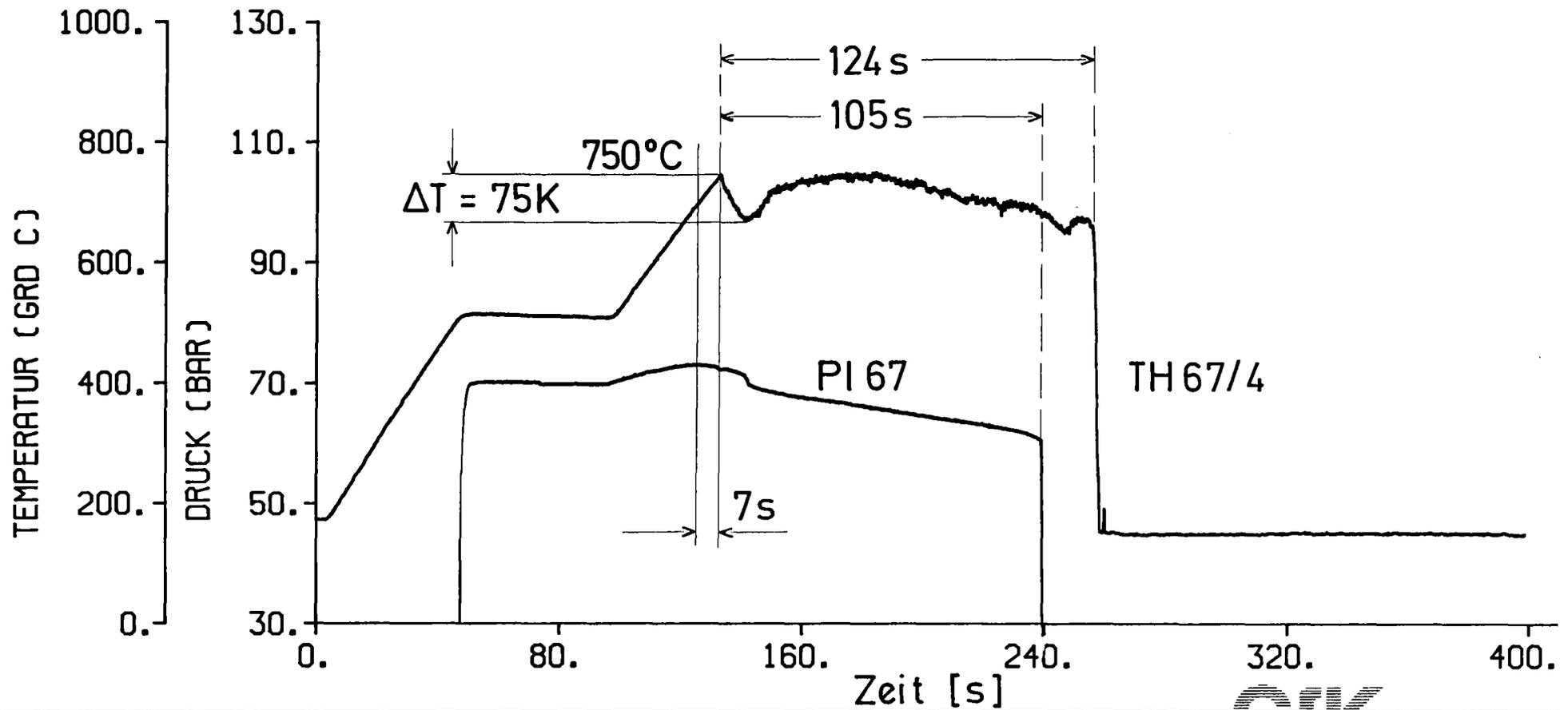


1. Bündelversuch

Druck- und Temperaturverlauf der Stäbe 22 und 29

Abb.20

Meßstelle in Stabmitte



- 189 -



1. Bündelversuch

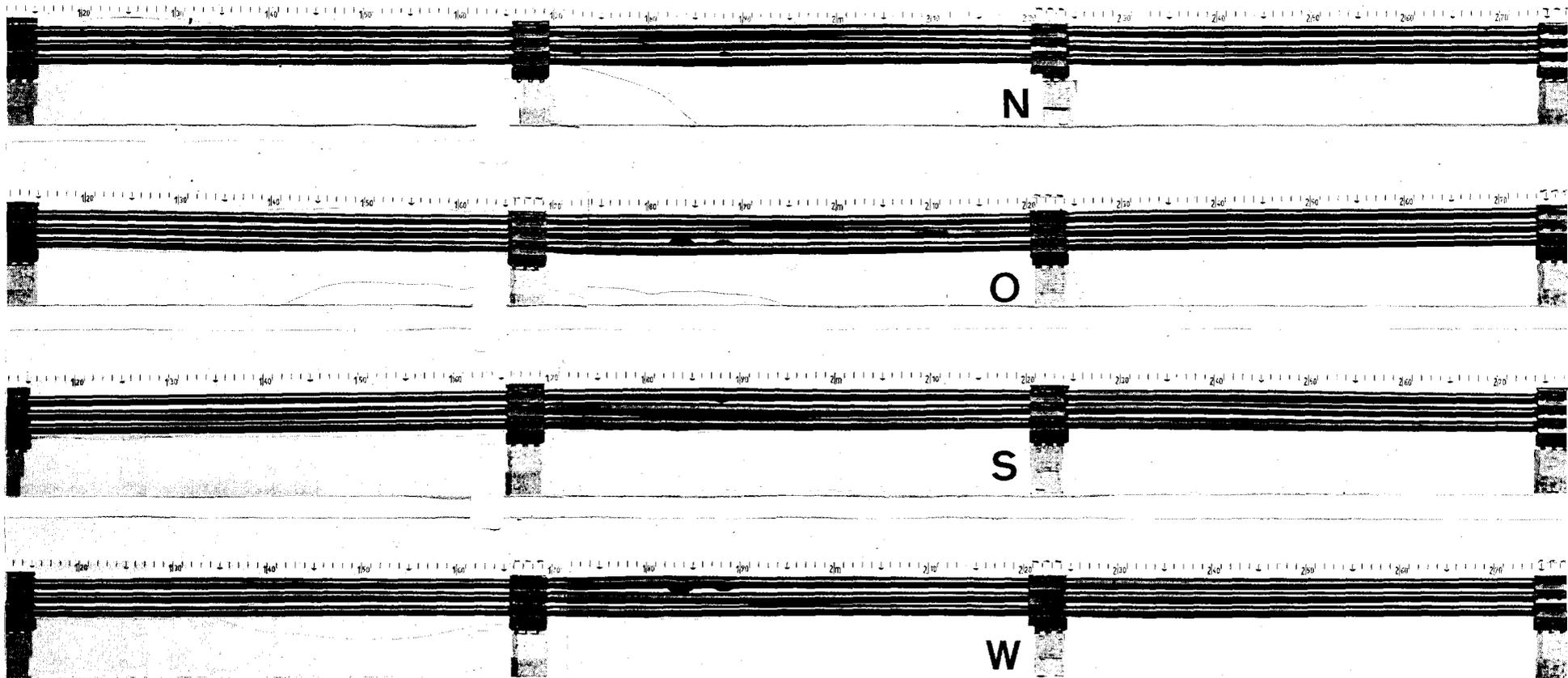
Hüllentemperatur und Innendruck des geborstenen Stabes 67

Abb.21

oben

↓Mitte

unten

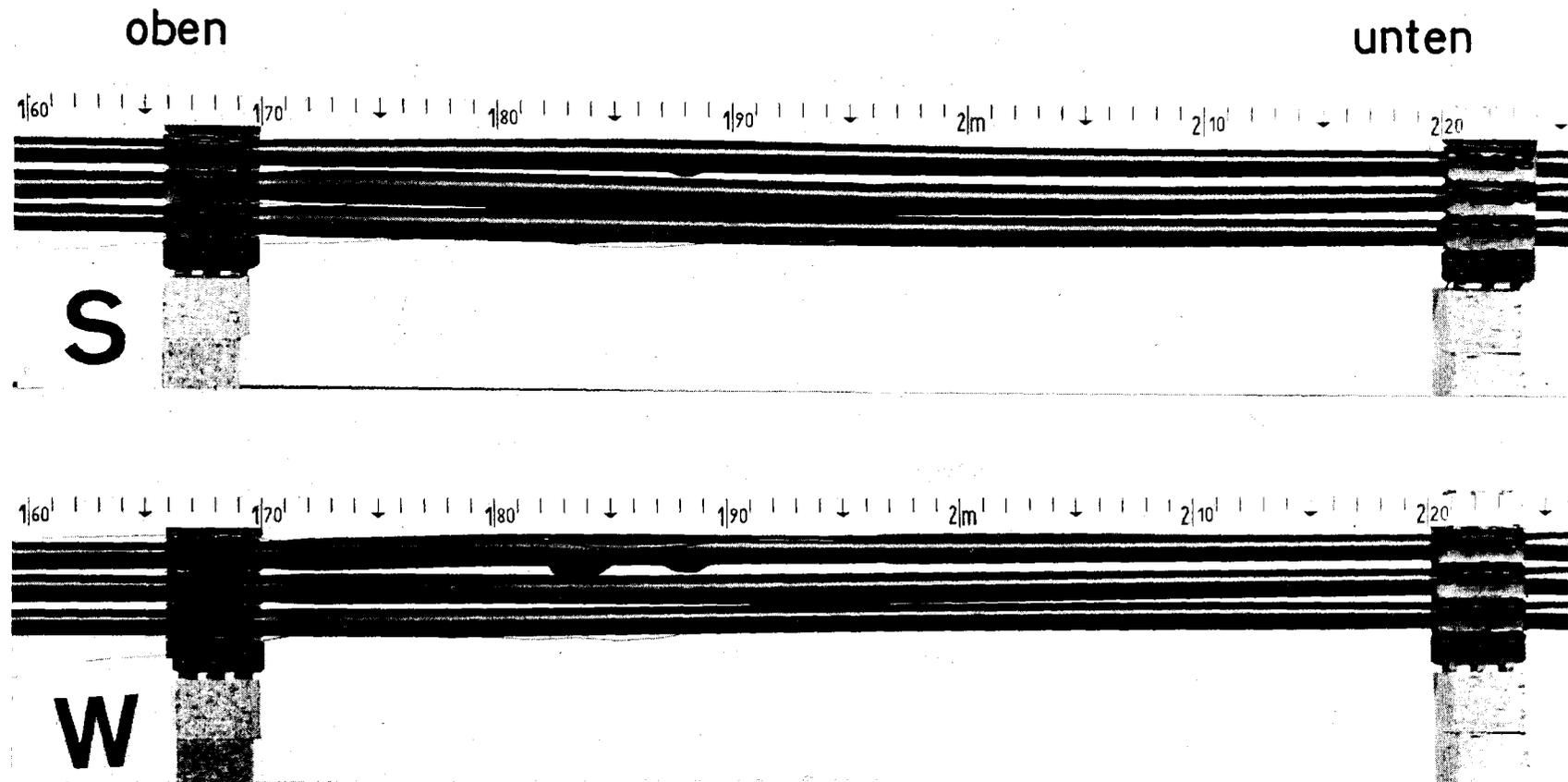


← Fluten

GRK

1. Bündelversuch

drei mittlere Abstandhalter-Bereiche, Umgebungsstäbe entfernt

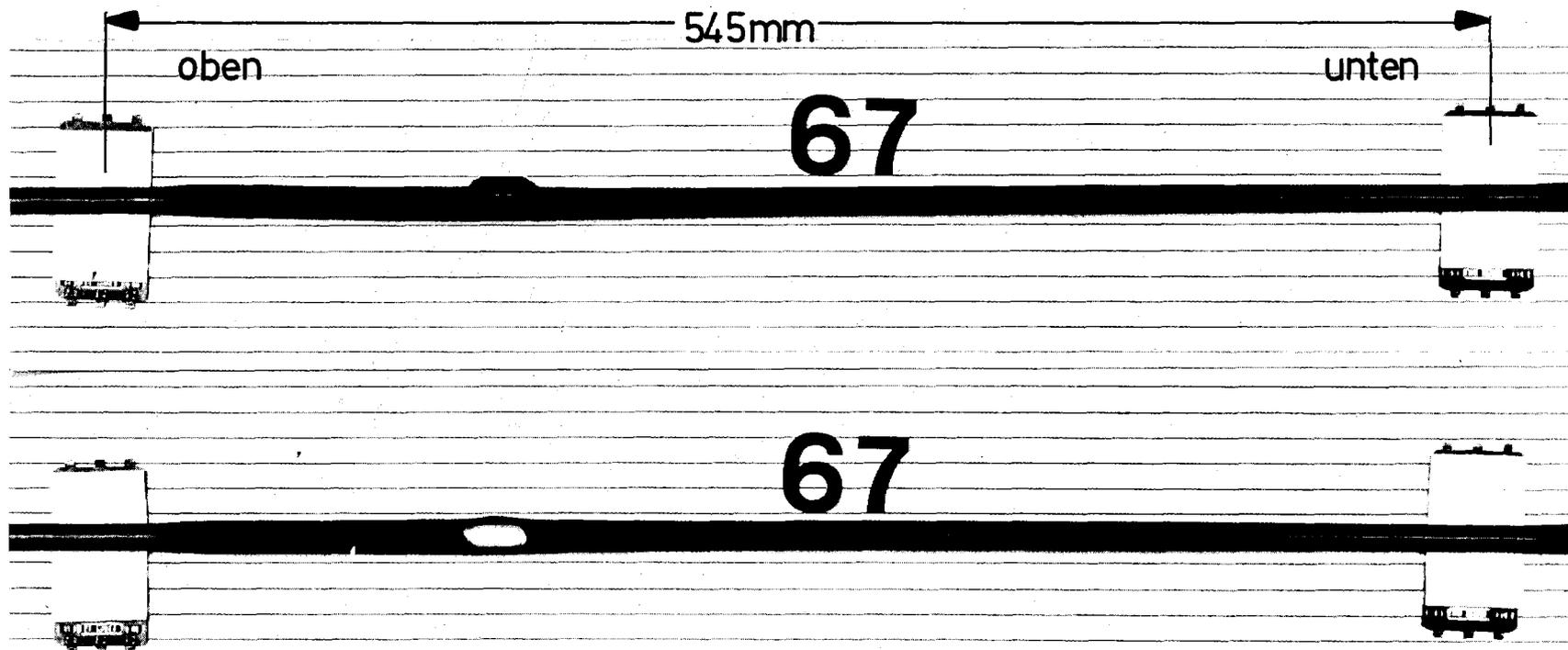


- 191 -



1. Bündelversuch

Mittelteil, Umgebungstäbe entfernt

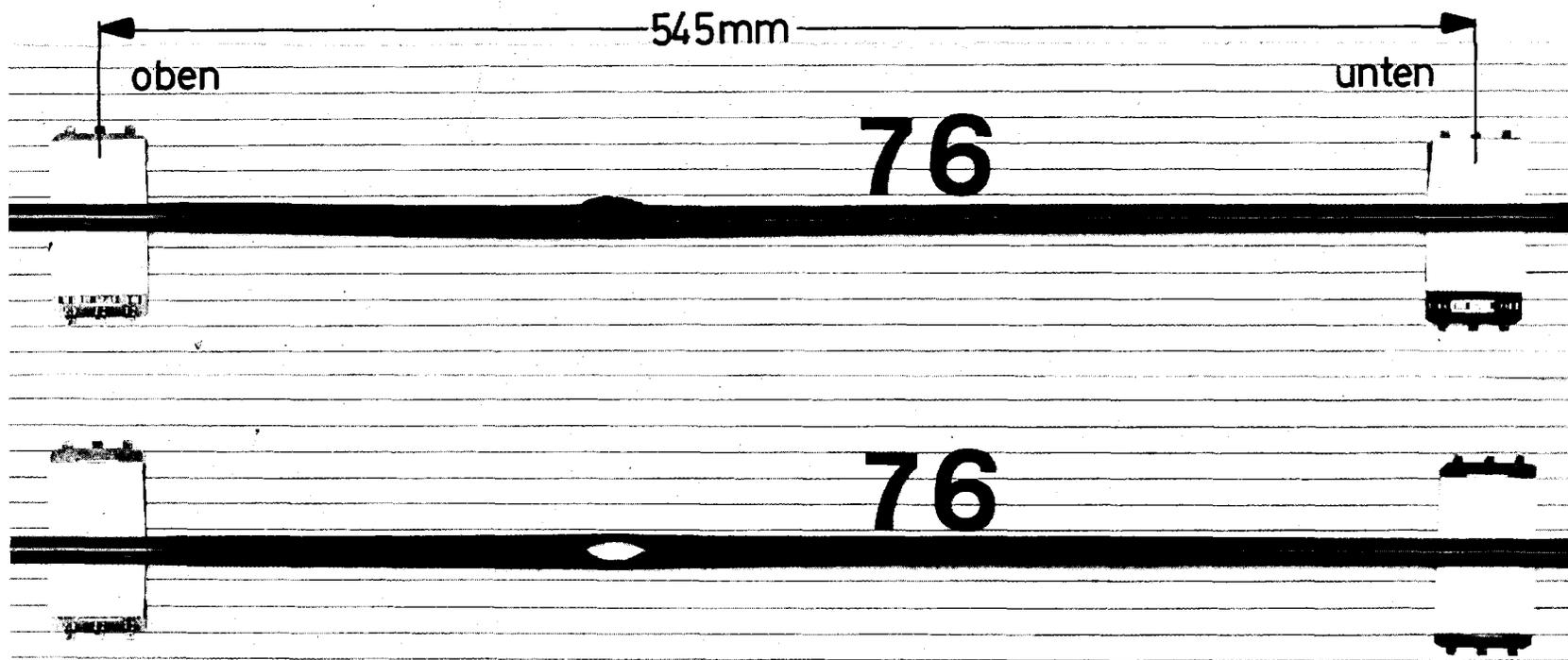


Bersttemperatur: $\sim 810^{\circ}\text{C}$, Berstumfangsdehnung: 31%
Berstdruck: ~ 60 bar

CFK

1. Bündelversuch

Ansicht der geborstenen Hülle Nr.67

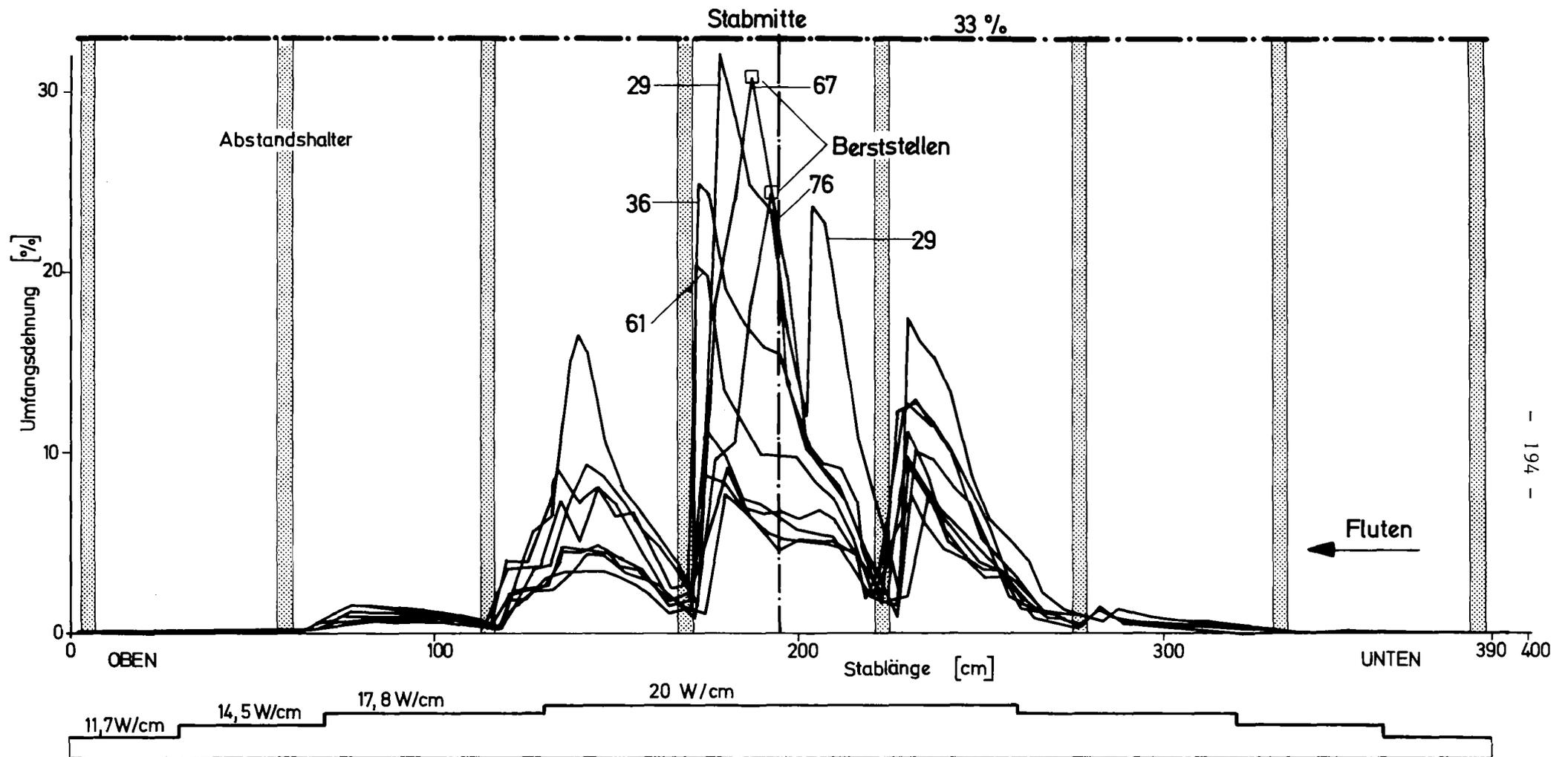


Berstumfangsdehnung: 26% , Berstdruck: \sim 66 bar



1. Bündelversuch

Ansicht der geborstenen Hülle Nr.76



GRK

1. Bündelversuch: Umfangsdehnungen der 9 Zirkaloyhüllrohre,
verformt in der Wiederauffüll- und Flutphase

Abb. 26

JAHRESKOLLOQUIUM 1977
des
PROJEKTES NUKLEARE SICHERHEIT

Ergebnisse von In-pile-Experimenten im FR2 zum
Brennstabverhalten bei Kühlmittelverluststörfällen

E. Karb

ABTEILUNG REAKTORBETRIEB UND TECHNIK

1. Vorbemerkung

Über die In-pile-Experimente zum Brennstabverhalten am FR2-Reaktor in Karlsruhe ist im Rahmen des PNS-Kolloquiums 1974 bereits berichtet worden /1/, als das Vorhaben im fortgeschrittenen Planungsstadium war. Zielsetzung, Aufbau der Anlage und Ablauf der Versuche haben sich seither nicht geändert, sie werden daher hier nur kurz beschrieben. Schwerpunkt des vorliegenden Papiers ist die Darstellung von Ergebnissen der bisher durchgeführten Versuche, entsprechend dem unterschiedlichen Stand der Nachuntersuchungen der einzelnen Prüflinge in den Heißen Zellen der GfK.

2. Zielsetzung der Versuche

Die Versuche sind Teil des PNS-Forschungsprogramms zum Brennstabverhalten und dienen damit dem übergeordneten Ziel: Bereitstellung von experimentell verifizierten Methoden und Verfahren zur quantitativen Analyse des LWR-Brennstabverhaltens bei Reaktorstörfällen und der Auswirkung von Brennstabschäden auf die Wirksamkeit der Kernnotkühlsysteme. Die Versuche sind Bestandteil des Reaktorsicherheitsforschungsprogramms der Bundesregierung.

Mit den hier zu diskutierenden In-pile-Versuchen im DK-Loop des FR2 soll vor allem untersucht werden, ob und wie die out-of-pile nicht simulierbaren sogenannten nuklearen Parameter (Abb. 1) die Mechanismen des Brennstabversagens beeinflussen und ob in nuklearer Umgebung mit weiteren, bisher noch unbekanntem Versagensmechanismen gerechnet werden muß.

3. Testphilosophie

Zur Verwirklichung der angegebenen Ziele genügen Versuche an Einzelstäben, deren aktive, nuklear beheizte Länge etwa der axialen Entfernung der Abstandshalter eines Leistungsreaktors entspricht. Die Versuche konzentrieren sich auf die sogenannte Niederdruckphase eines Kühlmittelverluststörfalls, weil in dieser der innere Überdruck größer und die Zeit bei hoher Temperatur wesentlich länger ist, als in der vorangehenden Hochdruckphase während des Blowdown.

Die Zielsetzung fordert den Vergleich mit nichtnuklearen Versuchen. Um hierzu eine einwandfreie Basis zu schaffen, werden in der selben Versuchseinrichtung im FR2 auch Referenzversuche mit elektrisch beheizten Brennstabsimulatoren durchgeführt werden.

4. Versuchseinrichtung

Die Versuche erfolgen im sogenannten Dampf-Kontaminations-Loop des FR2-Reaktors. Dieser Kreislauf ist für den Betrieb mit Prüflingen ausgelegt, deren Hüllen absichtlich beschädigt sind; er hat zu diesem Zweck ein spezielles Abgassystem mit Entgaser, Jodfilter und Edelgasverzögerungsstrecke. Die eigentliche Teststrecke, der Reaktoreinsatz, befindet sich in einer vertikalen Coreposition des FR2. Der Prüfling sitzt dabei im Zentrum einer Anordnung konzentrischer Rohre innerhalb des sogenannten Druckrohrs, das seinerseits durch einen Gasspalt und ein Tauchrohr vom D₂O des Reaktors getrennt ist. Weitere Einzelheiten über die Teststrecke und den Kreislauf wurden in /1/ und /2/ beschrieben.

5. Versuchsablauf

Nach einem 2- bis 3-stündigen Stationärbetrieb zum Stabilisieren aller thermischen und nuklearen Ausgangsgrößen wird die der 2. Aufheizphase eines Kühlmittelverluststörfalls entsprechende Transiente ausgelöst durch Unterbrechung des Kühlmittelstroms in der Teststrecke. Gleichzeitig wird der den Prüfling umgebende Kühlkanal entspannt. Da die Prüflingsleistung konstant auf einem Wert von ≈ 40 W/cm (Nachwärmegrößenordnung) bleibt, steigt die Hülltemperatur an (Abb. 2). Unabhängig davon, ob der Stab inzwischen infolge des inneren Überdrucks aufbeult oder gar platzt, wird bei Erreichen einer vorgewählten Hülltemperatur (derzeit rund 1000 °C) Reaktorschnellabschaltung ausgelöst. Die Hülltemperatur sinkt dadurch ab, wie dies in der Reflood-Phase der Fall ist. Ist die Hülltemperatur auf etwa 810 °C gefallen, erfolgt die Einleitung der Abschreck-Phase durch Zuschalten der Dampfkühlung.

6. Versuchsprogramm

Das Versuchsprogramm sieht 42 Versuche mit nuklear beheizten Prüflingen und 25 Referenzversuche mit elektrisch beheizten Simulatoren vor (Tabelle 1). Von den Nuklearversuchen sind 17 mit nicht vorbestrahlten Prüflingen vorgesehen, die restlichen Versuche mit Prüflingen, die zu unterschiedlichen Abbränden vorbestrahlt sind von $2,5$ GWd/ t_U bis 35 GWd/ t_U .

Zum Zeitpunkt der Abfassung dieses Berichtes (Okt. 1977) waren 13 Versuche mit nicht vorbestrahlten Prüflingen durchgeführt und die Versuche mit vorbestrahlten Prüflingen mit 4 Tests der F-Reihe (20 GWd/ t_U) begonnen worden.

Die Versuche mit nuklear beheizten Prüflingen werden bis Ende 1980 andauern. Die Referenzversuche mit elektrisch beheizten Brennstabsimulatoren, die ebenfalls in der In-pile-Teststrecke des DK-Loops stattfinden, wenn auch bei abgeschaltetem Reaktor, sollen Mitte 1978 beginnen und werden nicht vor Ende 1981 abgeschlossen sein.

Tabelle 1:

PNS 4237 PROGRAMM

In-pile-Versuche mit nuklear beheizten Stäben

Testgruppe	Zahl der Versuche	Abbrand GwD/t _J	Bemerkungen
A	6	0	Kalibrierung usw.
B	11	0	Grundreihe
C	4	2,5	
D	4	5	
E	4	10	
F	4	20	
G1	4	35	
G2/3	5	35	

7. Prüfling

Der Nuklearprüfling entspricht in seinen radialen Abmessungen den Brennstäben deutscher Druckwasserreaktoren der 1200-MWe-Klasse (Tabelle 2). Die Länge der aktiven Zone ist gegenüber einem wahren Reaktorstab verkürzt auf 500 mm, was etwa der Entfernung zweier Abstandshalter im Leistungsreaktor entspricht. Das Plenumvolumen wurde so ausgelegt, daß es zusammen mit den unvermeidlichen Volumina in der Druckmeßeinrichtung in etwa dem Gesamt-Plenumvolumen eines DWR-Stabs entspricht.

Abb. 3 zeigt eine vereinfachte Darstellung des Prüflings: Die 500 mm lange aktive Zone wird beidseitig durch je ein Endpellet mit abgereichertem UO_2 begrenzt, dem dann noch drei Tabletten aus Al_2O_3 zur thermischen Isolation folgen. Im oben liegenden Plenum befindet sich die übliche Druckfeder. Der obere Endstopfen enthält eine dünne Membran, die beim Ankoppeln an das Druckmeßsystem von einer Hohnadel durchstoßen wird.

Tabelle 2

PRÜFLINGSDATEN

Sollwerte unbestrahlter Stäbe

Hülle		Zry-4
Durchmesser außen	mm	10,75
innen	mm	9,3
Wandstärke	mm	0,725
Länge zwischen den Endstopfen	mm	880
Brennstoff		UO ₂
U 235-Gehalt: aktive Zone	%	4,7
Endpellets	%	0,3
Dichte	g/cm ³	10,35
UO ₂ -Pellets		
Durchmesser	mm	9,11
Länge	mm	11
Säulenhöhe aktive Zone	mm	500 ± 5,5
Endpellets	je 1 Stück	beidseitig
Dishing aktive Zone		beidseitig
Endpellets		einseitig
Al ₂ O ₃ -Isolierpellets		
Durchmesser	mm	9,15 - 0,01
Länge	mm	8,0 ± 0,2
3 Stück an jeder Seite der UO ₂ -Säule		
Freie Gasvolumen		
Dishing gesamt	cm ³	0,73 - 0,78
Spalt Hülle/Brennstoff	cm ³	1,57
Plenum (abzüglich Feder)	cm ³	15,86
Σ Endstopfen, Kapillare, Druckaufnehmer	cm ³	13,32

8. Versuchsergebnisse

Von den 13 nicht vorbestrahlten Stäben, die bisher den vorne beschriebenen Temperaturtransienten ausgesetzt wurden, sind elf während des Temperaturanstiegs geborsten. Bei zwei Stäben lag infolge technischer Mängel kein innerer Überdruck vor.

Die Nachuntersuchung in den Heißen Zellen der GfK wurde bisher bei sieben Prüflingen begonnen. Die Auswertung ist noch bei keinem Stab endgültig abgeschlossen, die hier dargestellten Ergebnisse haben daher einen vorläufigen Charakter.

Die Abb. 4 und 5 zeigen Nahaufnahmen der Beulstellen von zwei Stäben mit sehr unterschiedlichem Aussehen der Risse. Auf den Bildern sind die Bersttemperatur, der Berstdruck und die größte gemessene Umfangszunahme eingetragen.

Abb. 6 zeigt einen Vergleich der Beul- und Rißstellen von sechs verschiedenen Stäben, geordnet nach der Bersttemperatur. Es läßt sich kein Zusammenhang zwischen den Beul- oder Rißformen einerseits und den Bersttemperaturen oder -drücken andererseits erkennen.

Abb. 7 gibt ein Beispiel der geometrischen Vermessung eines Prüflings nach einem Berstversuch. Es sind 557 mm Stablänge dargestellt, vom Kegelansatz des unteren Endstopfens (rechts im Bild) bis zum Bereich der oberen Endpellets. Das untere Teilbild zeigt eine aus zwei Mantelschrieben zusammengesetzte Ansicht des Stabs, in die auch die Rißgröße eingezeichnet ist. Die Exzentrizität der Mittellinie zeigt die Biegung des Prüflings. Im oberen Teilbild ist das Ergebnis der im Wendelverfahren durchgeführten Durchmesserbestimmung dargestellt, mit 25-facher Vergrößerung der Radialabmessungen. Auffallendster Effekt ist die durch Pfeile gekennzeichnete Reduktion der Aufweitung an den Anschweißstellen der Thermoelemente.

Abb. 8 zeigt Beispiele neutronenradiografischer Aufnahmen von Prüflingen nach dem Versuch. Der Prüfling steht dabei noch im sogenannten Inneren Dampfführungsrohr (20 mm \emptyset) aus Edelstahl, das im Bild dunkler wirkt als die weniger neutronenabsorbierende Zircaloyhülle. Im linken Teilbild erkennt man das untere Stabende mit deutlichen Schwärzungsunterschieden zwischen Al_2O_3 , ab- und angereichertem UO_2 . Man sieht im oberen Drittel die beginnende Aufweitung der Hülle. Das zweite Teilbild zeigt die Berstzone, das dritte ein gebrochenes Pellet. Das vierte Teilbild zeigt die Feder im Plenum und den oberen Endstopfen, der mit der Überwurfmutter aus Edelstahl (dunkel) am Probenträger befestigt ist.

Das rechte Teilbild zeigt die untere Zone eines anderen Prüflings, der noch Wasser enthält, das beim Abkühlen durch den Riß eingedrungen ist. Das verhältnismäßig stark neutronenabsorbierende Wasser überdeckt zwar zum Teil die Brennstofftabletten, läßt aber die innere Hüllenkontur sehr deutlich sichtbar werden.

In den Abb. 9 bis 12 sind Querschnitte durch die Beul- und Rißstellen verschiedener Stäbe in großem Abbildungsmaßstab dargestellt. In den Abb. 9 und 12 bedeutet ein Teilstrich des eingelegten Maßstabs 1 mm, in Abb. 10 ist ein Längenvergleich (2 mm) angegeben, in Abb. 11 beträgt der kleinste Außendurchmesser der Hülle etwa 13 mm.

Erst, wenn die Nachuntersuchungen dieses Stadium der zerstörenden Prüfung erreicht haben, die naturgemäß am Schluß der Untersuchungen liegt, können die für die Bestimmung der Umfangszunahme notwendigen Daten genau ermittelt werden.

Eine Zusammenfassung der Bersttemperaturen und -drücke der bisherigen Versuche mit nicht vorbestrahlten Prüflingen zeigt Abb. 13 (Kreuze) vor dem Hintergrund der Ergebnisse von Out-of-

pile-Versuchen anderer Institutionen. Bei diesem Diagramm ist zu beachten, daß Stäbe mit unterschiedlichen Abmessungen verglichen werden - korrekter wäre eine Darstellung der Bersttemperaturen über der Berstspannung. Allerdings liegen allgemein akzeptierte Definitionen bisher weder für die Berstspannung noch für Bersttemperatur oder -druck vor.

Alle Bersttemperaturen unserer Versuche liegen innerhalb des Streubandes der Out-of-pile-Ergebnisse. Der etwas tief liegende Punkt bei 50 bar/810 °C wurde mit einer relativ kleinen mittleren Aufheizrate von etwa 6 - 8 K/s gefahren, außerdem mit einem nicht reaktortypischen, unsymmetrischen axialen Leistungsprofil.

Was den Zusammenhang zwischen Bersttemperatur und Berstdruck betrifft, so ist aus den bisherigen Versuchen, wie Abb. 13 zeigt, ein Einfluß der nuklearen Parameter nicht festzustellen.

Gleiches gilt für die maximale Umfangszunahme, soweit diese bisher bestimmt wurde. Abb. 14 (nach /3/) zeigt die diesbezüglichen Meßergebnisse von sieben Versuchen: Alle Dehnungswerte liegen innerhalb des Streubereiches der ebenfalls eingetragenen Out-of-pile-Ergebnisse anderer Experimentatoren.

Der bereits oben erwähnte Versuch mit der relativ kleinen Aufheizrate liefert hier die größte Dehnung (64 %), er folgt damit der Tendenz, die sich aus den Out-of-pile-Versuchen ergibt. Bei den übrigen In-pile-Versuchen ist keine Gesetzmäßigkeit zwischen Aufheizrate und Umfangsdehnung zu erkennen.

Die Nachuntersuchung der vier vorbestrahlten Prüflinge der F-Reihe (20 000 MWd/t_U Abbrand), die bisher Transienten ausgesetzt wurden, hat noch nicht begonnen. Soweit aus den während des Versuchs gemessenen Daten geschlossen werden kann, ist auch bei diesen Versuchen bezüglich Bersttemperatur und Berstdruck kein Einfluß der nuklearen Parameter zu erkennen.

9. Quellen

- /1/ Karb, E., Sepold, L.: In-pile-Experimente zur Untersuchung des Brennstabversagens, KFK 2101 (1974), S. 94 - 112

- /2/ Perinic, D. et al.: Sicherheitsbericht für Dampf-Kontaminationskreislauf (DK-Loop) (1971), unveröffentlicht

- /3/ MacDonald, P.E., Broughton, J.M.: Status and Problems to be Solved Concerning the Interaction Between Thermohydraulics and Fuel Behaviour During a LOCA, presented at Specialists Meeting on the Behaviour of Water Reactor Fuel Elements Under Accident Conditions, Spatind, Norway, Sept. 1976

Brennstabversagen: Nukleare Parameter

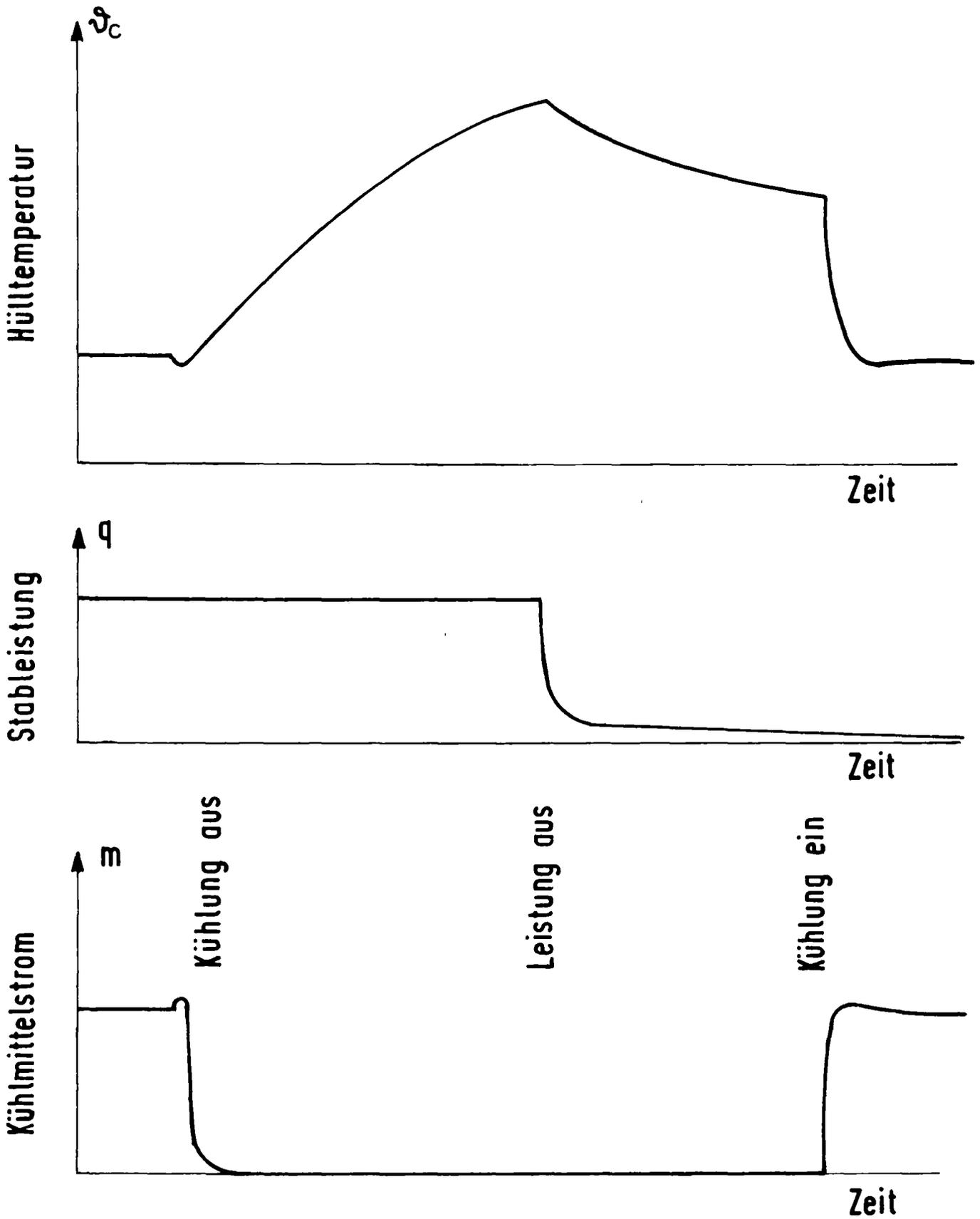
- thermisches, mechanisches, chemisches Verhalten des bestrahlten Brennstoffs
- Anwesenheit von Spaltprodukten, Freisetzung von Spaltprodukten während der Transiente
- nukleare Wärmeerzeugung
- thermisches, mechanisches, chemisches Verhalten des bestrahlten Hüllwerkstoffs

ABB.: 1

Tab. 4237-4

PNS

RBT



RBT/IT- 1977
PNS 4237-59.1

Versuchsablauf, Schema

Abb.: 2

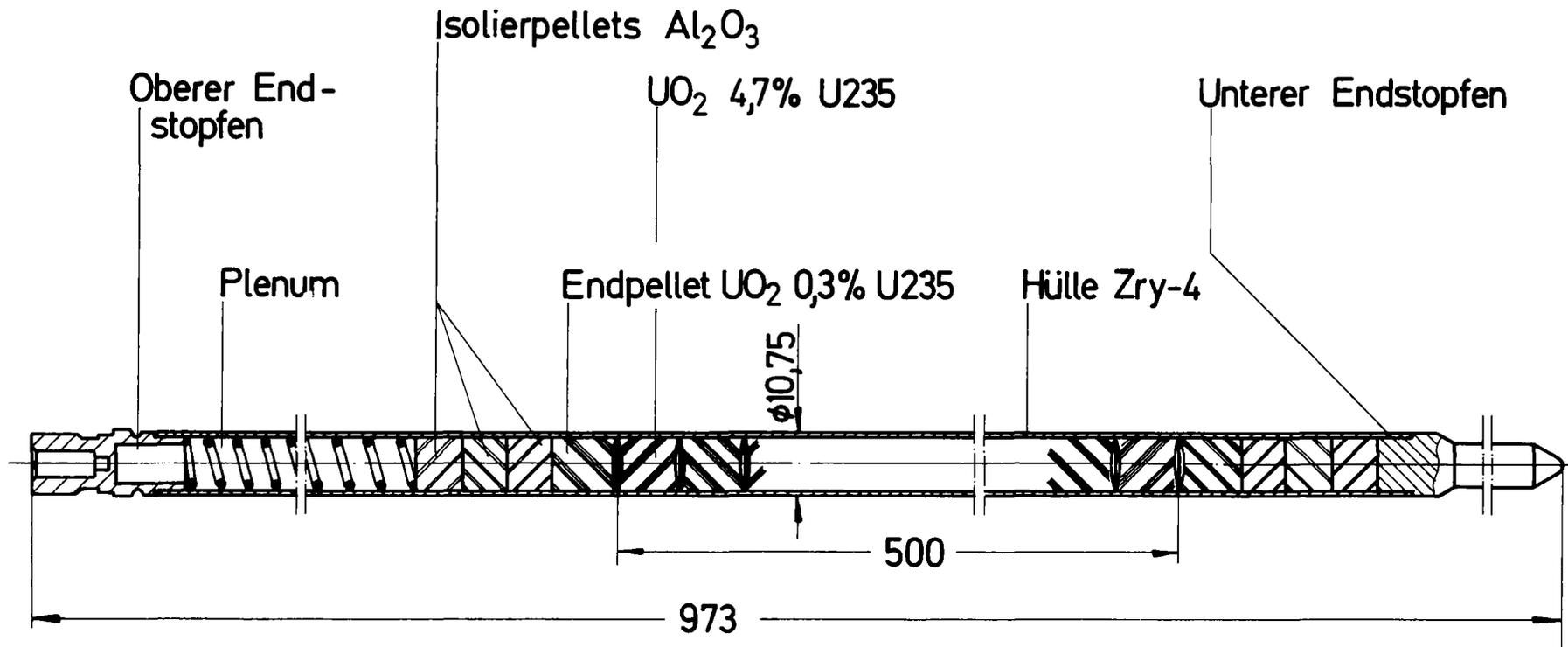
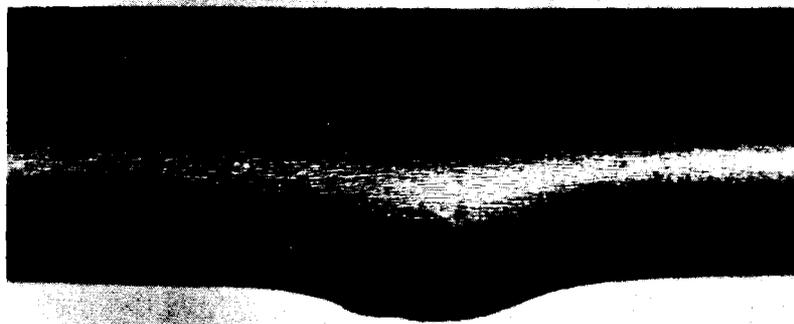
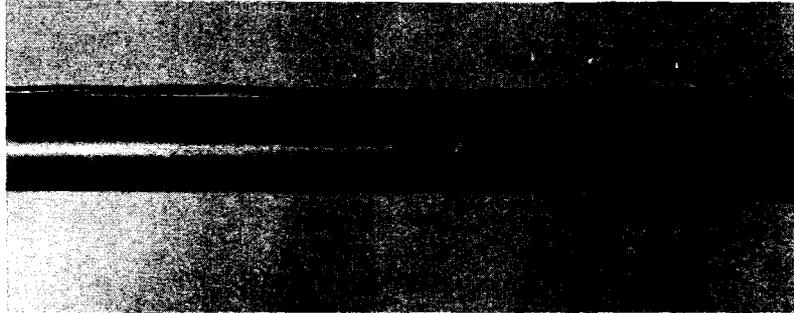


ABB.: 3

Brennstabverhalten, In-pile-Versuche im DK-Loop des FR2
Nuklear-Prüfling



$T_B = 915 \text{ }^\circ\text{C}$

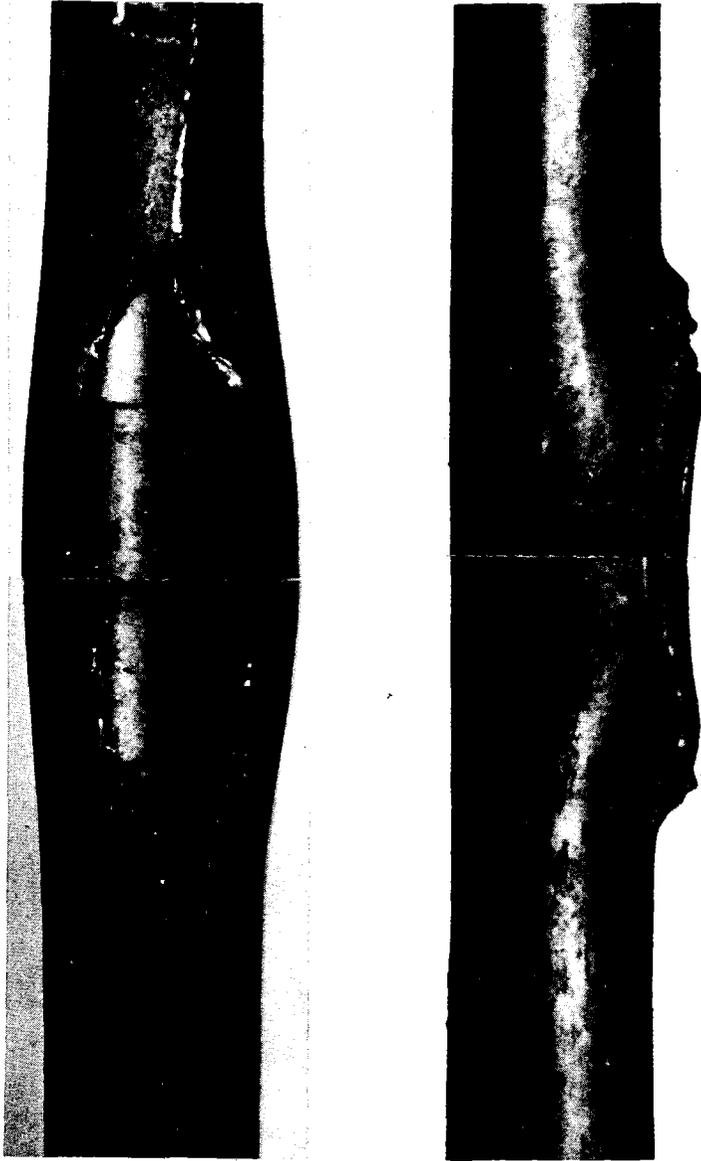
$P_B = 45,2 \text{ bar}$

$\Delta U/U_0 = 0,249$

OPK

RBT-IT 1977
PNS 4237-101

Brennstabverhalten, In-pile-Versuch
Nr.B1.2, Ansichten der Beulstelle Abb.: 4



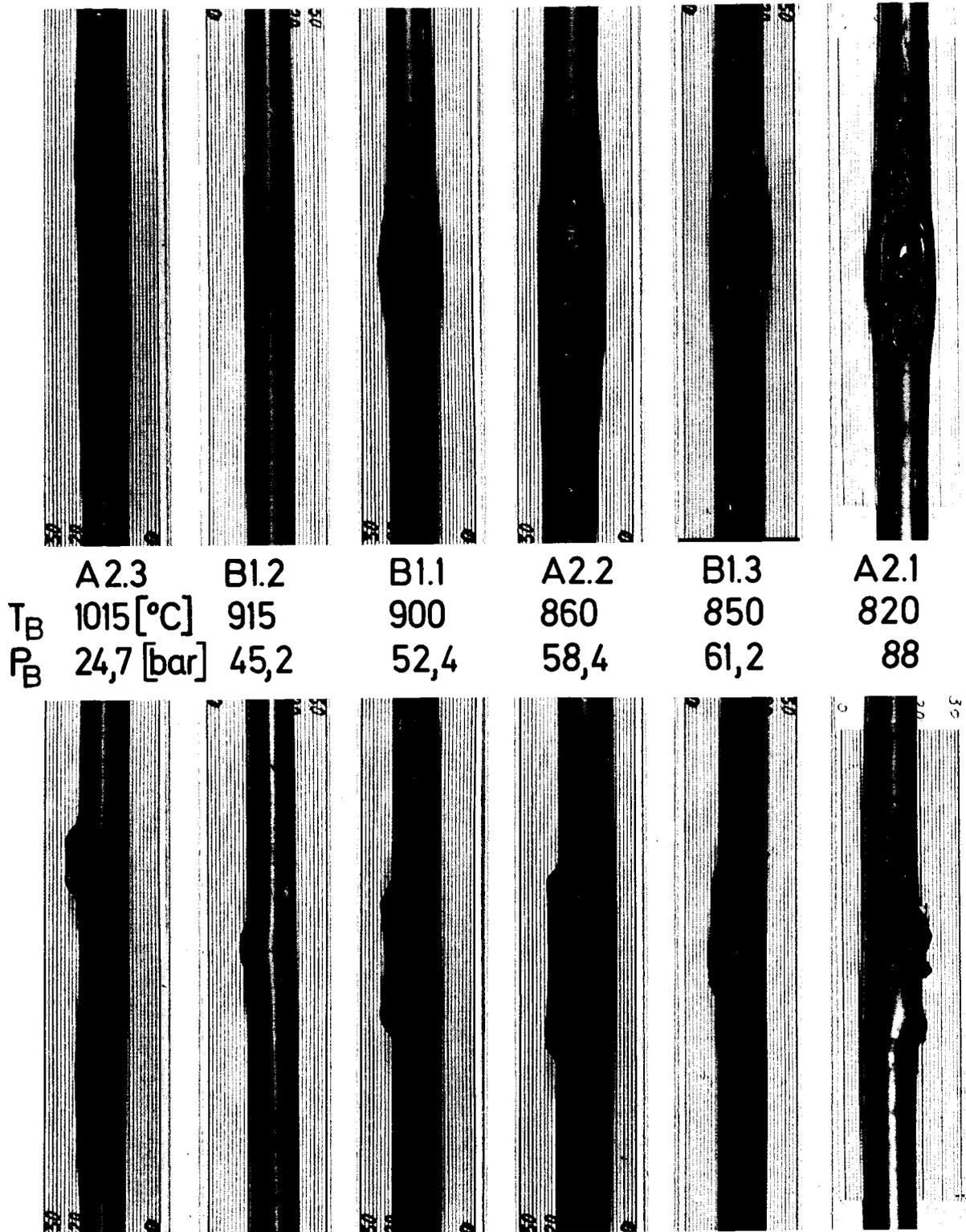
$T_B = 850 \text{ }^\circ\text{C}$

$P_B = 61,2 \text{ bar}$

$\Delta U/U_0 = 0,333$

AK RBT-IT 1977
PNS 4237-102

Brennstabverhalten, In-pile-Versuch.
Nr. B1.3, Ansichten der Beulstelle Abb.:5



	A2.3	B1.2	B1.1	A2.2	B1.3	A2.1
T_B	1015 [°C]	915	900	860	850	820
P_B	24,7 [bar]	45,2	52,4	58,4	61,2	88

Brennstabverhalten, In - pile - Versuche
Vergleich der Beulstellen

Abb.: 6

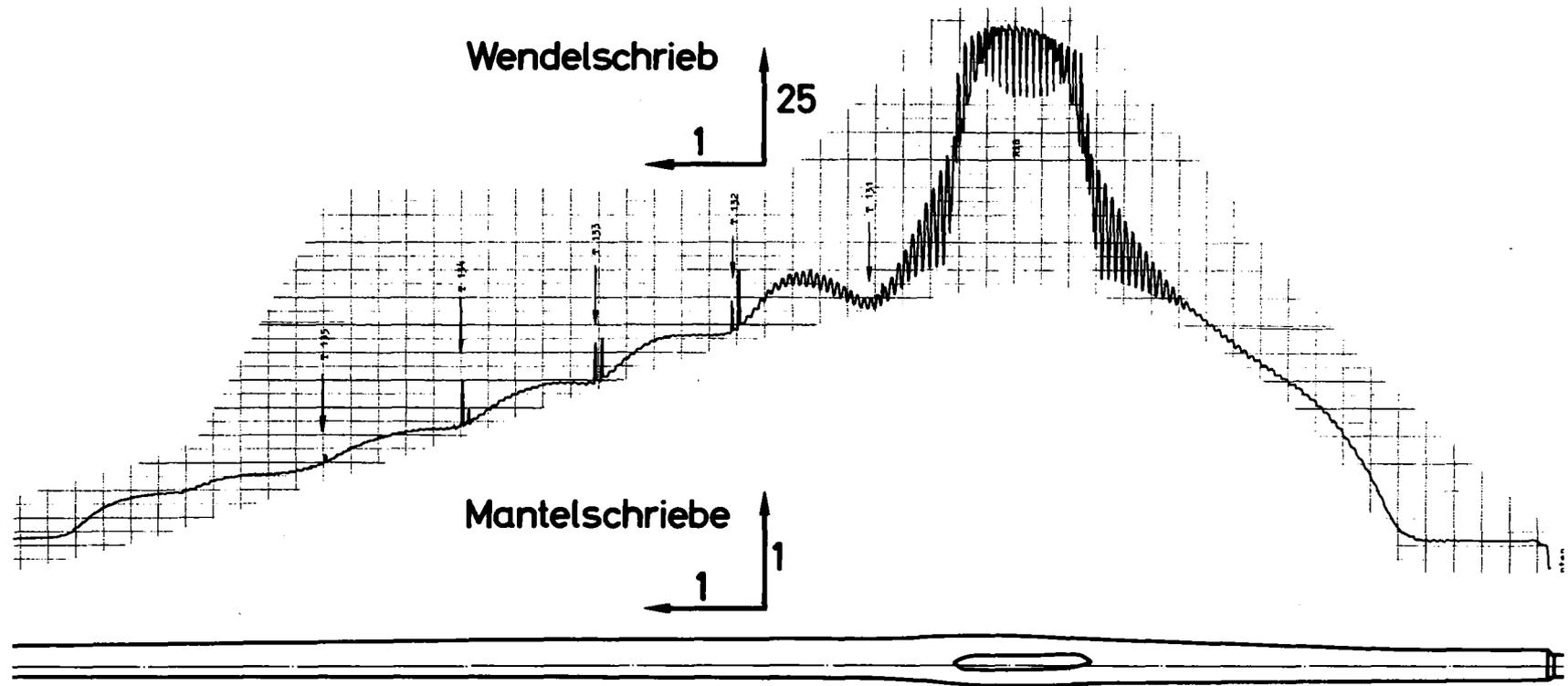
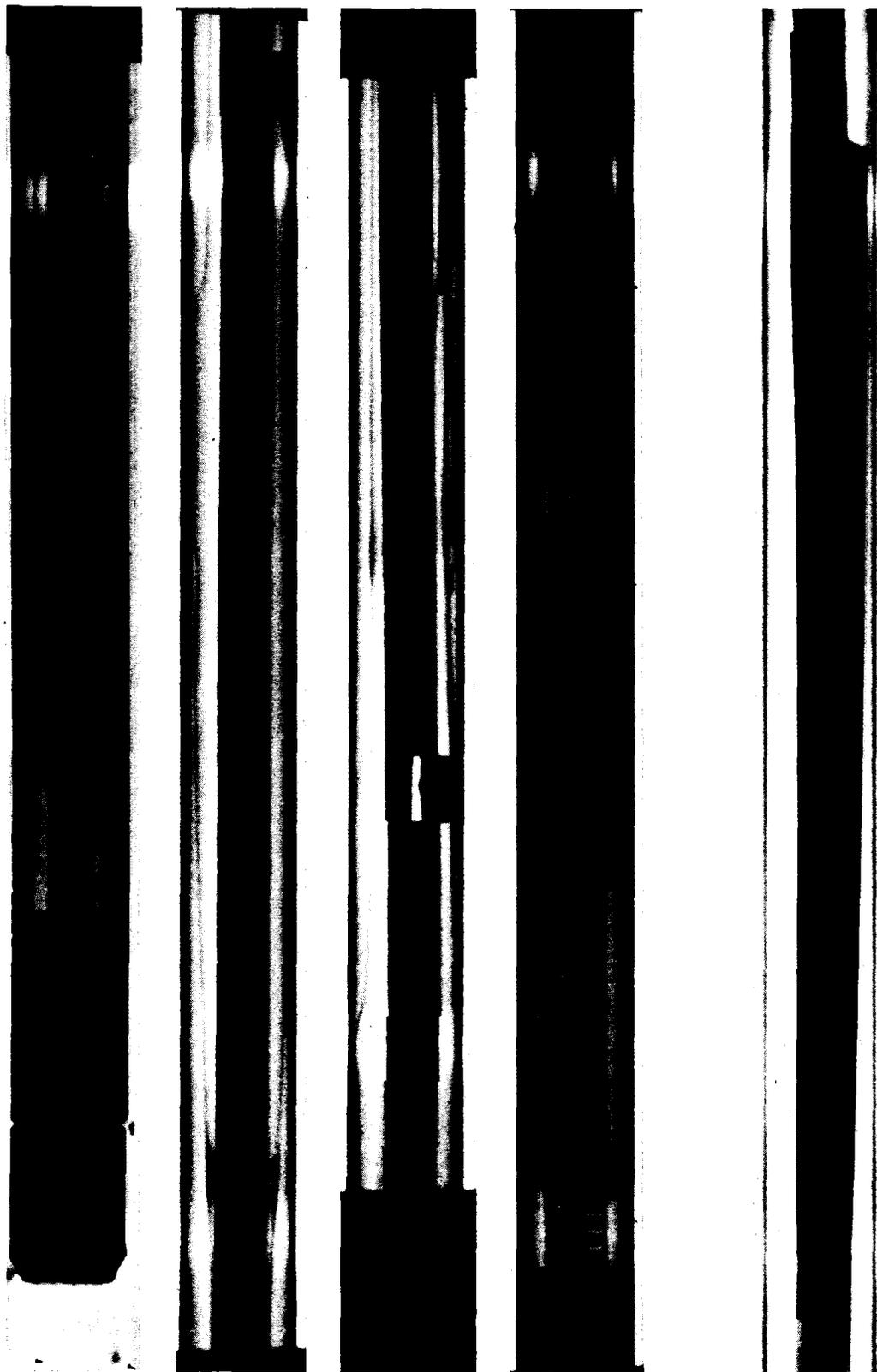


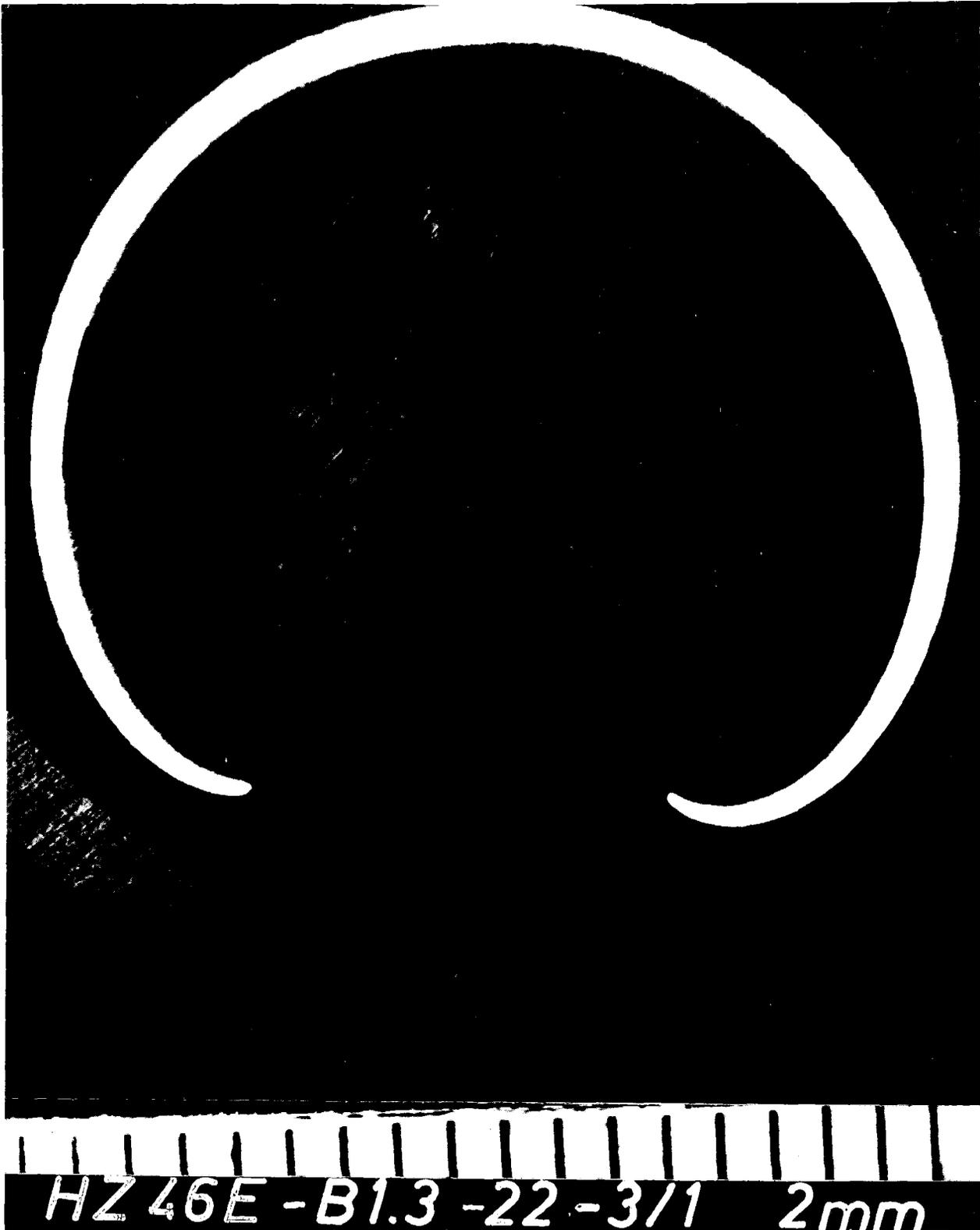
ABB.: 7 Brennstabverhalten, In-pile-Versuch A2.2. Wendelschrieb
(Durchmesser/Länge \approx 25:1), Mantelschriebe 2u.6 (1:1)



OK RBT-IT 1977
PNS4237-108

Brennstabverhalten, In-pile-Versuche
Neutronenradiographie

Abb.: 8

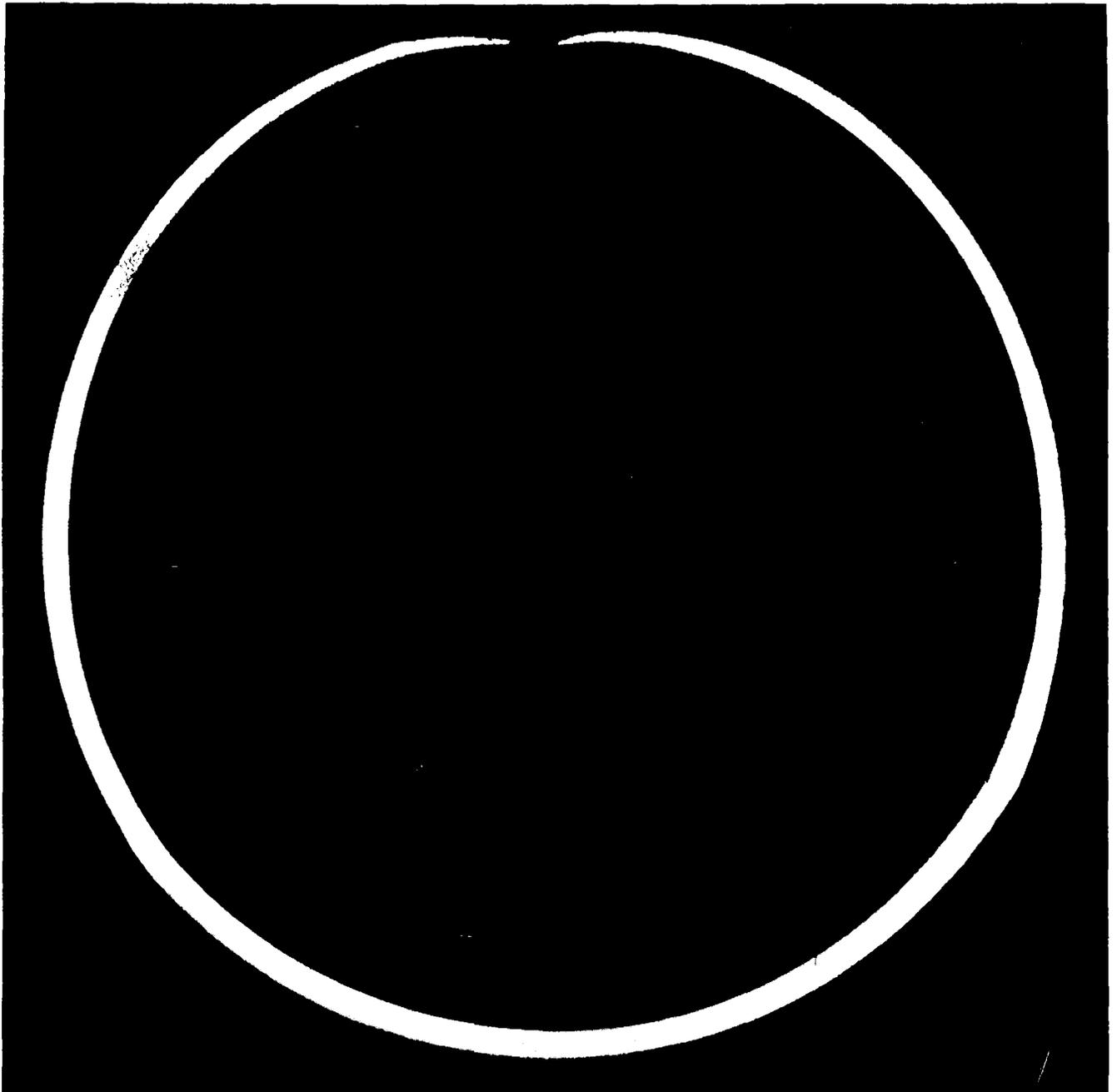


GRK RBT-IT 1977
PNS 4237-107

Brennstabverhalten, In-pile-Versuch B1.3

Schnitt durch Beulstelle

Abb.: 9



HZ-46E-PNS-A1.1-3/1 10x
geätzt 1/3

2 mm

RBT-IT 1977
PNS 4237-105

Brennstabverhalten, In-pile-Versuch A1.1

Schnitt durch Beulstelle

Abb.: 10



gfk RBT-IT 1977
PNS4237-106

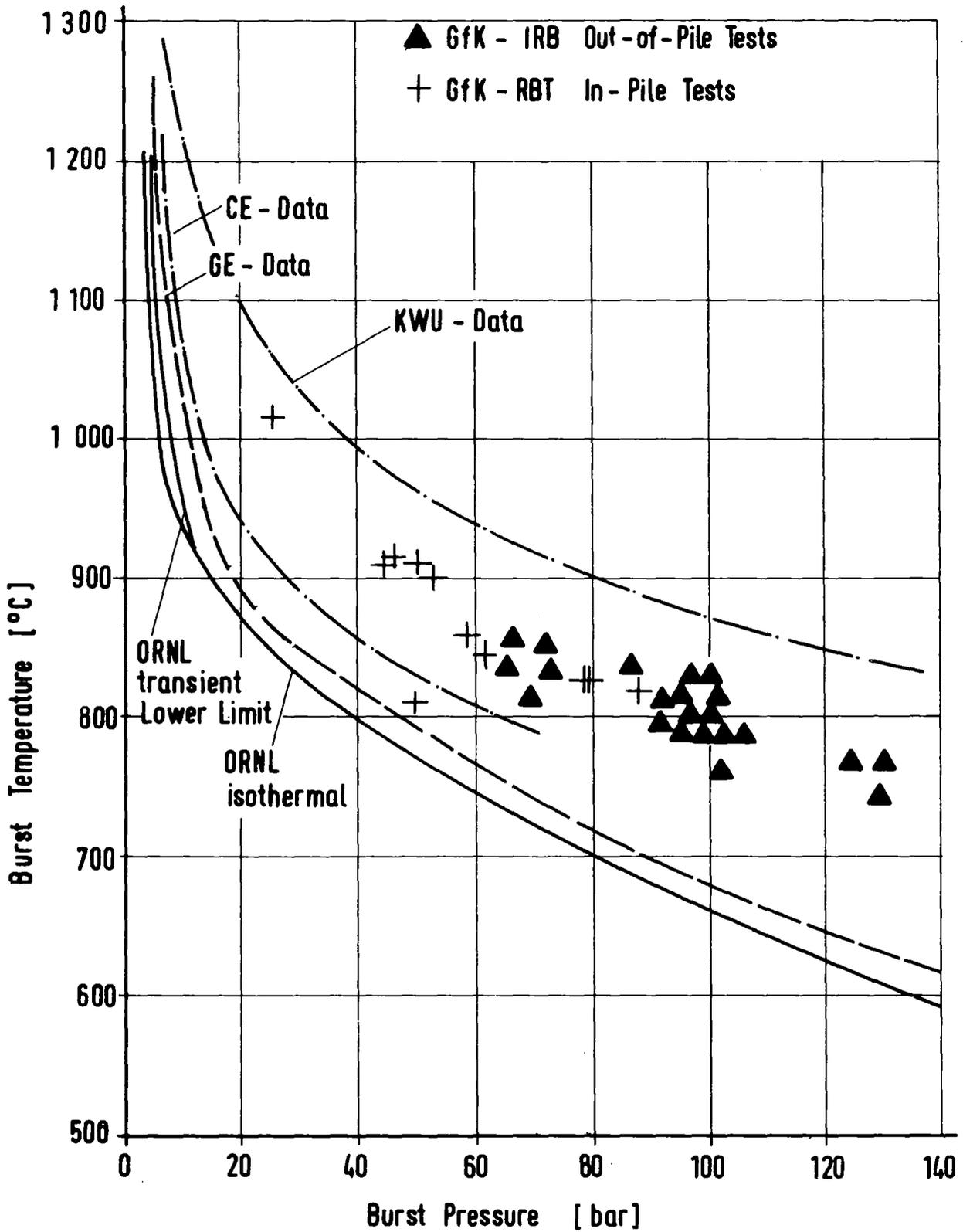
Brennstabverhalten, In-pile - Versuch B1.2
Schnitt durch Beulstelle Abb.:11



RBT-IT 1977
PNS 4237-103

Brennstabverhalten, In-pile-Versuch A2.3
Schnitt durch Beulstelle

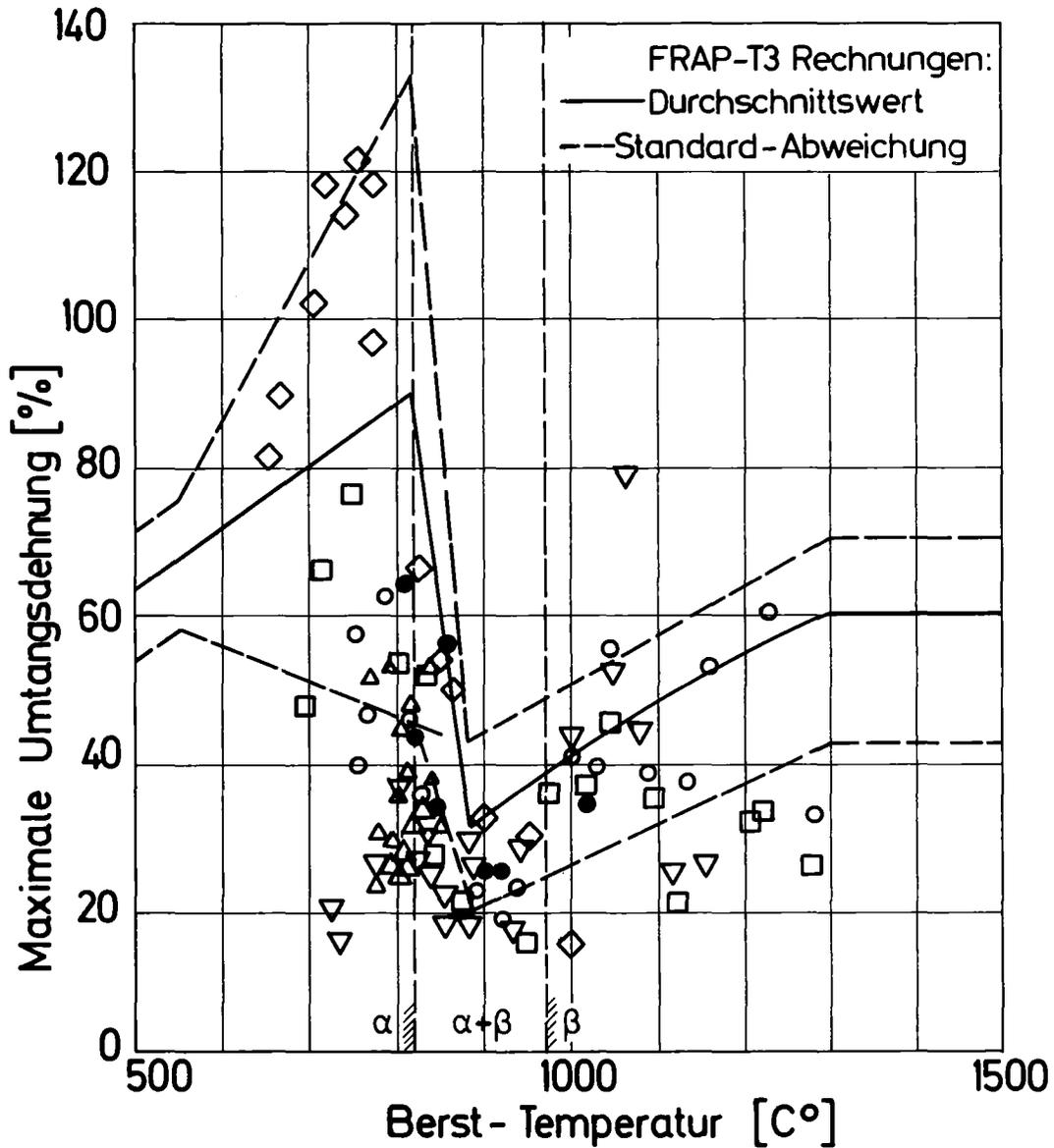
Abb.:12



RBT/IT - 1977
PNS 4237 - 60.4

Burst Temperature vs. Burst Pressure

Abb.: 13



- ◇ 5K/s
- 55 K/s, direkt beheizt, Dampf (ANL)
- 115K/s
- ▽ 28 K/s, innen beheizt, Dampf (ORNL)
- △ 11K/s, innen beheizt, Luft (GfK-PNS 4238)
- 6-19K/s in-pile, Dampf (GfK-PNS 4237)

aus: P.E. Mac Donald, J.M. Broughton : Specialists' meeting Spatind
September 1976, paper SNI 8/17



Brennstabverhalten, In-pile - Versuche

Maximale Umfangsdehnungen

JAHRESKOLLOQUIUM 1977
DES
PROJEKTS NUKLEARE SICHERHEIT

ZUR WECHSELWIRKUNG EINER KERNSCHMELZE MIT BETON

M. Reimann

Institut für Reaktorbauelemente

H. Holleck, A. Skokan

Institut für Material- und Festkörperforschung

D. Perinic

Abteilung für Reaktorbetrieb und Technik

1. Vorbemerkungen

Bei einem Kühlmittelverluststörfall soll die in den Brennstäben entstehende Nachzerfallswärme durch die Kernnotkühlung abgeführt werden. Wird jedoch das hypothetische Versagen aller Notkühlssysteme postuliert, so würde durch die Nachwärmeproduktion in den ungekühlten Brennstäben der folgende Ablauf ausgelöst /1/:

- In der ersten Phase erfolgt nach Erreichen eines bestimmten Restwasserstandes die Kernaufheizung bis zum Versagen der Kerntragestruktur,
- daran schließt sich als zweite Phase die Restwasserverdampfung bis zum Austrocknen des Reaktordruckbehälters und die Ausbildung eines Schmelzsees an,
- die dritte Phase umfaßt die Aufheizung des Schmelzsees bis zum Versagen der Stahlwand des Reaktordruckbehälters
- und schließlich, in der vierten Phase, tritt die Kernschmelze mit dem Beton des Reaktorfundaments in Wechselwirkung.

Die bisherigen Untersuchungen haben ergeben, daß die drei ersten Abschnitte in der zeitlichen Größenordnung einer Stunde ablaufen, während die vierte Phase sich über lange Zeiträume in der Größenordnung von Tagen erstrecken

kann. Durch die vierte Phase werden auch die wichtigsten Konsequenzen des extrem unwahrscheinlichen Kernschmelzenunfalls bestimmt, nämlich die mögliche Durchdringung des Betonfundaments und mögliche Aktivitätsfreisetzung.

Die wichtigsten Einzelvorgänge, die mit der Wechselwirkung einer Kernschmelze mit Beton verbunden sind, werden schematisch in Abb. 1 wiedergegeben. Der Wärmeübergang von der Schmelze an den Beton löst die Zersetzung des Betons aus. Dadurch werden erhebliche Mengen von gasförmigen Zersetzungsprodukten freigesetzt und gleichzeitig erschmilzt die Restmasse des Betons. Diese Bestandteile durchströmen die Kernschmelze und lösen eine Reihe von stofflichen Wechselwirkungen aus. Durch die thermischen und stofflichen Wechselwirkungen wird der zeitliche Verlauf der Temperatur in der Kernschmelze über Energie- und Stoffbilanzen festgelegt.

Ziel der Untersuchungen ist es innerhalb dieses vorgegebenen Rahmens, diese Vorgänge bis zur Erstarrung der Kernschmelze und der Beendigung der Betonzerstörung quantifizieren zu können. Dazu werden zunächst experimentelle Untersuchungen im Labormaßstab durchgeführt und auf der Basis von Modellversuchen theoretische Modelle, die einzelne Vorgänge beschreiben, erstellt. Das richtige Zusammenwirken der einzelnen Modellvorstellungen und die Übertragbarkeit der so gewonnenen Aussagen auf den hypothetischen Kernschmelzenunfall soll dann durch Experimente in größerem Maßstab nachgewiesen werden.

2. Stoffeigenschaften und stoffliche Wechselwirkungen

Der Anfangszustand der Kernschmelze zu Beginn der vierten Phase eines Kernschmelzenunfalls kann -bedingt durch die Einleitung und den vorausgegangenen Ablauf des Unfalls- unterschiedlich sein. Die Temperatur kann beim Anfangskontakt der Kernschmelze mit Beton von Temperaturen in der Nähe des Erstarrungspunktes bis etwa 3000 °C variieren. Die Betonzerstörung ist etwa im Zeitraum einer Stunde vom Anfangszustand der Kernschmelze stark abhängig, danach wird der Temperaturverlauf und damit die Geschwindigkeit der Betonzerstörung vom Anfangszustand unabhängig.

Die chemische Zusammensetzung der Kernschmelze ist zu Beginn der vierten Phase ebenfalls weitgehend vom vorangegangenen Unfallablauf abhängig und deshalb nicht streng definierbar. Dies ist jedoch im Hinblick auf die Auswirkungen der chemischen Reaktionen nicht erforderlich, da die Unterschiede im wesentlichen quantitativer Art sind. Somit bietet sich die Postulierung fiktiver chemischer Zusammensetzungen zur modellhaften Betrachtung des Reaktionsgeschehens an. Solche Fiktionen werden unter der Bezeichnung "Corium" bereits

seit längerem in experimentellen und theoretischen Untersuchungen angewandt.

Eine im Hinblick auf diesen hypothetischen Unfall wahrscheinliche Fiktion Corium (A+R) /2/ ist in Abb. 2 dargestellt. Die Zusammensetzung dieser Kernschmelze errechnet sich aus den Anteilen an Brennelementen und Strukturmaterialien, die in die Schmelze gelangen, wenn sämtliche Hauptkomponenten des Reaktorkerns von der oberen Gitterplatte abwärts und ein entsprechender Anteil an Druckbehälterstahl, der beim Versagen des Druckbehälters erschmilzt, mit einbezogen werden. Die Zusammensetzung dieses Coriumtyps in Atom- bzw. Mol.-% ergibt sich zu etwa 24% UO_2 , 21% Zirkaloy, 53% Cr- und Ni-haltigem Stahl und, bei einem fiktiven Abbrand von 5%, zu 2% schwerflüchtigen und stabilen Spaltprodukten. Diese sind im rechten Teil der Abb. 2 zusammen mit den leichter flüchtigen und somit schon beim Abschmelzen freigesetzten Spaltprodukten aufgeschlüsselt. Der Stahlgehalt der Kernschmelze kann höher sein, wenn auch höher gelegene Strukturmaterialien und größere Anteile des Druckbehälters mit abgeschmolzen werden. Das Verhältnis zwischen dem Brennstoff UO_2 und dem Hüllenmaterial Zirkaloy dürfte hingegen konstant bleiben.

Als weiterer wichtiger Parameter ist der Oxidationsgrad der Kernschmelze zu nennen. Dieser wird vor allem durch das Dampfangebot und somit durch den Restwasserstand zu Beginn des Kernschmelzenunfalls bestimmt. Es ist davon auszugehen, daß neben dem Brennstoff UO_2 zumindest vom Hüllenmaterial Zirkaloy beträchtliche Anteile in oxidiertem Form vorliegen, im wesentlichen in Form von ZrO_2 . Von den schwererflüchtigen Spaltprodukten werden wohl nur die Platinmetalle Ru, Rh und Pd sowie die Hauptanteile an Mo und Tc aufgrund von thermodynamischen Überlegungen und experimentellen Befunden in metallischer Form vorliegen, während der Rest bereits im Brennstoff in oxidiertem Form vorliegt oder beim Abschmelzen oxidiert wird /3,4/. Man muß also zu Beginn der vierten Phase des Kernschmelzenunfalls ein teilweise oxidiertes System annehmen. Das bedeutet, daß die Kernschmelze zu diesem Zeitpunkt zweiphasig ist; sie besteht aus einer metallischen Schmelze (Stahl, Reste von Zr, möglicherweise U) und aus einer oxidischen Schmelze (UO_2, ZrO_2), die bei Temperaturen, welche nicht allzusehr über der Schmelztemperatur des Systems liegen, nicht mischbar sind. Die Inhomogenität der Schmelze bedingt eine inhomogene Verteilung der Spaltprodukte. Auch die chemischen Reaktionswärmen werden inhomogen freigesetzt. Deshalb ist der Verteilungszustand der beiden Phasen in der Kernschmelze von besonderer Bedeutung für die Verteilung der Wärmequellen.

Durch die Einwirkung der Kernschmelze werden aus dem Beton, der aus 1 Teil Zement, 6.5 Teilen natürlichen Zuschlagsgesteins und 0.45 Teilen Wasser als

Mischungsbestandteilen gebildet wird, gasförmige Bestandteile freigesetzt. Dies sind Wasserdampf und bei Verwendung karbonathaltigen Zuschlags auch Kohlendioxid. Diese Komponenten oxidieren die metallischen Anteile der Kernschmelze fortlaufend weiter auf. Weiterhin schmilzt der nichtflüchtige Rückstand des Betons, der im wesentlichen aus SiO_2 , CaO und Al_2O_3 besteht, und vermischt sich mit dem oxidischen Anteil der Kernschmelze.

Dies zeigt der Schmelzversuch einer homogenen Pulverprobe in einem Wolframtiegel. An dem in Abb. 3 wiedergegebenen Schliff der erstarrten Schmelze wurden durch Mikrosondenuntersuchungen Konzentrationsprofile über die oxidischen Phasen und die metallischen Einschlüsse entlang des in Abb. 3 eingezeichneten Weges aufgenommen. Die so gewonnenen Konzentrationsprofile werden in Abb. 4 gezeigt. Im vorliegenden Fall enthielt der Betonanteil Karbonatzuschlag. Anhand der unterschiedlichen Profile für Uran und Zirkon zeigte sich, dass beim Erstarren eine Differentiation in mehrere Phasen erfolgte. Unter Hinzuziehung von röntgenographischen Phasenanalysen konnten die Hauptphasen Ca_2UO_4 , Ca_2ZrO_4 , Calciumchromat und UO_2 ermittelt werden.

Die Verteilung der Spaltprodukte, von denen aus dem gesamten Spektrum nur eine repräsentative Auswahl in Vertretung für die übrigen chemisch ähnlichen eingesetzt wurde, ist ebenfalls aus Abb. 4 zu erkennen: Mo (stellvertretend auch für Tc) und Ru (als Vertreter der übrigen Platinmetalle) werden zusammen mit Fe, Cr und Ni in der Metallschmelze nachgewiesen, die übrigen befinden sich in der oxidischen Schmelze. Neodymoxid (als Repräsentant für alle übrigen dreiwertigen Seltenen Erden) und Ceroxid treten in der uranhaltigen Phase auf, während Strontiumoxid (und damit wahrscheinlich auch Bariumoxid) in der zirkonhaltigen Phase vertreten ist.

Bei den Proben, die Beton mit Silikatzuschlag enthalten, wurde eine Differentiation der oxidischen Phase nicht beobachtet. Hier erstarrt die Oxidschmelze stets, auch bei sehr geringen Abkühlungsgeschwindigkeiten von 1 K/min, als homogenes Glas mit kristallinen UO_2 -Ausscheidungen.

Von den Stahlkomponenten wird, wie Abb. 4 zeigt, in Übereinstimmung mit thermodynamischen Überlegungen das Chrom zuerst oxidiert.

Aus den bisher vorliegenden Befunden ergibt sich das in Abb. 5 dargestellte Reaktionsschema. Es zeigt von rechts nach links die geometrische Anordnung der verschiedenen Materialien, wie sie bei der Kernschmelze in der Richtung von unten nach oben anzutreffen wäre. Die zeitliche Abfolge der Reaktionen ist grob durch die senkrechte Achse im Verlauf von oben nach unten dargestellt. Unter Mitriß der erschmolzenen Bestandteile des Betons gelangen die gasför-

migen Zersetzungsprodukte (H_2O und CO_2) in den metallischen Anteil der Kernschmelze. Dort werden sie unter Oxidation der metallischen Komponenten teilweise zu H_2 und CO reduziert; die Gase durchdringen danach noch die oxidische Schmelze und gelangen schließlich in die Atmosphäre des Sicherheitsbehälters. Die metallischen Komponenten werden sukzessive in der Reihenfolge $Zr - Cr - Fe - Ni$ oxidiert. Die entstehenden Oxide werden zusammen mit der Silikatschmelze der oxidischen Schmelze zugeführt. Dadurch verringert sich die metallische Schmelze stetig zugunsten der oxidischen Schmelze, die dadurch hinsichtlich der Spaltprodukte und der ursprünglich vorliegenden Oxide UO_2 und ZrO_2 fortlaufend verdünnt wird, bis schließlich die metallische Schmelze, wahrscheinlich mit Ausnahme der Spaltprodukte Ru , Rh und Pd , in den oxidischen Zustand übergeführt ist. So ergibt sich am Ende eine homogene Oxidschmelze, die sämtliche Komponenten bis auf die Platinmetalle enthält. Die Spaltprodukte Mo und Tc , die anfangs noch in der metallischen Schmelze vorliegen, werden aufgrund thermodynamischer Überlegungen etwa gleichzeitig mit Fe bzw. Ni oxidiert /3,4/.

Die beiden unmischbaren Schmelzenanteile werden langfristig vorliegen. Nach einer groben Abschätzung sind zur vollständigen Oxidation des Stahlanteils von Corium (A+R) etwa der doppelte Gewichtsanteil an silikatischem Beton erforderlich /3,4/. Erste Rechnungen mit einem Oxidationsmodell /5/ ergaben, das bis zur vollständigen Oxidation einer Fe -Schmelze bei einer konstanten Schmelzbadtemperatur von $1600\text{ }^{\circ}C$ etwa 40 Stunden vergehen.

Im Verlauf der Oxidation der metallischen Kernschmelze und der Vermischung der oxidierten Komponenten und der Silikate mit der oxidischen Schmelze verändern sich die Eigenschaften der beiden Schmelzphasen unterschiedlich. Für die metallische Kernschmelze bleiben Erstarrungstemperatur, Dichte und Viskosität bis zu eventuellen Erstarrung annähernd konstant. Für die Oxidschmelze ist die erwartete zeitliche Änderung dieser Eigenschaften im oberen Teil von Abb. 6 schematisch dargestellt. Die Erstarrungstemperatur nimmt als Folge der abnehmenden Konzentration der hochschmelzenden Oxide UO_2 und ZrO_2 ab, ebenso die Dichte. Die Viskosität steigt infolge der abnehmenden Temperatur bei gleichzeitig zunehmender SiO_2 -Konzentration an. Die Erstarrung der Schmelze setzt dann ein, wenn die in der Schmelze herrschende Temperatur auf die langsamer abnehmende Erstarrungstemperatur abgesunken ist. Die phänomenologische Aufschmelztemperatur, d.h. die Erweichungstemperatur der Oxidschmelze ist für den Fall der Wechselwirkung mit silikatischem Beton im unteren Teil der Abb. 6 als Funktion des $(UO_2 + ZrO_2)$ -Gehaltes dargestellt. Da die Oxidschmelze in diesem Fall glasig erstarrt, ist hier eher die gemessene Erwei-

chungstemperatur und nicht die thermodynamische Kristallisationstemperatur relevant. Der Kurvenverlauf zeigt, daß die Erweichungstemperatur bei fortschreitender Verdünnung der oxidischen Kernschmelze durch die Silikate des Betons kontinuierlich erniedrigt wird. Dem Verlauf kann weiter entnommen werden, daß der $(\text{UO}_2 + \text{ZrO}_2)$ -Gehalt der Schmelze als einheitlicher Parameter für verschiedene Kernschmelzentypen (Corium (A+R) und Corium (E+R)) Verwendung finden kann.

3. Modell für die thermische Wechselwirkung einer Kernschmelze mit Beton

Bei der modellmäßigen Erfassung der thermischen Wechselwirkung einer heißen Schmelze mit Beton ist die folgende Überlegung maßgebend: Bei der thermischen Zersetzung von 1 m^3 Beton werden zwischen 350 m^3 und 1000 m^3 gasförmige Zersetzungsprodukte freigesetzt. Da der Volumenanteil der gasförmigen Zersetzungsprodukte derartig dominiert, kann angenommen werden, daß, in Analogie zum Filmsieden, zwischen zersetzendem Beton und Schmelze ein Gasfilm ausgebildet werden kann. Das Kriterium für die Ausbildung dieses Gasfilms ist die Freisetzung eines ausreichend großen Gasmassenstromes. Wird ein kritischer Wert dieses Massenstromes unterschritten, so bricht der Gasfilm zusammen und es erfolgt direkter Kontakt der Schmelze mit der Betonoberfläche, wobei die freigesetzten Gase dann, in Analogie zum Blasensieden, in diskreten Einzelblasen entweichen.

Die Annahme eines durchgehenden Dampffilmes wurde durch Modellexperimente gestützt. So wurde die Zersetzung einer horizontal angeordneten Platte eines Betonsimulators aus groberen und feineren gefrorenen Xylokkörnern ($t_{\text{schmelz}} = -25 \text{ }^\circ\text{C}$; stellvertretend für die abschmelzenden Bestandteile des Betons) und aus CO_2 -Schnee ($t_{\text{sublimation}} = -79 \text{ }^\circ\text{C}$; stellvertretend für die gasförmigen Zersetzungsprodukte) unter Wasser von Umgebungstemperatur untersucht /5/. Bei diesem Versuch bestimmt das entweichende CO_2 -Gas alleine die hydrodynamischen Vorgänge. Obgleich die Ausbildung der regelmäßigen Zellstrukturen des Gasfilms, wie sie etwa bei der Sublimation von reinem CO_2 -Trockeneis unter Wasser beobachtet wird, durch die Anwesenheit der Xylokkörner gestört wird, bleiben doch die Abstände der Blasenzentren im Mittel erhalten und es lösen sich Blasen mit einer gewissen Bandbreite des Durchmessers ab. Man beobachtet, daß CO_2 -Blasen und Xyloltropfen getrennt im Wasser aufsteigen, wobei der Durchmesser der Xyloltropfen kleiner als 1 mm ist. Die Bildung so kleiner Tropfen kann nur unter dem Einfluß großer hydrodynamischer Kräfte erfolgen. Das Ausbrechen und Aufsteigen fester Xylokkörner wurde nicht beobachtet.

Aus dem geschilderten Modellexperiment kann weiter ermittelt werden, daß die Temperatur in der Flüssigkeit wegen der heftigen Rührwirkung der Gasblasen konstant ist. Ein Temperaturprofil, wie es bei klassischer Konvektion in einem homogenen Fluid beobachtet wird, existiert nicht.

Das Filmmodell wird in Abb. 7 in erweiterter Geometrie schematisch dargestellt. Die Ausbildung des Gasfilms läßt sich in drei Zonen unterteilen:

- Bei horizontalen oder schwach geneigten Flächen bildet sich, da das Gas instabil unter die Flüssigkeit geschichtet ist, in Übereinstimmung mit der Theorie von Taylor-Helmholtz eine zellförmige Struktur des Gasfilms mit ablösenden Gasblasen aus.
- Bei stärker geneigten oder gekrümmten Flächen bildet sich zunächst ein laminarer, aufsteigender Gasfilm zunehmender Dicke aus.
- Bei Erreichen einer kritischen Reynolds-Zahl tritt ein Umschlag zu turbulenter Strömung auf. In diesem Bereich wird -wieder in Übereinstimmung mit den Vorgängen beim Filmsieden- eine laminare Unterschicht angenommen, in der die Wärmeübertragung erfolgt. Daneben wird eine isotherme turbulente Kernströmung vorausgesetzt.

In allen drei Bereichen werden die Kontinuitätsgleichungen und die entsprechend vereinfachten Bewegungsgleichungen aufgestellt und mit der Energiegleichung verkoppelt, wobei angenommen wird, daß der Wärmestrom von der Flüssigkeit zum Feststoff durch Wärmeleitung durch den laminaren Film fließt und dann am Feststoff durch Aufbringung der Sublimations- oder Zersetzungsenthalpie verbraucht wird.

Rechnungen mit diesem erweiterten Filmmodell liegen bisher nur für den vereinfachten Fall vor, daß die Wärmestrahlung zwischen Flüssigkeit und Feststoff vernachlässigbar ist und daß sich der gesamte Feststoff auf Zersetzungstemperatur befindet. Dies trifft für die Sublimation von Trockeneis unter Wasser zu, natürlich aber nicht für das System Kernschmelze-Beton.

Das Fortschreiten der Sublimationsfront eines Trockeneiskörpers mit der Zeit wird in Abb. 8 gezeigt. Der Zeitschritt zwischen zwei Konturen beträgt fünf Minuten. Beim Übergang zum vertikalen Bereich wird die Erosion des Trockeneises infolge der Verschlechterung des Wärmeübergangs durch die Zunahme der Dicke des Dampffilmes verkleinert, um nach dem Umschlag zum turbulenten Film wieder zuzunehmen. Die Lage des Umschlagpunktes stimmt mit experimentellen Beobachtungen an geneigten Trockeneisplatten überein. Das Verhältnis zwischen der Erosion der horizontalen Fläche und der minimalen Erosion des vertikalen Bereichs beim Umschlag laminar/turbulent beträgt 1.7:1.

Das erweiterte Filmmodell soll durch die Einbeziehung der Wärmestrahlung und durch die Berücksichtigung der Aufheizung des Betons bis zur Schmelztemperatur der Silikate für die Anwendung auf die Wechselwirkung einer heißen Schmelze mit Beton vorbereitet werden.

Ein Modell, das diese Effekte berücksichtigt, liegt bislang nur für horizontale Flächen mit zellförmiger Filmstruktur und Gasblasenablösung vor. Dieses Modell wurde in /5/ ausführlich dargestellt und soll in seinen Grundzügen hier nochmals kurz abgehandelt werden. In Abb. 9 werden die Verhältnisse an einer Strömungszelle des Gasfilms skizziert.

Es wird ein eindimensionales, quasistationäres Betonzerstörungsmodell entwickelt. Das in Abb. 9 eingezeichnete Temperaturprofil schiebt sich demnach mit konstanter Geschwindigkeit in den Beton hinein. Es können beliebig viele Gas- und Dampffreisetzungsfrenten sowie andere chemische Umwandlungsfrenten im Beton berücksichtigt werden; in Abb. 9 ist eine dieser Fronten dargestellt. Die bei der Gasfreisetzung oder bei sonstigen chemischen Reaktionen verbrauchte (oder erzeugte) Wärme verursacht einen Knick im Temperaturprofil. Ein solches quasistationäres Zerstörungsmodell gilt für hohe aufgeprägte Wärmeströme, dabei ergeben sich im Beton geringe Eindringtiefen in der Größenordnung einiger Zentimeter. Deshalb läßt sich dieses Betonzerstörungsmodell bevorzugt bei größeren Temperaturunterschieden zwischen Schmelze und Beton anwenden, wo höhere Wärmeströme auftreten und wo auch die Ausbildung eines Dampffilmes erwartet werden kann. Bei geringen Wärmeströmen verlangsamt sich das Fortschreiten der Schmelzfront, während die Freisetzungsfrenten immer tiefer in den Beton vordringen. Kommt die Schmelzfront schließlich zum Stehen, so erfolgt die Aufheizung des Betons instationär.

Das quasistationäre Betonzerstörungsmodell liefert unter den genannten Voraussetzungen einen Zusammenhang zwischen aufgeprägtem Wärmestrom und Zersetzungsgeschwindigkeit. Die auf das Volumen bezogene Betonzerstörungsenthalpie, das ist diejenige Energie, die aufgewendet werden muß, um 1 cm^3 Beton zu zerstören, läßt sich dann als Stoffwert des Betons angeben, wenn man den Quotienten von Wärmestrom und Zersetzungsgeschwindigkeit bildet. Die aus dem quasistationären Zerstörungsmodell gewonnenen Werte unterscheiden sich naturgemäß von den aus kalorischen Berechnungen ermittelten Werten. In allen Fällen, wo der Beton nicht quasistationär sondern instationär aufgeheizt wird, stößt die Angabe eines solchen Stoffwertes auf Schwierigkeiten.

Der freigesetzte Dampf strömt in der in Abb. 9 skizzierten rotationssym-

metrischen Strömungszelle durch den Dampffilm radial nach innen auf die Blasenbildungsstelle zu. Die Wärme wird von der durch die Blasen ideal gerührten Schmelze an den Beton durch Wärmeleitung durch den Film und durch Wärmestrahlung von der dem Beton zugewandten Schmelzenoberfläche an die abschmelzende Oberfläche übertragen.

Mit diesem Modell wurde eine Parameterstudie für die Betonzerstörungsrate in Abhängigkeit von der Temperatur einer Stahlschmelze durchgeführt. Die Oberflächentemperatur wurde zu 1743 K, der Schmelztemperatur der Silikate, angenommen. Es wurden Betone mit silikatischen und karbonatischen Zuschlägen betrachtet. Die auf die Betonmasse bezogene Betonzerstörungsenthalpie wurde aus dem Betonzerstörungsmodell für die jeweilige Betonart theoretisch bestimmt. Bei den Berechnungen wurde die Verdampfung des physikalisch gebundenen Wassers, die Abspaltung des chemisch gebundenen Wassers aus Ca(OH)_2 , die thermische Zersetzung von CaCO_3 unter CO_2 -Freisetzung und schließlich das Abschmelzen der Restmasse berücksichtigt. Unklar ist noch, ob weitere chemische Reaktionen unter den Zersetzungsprodukten, wie die Bildung von Wollastonit aus CaO und SiO_2 , auftreten können. Diese Reaktion, die exotherm verläuft, würde die Betonzerstörungsenthalpie von karbonatischem Beton stärker erniedrigen als die von silikatischem Beton. Die Ergebnisse der theoretischen Berechnungen für die Betonzerstörungsenthalpie werden in Abb. 10 als die jeweils oberen Werte bei silikatischem und karbonatischem Beton angegeben.

Die jeweils unteren Werte entsprechen Meßergebnissen von Peehs /6/ aus Plasma-versuchen. Bei Verwendung der theoretisch ermittelten Werte für die Zerstörungsenthalpie liegt nach Abb. 10 die Zerstörungsgeschwindigkeit des silikatischen Betons maximal um den Faktor 1.4 höher als die des karbonatischen Betons. Bei Verwendung der Meßwerte von Peehs sind die Unterschiede wesentlich geringer; der karbonatische Beton weist eine maximal um den Faktor 1.1 höhere Zerstörungsrate auf als der silikatische. Es ergeben sich allerdings starke Unterschiede bei der Gasfreisetzung: Bei silikatischem Beton ergibt sich beispielsweise bei einer Schmelzbadtemperatur von 2500 K ein Gasmassenstrom von $80 \text{ g/m}^2 \text{ s}$ von vorwiegend Wasserdampf, während bei karbonatischem Beton trotz Zugrundelegung des höheren Wertes der Zerstörungsenthalpie und der daraus folgenden niedrigeren Zersetzungsgeschwindigkeit ein zum großen Teil aus Kohlendioxid bestehender Gasmassenstrom von $130 \text{ g/m}^2 \text{ s}$ erwartet werden muß.

Es sei noch angemerkt, daß die zur theoretischen Aufrechterhaltung eines stabilen Gasfilms erforderliche Temperaturdifferenz in allen der in Abb. 10 eingetragenen Fällen unter 50 K lag. Da der Beton jedoch Zuschläge natürlichen Gesteins mit Korngrößen bis zu 30 mm Durchmesser enthält, kann es möglicher-

weise schon früher zu partiellem direkten Kontakt der Kernschmelze mit der Betonoberfläche kommen.

4. Versuche über die Wechselwirkung einer Thermiterschmelze mit Beton

Im unteren Teil von Abb. 1 wird die Vorgehensweise zur quantitativen Beschreibung des hypothetischen Kernschmelzenunfalls angegeben. Während die in den Abschnitten 2 und 3 besprochenen Untersuchungen vom Typ des Punktes 1 in Abb. 1 sind, zielen die hier besprochenen Experimente als Versuche im größeren Maßstab auf die Übertragbarkeit der Modellvorstellungen oder Experimente im Labormaßstab auf den Kernschmelzenunfall ab (Punkt 2 in Abb. 1).

Es wurden Thermiterschmelzen von 100 bis 300 kg entweder extern erzeugt und in zumeist zylindrische Tiegel von 380 mm Innendurchmesser eingegossen oder das Thermitpulver wurde direkt im Tiegel gezündet. Die pyrometrisch gemessene Anfangstemperatur lag bei etwa 3000 °C. Die entstehende Thermiterschmelze ist, ebenso wie die Kernschmelze, zweiphasig (55% metallische Schmelze und 45% oxidische Schmelze), wobei hier jedoch die metallische Schmelze eine wesentlich höhere Dichte hat als der oxidische Anteil. Die beiden Komponenten der Schmelze wurden in einem Versuch auch in getrennte Tiegel abgegossen.

Diese Versuche hatten zunächst das Ziel, die Tiegeltechnologie für Schmelzen hoher Temperaturen zu entwickeln und geeignete Meßmethoden herauszufinden. Daneben sind die Versuche auch geeignet, die Phänomenologie der Wechselwirkung einer heißen Schmelze mit Beton zu beobachten und auch erste quantitative Vergleiche mit den Ergebnissen der Modelle durchzuführen.

Über einen Zeitraum von 3 bis 6 Minuten konnte heftige Schmelzbadbewegung, verbunden mit ständigem Auswurf von Schmelzgut aus dem Tiegel beobachtet werden. Die entweichenden Gase verbrannten, wenn Eisenschmelze im Tiegel vorlag, über der Schmelzbadoberfläche. Bei reiner oxidischer Schmelze wurde keine Flammenbildung beobachtet. In diesem Fall erfolgte auch die geringste Betonzerstörung. Dies ist wahrscheinlich durch die niedrige Speicherwärme, durch die geringe Wärmeleitfähigkeit sowie durch den hohen Erstarrungspunkt der oxidischen Thermiterschmelze bedingt. Es kam offensichtlich schon frühzeitig zu Erstarrungsvorgängen an der Grenzfläche Schmelze/Beton.

Bei den Versuchen mit einer Eisenschmelze wurden vertikale Eindringtiefen von maximal 78 mm und radiale Eindringtiefen von maximal 53 mm festgestellt. Durch in den Beton eingegossene Thermolemente konnte die Eindringgeschwindigkeit der Schmelze in groben Stufen registriert werden. Es wurden Erosionsraten zwischen 5 und 40 mm/min ermittelt, diese Werte sind bei den

grob abgeschätzten Schmelzbadtemperaturen in qualitativer Übereinstimmung mit den in Abb. 10 wiedergegebenen Werten. Das Verhältnis zwischen vertikaler und radialer Erosion ist ebenfalls mit Werten um 1.5:1 in Übereinstimmung mit dem Filmmodell (siehe Abb. 8).

Die Betontiegel wurden nach den Versuchen aufgeschnitten. Ein derartiger Schnitt wird in Abb. 11 gezeigt. Unten im Bild ist der Metallregulus zu sehen, darüber befindet sich die erstarrte oxidische Schmelze. Durch die entweichenden Gase wird die oxidische Schmelze in Spritzern mitgerissen, das Schmelzgut läuft an den Wänden des Tiegels wieder herunter und erstarrt teilweise; deshalb ist die Oberfläche der Oxidschicht etwa parabelförmig.

Durch Farb- und Konsistenzunterschiede im Beton können die völlig oder teilweise entwässerten Zonen des Betons festgestellt werden. Abb. 12 zeigt zur Verdeutlichung eine Auswertung des Tiegelschnittes von Abb. 11. Die eingezeichneten gestrichelten Linien im Beton charakterisieren das weiteste Vordringen der Freisetzungsfrent des chemisch gebundenen Wassers ($t \approx 500 \text{ }^\circ\text{C}$) und des physikalisch gebundenen Wassers ($t \approx 100 \text{ }^\circ\text{C}$) nach dem Erstarren der Schmelze.

5. Zusammenfassung der Ergebnisse

Stoffliche Wechselwirkungen:

- Die beiden Phasen der Kernschmelze, die oxidische und die metallische Schmelze, liegen über lange Zeiträume getrennt vor. In Abhängigkeit vom Oxidationsgrad des Systems können Aussagen über die Verteilung der Elemente und insbesondere der Spaltprodukte in der Schmelze getroffen werden.
- Die Änderungen der Stoffwerte der Kernschmelze in Abhängigkeit vom Temperaturverlauf kann qualitativ abgeschätzt werden.
- Die Erstarrungstemperatur der oxidischen Phase der Kernschmelze kann in Abhängigkeit vom $(\text{UO}_2 + \text{ZrO}_2)$ -Gehalt angegeben werden.

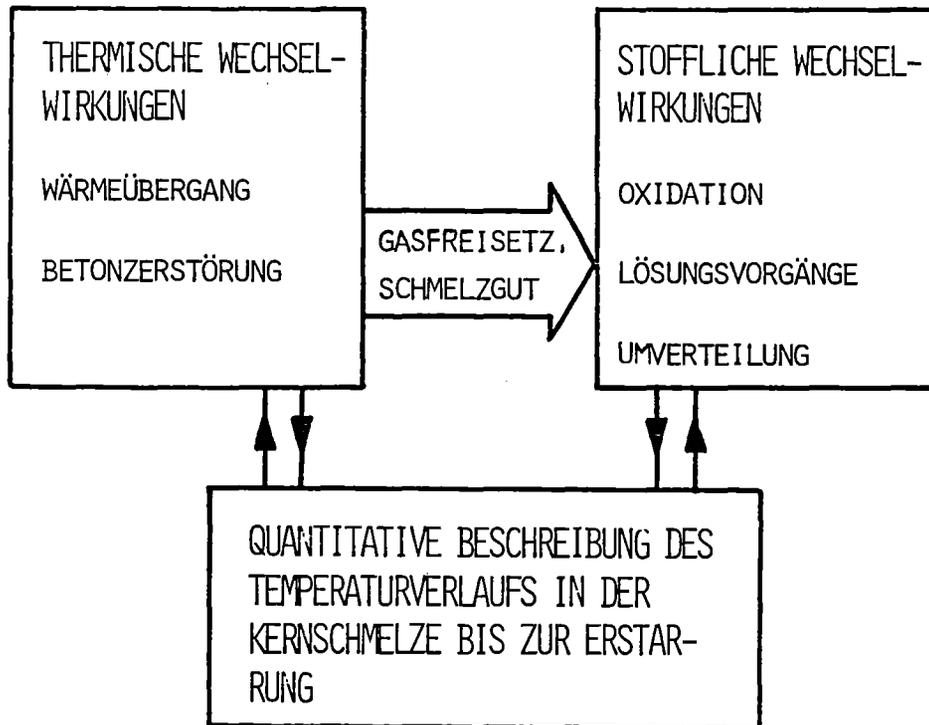
Thermische Wechselwirkungen:

- Das Verhältnis von vertikaler zu radialer Erosion, das die Kavernenform bestimmt, wird durch das erweiterte Filmmodell in der richtigen Größenordnung beschrieben.
- Die richtige Größenordnung der Erosionsgeschwindigkeiten wird durch das mit dem Filmmodell gekoppelte Betonzerstörungsmodell wiedergegeben.
- Die Auswirkungen der verschiedenen Betonzerstörungsenthalpien und der ver-

schiedenen Zusammensetzungen der Betone (Anteil an gasförmigen Zersetzungsprodukten) kann durch die Modellrechnungen abgeschätzt werden.

6. Literatur

- /1/ Hassmann, K., M. Peehs
BMFT RS-74-a, RS-154, RS-183, KWU-Bericht RE 23/006/76, April 1976
- /2/ Peehs, M., K. Mollwitz, P. Petri
BMFT-RS-154, April 1976
- /3/ Holleck, H., P. Hofmann, A. Skokan
Jahreskolloquium 1976 des PNS, KFK 2399, S.187
- /4/ Skokan, A., H. Holleck
Reaktortagung 1977, Mannheim: Tagungsbericht S. 233
- /5/ Alsmeyer, H., L. Barleon, J. Koster, I. Michael, U. Müller,
M. Reimann
KFK 2395
- /6/ Peehs, M.
Kraftwerk Union, Erlangen, mündliche Mitteilung

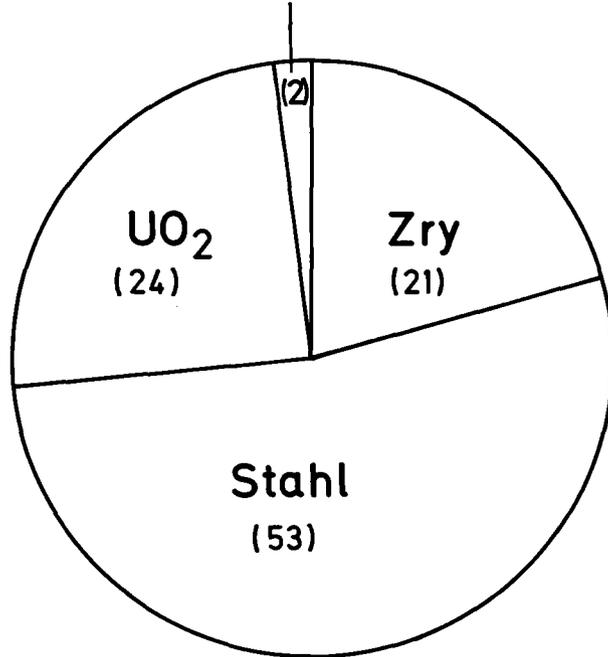


VORGEHENSWEISE:

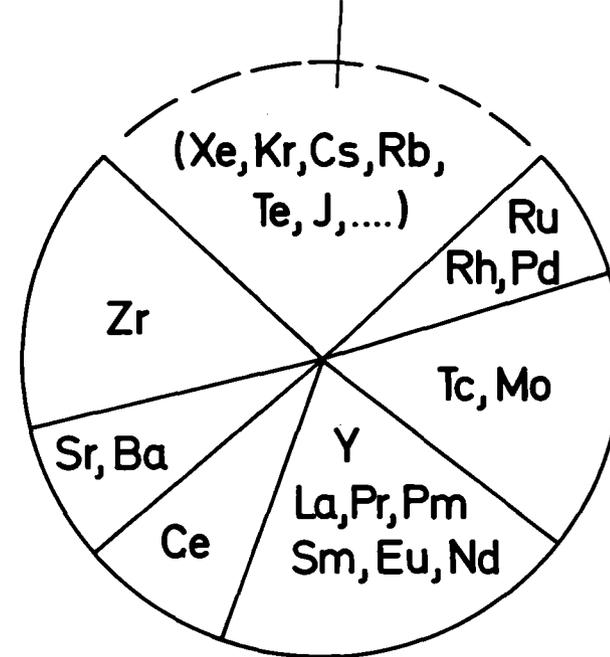
1. UNTERSUCHUNGEN IM LABORMASSTAB;
THEORETISCHE MODELLE AUF DER BASIS VON MODELL-
EXPERIMENTEN
2. ÜBERPRÜFUNG DER ÜBERTRAGBARKEIT DER ERGEBNISSE
DURCH EXPERIMENTE IM GRÖßEREN MASSTAB

ABB. 1: WICHTIGE EINZELVORGÄNGE BEIM KERNSCHMELZENUNFALL;
VORGEHENSWEISE

schwerflüchtige Spaltprodukte



leichtflüchtige Spaltprodukte

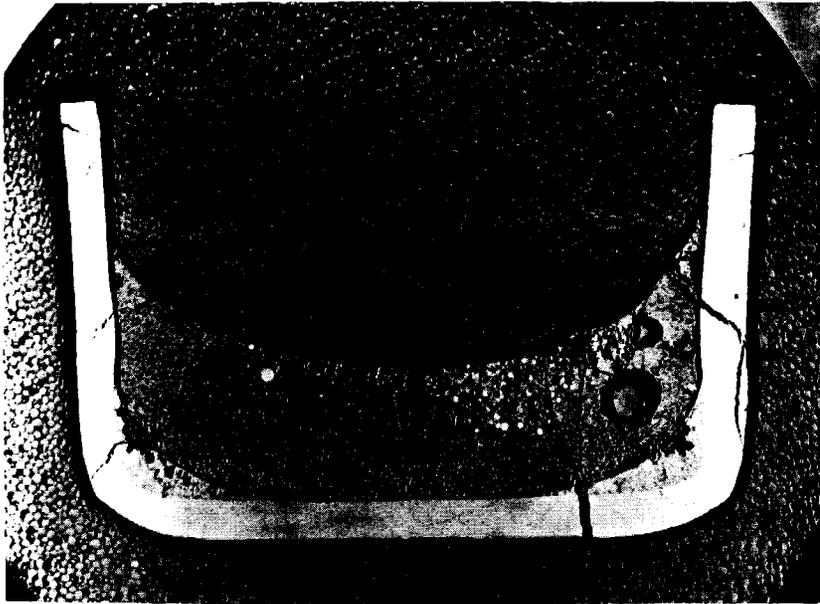


"Corium (A+R)" mit Spaltprodukten
(\cong 5% Abbrand)

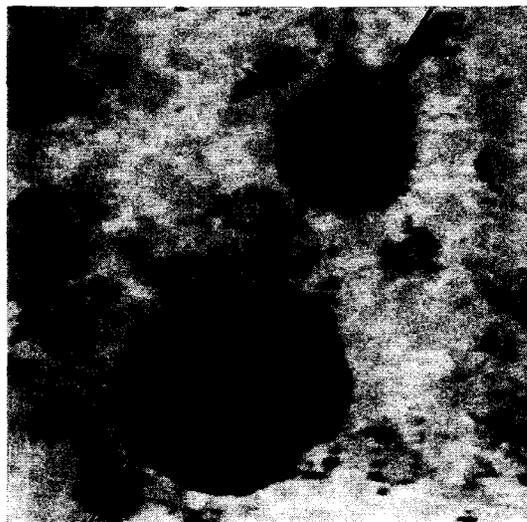
Spaltprodukte

in Atom- bzw. Mol%

Abb. 2: Zusammensetzung der Kernschmelze vom Typ Corium A+R bei einem fiktiven Abbrand von 5%.



10 mm



200 μm

Abb. 3: Schmelzprobe aus Corium A+R (mit Spaltproduktanteil entsprechend 20% Abbrand) und Beton (mit Karbonatzuschlag) im Wolframtiegel;
oben: Schliffbild
unten: Probenstrombild (Mikronsondenuntersuchung) mit Angabe der Lage der Konzentrationsprofile in Abb. 4.

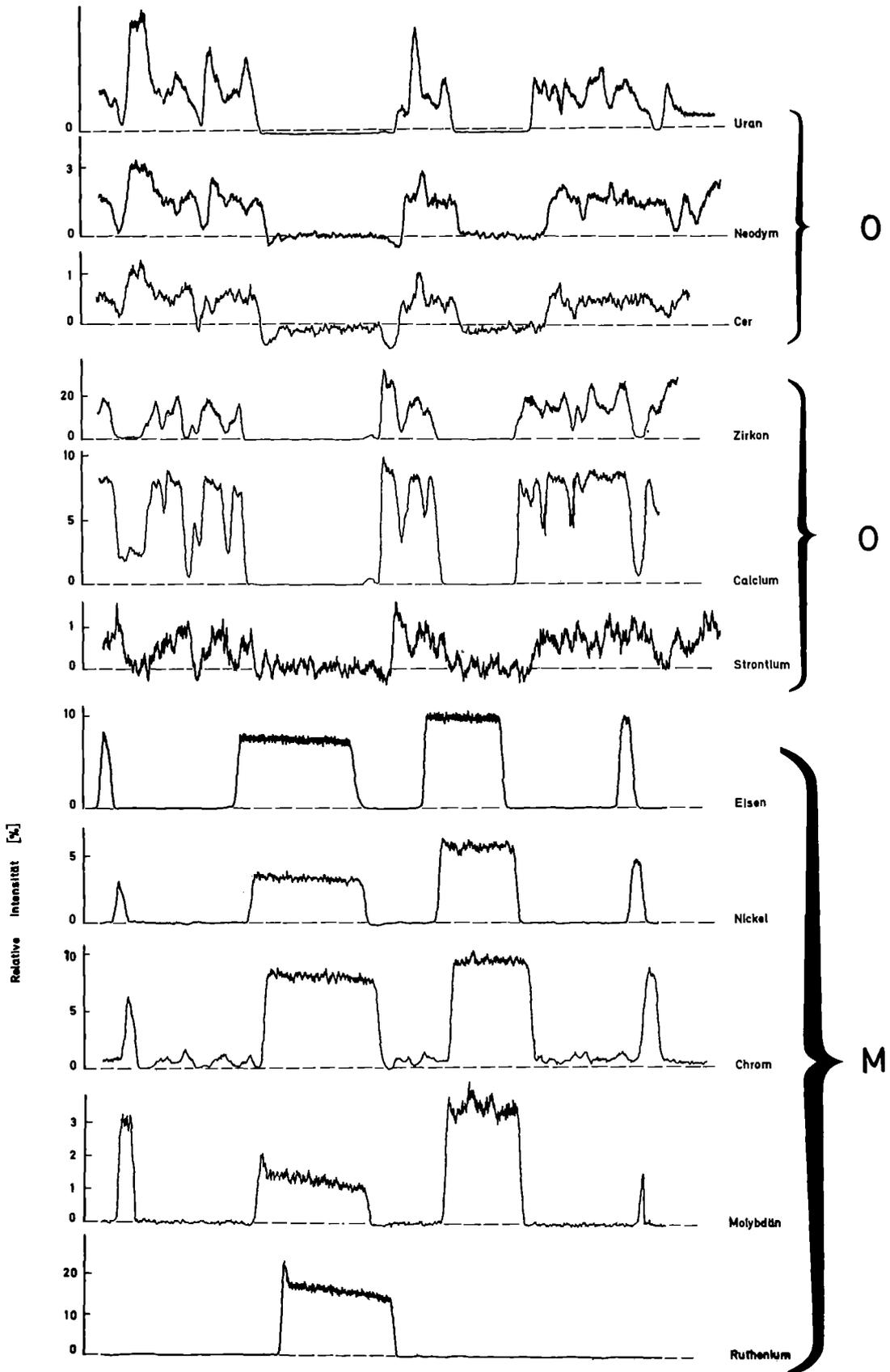


Abb.4: Mikrosondenuntersuchung:

Konzentrationsprofile der Hauptkomponenten und Spaltprodukte über die Oxidphasen (O) und metallischen Einschlüsse (M) der in Abb.3 gezeigten Schmelzprobe; die Klammern weisen auf die beobachteten Phasen (ähnliche Profile) hin.

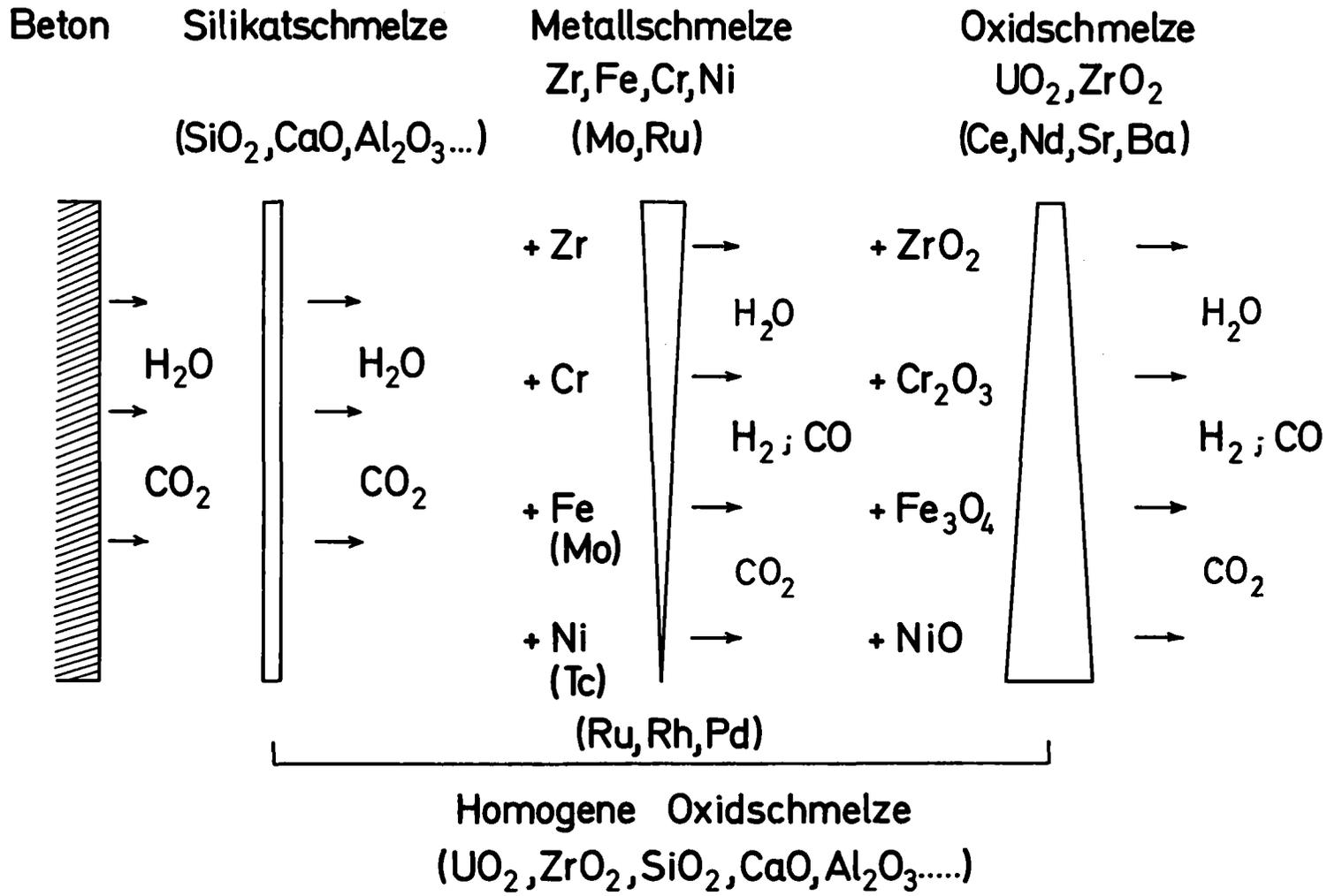


Abb.5: Reaktionsschema der Wechselwirkung zwischen Kernschmelze und Beton.

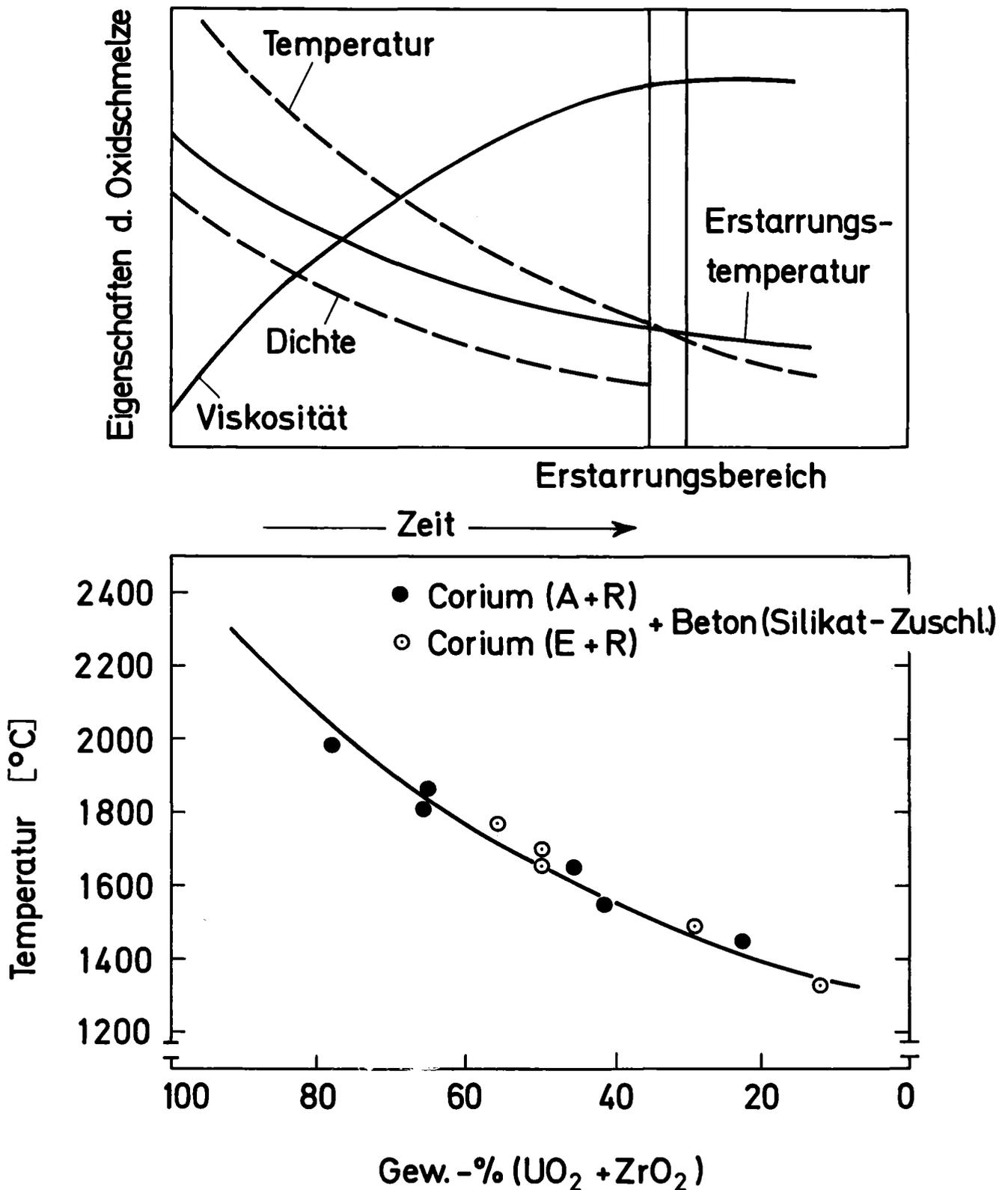


Abb.6: Zeitliche Änderung der Eigenschaften der Oxidschmelze bei der Kernschmelze/Beton (Silikatzuschl.)-Reaktion;
 oben: schematische Darstellung der Änderung von Dichte, Viskosität, Erstarrungstemperatur und herrschender Temperatur
 unten: gemessene Erweichungstemperaturen der Schmelze als Funktion des Anteils an den hochschmelzenden Oxiden UO₂ und ZrO₂.

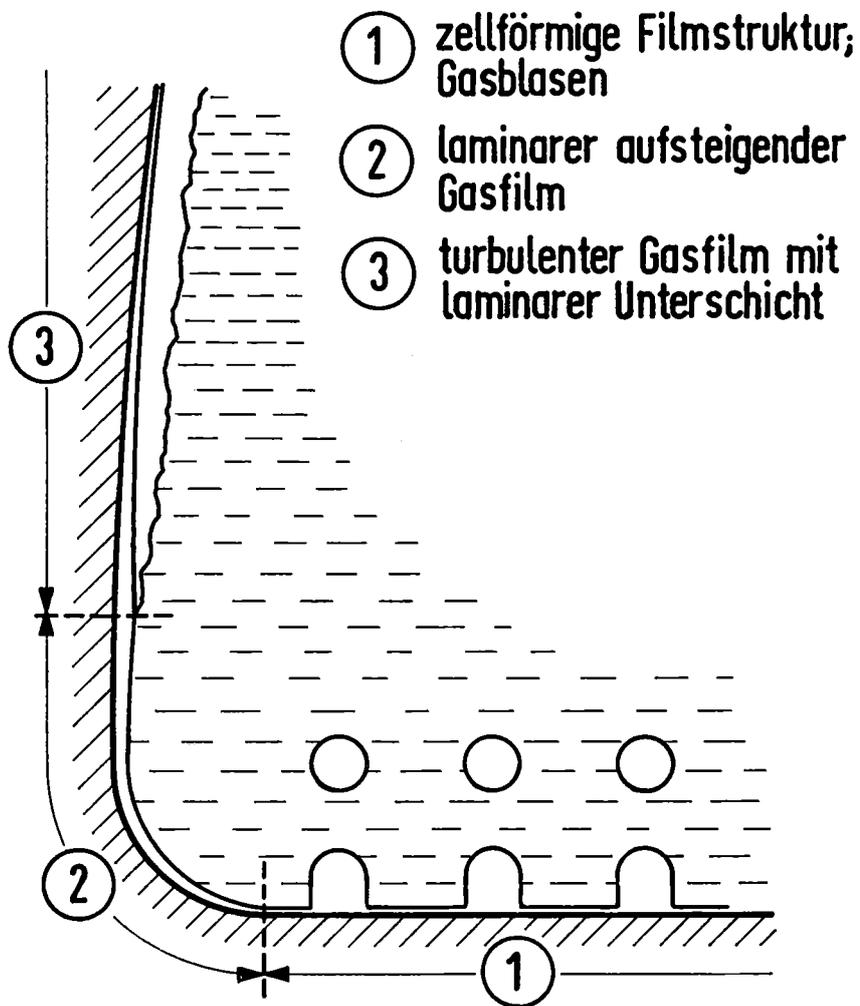


Abb. 7 Filmmodell für den Wärmeübergang zwischen Schmelze und Beton

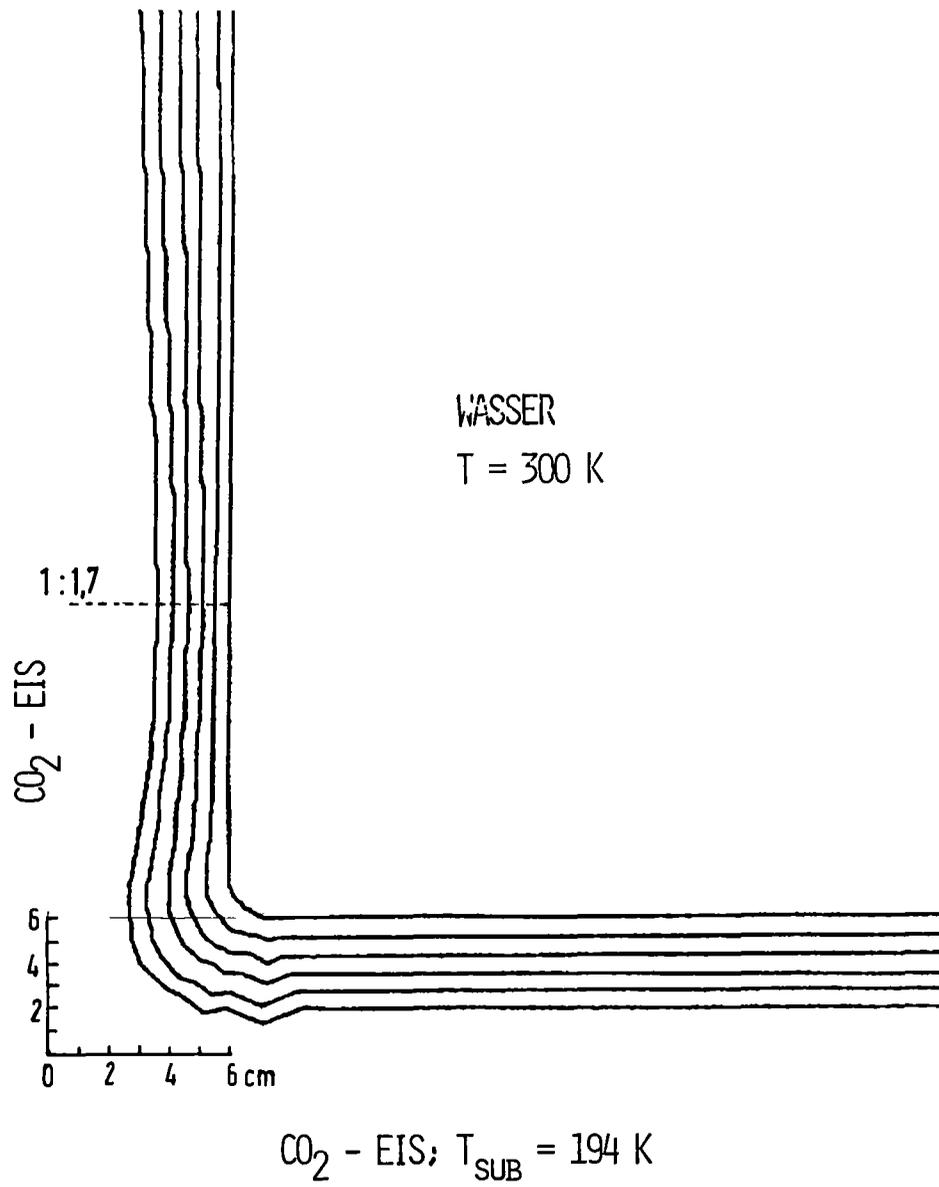


ABB. 8: FORTSCHREITEN DER SUBLIMATIONSFRONT EINES TROCKEN-
EISKÖRPERS UNTER WASSER

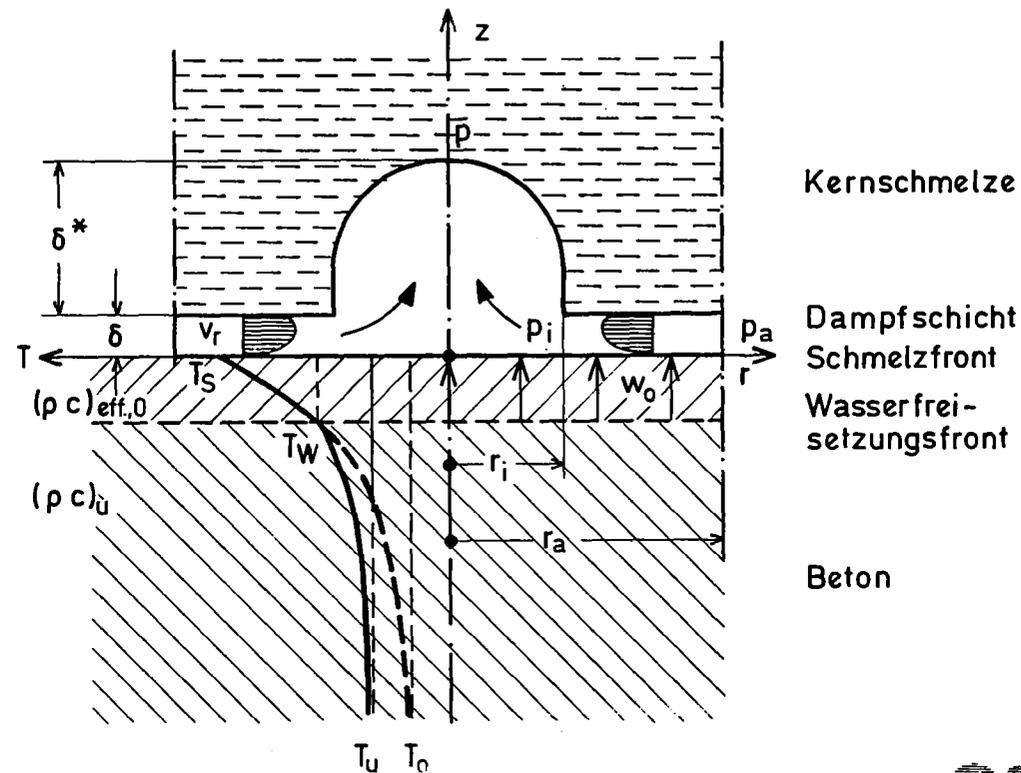


Abb. 9

Schematische Darstellung des Abschmelzvorganges und des hydrodynamischen Modells

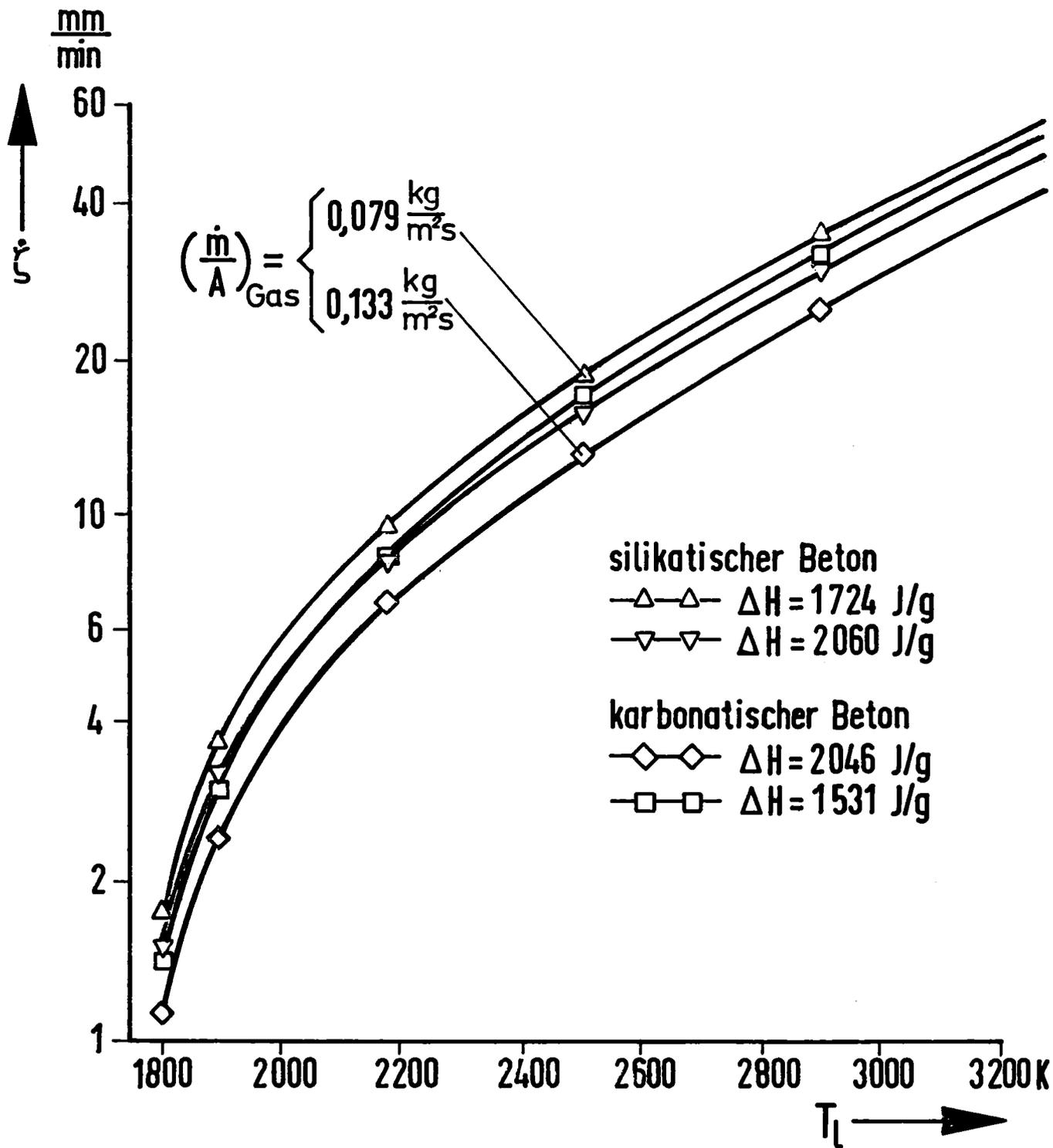


Abb. 10 Abschmelzgeschwindigkeit in Abhängigkeit von der Temperatur der Kernschmelze

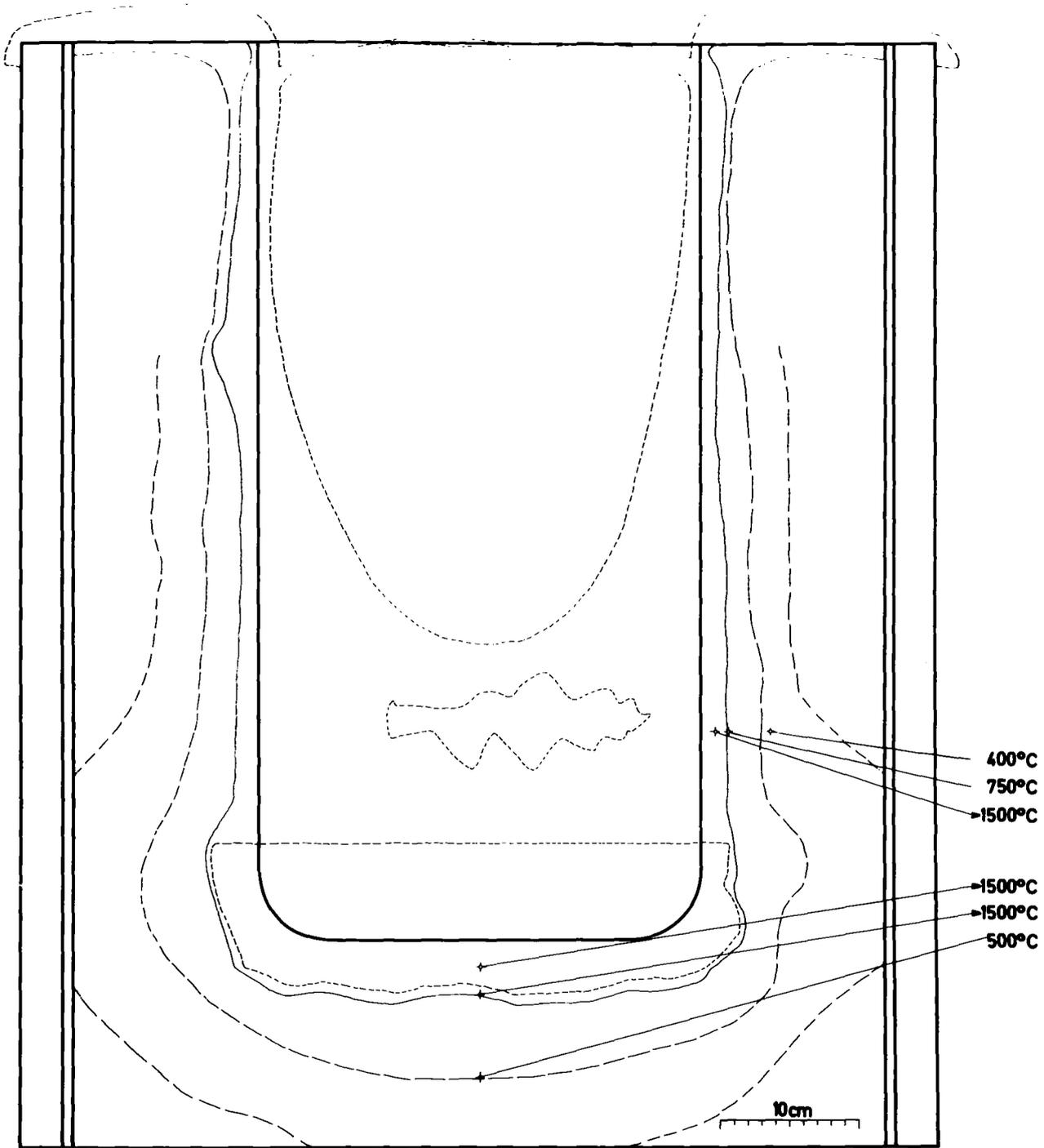


Abb. 12



RBT-IT-1977
PNS 4323

Versuche mit Thermitschmelzen in Beton- tiegeln, Tiegel F: Schnittskizze



Abb. 11

RBT-IT-1977
PNS 4323

Versuche mit Thermitschmelzen in
Betontiegeln, Tiegel F : Schnitt

JAHRESKOLLOQUIUM 1977
des
PROJEKTES NUKLEARE SICHERHEIT

Entwicklung der Kr-85-Abtrennung aus dem Abgas der
Großen Wiederaufarbeitungsanlage:
Ergebnisse der prototypischen Versuchsanlagen ADAMO und KRETA

R. v. Ammon, W. Bumiller; E. Hutter und G. Neffe

INSTITUT FÜR HEISSE CHEMIE; ABTEILUNG REAKTORBETRIEB UND TECHNIK

Das im Kernforschungszentrum verfolgte Konzept der Abtrennung des radioaktiven Kryptons aus dem Abgas von Wiederaufarbeitungsanlagen sieht die Tieftemperatur-Rektifikation (TTR) des verflüssigten Gasgemisches als letzte Stufe der gesamten Abgasreinigungsstrecke vor (1). Als erster Schritt zur Erprobung dieses Konzepts wurde die Versuchsanlage KRETA errichtet (Krypton-Entfernungs-Tieftemperatur-Anlage), die für einen Durchsatz von $50 \text{ Nm}^3/\text{h}$, eines synthetischen, d.h. kalten Gasgemisches ausgelegt ist. Sie hat damit etwa $1/4 - 1/6$ des Maßstabs der Großen Wiederaufarbeitungsanlage. Im PNS-Jahreskolloquium 1975 wurde ausführlicher darüber referiert (2). Diese Anlage ist seit nunmehr gut einem Jahr in Betrieb, so daß wir heute über Ergebnisse berichten können.

Bevor ich auf die Verfahrensvariante eingehe, deren Untersuchung wir uns als erstes Ziel gesteckt haben, muß ich die verschiedenen sich anbietenden Möglichkeiten erläutern (3). Die Tieftemperatur-Rektifikation Krypton- und Xenon-haltiger Gasgemische ist ein in der Luftzerlegungstechnologie lange erprobtes Verfahren. Allerdings bestehen zwei wesentliche Unterschiede zwischen den Spaltgasgemischen in Wiederaufarbeitungsanlagen und den Edelgasgemischen in Luftzerlegungsanlagen:

- die Radioaktivität, die - abgesehen von den erforderlichen Schutzmaßnahmen für das Betriebspersonal - in der flüssigen Phase durch Radiolyse des Sauerstoffs Ozon erzeugt; dieses stellt in höheren Konzentrationen das Risiko von Verpuffungen dar;
- das fast reziproke Mol-Verhältnis Kr/Xe im Spaltgas (0.104) gegenüber dem in der Atmosphäre (13.1). Das führt zur erhöhten Gefahr von Ausfrierungen des Xenons, das einen wesentlich höheren Schmelzpunkt als Krypton besitzt, und damit von Verstopfungen in der Tieftemperatur-Kolonne.

Je nach dem, wie diese beiden Risiken eingeschätzt werden, sind die existierenden oder geplanten Spaltkrypton-Abtrennanlagen verschieden ausgelegt (Abb. 1).

Bei der ersten Krypton-Rektifikationsanlage an einer Wiederaufarbeitungsanlage, beim INEL in Idaho, U.S.A. (5), einer Produktionsanlage für Kr-85, wo kein großer Wert auf einen hohen Dekontaminationsfaktor gelegt wurde, verflüssigt man das gesamte Abgas einschließlich des Sauerstoffs und destilliert den Stickstoff in der ersten Kolonne ab. Auch beim CEA (4) geht man diesen Weg, allerdings wird der Sauerstoff hier zwischen der ersten und der zweiten Kolonne katalytisch mit Wasserstoff entfernt. Der Vorteil dieser Verfahrensweise ist die geringe Neigung des Xenons zum Ausfrieren infolge der besseren Löslichkeit im Sauerstoff, der Nachteil ist die Ozonbildung.

Die amerikanische Fa. Airco geht bei der Planung ihrer Anlage für die japanische Wiederaufarbeitungsanlage Tokai Mura (6) der Ozonbildung durch eine vorausgehende, gemeinsame O_2 -, NO_x -Reduktion mit Wasserstoff aus dem Weg.

Aber auch die Edelgas-Ausfrierung umgeht sie im nächsten Schritt durch eine Festbett-Adsorption des Xenons vor Eintritt in die TTR-Kolonne. Das bedeutet einen zusätzlichen Verfahrensschritt, der wegen starker Ko-adsorption von Krypton eine mögliche Leckstelle darstellt. Die Rektifikation vereinfacht sich zu einer N_2 -Kr-Trennung in einer einzigen Kolonne. Ein ähnlicher Vorschlag kommt auch von der Fa. Linde, Höllriegelskreuth (7).

In unserem Konzept wird die Ozonbildung ebenfalls durch die vorherige Reduktion des Sauerstoffs und der NO_x -Reste mit H_2 vermieden (8). Wir wenden den problematischen Schritt der vorherigen Xenon-Abtrennung jedoch nicht an, sondern gehen mit dem Abgas direkt in die erste TTR-Kolonne, weil man das Ausfrieren des Xenons auch ohne die Anwesenheit von Sauerstoff vermeiden kann, wie ich im folgenden zeigen werde. Der Tieftemperatur-Teil, d.h. die Anlage KRETA (Abb. 2) besteht aus zwei Kolonnen, einer Siebbodenkolonne zur Abtrennung des Trägergases Stickstoff und einer Füllkörperkolonne zur Kr-Xe-Trennung. Das Rektifiziergemisch in der ersten Kolonne besteht aus dem Dreikomponentensystem N_2 -Kr-Xe. Dieses besitzt an der N_2 -Xe-Seite (Abb. 3) im durchlaufenen Temperaturbereich ein Zweiphasengebiet fest-flüssig, das mit steigendem Druck kleiner wird, um bei 15 - 20 bar völlig zu verschwinden. Dieses Konzentrationsgebiet darf an keiner Stelle der Kolonne berührt werden, wenn Betriebsstörungen vermieden werden sollen.

Bei der konventionellen Edelgasgewinnung aus Luft tritt dieses Problem nicht auf, weil man sich weit auf der Kr-Seite befindet und weil außerdem N_2 durch O_2 ersetzt ist, wo das Zweiphasengebiet kleiner ist. Bei den Auslegungsberechnungen für die KRETA-Kolonne konnten wir aber für dieses System zeigen, daß sich beim Betrieb im stationären Zustand die Konzentrationen des Rektifiziergemisches auf allen Böden und im Sumpf genügend weit außerhalb des Zweiphasengebiets einstellen, so daß ein sicherer Betrieb gewährleistet ist. Der Betriebsdruck muß dabei auf mindestens 5 bar erhöht werden. Die Kolonne wurde für einen Druck von maximal 10 bar ausgelegt, das bisherige Versuchsprogramm wurde bei 5 bar durchgeführt.

Diese Überlegungen beziehen sich aber nur auf den stationären Zustand, beim Anfahren kreuzt man das Zweiphasengebiet unweigerlich, wenn man das Abgas direkt in die mit flüssigem Stickstoff kaltgefahrene Kolonne leitet (Abb. 4). Diese Situation läßt sich umgehen, wenn man entweder von einer Krypton-Vorlage im Sumpf ausgeht (hier ca. 40 %), oder wenn man zusätzlich Krypton einspeist, etwa durch Rezyklieren vom Kopf der zweiten Kolonne. Damit wird das Krypton/Xenon-Verhältnis dem in der konventionellen Luftverflüssigung angenähert. Dieser Weg wird wahrscheinlich bei der in der Planung befindlichen AZUR-Anlage an der WAK eingeschlagen.

Da das KRETA-Versuchsprogramm zunächst noch - bis etwa Mitte 1978 - ausschließlich auf die Randbedingungen des AZUR-Vorhabens ausgerichtet ist, ist das Ziel des Versuchsbetriebs, zu klären, bei welchen

Edelgaskonzentrationen im Speisegas der ersten Kolonne ein sicherer Kolonnenbetrieb möglich ist. Die Versuchsergebnisse sind schematisch in Abb. 5 aufgezeichnet:

Hier ist das Feld der interessierenden Edelgaskonzentrationen im Speisegas als Fläche dargestellt (Ordinate: Xenon-Konzentration, Abszisse: Krypton-Konzentration); Punkt A ist ein von der GWK für das Abgas der WAK spezifizierter Maximal-Wert, Punkt B derselbe Fall, nur daß jetzt durch zusätzliche Krypton-Einspeisung das Verhältnis Krypton/Xenon auf das der Luft gebracht ist. Es wurde nun versucht, den Zielwert A von zwei Seiten her zu erreichen, einmal bei relativ niedriger Krypton-Konzentration von der Xenon-armen Seite her, um die höchste Xenon-Konzentration zu finden, unterhalb derer keine Ausfrierungen auftreten, und zweitens bei hoher Xenon-Konzentration von der Krypton-reichen Seite her, um die notwendige minimale Krypton-Konzentration und damit den notwendigen Krypton-Rückführungsfaktor festzulegen.

Das Resultat aller bisherigen Versuche lautet: Von beiden Seiten her gelangt man in den Bereich von Xenon-Ausfrierungen. Punkt A befindet sich in diesem Bereich. Diese Ausfrierungen erfolgen aus der Gasphase in der Nähe des Einspeisepunktes, und nicht aus der flüssigen Phase im Sumpf oder auf den untersten Böden, was nach dem vorhin geschilderten Zustandsdiagramm auch nicht der Fall sein dürfte. In diesem Zustand verschlechtert sich die Trenneffektivität der Kolonne. Ohne wesentlich erhöhte Krypton-Konzentration liegt die Xenon-Grenze bei ca. 900 Vol.-ppm, das sind 60 % der vorgegebenen 1500 Vol.-ppm. Um das gesamte Xenon störungsfrei einspeisen zu können, müssen mindestens ca. 3000 Vol.-ppm Krypton zugegen sein, wovon nur ca. 160 ppm aus dem Abgas stammen; der größere Teil muß zusätzlich zugegeben werden. Der erforderliche Rückführungsfaktor beträgt also knapp 20. Da das Ausfrieren aus der Gasphase (Desublimieren) ein Zeichen für nicht ganz vollständige Gleichgewichtseinstellung innerhalb der Kolonne ist, vermuten wir, daß sich die Grenzen durch andere Auslegung der Kolonneneinbauten noch verbessern lassen.

Außerhalb des kritischen Bereiches läßt sich die Kolonne störungsfrei und mit hohem Dekontaminationsfaktor für Krypton ($DF \gg 10^3$) betreiben. Dieser Betriebszustand ließ sich durch viele Tage hindurch aufrechterhalten.

Bisher habe ich nur von der ersten KRETA-Kolonne gesprochen. Ein auch noch so hoher Apparate-DF dieser Trennsäule sagt aber noch nichts aus über den Krypton-DF der gesamten Abgasstrecke. Dieser wird bestimmt durch die Gesamtheit aller Leckstellen. Ich will hier zwei solcher verfahrensbestimmter Leckstellen für Krypton erwähnen: die dem TTR-Teil vorgeschaltete Adsorbereinheit, in unserem Versuchsstand ADAMO genannt (Adsorption an Molekularsieben), und das in der zweiten TTR-Trennsäule abgetrennte, inaktive Xenon.

ADAMO

Die Adsorbereinheit dient in unserem Teststand wie in konventionellen Luftzerlegungsanlagen dazu, das Gasgemisch vor Eintritt in den kryogenen Teil zu trocknen, im echten Abgas soll sie auch alle anderen Bestandteile abtrennen, die ausfrieren könnten, wie CO_2 , Rest- NO_x , NH_3 oder Kohlenwasserstoffe. Dabei wird auch Krypton adsorbiert. Diese Koadsorption ist bei Raumtemperatur zwar schwach (9), würde aber dennoch ausreichen, um bei ungehinderter Abgabe des beim Regenerieren desorbierten Gases in die Atmosphäre den guten Apparate-DF der TTR-Kolonne zu verderben. Es muß deshalb ein Spülschritt zur selektiven Desorption des Kryptions und Rückführung dieses Gasstroms vorgeschaltet werden, der zur Auslegung von ADAMO in drei Stränge (Abb. 6) geführt hat. Wie gut die Krypton-Spülung arbeitet, zeigt Abb. 7: hier wurde das mit den Edelgasen im Adsorptionsschritt bei 5 bar und Raumtemperatur beladene Silicagel- und Molekularsieb-Bett (insgesamt 170 kg Adsorbermaterial) bei 1 bar und Raumtemperatur mit stark verringertem Stickstoffstrom gespült. Die Krypton-Desorption geht so schnell vonstatten, daß nach 2 Std. nur noch der tausendste Teil im Bett festgehalten wird. Der nach dem Abbruch des Spülens noch adsorbierte Rest des Kryptions wird beim Regenerieren bei erhöhter Temperatur freigesetzt. Eine Überschlagsrechnung zeigt, daß ein "Spülfaktor" von ca. 70 genügen würde, um die Krypton-Leckage beim Regenerieren auf dieselbe Menge zu begrenzen, die im Kopfgas der ersten TTR-Kolonne bei einem DF von 10^3 freigesetzt wird.

Xenon-Abtrennung

Das im Sumpf der ersten Trennkolonne angereicherte Edelgas-Gemisch wird nach Überführung in die zweite Kolonne in seine Bestandteile Krypton

(Kopfprodukt) und Xenon (Sumpfprodukt) zerlegt. Diese Trennung ist nur dann sinnvoll, wenn dadurch Lagervolumen für das radioaktive Krypton gespart werden kann, wenn also das inaktive Xenon so weit vom Krypton befreit wird, daß es an die Atmosphäre entlassen werden kann. Legen wir wie vorhin die Forderung zugrunde, daß durch diese Leckstelle nicht mehr Krypton verloren gehen darf, als durch den Kopf der ersten Kolonne bei einem $DF = 10^3$, dann dürfen im Xenon nicht mehr als 10^{-4} Teile Krypton oder 100 Vol.-ppm verbleiben. Ich möchte betonen, daß es sich hier um eine selbstgestellte, fiktive Forderung für unser Versuchsprogramm handelt, die weit über jeder realistischen Forderung für die große Wiederaufarbeitungsanlage liegt.

Der Versuchsbetrieb dieser Kolonne verlief von Anfang an störungsfrei und mit hohen Produkt-Reinheiten. Abgefüllte Xenon-Druckgasflaschen mit 100 Vol.-ppm Rest-Krypton konnten zwar nicht regelmäßig im Routinebetrieb, aber doch mehrfach erhalten werden. Wir sind sicher, daß dieses Ergebnis auch noch verbessert werden kann, wenn es wirklich erforderlich sein sollte. Für eine kommerzielle Nutzung allerdings müßte die Reinigung des Xenons vom radioaktiven Krypton noch um Größenordnungen weitergetrieben werden, um unter die Freigrenze des Kr-85 zu kommen.

Zusammenfassung

Der bisherige Betrieb der Versuchsanlagen KRETA und ADAMO hat gezeigt, daß die Rektifikation des Dreistoffsystems N_2 -Kr-Xe möglich ist, wenn gewisse Kr- und Xe-Grenzkonzentrationen im Speisegas eingehalten werden. Ist die Xe-Konzentration < 900 ppm, kann das Abgas unverändert eingespeist werden, liegt sie darüber, muß zusätzlich Krypton eingespeist werden, um das Kr/Xe-Verhältnis zu erhöhen. Die Krypton-Rückführschleife, wie sie im Projekt AZUR vorgesehen ist, konnte durch Variation des Speisegases simuliert werden.

Literatur

- 1) R. v. Ammon, W. Weinländer, E. Hutter, G. Neffe und C. Leichsenring, KFK-Nachrichten 7, 63 (1975)
- 2) R. v. Ammon, 3. PNS-Jahreskolloquium 1975, KFK-2344 (1976)

- 3) H. Beaujean und R. v. Ammon, in Chemie der Nuklearen Entsorgung, GDCH-Seminar, Gerlos 1977, Thiemig-Verlag, im Erscheinen
- 4) P. Faugeras, P. Lecoq, P. Miquel, H.A. Rouyer und G. Simonet, Deutsche Offenlegungsschrift 25 33 847 (1976)
- 5) C.L. Bendixsen und F.O. German, ICP-1057 (1975)
- 6) T. Kon und S. Motoyama, Tech. Committee on Removal, Storage and Disposal of Gaseous Radionuclides from Airborne Effluents, IAEA, Wien 1976
- 7) R. Glatthaar, Kerntechnik 18, 431 (1976)
- 8) R. v. Ammon, K. Strauch, W. Weinländer und W. Wurster, KFK-2437 (1977)
- 9) S. Kitani und J. Takada, J.Nucl.Sc.Techn. 2, 51 (1965)

Legenden zu den Abbildungen

- Abb. 1 Vergleich einiger Verfahrensfließbilder für die Rückhaltung des Kryptons-85 aus dem Abgas von Wiederaufarbeitungsanlagen
- Abb. 2 Grundfließbild der Versuchsanlage KRETA (Krypton-Entfernungs-Tiefemperatur-Rektifikations-Anlage)
- Abb. 3 Das Zweiphasengebiet fest-flüssig im Dreistoffsystem N_2 -Kr-Xe in Abhängigkeit vom Druck
- Abb. 4 Rektifikation des Dreistoffsystems N_2 -Kr-Xe: Verlauf der Sumpfkonzentrationen bei drei verschiedenen Verfahrensweisen während des Anfahrvorgangs.
- Abb. 5 Einfluß der Edelgaskonzentrationen des Speisegases auf den Betrieb der 1. TTR-Kolonne; A: Typische Krypton- und Xenon-Konzentrationen im Abgas einer Wiederaufarbeitungsanlage; B: Krypton- und Xenon-Konzentrationen im selben Abgas bei hoher Krypton-Rückführung
- Abb. 6 Grundfließbild der Adsorptionsanlage ADAMO (Adsorption an Molekularsieben)
- Abb. 7 Krypton- und Xenon-Desorptionskurven von den hintereinandergeschalteten Silikagel- und Molekularsiebbetten der Versuchsanlage ADAMO; Temperatur: 30°C, Spülgas: 5 Nm³/h N₂, 1 bar

Vergleich der Krypton - Rückhalteanlagen

				gegeben	nicht gegeben
CEA INEL		<p>N_2, O_2 Kr, Xe</p> <p>CO_2, H_2O, NH_3</p> <p>N_2</p> <p>O_2, Kr, Xe</p> <p>$O_2 - Red.$</p> <p>O_2, Kr, Xe</p> <p>Xe</p>	<p>O_3-Bildg.</p> <p>Xe-Aus-schdg.</p>	x	x
Airco USA, Jap. Linde BRD 1976		<p>N_2 Kr, Xe</p> <p>H_2O</p> <p>$TT-Adsorb.$</p> <p>Xe, CO_2</p> <p>N_2 Kr</p> <p>N_2</p> <p>Kr</p>	<p>O_3-Bildg.</p> <p>Xe-Aus-schdg.</p>		x
GfK BRD		<p>N_2 Kr, Xe</p> <p>H_2O, CO_2, NH_3</p> <p>5 bar</p> <p>N_2</p> <p>Kr, Xe</p> <p>Kr</p> <p>Xe</p>	<p>O_3-Bildg.</p> <p>Xe-Aus-schdg.</p>		(x)

ABB.: 1

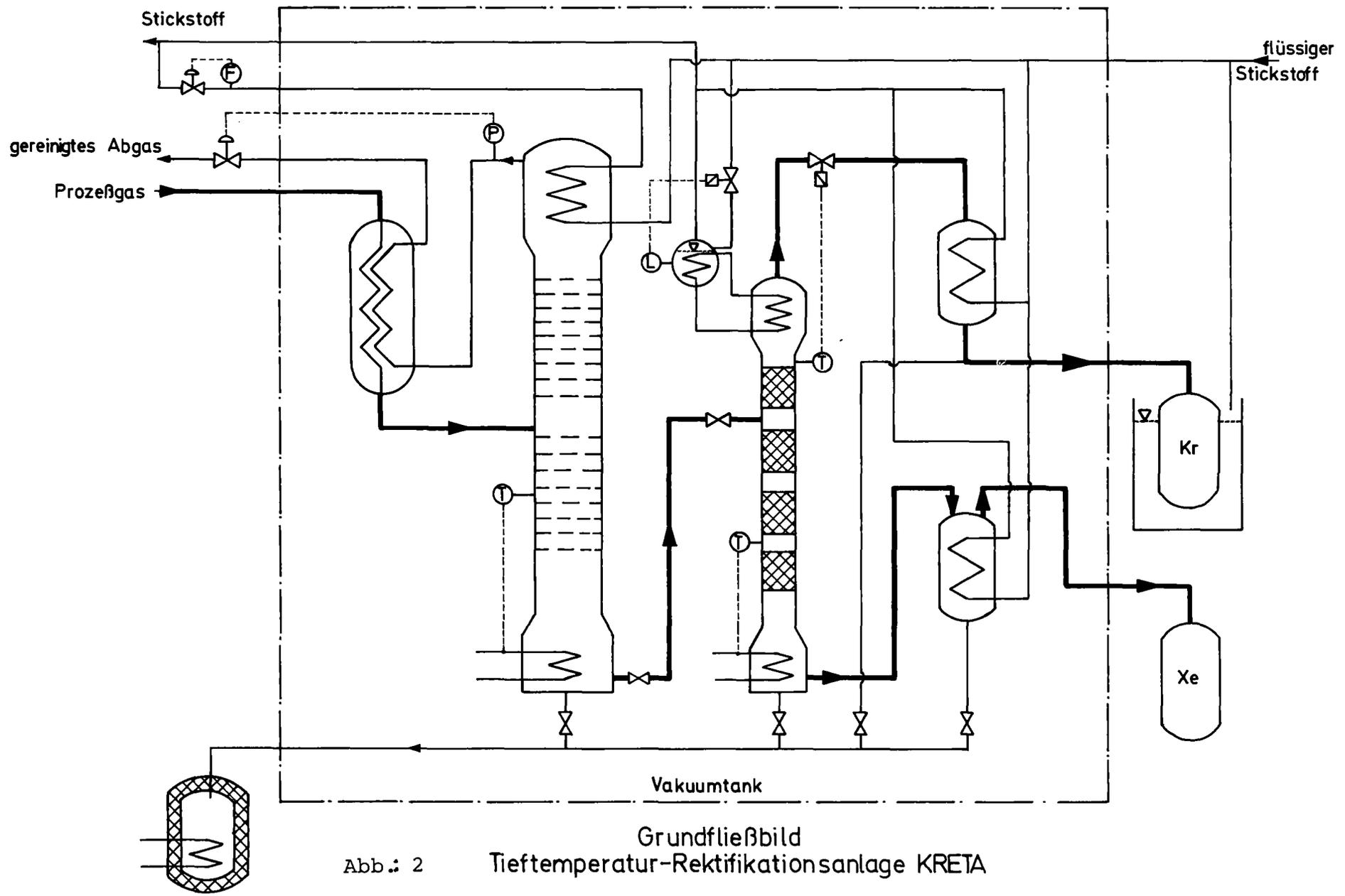


Abb.: 2 Grundfließbild Tieftemperatur-Rektifikationsanlage KRETA

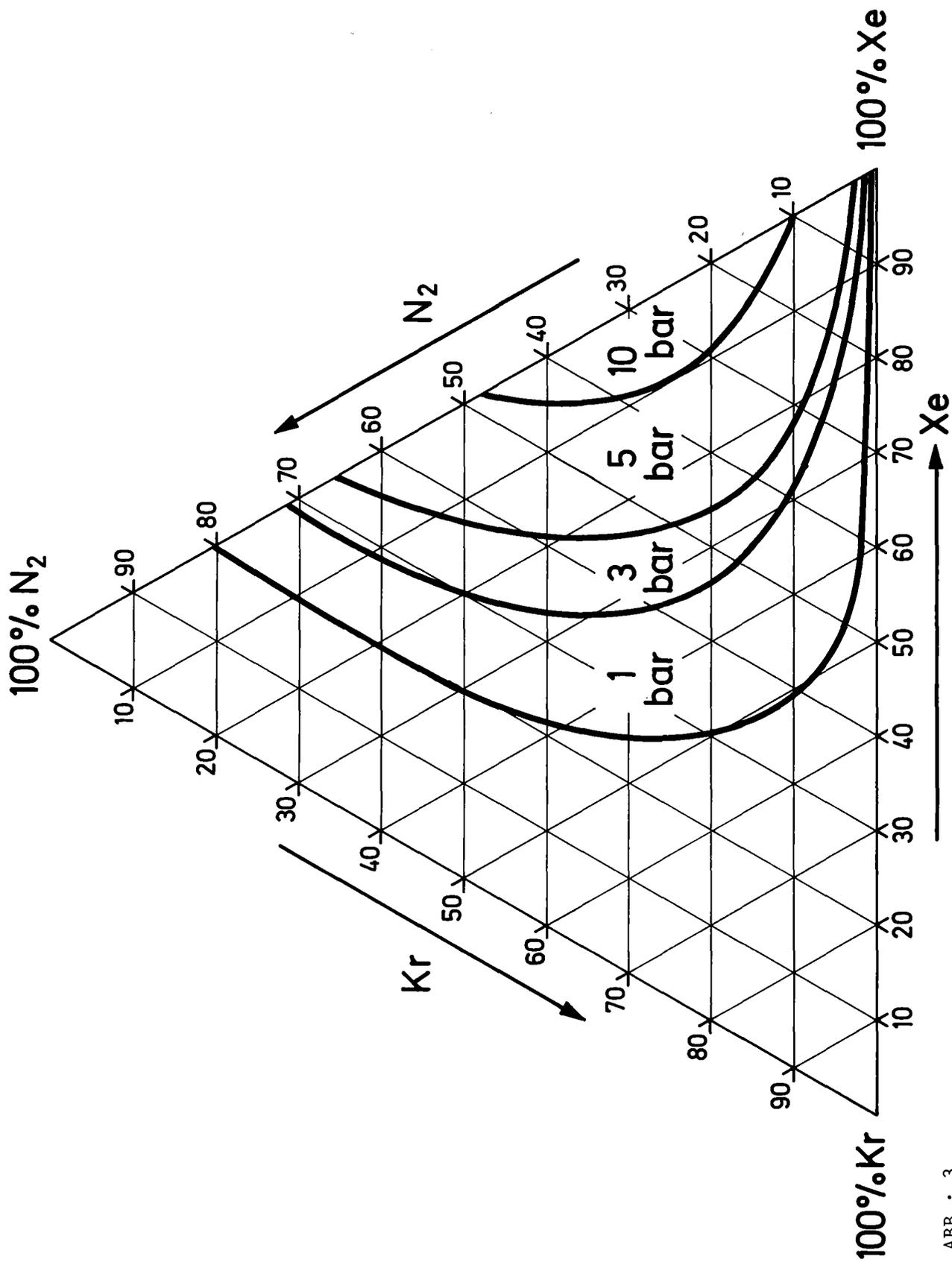


ABB.: 3

Verlauf der Sumpfkonzentrationen
beim Anfahrvorgang

Verschiedene Fahrweisen

- ohne erhöhten Kr-Einsatz
- · - · mit Kr-Rückführschleife
- mit Kr-Vorgabe

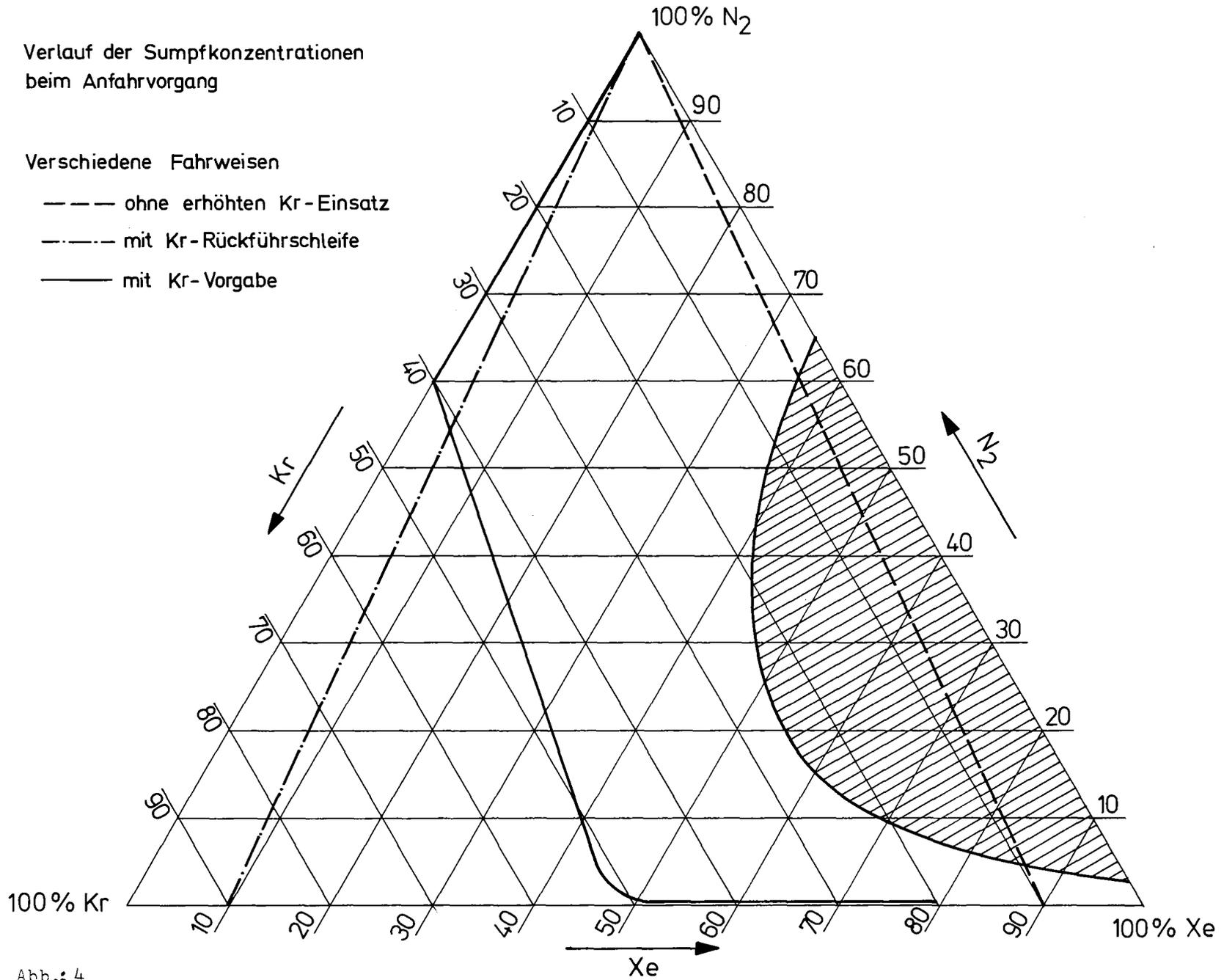


Abb. 4

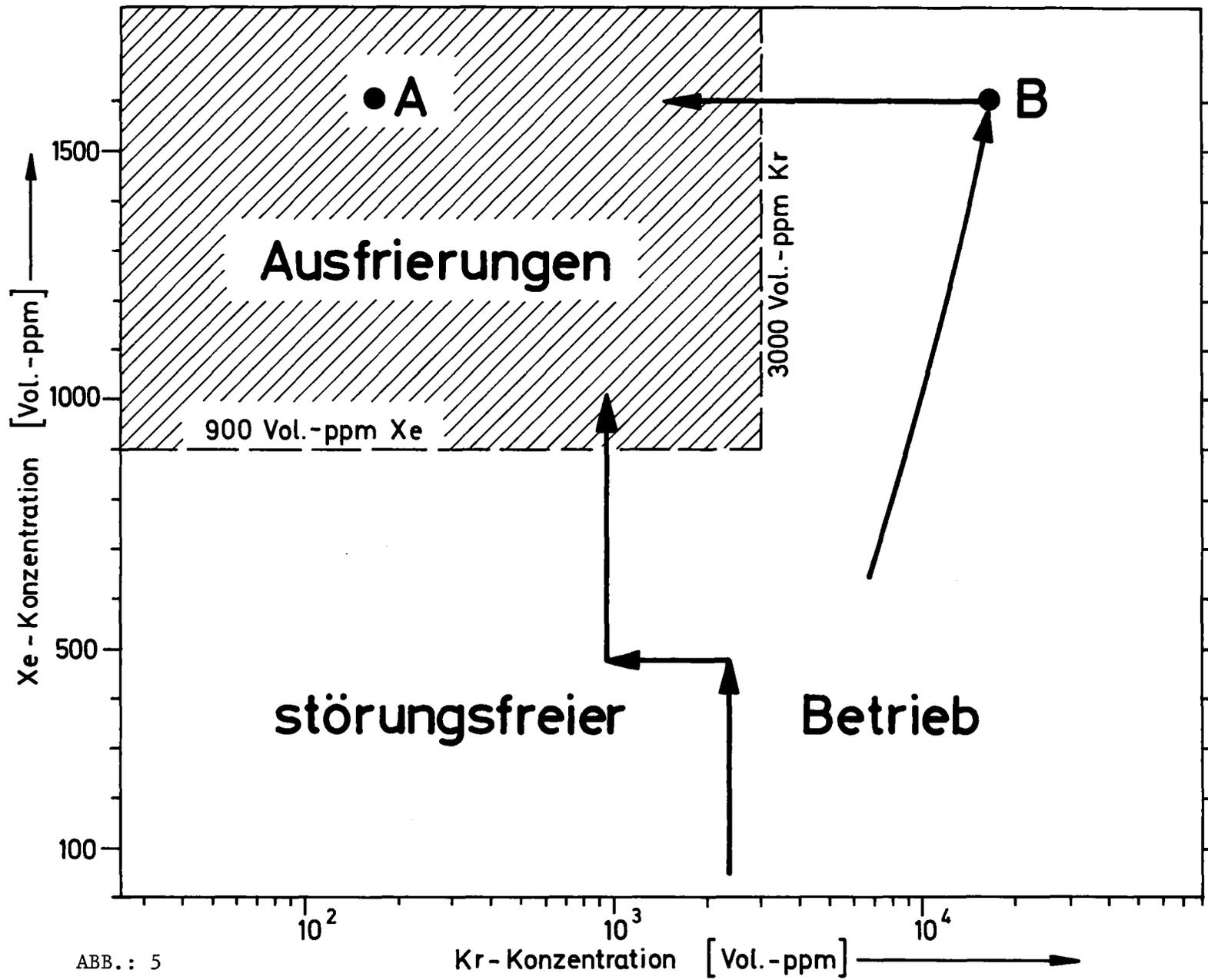
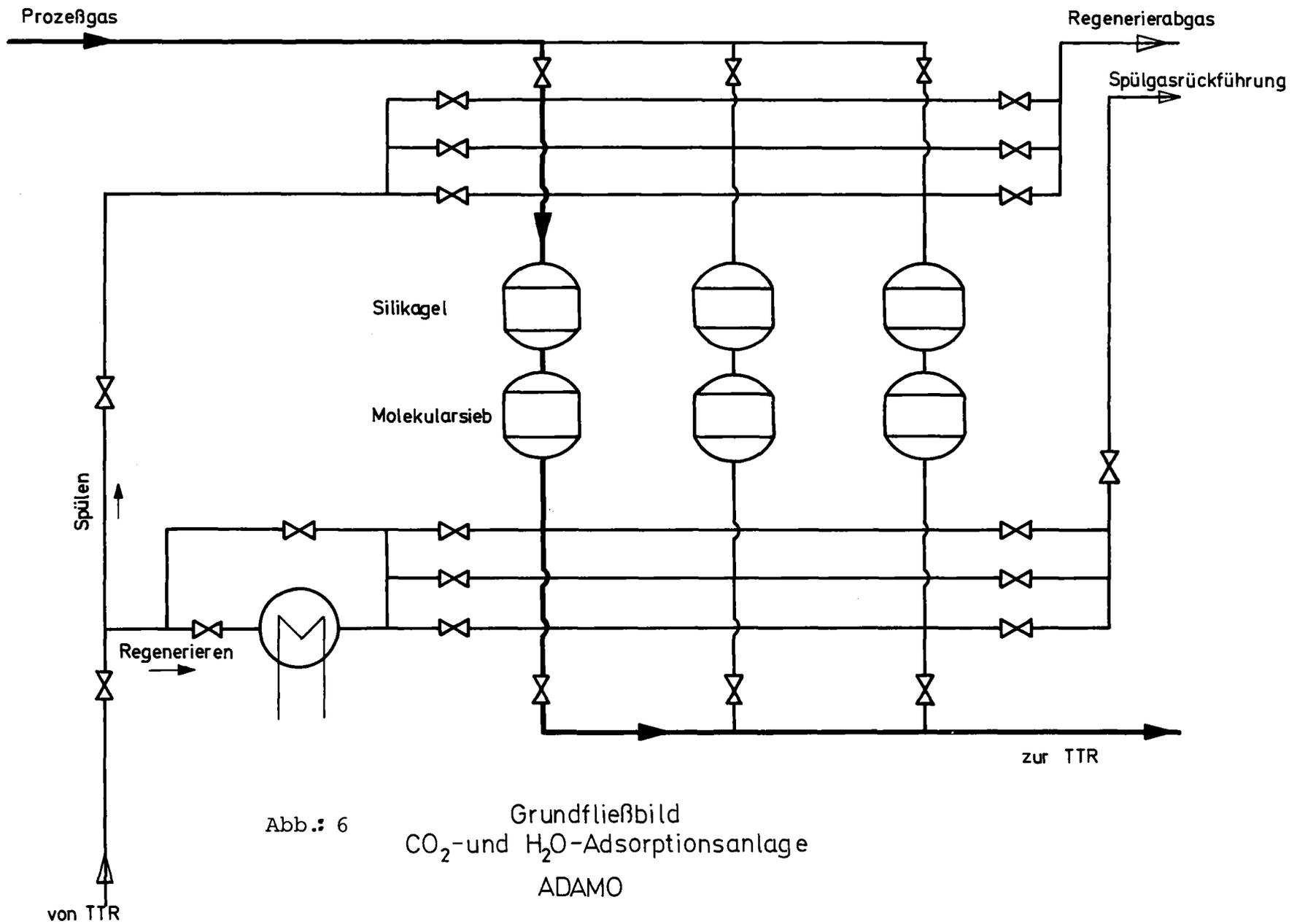


ABB.: 5



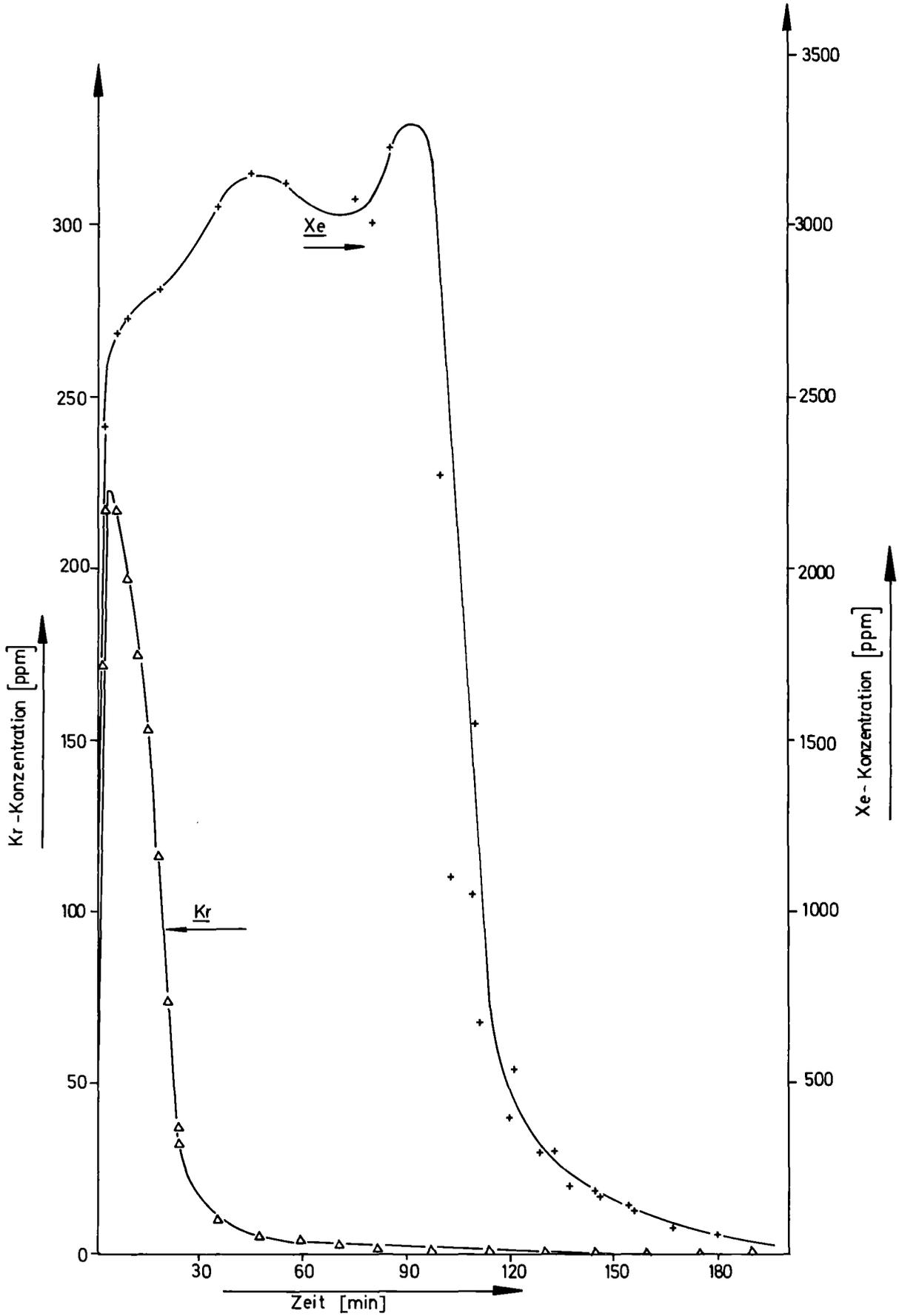


ABB.: 7