

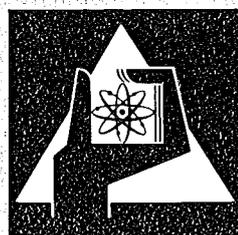
**KERNFORSCHUNGSZENTRUM
KARLSRUHE**

März 1974

KFK 2003

Projekt Schneller Brüter

Statusbericht 1974



**GESELLSCHAFT
FÜR
KERNFORSCHUNG M.B.H.**

KARLSRUHE

Als Manuskript vervielfältigt

Für diesen Bericht behalten wir uns alle Rechte vor

GESELLSCHAFT FÜR KERNFORSCHUNG M. B. H.
KARLSRUHE

Kernforschungszentrum Karlsruhe

KFK 2003

Projekt Schneller Brüter

Statusbericht 1974

Gesellschaft für Kernforschung m.b.H., Karlsruhe

Zusammenfassung

In dem vorliegenden Bericht sind die Vorträge zusammengefaßt, die anlässlich des Statusberichtes des Projektes Schneller Brüter (PSB) am 26. März 1974 im Kernforschungszentrum Karlsruhe gehalten worden sind. Die ersten Vorträge geben einen allgemeinen Überblick über den Stand der Forschungs- und Entwicklungsarbeiten der deutschen, belgischen und niederländischen Forschungszentren für den Schnellbrüter-Prototyp SNR 300 (Kernkraftwerk Kalkar), für das SNR-Folgeprogramm, für Alternativbrennstoffe und -kühlmittel sowie Grundlagenfragen, über die Inbetriebnahme und den vorgesehenen Umbau der Kompakten Natriumgekühlten Kernenergieanlage KNK.

Die Einzelvorträge behandeln die Ergebnisse, die in den Instituten der GfK Karlsruhe, des SCK/CEN Mol, des RCN Petten und der TNO Apeldoorn erarbeitet worden sind. Die Schwerpunkte der Vorhaben liegen bei der Brennstab- und Materialentwicklung sowie der Physik und Sicherheit schneller Reaktoren.

Der Statusbericht schließt mit einem Ausblick auf das zukünftige Programm des Projektes.

Fast Breeder Project Status Report 1974

Abstract

This report is a compilation of the papers read at the Status Report of the Fast Breeder Project at the Karlsruhe Nuclear Research Center on March 26, 1974. The first papers present a general survey of the present state of research and development work performed by the German, Belgian, and Netherlands research centers on the SNR 300 Prototype Fast Breeder Reactor (Kalkar Nuclear Power Station), on the SNR follow-on program, alternative fuels and coolants and basic problems, on work performed by industry with respect to the licensing procedure and construction of the SNR 300, and on commissioning and the planned conversion of KNK, the Compact Sodium Cooled Nuclear Reactor.

The detailed papers deal with results elaborated at the institutes of GfK Karlsruhe, SCK/CEN Mol, RCN Petten, and TNO Apeldoorn. Most of these efforts have been concentrated upon fuel pin and materials development and on the physics and safety of fast reactors.

The status report concludes with a reference to the future program under the Project.

Der Bericht wurde zusammengestellt von R. Hüper

Vortragsprogramm

		<u>Seite</u>
Begrüßung	O. Haxel, GfK	1
Stand der brüterbezogenen Arbeiten	P. Engelmann, GfK	4
Stand der industriellen Arbeiten zum SNR 300	K. Traube, INB	21
Erfahrungen bei der Inbetriebnahme der KNK I und Umbauvorbereitung zur KNK II	W. Marth, GfK	35
Brennelement- und Materialentwicklung:		
Standort der Brennelemententwicklung	G. Karsten, GfK	47
Brennstoffeinfluß auf das Verhalten von SNR-300-Brennstäben bei hohem Abbrand	F. Thümmler, GfK	53
Stand der Arbeiten für die Auswahl von Hüllmaterialien für den SNR 300	H. Böhm, GfK	65
Auslegung, Spezifikation und Kontrolle von SNR-Brennstäben	K. Kummerer, GfK	80
Investigations on Advanced Fuel and Canning Materials for Fast Breeder Reactors	J. Goens, CEN/Mol	93
Thermo- und fluiddynamische Untersuchungen zur Kernelementauslegung	H. Hoffmann, GfK	100
Physik und Sicherheit schneller Reaktoren:		
Stand der reaktorphysikalischen Arbeiten zum SNR	F. Helm, GfK	115
Untersuchungen zum Brennstabversagen und zu Kühlungsstörungen	J.A. Goedkoop, RCN/Petten	126
Methodenentwicklung zur Analyse hypothetischer Unfälle	R. Fröhlich, GfK	143
Stand der Arbeiten zum Propagationsstörfall	K. Schleisiek, GfK	165
Schlußwort und Ausblick	P. Engelmann, GfK	185

Begrüßung

O. Haxel ⁺⁾

Meine Damen und Herren!

Im Namen des Kernforschungszentrums Karlsruhe heiße ich Sie hier herzlich willkommen. Wir, das sind die Mitarbeiter des Kernforschungszentrums, freuen uns, daß Mitglieder des Bundestages ihre Zusage gegeben haben, anwesend sind bzw. noch kommen wollen. Wir begrüßen herzlich die Vertreter der Regierungen von Holland und Belgien sowie der anderen Staaten der europäischen Gemeinschaft, und wir begrüßen herzlich die Vertreter der Ministerien und Behörden unseres Bundes und unseres Landes. Herzlich willkommen heißen wir auch alle Partner des SNR-Projektes in Deutschland, Belgien und Holland, das sich durch einen Prototypreaktor in Kalkar manifestieren wird; ein Vertreter dieser Stadt ist ebenfalls unter uns. Herzlich willkommen heiße ich auch die Kollegen von den Hochschulen und von den Forschungszentren und vor allem herzlich willkommen die Kollegen aus der Elektrizitätswirtschaft und der Reaktorindustrie.

Last not least herzlich willkommen auch die Vertreter der Presse. Sie haben bei uns kein einfaches Metier. Wir, in diesem Fall Ingenieur- und Naturwissenschaftler, wissen genau, wie schwer es ist, unseren Fachjargon in verständliche Umgangssprache zu übersetzen, und wir wissen auch, daß es keine leichte Aufgabe ist, die großen Linien, die bei den Fachexperten als bekannt vorausgesetzt werden, aus der Vielzahl der technischen Details herauszulesen, die Ihnen vorgesetzt werden.

Immerhin, Energiediskussionen stehen zur Zeit hoch im Kurs, nicht zu unrecht. Neben der menschlichen Arbeitskraft sind Luft, Wasser und Energie die wichtigsten Fundamente des Lebens in einer hochindustrialisierten Gesellschaft. Da Luft, Wasser und Energie billig sind oder doch immerhin bis vor kurzem

⁺⁾ Prof. Dr. O. Haxel, Techn.-Wiss. Geschäftsführer, Gesellschaft für Kernforschung m.b.H., Karlsruhe

waren, wird ihre Bedeutung oft verkannt, und man wird ihrer erst gewahr, wenn eine Verknappung eintritt. Die vergangene Ölverknappung, von manchen Leuten als eine Krise bezeichnet, hatte lediglich politische Ursachen, und sie konnte und kann durch politische Maßnahmen beseitigt werden. Eine echte Krise, ja - wenn wir nichts tun - eine Katastrophe, steht uns in 20, spätestens 30 Jahren bevor, wenn die Energievorräte, die fossilen Brennstoffe, allen voran die Öllagerstätten, versiegen. Technische Entwicklungen, das wissen wir aus Erfahrung, dauern Jahrzehnte. Wollen wir also bis zur kommenden Verknappung unserer fossilen Rohstoffe gewappnet sein, müssen wir heute beginnen, ja möglichst schon begonnen haben. Manche Optimisten glauben, man könnte sich mit hydroelektrischer Energie, mit Sonnenenergie oder geothermischer Energie behelfen. Die Katastrophen vor einem Jahrzehnt, heute schon fast vergessen, in Fréjus und Longarone mit mehr als zweitausend Toten zeigen, daß dieser Zweig der Technik die technischen Möglichkeiten jedenfalls in den Alpenregionen erreicht hat. Wir müssen andere Wege gehen. Sonnenenergie mag sicher hier oder dort helfen, aber die Natur hat hier schon vorgearbeitet. Es wird uns sehr schwer fallen, einen Prozess zu finden, der eine bessere Ausbeute gibt als der Assimilationsprozeß. Von ihm leben wir, denn er schafft unsere Nahrungsmittel. In früheren Jahrhunderten war es auch der Prozeß, der die Energie lieferte. Aber schon zu Beginn des 18. Jahrhunderts war Westeuropa weitgehend abgeholzt, weil der Energie-, d.h. der Holzbedarf, größer war als die Nachwuchsrate. Erst durch die aus England kommende Entdeckung, daß man die Holzkohle durch Steinkohle ersetzen kann, war uns die Möglichkeit gegeben, am Ende des 18. Jahrhunderts in großem Maßstabe jedenfalls in den deutschen Landen eine Wiederaufforstung auf wissenschaftlicher Basis zu betreiben.

Weitere Optimisten glauben, daß die Fusion uns helfen könnte. Es wäre gefährlich, in unseren Anstrengungen auf den bekannten Gebieten nachzulassen, einer schönen Hoffnung zuliebe. Bisher hat die Fusion im technisch realisierbaren Maßstabe noch nicht einmal im Laboratorium funktioniert. Wenn dieser Zeitpunkt kommen sollte, woran man mit allen Mitteln arbeiten sollte, wird es immer noch Jahrzehnte dauern, bis wir ökonomisch mit diesem Prozeß Energie erzeugen können.

Glücklicherweise ist uns durch die Atomenergie eine Atempause gegeben, zunächst durch die Leichtwasserreaktoren. Man braucht nicht erst den Bericht des Club of Rome zu lesen, um einzusehen, daß es nicht vertretbar ist, mit einem Konzept in die weitere Zukunft zu gehen, das weniger als 1% des geförderten Urans ausnutzt. Brutreaktoren geben uns die Möglichkeit weiterzukommen. Wir wissen, welche Schwierigkeiten uns dabei bevorstehen. Es sind in erster Linie Materialschwierigkeiten, gegeben durch die Notwendigkeit, mit schnellen Neutronen arbeiten zu müssen, und es ist die Aufgabe, die Sicherheit dieser schnellen Reaktoren an die Normen anzugleichen, die durch die Leichtwasserreaktoren gesetzt wurden.

Ich hoffe, daß dieser Statusbericht allen technischen Experten die Gewissheit gibt, daß sie nicht allein sind im Kampf um unsere Zukunftssicherung, sondern in eine große Gemeinschaft eingebettet sind, in der alle dasselbe Ziel haben. Ich hoffe, daß unsere Vertreter der öffentlichen Hand die Gewissheit mitnehmen, daß hier eine große Zahl von Menschen mit Idealismus und Begeisterung dabei ist, unsere Zukunft zu sichern. Bitte vergessen Sie dabei nicht, daß die Straße in technisches Neuland nicht eine ebene, betonierte Rennbahn, sondern ein winkliger, holpriger Weg ist, gepflastert mit mehr Enttäuschungen als Erfolgen. Er muß gegangen werden, wenn er auch viel Geld kostet. Bitte nehmen Sie die Gewissheit mit, daß hier Leute am Werke sind, die das Beste für uns alle und für unsere Nachkommen wollen.

Stand der brüterbezogenen Arbeiten

P. Engelmann +)

Das Projekt Schneller Brüter hat sich seit dem letzten an dieser Stelle abgehaltenen Statusbericht wesentlich verändert und weiterentwickelt. Die wichtigsten Ereignisse dieser Periode sind der aktuelle Baubeginn des Kernkraftwerkes Kalkar (Prototypreaktor SNR 300) im Frühjahr 1973, die Ausrichtung der weiterführenden Arbeiten auf einen großen Demonstrationsreaktor SNR 2 und die endgültige Klärung der Frage der Kühlmittel-Alternativen.

1. Projektziele, Forschung und Entwicklung, Mittelaufwand

Vor dem Hintergrund der soeben genannten Ereignisse lassen sich die Ziele des Projektes, die zugehörigen F+E Programme und der jeweilige Mittelaufwand, wie in Abb. 1 angegeben, heute folgendermaßen darstellen:

Das dominierende Ziel ist die Errichtung des SNR 300. Dies wird aus dem in Abb. 1 rechts als Balkendiagramm dargestellten F+E-Mittelaufwand ersichtlich. Für den Bau des SNR 300 ist die INB verantwortlich, die in Absprache mit der SBK auch alle Entscheidungen über den SNR 300 trifft. Die Forschungszentren haben die Aufgabe, die technischen Entscheidungen durch gezielte F+E Arbeiten im Rahmen des bauzugehörigen F+E-Programms (bzFE) zu untermauern, die Grundlagen für die Spezifikation wichtiger Bauteile zu legen und Daten und Methoden für die Auslegung und Sicherheitsanalyse bereitzustellen. Wie 1973, werden auch in den kommenden Jahren 1974-76 die F+E Arbeiten für den SNR 300 den Schwerpunkt unserer Aktivitäten bilden. Sie zielen dann zunehmend auch auf den Betrieb des SNR 300, d.h. die Inbetriebnahme, das 1. Core und Nachladungen mit Brennelementen, die einen wirtschaftlicheren Betrieb erlauben sollen.

+) Dr. Peter Engelmann, Leiter des Projektes Schneller Brüter der Gesellschaft für Kernforschung m.b.H., Karlsruhe

Das zweite große Ziel ist die Planung eines Brütergroßkraftwerkes SNR 2 als erstes einer Serie von ähnlichen kommerziellen Anlagen. Die Arbeiten für den SNR 2 sind vor dem Hintergrund des Abkommens zu sehen, das Ende Dezember letzten Jahres in Paris von den Elektrizitätsversorgungsunternehmen RWE, EdF und ENEL unterzeichnet wurde. Dieses Abkommen sieht vor, bei der Errichtung zweier großer Brüterkraftwerke zusammenzuarbeiten. Das erste, Superphenix, soll 1975 in Frankreich, das zweite dann etwa 1980 in Deutschland in Auftrag gegeben werden. Auf Industrieseite haben, aufbauend auf den 1972/73 durchgeführten Arbeiten zur Projektdefinition SNR 2, Vorentwurfsarbeiten begonnen. Die Forschungszentren werden ihr SNR-Folgeprogramm schwerpunktmäßig auf die Planung dieses SNR 2 ausrichten und dabei neben F+E Arbeiten auch konzeptuelle Studien, insbesondere zum Kernaufbau, durchführen, um die Industrie zu unterstützen und gleichzeitig als sachkundiger und kritischer Gesprächspartner für Industrie, Versorgungswirtschaft und Regierungen zur Verfügung zu stehen. Der Mitteleinsatz für das SNR-Folgeprogramm war 1973 noch bescheiden, wird in den nächsten Jahren aber anwachsen, wie aus Abb. 1 zu sehen ist, in dem beim Mittelaufwand der 1. Balken den Durchschnittswert der Jahre 1971/72, der mittlere Balken den Aufwand im Jahr 1973 und der rechte Balken den mittleren Aufwand der Jahre 74-76 darstellt.

Die Weiterentwicklung der SNR-Linie verdient gerade angesichts der kritischen Versorgungslage bei den konventionellen Energierohstoffen besonderes Gewicht, obwohl die schnellen Brüter die Tagesprobleme nicht lösen können.

In seinem Vortrag vor dem Deutschen Atomforum am 4.12.1973 hat Prof. Mandel erklärt, daß die Entwicklung des schnellen Brüters für die langfristige Sicherung der Energieversorgung unverzichtbar ist und daß die F+E Arbeiten für schnelle Brüter fortgesetzt und intensiviert werden müssen, um schneller zu einem großtechnischen Einsatz von Brütern zu kommen. Er hat in diesem Zusammenhang auch die Bedeutung kurzer Verdopplungszeiten betont. Zu einer ähnlichen Schlußfolgerung kommt der Bericht des in den USA eingesetzten Bethe-Panels, der kürzlich veröffentlicht wurde.

Wir fühlen uns durch diese Entwicklung in unserer Arbeit bestärkt, insbesondere auch in unserer Entscheidung, alternativ zu den Oxidbrennstoffen die Karbide als Brennstoffe für schnelle Brüter weiter zu untersuchen, weil sie kleinere Brennstoffinventare und größere Brüterraten ermöglichen. Die Karbidbrennstoffentwicklung bildet deshalb den größten Anteil unseres F+E-Programms Material- und Kühlmittel-Alternativen, für das 1973 etwa 15% der PSB-Mittel der GfK eingesetzt wurden.

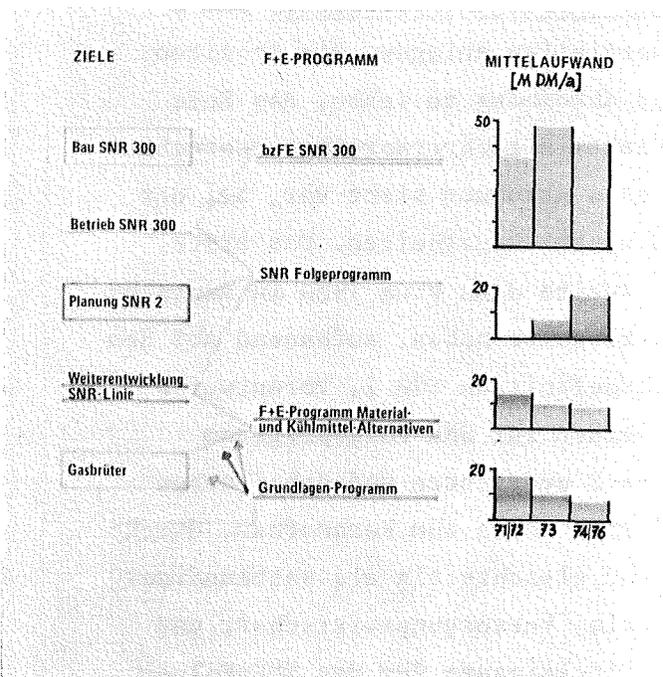


Abb. 1

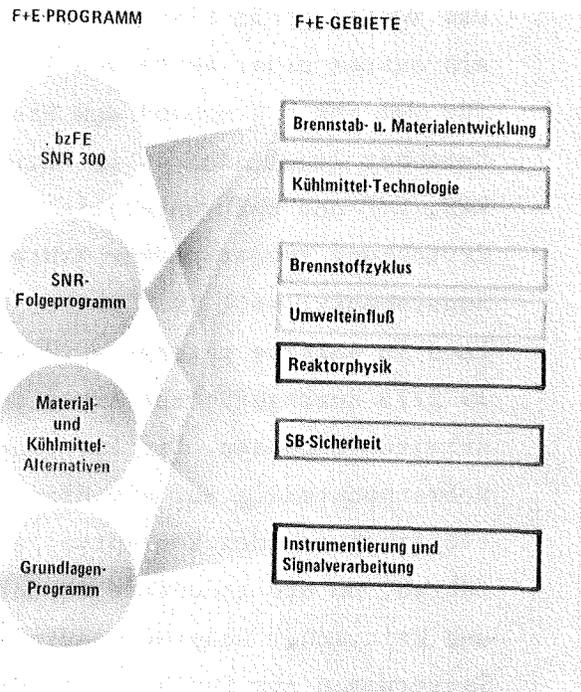


Abb. 3

ENTSCHEIDUNG ÜBER ALTERNATIVKÜHLMITTEL

KRITERIUM	DSR	GSB
Zukunftspotential	-	+
Internationale Situation	-	+
Interesse der deutschen Industrie	0	+
Lizensierbarkeit	(+)	(+)

Abb. 2

Der zweite Anteil in diesem Programm Material- und Kühlmittel-Alternativen war den Sicherheitsuntersuchungen für Dampf- und Gasbrüter (DSR und GSB) gewidmet. In den vergangenen Monaten wurde auf breiter Basis der hier 1971 angekündigte Entscheidungsprozeß durchgeführt. Aufgrund der Bewertung nach den in Abb. 2 genannten Kriterien kamen alle Beteiligten, d.h. die internen Gremien der GfK wie auch die KWU, das RWE und das BMFT einhellig zu der Empfehlung, alternativ zum Na-Brüter künftig nur noch Arbeiten für den Gasbrüter durchzuführen.

Wesentlich für die Beurteilung war die Feststellung, daß dem DSR, der ursprünglich als guter Konverter und wirtschaftlicher Konkurrent der Leichtwasserreaktoren (LWR) konzipiert war, heute gegenüber dem LWR keine echte Chance mehr eingeräumt wird, die einen hohen Aufwand für Entwicklung und Markteinführung rechtfertigen würde. Der Gasbrüter dagegen wird auf der Komponentenseite durch die Hochtemperaturreaktor-Entwicklung gestützt und hat wegen seiner guten Bruteigenschaften ein echtes Langzeitpotential, das sich auch in dem Interesse widerspiegelt, das ihm Industrie und Versorgungswirtschaft in mehreren Ländern entgegenbringen. Der Weg zum Gasbrüter ist weit und schwierig. Wir werden ihn in enger Kooperation mit der Kraftwerk Union (KWU), der KFA Jülich, europäischen Partnern und der Firma General Atomic (USA) gehen, mit der entsprechende Abkommen ausgehandelt wurden.

Neben den erwähnten F+E Programmen für den SNR 300, dem SNR-Folgeprogramm und dem Programm für Material- und Kühlmittelalternativen zeigt Abb. 1 noch das Grundlagenprogramm, zu dem u.a. die Messung von Kerndaten, die Entwicklung von Rechenprogrammen, grundlegende thermohydraulische Arbeiten usw. gehören, welche die anderen Programme insgesamt unterstützen. Der Mittelaufwand hat hier eine rücklaufende Tendenz.

2. Arbeiten der Forschungszentren

Lassen Sie mich nach diesem Überblick auf die Arbeiten der Forschungszentren im vergangenen Jahr etwas näher eingehen. Den in Abb. 1 dargestellten F+E Programmen sind die in Abb. 3 aufgeführten Gebiete zugeordnet.

In den Abbildungen 4 bis 12 sind die Arbeitsschwerpunkte, Ergebnisse und Ziele jedes dieser F+E Gebiete kurz dargestellt. Wichtige Themen werden im Laufe des Tages dann noch in Einzelvorträgen ausführlicher behandelt werden.

2.1 Brennstab- und Materialentwicklung (Abb. 4)

Die Arbeiten der vergangenen Jahre und dieses Jahres zielen hier zunächst auf die Spezifikation der Brennstäbe für den ersten Reaktorkern des SNR 300, d.h. die Festlegung der endgültigen Parameter des Misch-Oxidbrennstoffs - Dichte, Stöchiometrie, Maßtoleranzen usw., die Auswahl des Hüllmaterials und seiner Vorbehandlung. Die durchgeführten Laboruntersuchungen und umfangreichen Bestrahlungsvorhaben im FR 2, BR 2, DFR und Rapsodie-Reaktor haben wesentlich zum Verständnis der Phänomene beigetragen, die sich während der Standzeit im Reaktor in den Brennstäben abspielen.

Der gegenwärtige Kenntnisstand, der auf der Bestrahlungserfahrung von 200 Stäben im thermischen und weiteren 140 Stäben bis zu über 90.000 MWd/t Abbrand im schnellen Fluß basiert, reicht für die Spezifikation der Brennstäbe des ersten SNR-Kerns aus. Beim Oxidbrennstoff wird zur Erhöhung der Wirtschaftlichkeit jedoch ein noch höherer Abbrand angestrebt, so daß ein wesentlicher Arbeitsanteil auf die Abbrandsteigerung bei Oxidbrennstoff ausgerichtet ist.

Nach heutiger Kenntnis wird der Abbrand durch das Versagen der Brennelementhüllen begrenzt. Es ist also wichtig, die Phänomene besser in den Griff zu bekommen, welche zum Versagen der Hüllen führen können. Dies sind die chemische Innenkorrosion der Hüllrohre bei hohen Betriebstemperaturen, das Hüllmaterialschwellen und die Hüllmaterialversprödung unter Bestrahlung. Hier liegen aus den Bestrahlungsversuchen wesentliche Ergebnisse vor, eine Untermauerung durch weitere Versuche ist im Gang.

Insbesondere für die Brennelementkästen ist es wichtig, ein gering schwellendes Material zu finden, um die Geometrie des Kernverbandes besser zu beherrschen und die Handhabung der Brennelemente zu erleichtern. Als Materialien wurden bisher kaltverformte Austenite erprobt, jedoch haben ferritische Stähle, wie sie in Mol untersucht werden, oder auch Ni-Basislegierungen, wie sie in England verwendet werden, für diese Anwendung eventuell ein noch höheres Potential.

Bei der Materialauswahl aller Reaktorkernkomponenten sind neben dem Bestrahlungsverhalten das Korrosionsverhalten im Natrium und die neutronenphysikalischen Eigenschaften zu beachten. Legierungsbestandteile wie Molybdän, aber auch ein hoher Ni-Gehalt, beeinträchtigen die Brutrate, so daß langfristig

auch nach neutronenökonomisch günstigen Materialien gesucht werden muß. Größeren Einfluß auf die Brutrate hat allerdings die ingenieurmäßige Auslegung von Kern- und Brutmaterial, wobei Brüten und Wirtschaftlichkeit zunächst etwas in Konflikt stehen. Herr Dr. Traube wird auf diesen Fragenkomplex noch näher eingehen.

Bei der Brennstoffauswahl bietet sich eine erhebliche Steigerung der Brutrate durch Übergang zu Karbid an. Die Entwicklungsarbeiten in Karlsruhe und Mol sind bis zur Erprobung von Teststäben im BR2 und im DFR gediehen, wobei bis zu 50.000 MWd/t erreicht wurden. Es scheint nicht ausgeschlossen, den für den Großbrüter wirtschaftlichen Abbrand von 100 000 MWd/t in einigen Jahren zu erreichen. Unsere Arbeiten im Rahmen des koordinierten Karbidprogramms zielen zunächst auf die Verbesserung der Fabrikationstechniken und auf die Bestrahlung einiger Bündel mit Karbidbrennstäben im KNK II ab 1977.

Lassen Sie mich das Thema Brennstabentwicklung, über das noch mehrere Vorträge im einzelnen berichtet werden, abschließen mit einem Hinweis auf unser Defektstabprogramm, das auf die Untersuchung des Betriebsverhaltens defekter bzw. überbelasteter Stäbe zielt.

In speziellen, gut instrumentierten Bestrahlungsversuchen sollen das Stabverhalten bei typischen Defekten und Betriebszuständen studiert und die Verfahren zur Hüllschadendetektion erprobt werden. Ein entsprechendes Versuchsprogramm ist z.Zt. in Vorbereitung, wobei wir mit dem französischen CEA zusammenarbeiten wollen.

Auf dem Gebiet der Materialentwicklung für den Reaktortank und Rohrleitungen wurde ein gemeinsames langfristiges Programm zusammen mit Interatom und RCN begonnen, das auf die Untersuchung des Strukturmaterialverhaltens im Normalbetrieb und unter dynamischer Belastung ausgerichtet ist. Zu dem Programm, das u.a. Zeitstand- und Kriechversuche sowie Ermüdungsversuche umfaßt, gehören auch Bestrahlungen im HFR in Petten.

2.2 Kühlmitteltechnologie (Abb. 5)

Thematisch eng mit der Brennelemententwicklung verknüpft ist das Gebiet Kühlmitteltechnologie. Die Arbeiten zur Na-Korrosion zielen ebenfalls auf die Hüllrohrmaterialauswahl für den SNR 300. Nach vorlaufenden Versuchen in Seibersdorf ist der entscheidende 10 000 h Versuch im Hochtemperaturkreislauf

BRENNSTAB- UND MATERIALENTWICKLUNG

Schwerpunkte	Ziele	Ergebnisse
Abbrandsteigerung Oxid	160.000 MWd/t max.	90.000 MWd/t
Innenkorrosion von Hüllrohren	Wandstärkenangriff < 50 µm bei 650°C	Wandstärkenangriff > 100 µm bei 650°C
Hüllmaterialschwellen	Schwellbetrag < 10 % bei $\sim 4 \times 10^{23}$ n/cm ²	~ 3 % bei 8×10^{23} n/cm ²
Hüllmaterialplastizi- tät (Duktilität)	~ 1 % Bruchdehnung bei 4×10^{23} n/cm ²	< 0,5 % Bruchdehnung bei 8×10^{23} n/cm ²
gering schwellendes BE-Kastenmaterial	kaltverformte Austenite oder ferritische Stähle oder Ni-Basisleg.	kaltverformte Austenite
Steigerung der Brut- rate mit Karbid	100.000 MWd/t max. Abbrand	50.000 MWd/t
Abstandhalterent- wicklung	p/d < 1,20, schwell- freundliche Struktur	p/d $\sim 1,30$, erprobt bis 8×10^{23} n/cm ²
Integrales Betriebsver- halten von Elementen	Erprobung von Brenn-, Brut-, Absorberelementen	kleine Brennelement- bündel im Maßstab $\sim 1 : 10$
Defektstab- und Tran- sientenexperimente	Betriebsverhalten de- fekter bzw. transient betriebener Stäbe	~ 10 defekte Stäbe in Kleinbündeln

Abb. 4

KÜHLMITTEL – TECHNOLOGIE

Schwerpunkte	Ziele	Ergebnisse
Natrium-Korrosion	Hüllrohr-Materialaus- wahl für SNR-300	10.000 h-Versuch: 50 % gelaufen
Verschleiß- und Ver- schweißverhalten	Materialpaarung mit Reibfaktor < 0,5; verschweißfreie Material- paarungen bis 550 °C	Stellit 6: < 0,5, Inconel 718: > 0,5; Stellit 6, Colmonoy 4, Inconel 718 geeignet
Thermohydraulische Untersuchungen	Lokale Temperaturver- teilung im BE-Bündel	3d-Rechenprogramm für T, v im Bündel erstellt und exp. überprüft
Natrium-Chemie	Nachweis tankinterner Natriumlauf SNR 300	NOTUNG experimentell bestätigt
	Erprobung von O ₂ und C-Sonden	Versuchsprogramm O ₂ -Son- den beendet,
	Entwicklung von Analyse- verfahren für den SNR-300	Verfahren Cl, Br, J ent- wickelt

Abb. 5

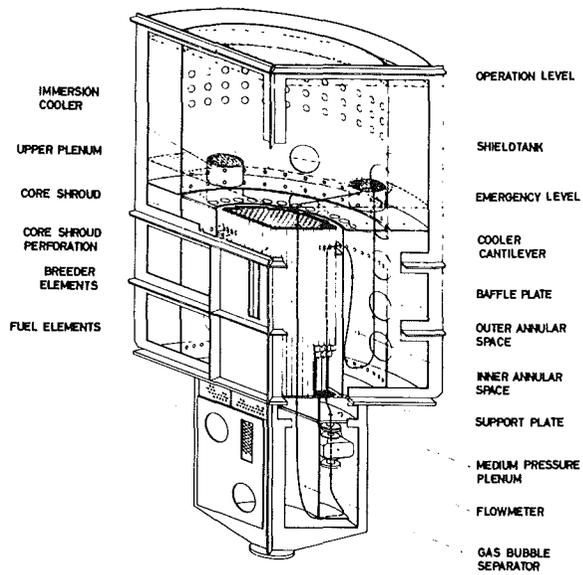
unseres Instituts für Reaktorbauelemente voll im Gang, bei dem Hüllrohre unter realistischem Innendruck und SNR-typischen Strömungs-, Temperatur- und Verunreinigungsbedingungen erprobt werden. Wichtige Zwischenergebnisse liegen bis zu 5000 h vor. Darüber hinaus laufen Versuche zur Natrium-Verträglichkeit von verschleißfesten Werkstoffen, die u.a. für die Distanzhalter der Brennelemente verwendet werden sollen. Untersuchungen zum Verschleiß- und Verschweißverhalten haben geeignete Materialpaarungen ergeben, die in Abb. 5 angegeben sind.

Auf dem Gebiet Na-Chemie besteht eine enge Zusammenarbeit insbesondere zwischen Gruppen der GfK, der Fa. Interatom und der TNO. Ziel dieser Arbeiten ist es, betriebsmäßige Anzeigen und Meßgeräte für die Na-Verunreinigungen zu entwickeln, die unter Reaktorbedingungen arbeiten können. Weiterhin ist bei TNO eine standardisierte Probenahmetechnik entwickelt worden, die eine sinnvolle off-line Analyse des Natriums gestattet.

Über die thermo- und fluiddynamischen Untersuchungen zur Kernelementauslegung wird Herr Dr. Hoffmann im einzelnen berichten. Sie zielen u.a. auf die Bestimmung der lokalen Temperaturverteilung im BE-Bündel.

Zwei Arbeiten möchte ich hervorheben, da sie später nicht behandelt werden. Dies sind erstens Modellversuche zum tankinternen Notkühlsystem des SNR 300, die 1973 von IRE und RBT termingemäß durchgeführt wurden (Abb. 6). Diese im Maßstab 1:3 mit Wasser durchgeführten Versuche an einem SNR Tankmodell haben wertvolle Aufschlüsse gegeben. Es wurde gezeigt, daß die Wärmeabfuhr bei der komplizierten Strömungsführung, wie sie im SNR-Tank vorliegt, möglich ist und daß das globale Systemverhalten durch das Rechenprogramm NOTUNG von Interatom gut wiedergegeben wird. Die Strömung wurde durch Einspritzen von Farbe optisch sichtbar gemacht (Abb. 7). Aus den Ergebnissen ist zu erwarten, daß NOTUNG auch die Verhältnisse beim Notkühlvorgang im Reaktor mit Natrium als Kühlmittel richtig darstellt.

Zweitens wurden an einem Wasserversuchsstand im IRB hydrodynamische Untersuchungen an den SNR-Absorberelementen durchgeführt. Sie haben als Zwischenergebnis u.a. gezeigt, daß eine geeignete Abdrosselung des Ringraumes zu dem geforderten Anteil des Absorberstabbündels am Kühlmittelgesamtdurchsatz führt und haben wichtige Hinweise für die endgültige Absorberauslegung gegeben.



MOCKUP VESSEL
SNR 300-EMERGENCY COOLING EXPERIMENTS

Abb. 6

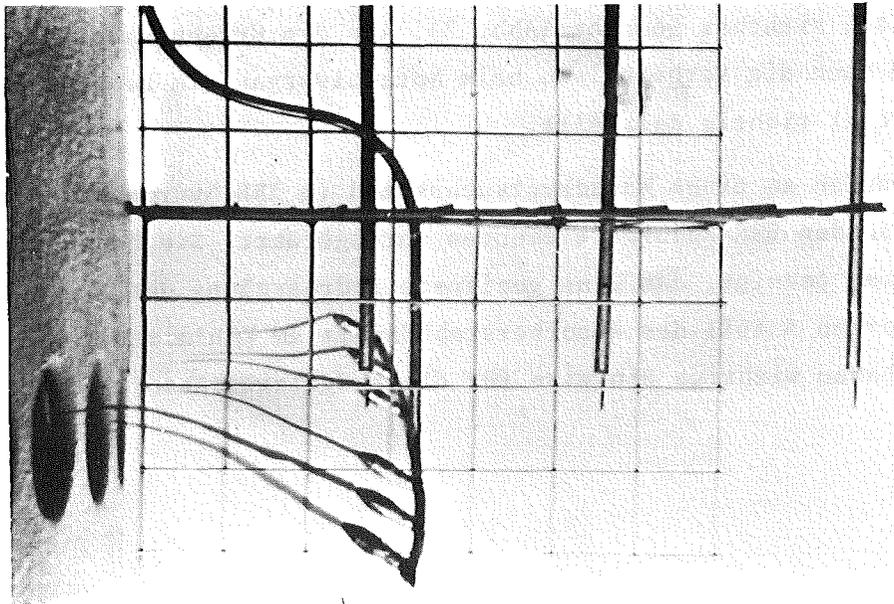


Abb. 7

2.3 Arbeiten zum Brennstoffzyklus (Abb. 8)

Arbeiten hierzu sind in den vergangenen Jahren in Mol und auch bei der GfK nur in relativ bescheidenem Umfang durchgeführt worden, da das ursprüngliche Ziel, die WAK für Brüter-Wiederaufarbeitung umzubauen, fallengelassen wurde. Es ist nunmehr vorgesehen, die ersten Coreladungen des SNR 300 und auch die Brennelemente des KNK II im Ausland aufarbeiten zu lassen. Langfristig ist es jedoch unerlässlich, die schnellbrüterspezifischen Probleme bei Aufarbeitung und Transport bestrahlter Brennelemente zu beherrschen, um einerseits Angebote zur Aufarbeitung technisch und preislich beurteilen zu können und andererseits einer eventuellen Monopolsituation vorzubeugen. In Zusammenarbeit von CEN Mol und GfK wird zur Zeit eine Studie in Angriff genommen, welche die notwendigen Arbeiten beschreiben soll und als Entscheidungsgrundlage für das weitere Vorgehen dienen kann. Wichtig hierfür werden sowohl die Ergebnisse der bisherigen Arbeiten in Mol wie auch die Ergebnisse unseres Instituts für Heiße Chemie sein. Hier wurde aus England zur Verfügung gestellter SNR-ähnlicher Mischoxidbrennstoff mit einem Abbrand von 5-6% der schweren Kerne problemlos aufgelöst. Z.Zt. wird das Purex-Fließschema für diesen Brennstoff mit 15% PuO₂-Gehalt in der Milli-Anlage erprobt. Diese Arbeiten sollen 1974 abgeschlossen werden.

Beim Transport müssen hochabgebrannte Brennelemente gekühlt werden. Für die Fa. Transnuclear wurden bei GfK Versuche zur Wärmeabfuhr aus einer elektrisch beheizten Brennelementattrappe in einem Transportbehälter durchgeführt, wobei als Wärmeübertragungsmedium u.a. Natrium verwendet wurde. Die Experimente geben Hinweise für die Auslegung der Transportbehälter.

2.4 Umweltbeeinflussung durch schnelle Brüter (Abb. 9)

Neu aufgegriffen wurden im letzten Jahr Arbeiten zur Umweltbeeinflussung durch schnelle Brüter. Sie bauen auf allgemeineren Untersuchungen zum Thema Kernenergie und Umwelt in unserem Institut für angewandte Systemtechnik und Reaktorphysik auf und sollen zu einem Bericht über die Umweltbeeinflussung durch eine voll-entwickelte Schnellbrüterwirtschaft in der Bundesrepublik Deutschland führen. Als Arbeitsschwerpunkte sind die Kapazitätsschauen, die Ermittlung der Abfallmengen und des Transportvolumens sowie die darauf basierende Risikoabschätzung zu nennen. Es ist zu erwarten, daß

BRENNSTOFFZYKLUS

Schwerpunkte	Ziele	Ergebnisse
<p>Head End für Aufarbeitung von Oxidbrennstoff</p> <p>Purexfließschema für hochangereicherten Oxidbrennstoff</p> <p>Probleme der Aufarbeitung von Karbidbrennstoff</p> <p>Transport von abgebr. BE</p>	<p>Beherrschung der SBR-spezifischen Probleme bei Aufarbeitung und Transport</p> <p>Technische Beurteilung von Angeboten zur Aufarbeitung</p>	<p>Auflösung von PuO_2UO_2 beherrscht</p> <p>Purexfließschema für hochbestrahlte Brennstoffe mit 15 % PuO_2 im Mischoxid in MILLI getestet</p> <p>Arbeit an Aufarbeitungsstudie CEN/GfK begonnen</p> <p>Wärmeabfuhr aus BE-Atrappe in Transportbehälter gemessen</p>

Abb. 8

UMWELTBEEINFLUSSUNG

Schwerpunkte	Ziele	Ergebnisse
<p>Kapazitätsvorschau</p> <p>Ermittlung der Abfallmengen</p> <p>Transportvolumen Risiko-Abschätzung</p>	<p>Bericht über Umweltbeeinflussung durch eine voll entwickelte Schnellbrüterwirtschaft in der BRD</p>	<p>Arbeit Mitte 73 begonnen,</p> <p>Aufgabenstellung definiert</p> <p>Erste Ergebnisse Mitte 74</p>

Abb. 9

die zunächst mit geringer Kapazität gestarteten Arbeiten in Zukunft erweitert werden müssen. Es ist jedoch vorgesehen, alle ausländischen Ergebnisse, insbesondere das in Arbeit befindliche environmental impact statement der USAEC, zu verwerten.

2.5 Reaktorphysik (Abb. 10)

Über die Arbeiten zur Reaktorphysik wird Herr Dr. Helm noch eingehend berichten. Nahziel ist hier die Festlegung der Brennstoff- und Absorberanreicherung für den SNR 300. Langfristig sollen die Vorhersagegenauigkeiten durch Messung wichtiger Kerndaten, Weiterentwicklung von Rechenprogrammen und integrale Experimente an Systemen, die für Großbrüter typische Eigenschaften haben, verbessert werden. Einige der zahlreichen Ergebnisse dieser Arbeiten sind in Abb. 10 aufgelistet. Besonders erwähnen möchte ich, daß der routinemäßige Einsatz der ersten Ausbaustufe des Programmsystems KAPROS im Laufe dieses Jahres möglich sein wird. KAPROS ersetzt das bisherige System NUSYS und stellt ein System von Rechenprogrammen für Auslegungs- und Sicherheitsrechnungen dar, in das alle wichtigen Karlsruher Rechenprogramme auf diesen Gebieten eingearbeitet sind bzw. noch eingearbeitet werden.

2.6 Schnellbrüter-Sicherheit (Abb. 11)

Das F+E Gebiet Schnellbrüter-Sicherheit hat sowohl in Karlsruhe als auch in Petten in den letzten Jahren verstärktes Gewicht erhalten. Drei Einzelvorträge werden sich heute nachmittag mit Themen aus diesem Gebiet befassen. Die Entwicklung zusammenfassender Rechenprogramme zur Analyse schwerer Unfälle hat mit der Fertigstellung der Programme CAPRI für die Vor-Disassembly-Phase¹⁾ und der Karlsruher VENUS-Version KADIS für die Disassembly-Phase einen Zwischenabschluß erreicht. Anwendungsrechnungen für den Kern Mark I des SNR 300 sind abgeschlossen, für Mark Ia im Gange. Wichtige in CAPRI und KADIS enthaltene Programmmoduln zur modellmäßigen Beschreibung des Unfallablaufs wurden fertiggestellt. Sie werden jedoch laufend weiterentwickelt, um neuere Erkenntnisse aus den experimentellen Untersuchungen zur SNR-Sicherheit oder auch von Experimenten im Ausland einzuarbeiten. Out-of-pile Versuche zum Na-Sieden, zu lokalen Blockaden, zur Brennstoff-Natrium-Wechselwirkung

¹⁾ Disassembly = Disintegration eines Reaktorkernes bei schwerem Unfall.

und zum Brennstabversagen haben erste wichtige Erkenntnisse gebracht. Weitere Experimente wie Na-Siederversuche an größeren Bündeln von elektrisch beheizten Brennstäben und UO_2 -Stab Niederschmelzversuche unter Natrium sind im Aufbau. In-pile Versuche zum Brennstabversagen bei Kühlflußstörungen werden in Kapseln am HFR in Petten durchgeführt. Ergebnisse aus einem umfangreichen in-pile Programm im CABRI-Reaktor in Cadarache, dem sogenannten Scarabee-Programm, sollen verfügbar gemacht und genutzt werden. Versuche mit einem größeren Brennstabbündel werden für den BR 2 vorbereitet (Loopversuche Mol 7C). In-pile Versuche zum Brennstabversagen bei Leistungsexkursionen sollen gemeinsam mit dem französischen CEA ab 1976 im CABRI-Reaktor durchgeführt werden. Für die beiden letzten Programme wurden 1973 Durchführbarkeitsstudien fertiggestellt, für das CABRI-Programm wurde ein langfristiger Vertrag mit dem CEA abgeschlossen.

Die bisherigen Experimente bei uns und in den USA deuten darauf hin, daß es nicht zu einer heftigen Wärmeübertragung zwischen geschmolzenem Brennstoff und Natrium kommt und daß dadurch der Umwandlungsfaktor von Wärmeenergie in mechanische Arbeit wesentlich kleiner ist, als bisher angenommen. Die Tankbelastungen bei hypothetischen Störfällen, für die sich unter den bisherigen konservativen Annahmen für den SNR 300 Werte von 150-300 MWs ergeben, werden dann erheblich sinken. Werden diese Erwartungen durch weitere Experimente bestätigt, dann dürfte bereits die beim 1. Sprengversuch in Foulness verwendete Ladung eine obere Grenze der mechanischen Belastung darstellen. Dort wurde ein SNR-Coremodell mit einer Treibladung getestet mit dem Ergebnis, daß keine gravierenden Verformungen von Brennelementkästen bzw. Steuerstabführungsrohren auftraten. Weitere Versuche mit höheren Chargen bzw. für andere Abbrandzustände sind in Vorbereitung.

Es erscheint angebracht, an dieser Stelle darauf hinzuweisen, daß die neuerdings in Illustrierten erzeugte Gedankenverbindung zwischen einem schnellen Reaktor und einer Atombombe unsinnig ist. Selbst wenn man davon ausgeht, daß ein Unfall schwerster Art trotz der extrem niedrigen Eintrittswahrscheinlichkeit nicht absolut ausgeschlossen werden kann, so ist der Unfallablauf einmal von der Zeitskala her nicht mit einer Explosion vergleichbar - der Reaktorunfall verläuft viel langsamer und daher viel weniger brisant - , und zum anderen ist die Energiefreisetzung nur etwa 1 Millionstel der einer Hiroshima-Bombe. Daher läßt sich die Wirkung auch vom Reaktorsicherheitsbehälter beherrschen.

REAKTORPHYSIK

Schwerpunkte	Ziele	Ergebnisse
Integrale Experimente SNEAK, STEK	Festlegung Brennstoff- und Absorberanreicherung für SNR-300 Leistungsverteilung, Brutrate, Na Void, Abbrandeffekte	Auswahl geeigneter Rechenmethoden und Datensätze Vorhersagegenauigkeiten für Auslegungs- und Sicherheitsparameter SNR-300
Kerndaten Van de Graaff Zyklotron SUAK Datensätze	Verbesserung Vorhersagegenauigkeit durch bessere Kerndaten (U, Pu, Strukturmaterialien)	KEDAK verbessert KFKINR-Satz in Nutzung Nachfolgesatz in Arbeit
Neutronik-Rechenprogramme	Verbesserung Vorhersagegenauigkeit durch bessere Rechenprogramme	D3D einsatzbereit, hexagonale Geometrie in Arbeit, 2-D Abbrandprogramm TRIBU erweitert
Programmsystem KAPROS	System für Auslegungs- und Sicherheitscodes	routinemäßiger Einsatz der 1. Ausbaustufe Mitte 74

Abb. 10

SCHNELLBRÖTER-SICHERHEIT

Schwerpunkte	Ziele	Ergebnisse
Rechenprogramm-Entwicklung	Analyse schwerer Unfälle (DBA) für SNR-300	CAPRI und KADIS fertiggestellt Rechnungen für Mark I abgeschlossen, Rechnungen für Mark IA laufen
Entwicklung von Programmmodulen	Modellmäßige Beschreibung des Unfallablaufs	Siedemodul Blow 3 BS-Versagungsmodul BREDA BNR-, Slumping-, Zustandsgleichungs-Modul
Experimentelle Untersuchungen zur SNR-Sicherheit	Oberprüfung der Rechenmodelle und Abbau von Unsicherheiten	Na-Sieden u. Oberhitzung Kritische Blockadegröße HFR - Loc Mol 7C CABRI) Feasibility Studie BNR ? 1. Foulness Sprengversuch
Aktivitätsfreisetzung	Beschreibung des Brennstoff- und Spaltprodukt-Aerosolverhaltens Aerosolrückhaltung durch Filter	Versuche bei GfK u. RCN abgeschlossen, Pardiseco II u. Mundo fertig Schwebstofffilter ungeeignet, Sandbettfilter geeignet und getestet

Abb. 11

INSTRUMENTIERUNG UND SIGNALVERARBEITUNG

Schwerpunkte	Ziele	Ergebnisse
Erprobung von Meßmethoden	Nachweis von lokalen Blockaden und Na-Sieden	Temperatur- und Reaktivitätsrauschen KNK Korrelation v, ϕ, T am BE-Austritt KNK akust. Siededetektor in Vorbereitung
Signalverarbeitung	BE-Handhabung unter Na Hüllschaden-Nachweis Sicherheits- und Prozeßrechner SNR-300	Ultraschall-Ortung unter Na möglich DND an KNK installiert Abschaltkriterien definiert Sicherheitsrechner-Konzept

Abb. 12

Die Arbeiten zur Aktivitätsfreisetzung im RCN Petten (Abb. 11) und in Karlsruhe haben zu einer Beschreibung des Verhaltens von Brennstoff- und Spaltprodukt-Aerosolen im Reaktorgebäude und ihrer Ausbreitung nach einem schweren Unfall geführt, welche die Diffusions-, Sedimentations-, Kondensations- und Konvektionsvorgänge einschließt. Die Programme Pardiseco II und Mundo sind fertig und für Anwendungsrechnungen verfügbar.

Arbeiten zur Aerosolrückhaltung durch Filter haben gezeigt, daß Schwebstofffilter bei Anwesenheit von Na-Aerosolen ungeeignet sind, jedoch haben sich Sandbettfilter im Test als geeignet erwiesen.

2.7 Kernüberwachung (Abb. 12)

Die bisher erwähnten Arbeiten zur Reaktorsicherheit fragen danach, was geschieht, wenn anomale Betriebsvorgänge ungehindert ablaufen. Ziel der Reaktorauslegung ist es, dafür zu sorgen, daß dieser Fall nicht eintreten kann. Der Unfallverhütung kommt deshalb m.E. ein noch größeres Gewicht zu als der Analyse hypothetischer Unfälle. Durch Instrumentierung und Meßdatenverarbeitung muß das Eintreten einer Betriebsstörung rechtzeitig erkannt und eine Gegenmaßnahme eingeleitet werden, die einen Schaden an der Anlage verhindert. Neben den normalen Meßgeräten für Leistung, Kühlmitteldurchsatz und Temperatur sind zur Früherkennung anormaler Zustände innerhalb eines Brennelements verschiedene Methoden in der Erprobung. Messungen an der KNK haben gezeigt, daß das Temperaturrauschen wichtige Informationen liefert und daß insbesondere Korrelationen zwischen Durchsatz und Temperatur am Brennelement-Austritt und dem Neutronenfluß Hinweise auf lokales Na-Sieden geben können. Aus vorläufigen Versuchsergebnissen am FR 2 und aus Rechnungen für den SNR kann man schließen, daß Na-Sieden im SNR 300 innerhalb von 3 Sekunden durch Reaktivitätsrauschen nachgewiesen werden kann. Ein akustisches Meßverfahren zur Siededetektion ist ebenfalls in der Erprobung und erscheint vielversprechend.

Weitere Arbeiten befassen sich mit der Ultraschallortung unter Natrium und dem Hüllschaden-Nachweis.

Auf dem Gebiet der Signalverarbeitung gilt es, Beiträge zum Sicherheits- und Prozeßrechner für den SNR 300 zu leisten. 1973 wurden die Abschaltkriterien definiert, am Konzept des Sicherheitsrechners wurde mitgearbeitet.

2.8 Internationale Zusammenarbeit (Abb. 13)

Die Arbeiten der Forschungszentren im vergangenen Jahr haben wichtige und konkrete Ergebnisse für den SNR 300 erbracht. Der aktuelle Baubeginn des SNR, der Betriebsbeginn der KNK und der Beginn der Planung des SNR 2 zeigen, daß wir in unseren Bemühungen nicht nachlassen dürfen.

Die Größe der noch vor uns liegenden Aufgabe und die Reduktion der verfügbaren Mittel und des verfügbaren Personals zwingen zu einer noch stärkeren Rationalisierung der F+E Arbeiten durch eine möglichst enge internationale Zusammenarbeit. Lassen Sie mich deshalb meinen Vortrag zum Stand der brüterbezogenen Arbeiten mit einem Blick auf diese Zusammenarbeit schließen, die wir in den letzten Jahren über den Debenelux-Bereich hinaus ausgedehnt bzw. intensiviert haben, und wobei es im letzten Jahr zu konkreten Vereinbarungen oder Ergebnissen gekommen ist:

- Mit dem französischen CEA wurde die Kooperation bei reaktorphysikalischen Experimenten fortgesetzt und eine enge Zusammenarbeit bei sicherheitstechnischen Arbeiten begonnen. Den Schwerpunkt bildet hier das gemeinsame CABRI-Programm. Über eine Zusammenarbeit beim Defektstabprogramm wird zur Zeit verhandelt.
- Mit der UKAEA wurde ein umfassendes Abkommen vorbereitet, es findet ein laufender enger Erfahrungsaustausch auf praktisch allen Gebieten und eine gegenseitige Nutzung von Anlagen statt.
- Mit der japanischen PNC wurde im Mai 1971 ein Abkommen über Informationsaustausch unterschrieben. Seitdem haben sich fruchtbare Kontakte mit Japan auf vielen Gebieten entwickelt. Zur Zeit wird ein Vertrag über Untersuchungen zum Transport von Spalt- und Korrosionsprodukten mit der Firma Toshiba ausgehandelt.
- Mit der USAEC wurde der Informationsaustausch durch Berichte und Gruppenbesuche fortgesetzt. Auf dem Gasbrütergebiet wurden Abkommen mit General Atomic abgeschlossen.
- Die europäische Gemeinschaft bemüht sich insbesondere durch ihre Arbeitsgruppe Sicherheit um eine Koordination der Arbeiten. Wir arbeiten hierbei intensiv mit und nutzen darüber hinaus Spezialkenntnisse und Anlagen in Ispra und im Transurane-Institut.

- Abb. 13 zeigt schließlich noch die Verbindung zu Spanien bei der Nutzung des Mehrzweck-Natrium-Versuchskreislaufes.

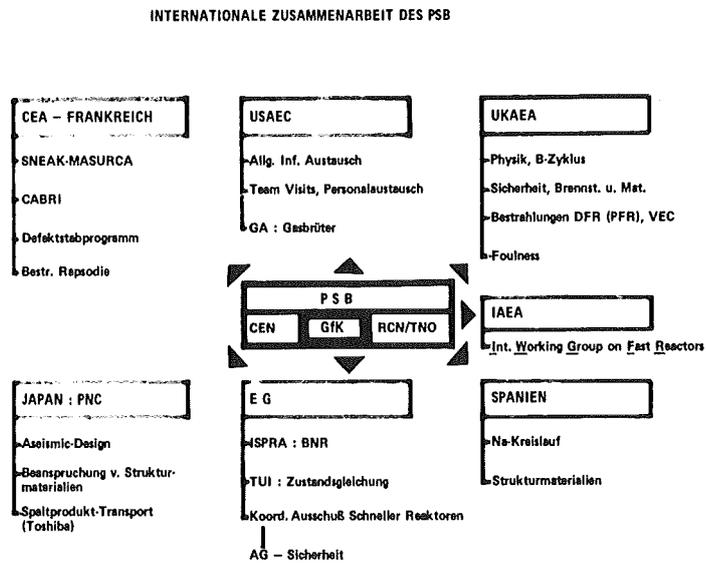


Abb. 13

Ich möchte damit meine Ausführungen schließen und schon an dieser Stelle allen Mitarbeitern des Projektes für die geleistete Arbeit danken.

Stand der industriellen Arbeiten zum SNR-300

K. Traube +)

1. Stand der Bauarbeiten

Vor einem Jahr in Bensberg auf dem Statusbericht konnten wir in Aussicht stellen, daß in Kürze die Bauarbeiten aufgenommen würden. Dies ist inzwischen geschehen. Ende April 1973 erfolgte der Einweisungsbescheid, und seitdem laufen die Bauarbeiten. Eine Momentaufnahme, wie zur Zeit die Bauarbeiten stehen, zeigt Abb. 1, eine Luftaufnahme, entstanden vor etwa 14 Tagen.

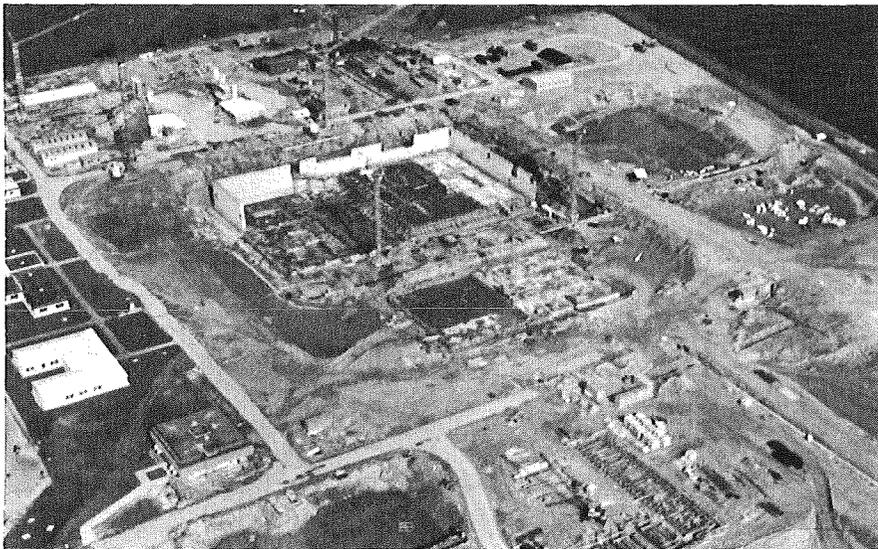


Abb. 1

Zu sehen sind der Rhein, die Baustelleneinrichtung, Baracken und im Zentrum das eigentliche Reaktorgebäude, dessen Außenwände bis auf etwa Erdbodenhöhe hochgezogen sind. Die Hauptarbeiten auf der Baustelle haben sich während dieser elf Monate auf die umfangreiche Fundamentierung des Reaktorgebäudes konzentriert, die aus Sicherheitsgründen notwendig war. Seit Januar hat bereits die Fundamentierung auch des Maschinenhauses begonnen. Abb. 1 zeigt ferner den Erdaushub für die Dampferzeugerhäuser. Das Informationszentrum wird am 4. April termingemäß in Betrieb genommen.

+) Dr. Ing. Klaus Traube, Geschäftsführer der INB, Internationale Natrium-Brutreaktorbau GmbH, 506 Bensberg

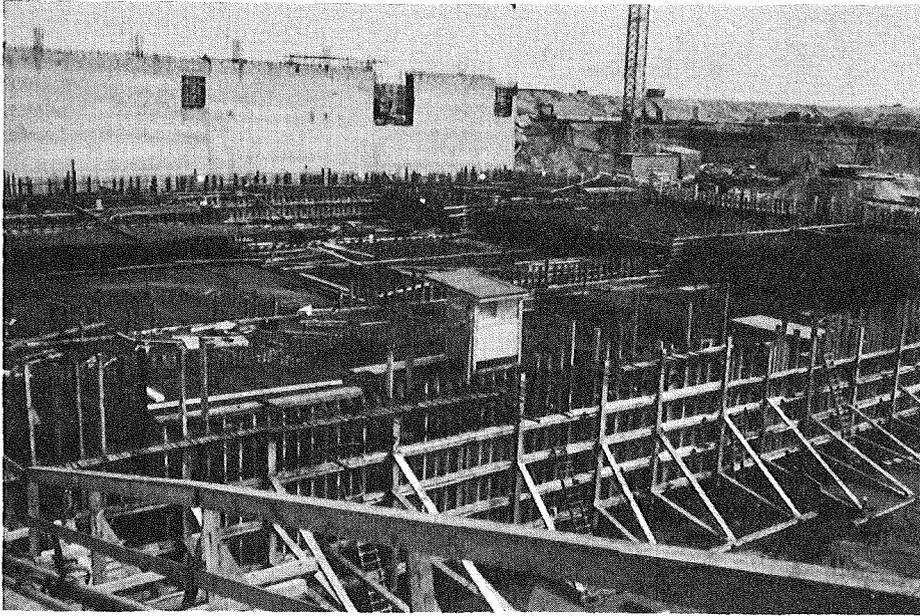


Abb. 2

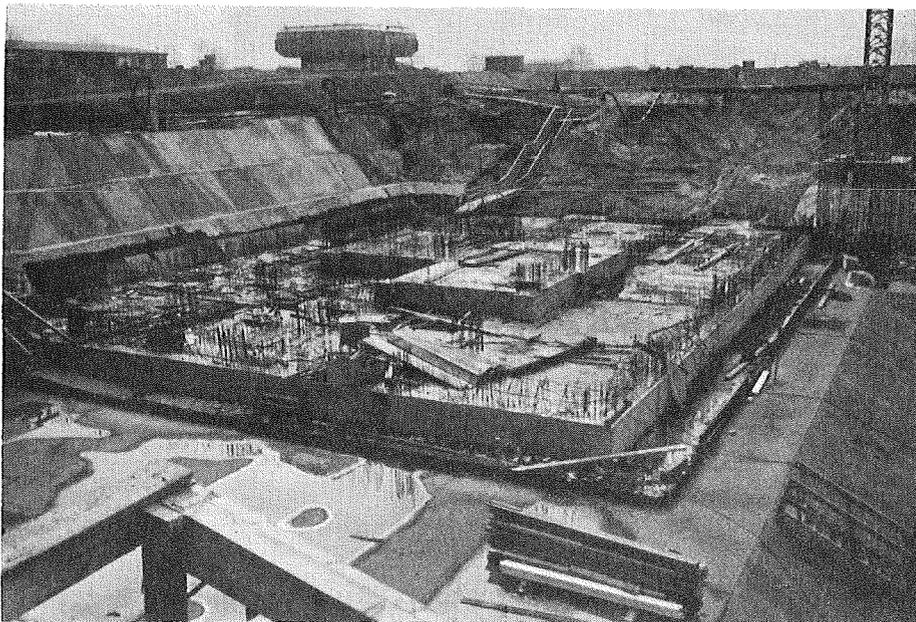


Abb. 3

Abbildungen 2 und 3 geben einen Eindruck von den Arbeiten innerhalb der Grube des Reaktorgebäudes. Die umfangreiche Fundamentierung besteht zunächst aus einer Sohlplatte, die unterhalb dessen liegt, was Sie sehen. Darauf ruht ein Stahlblechliner, der verschweißt und um das ganze Gebäude als Containment gezogen wird, und schließlich die Grundplatte, die etwa 3 m dick ist und deren Anfänge Sie im Bereich links sehen.

Zum Verlauf der Arbeiten ist zu sagen, daß im Juli 1973 mit dem Betonieren der Sohlplatte begonnen wurde, im Oktober 1973 mit dem Verschweißen des Liners und jetzt, im März 1974, mit dem Betonieren der Grundplatte.

Den Stand der maschinentechnischen Arbeiten zur Komponentenbestellung und -herstellung zeigt folgende Tabelle:

Stand der Bestellung von Großkomponenten		
Bauteil	Datum	Auftragnehmer
Geradrohrdampferzeuger (L.o.I.)	Apr. 73	De Schelde, Vlissingen/Stork, Hengelo
Stahlblechhülle des Reaktorgebäudes (L.o.I.)	Apr. 73	Ateliers de Construction de Jambes-Namur S.A.
Reaktortank und Einbauten	Mai 73	Vöest-Alpine, Linz/Cockerill-Ougrée
Zwischenwärmetauscher	Juli 73	De Schelde, Vlissingen
Wendelrohrdampferzeuger (L.o.I.)	Aug. 73	De Schelde, Vlissingen/Stork, Hengelo
Turbosatz	Sept. 73	Kraftwerk-Union, Mülheim/Ruhr
Natriumpumpen (L.o.I.)	Nov. 73	Maschinenfabrik Stork, Hengelo
Reaktordeckel mit Einbauten	Nov. 73	RDM, Schiedam
Reaktordoppeltank	Dez. 73	Cockerill-Ougrée
Haupt-Speisepumpen	Jan. 74	KSB, Nürnberg
Rohrleitungen	März 74	
Transformatoren	März 74	

Hier haben wir eine Aufstellung der wichtigsten Großkomponenten, die inzwischen vergeben worden sind. Allem voran ist vielleicht von Bedeutung der Reaktortank mit seinen Einbauten (im Mai 1973 vergeben). Inzwischen sind nach Anlieferung des gesamten Materials die Schweißarbeiten für den Reaktortank bereits aufgenommen worden. Sie sehen weiter, daß insbesondere die Komponenten des Primärkreises, hier die Geradrohrdampferzeuger, Zwischenwärmetauscher, Wendelrohrdampferzeuger und die Natriumpumpen zunächst durch Letters of Intent in Bearbeitung genommen worden sind und daß in aller Kürze auch die Primärrohrleitungen in Auftrag gegeben werden sollen. Insgesamt sind etwa 25% des gesamten Lieferumfangs an maschinentechnischen Komponenten inzwischen in Auftrag gegeben.

Abb. 4 zeigt den zur Zeit zwischen den Beteiligten verabredeten Arbeits-terminplan.

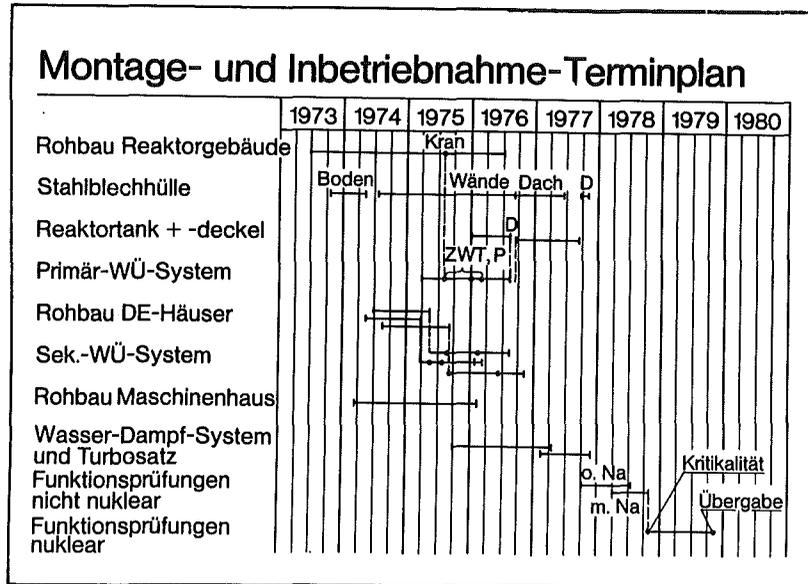


Abb. 4

Sie sehen, daß etwa Mitte 1975 der große Gebäudekran zur Verfügung steht und damit die Schwermontagen für den Primärkreis beginnen können, und daß zunächst die Zwischenwärmetauscher montiert werden. Bei der Montage gibt es einen ausgezeichneten Punkt: Druckprobe des Primärkreises etwa im Frühherbst 1976. Sie sehen, daß die Inbetriebnahme Ende 1977 anfängt, Kritikalität ist für Ende 1978, die Übergabe für Ende 1979 vorgesehen. Dieser Terminplan ist im wesentlichen ungeändert gegenüber den Zielen, die ich auf dem letzten Statusbericht nennen konnte, insbesondere was Primärkreisdruckprobe, Kritikalität und Übergabe betrifft. Trotzdem haben wir zur Zeit gegenüber der ursprünglichen Planung etwa 2 Monate Terminverzug auf der Baustelle, die im Laufe dieses Jahres auf 3 1/2 Monate anwachsen und dann abgebaut werden. Ziel ist es, die Verzögerung auf wiederum 2 Monate bis zum Beginn der maschinentechnischen Montage Mitte 1975 zu reduzieren und sie schließlich bis zur Druckprobe des Reaktortanks ganz aufzuholen. Allerdings sind wesentliche Reserven aus unseren Terminplänen verbraucht.

2. Zum Genehmigungsverfahren

Diese Termschwierigkeiten sind sämtlich in Verbindung zu bringen mit dem für den SNR 300 doch recht schwierigen Genehmigungsverfahren. Ich möchte über dieses Genehmigungsverfahren und die Details, die sich daraus im Laufe dieses Jahres ergeben haben, etwas ausführlicher berichten. Sie sind eingebaut in eine ziemlich schwierige Situation, wie sie vielleicht einem Prototyp früher noch nicht zuteil geworden ist. Das formale Vorgehen in einem Genehmigungsverfahren ist nämlich hier in Deutschland am Bau von Leichtwasserreaktoren gewachsen. Es ist anders, als es in der Frühzeit der Reaktorentwicklung Usus war und beim Bau der ausländischen Prototypreaktoren noch ist. Aus dem Formalismus des Genehmigungsverfahrens heraus werden sehr frühzeitig Fragen gestellt - und müssen beantwortet werden - über Detailauslegung von Komponenten, die sehr viel später eigentlich erst in die Anlage eingebaut werden und deren Planungszustand dementsprechend noch unvollkommen ist. Diese Situation macht uns natürlich deswegen sehr viel mehr Schwierigkeiten als etwa im Falle der Wasserreaktoren, weil wir auf keine Standardisierung, auf keine Vorläufer zurückgreifen und keine Antworten aus der Schublade ziehen können.

Das hat, wie ich an drei Beispielen erklären möchte, zu einer gewissen Hektik im Ablauf der Planung geführt, die überhaupt nur dadurch überwunden werden konnte, daß ein großer Einsatz auf der Seite der Planer zu verzeichnen war und - das möchte ich dankbar anerkennen - eine große Kooperationsbereitschaft von Seiten sowohl der Behörden als auch ihrer Gutachter.

Alle Beispiele, die ich jetzt bringe, haben ein Charakteristisches: sie sind aus dem Bereich der extrem unwahrscheinlichen Unfälle.

Der erste Komplex, mit dem wir dauernd zu tun haben, ist der Komplex Bethe-Tait. Zwar ist mit Behörden und Gutachtern vereinbart, daß die kompletten Nachweise zu erbringen sind im Rahmen der Teilerichtungsgenehmigung, die Mitte 1975 zur Montage des Reaktors bzw. der Reaktorzelle ansteht. Trotzdem hat dieser Komplex seine Schatten durchaus vorausgeworfen. Hier ein erstes Beispiel: bei einer genaueren Analyse der Auflagen aus der ersten Teilerichtungsgenehmigung, die im wesentlichen sagte, daß wir mit der Containmentauslegung dem Bethe-Tait-Unfall gewachsen sein sollten, ergab sich, daß die Rohrwandstärken des Zwischenwärmetauschers nicht ausreichend gegen ein Platzen dieser Rohre in einem Bethe-Tait-Unfall gesichert erschienen, und daß damit Aktivität in die Dampferzeugerhäuser verschleppt werden könnte. Größere Rohrwandstärken hätten eine größere Rohrplatte zur

Folge gehabt, und das hätte bei der früher geplanten Konstruktion (links in Abb. 5) technische Schwierigkeiten gemacht. Wir haben daher beschlossen, statt je eines Zwischenwärmetauschers pro Loop beim SNR 300 nunmehr drei kleinere pro Loop zu bauen, d.h. insgesamt 9 solcher Apparate, wie Sie in Abb. 5 rechts sehen. Sie haben den Vorteil, genau dem Testobjekt in der Anlage Hengelo zu entsprechen, und bei einer Extrapolation auf Großanlagen erscheint diese Modulbauweise zukunftssträchtiger.

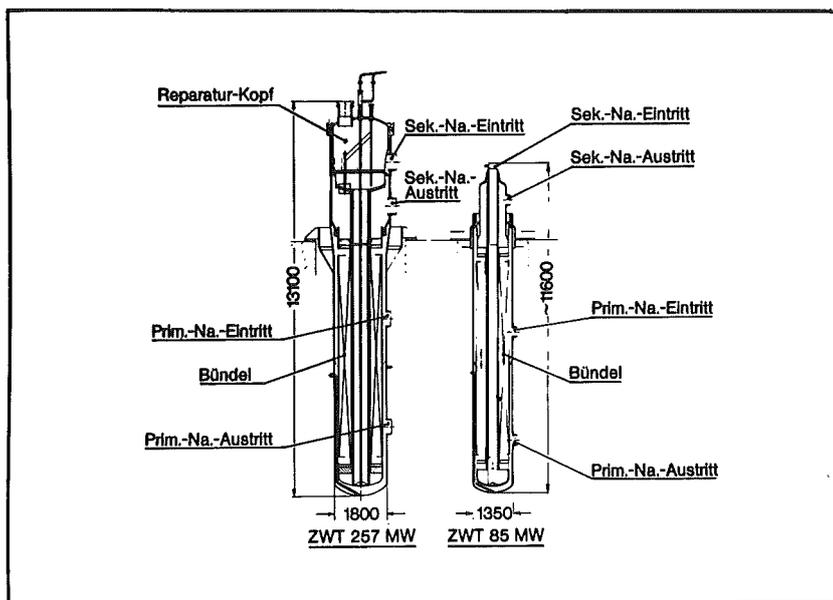


Abb. 5

Bei der Gelegenheit haben wir noch eine andere Konsequenz gezogen, nämlich das Reparaturkonzept zu verändern. Sie sehen bei der alten Bauweise links oben einen Reparaturkopf, der vorgesehen war, um eventuell lecke Rohre in situ zu stopfen, während bei dem rechten Konzept jetzt eine solche Vorgehensweise nicht mehr betrachtet wird, sondern im Falle eines Lecks der nun kleinere, und damit entsprechend auch billigere, Wärmeaustauscher einfach gezogen und durch eine Reserveeinheit ersetzt wird. Das soll vor allen Dingen längere Betriebsunterbrechungen für die Lecksuche verhindern.

Ein anderer Problemkreis aus dem Bereich der Genehmigungsschwierigkeiten betraf die Containmentbleche. Sie liegen zwischen der Sohlplatte und der Grundplatte, haben also Sicherheitsfunktionen bezüglich der Dichtheit des Containments zu erfüllen. Als wir im September 1973 mit dem Schweißen der Containmentbleche beginnen wollten, wurde die Frage nach einer Auflage der ersten Teilerrichtungsgenehmigung aufgeworfen, die besagt, daß im Falle des hypothetischen Unfalles "Durchschmelzen des Kerns durch das Reaktordruckgefäß" die Temperaturen der Grundplatte nicht über 140 °C ansteigen sollten, um eben die Integrität des Containments zu sichern. Es ist Ihnen bekannt, daß für den SNR 300 als einziger Reaktoranlage in der Welt ein Corecatcher vorgesehen ist; natürlich ist das Ausreifen dieses Corecatchers bis hin zu dem Zeitpunkt, wo er gebaut und in die Anlage eingebaut werden muß, ein sehr umfangreicher Prozess. Nun plötzlich waren wir damit konfrontiert, drei oder vier Jahre vor Einbau in die Anlage detaillierte Nachweise z.B. über Isolierschichten in diesem Corecatcher führen zu müssen, uns also punktuell schnellstens auf diese Frage einzustellen, was insgesamt immerhin 4 Wochen Terminverzug erbrachte. Auch dies ist ein Beispiel für die typischen Schwierigkeiten einer Prototypanlage im Verhältnis zu einer Anlage, die auf Erfahrungen bei früheren Ausführungen zurückgreifen kann.

Und schließlich ein drittes und das vielleicht gravierendste Beispiel. Es hat dazu geführt, daß wir noch im Verlaufe dieses Jahres zunächst den Terminverzug bewußt bis auf etwa 3 1/2 Monate anwachsen lassen werden. Es betrifft die Notkühlung. Sie werden sich erinnern, daß ursprünglich keine Notkühlung für den SNR 300 vorgesehen war, wie auch beispielsweise nicht für den FFTF in Amerika, da hier ja eine gegenüber Leichtwasserreaktoren sehr viel einfachere Problematik vorliegt. Insbesondere ist bei Natriumkühlung der Guillotinebruch äußerst unwahrscheinlich, was inzwischen im Verlaufe des Begutachtungsverfahrens auch von den Gutachtern bestätigt worden ist. Trotzdem wurde eine Notkühlung vorgesehen. Im Verlauf der detaillierten Durchsprache dieser Notkühlung mit den Gutachtern stellte sich ein gewisses Misstrauen gegenüber der Sicherheit heraus, mit der die Notkühlung tatsächlich in Betrieb gehen wird. Es wurde die Frage aufgeworfen, ob man sich für Unfälle mittlerer Wahrscheinlichkeit (beispielsweise 10^{-4} pro Jahr, wie etwa für ein Erdbeben) wirklich auf dieses Notkühlssystem verlassen soll. Um diesen Fragen zu begegnen, haben wir daraufhin das Notkühlssystem ganz wesentlich überarbeitet und, wie wir es genannt haben, ertüchtigt.

Das führte zu äußerst umfangreichen Umplanungen, wohlgermerkt zu einer Zeit, wo die Fundamentierung des Reaktorgebäudes bereits begonnen hatte, wo also an den Umrissen des Gebäudes nichts mehr geändert werden konnte. Aus der folgenden Aufstellung gehen die Aufgaben hervor, die wir uns gestellt haben, und die Folgen für die Planung der Anlage.

ERTÜCHTIGUNG NOTKÜHLSYSTEM

<u>Aufgabe</u>	<u>Folgen</u>
Erweiterung der <u>Kapazität</u> auf 2 x 100% (vorher 6 x 20%)	Neuberechnung des tankinternen Na-Umlaufs Vergrößerung der Tauchkühler Vergrößerung der Luftkühler Änderung der Ventilatoren auf 2 x 100% (vorher 1 Ventilator) Neukonstruktion der Rohrleitungs- führung - des Notkühlsystems - der Primär-Natrium-Systeme
<u>Unversehrtheit</u> des Primärsystems im Notkühlfall (nicht mehr Katastrophen-back-up)	
Erweiterung der <u>Redundanz</u> durch	
Notlüfter zur Kühlung der EM- Pumpen und des Aufstellungs- raumes	Neukonstruktion des Lüftungssystems
Auslegung der elektrotechnischen Einrichtung unter Beachtung des "Ein-Fehler-Kriteriums" - besondere Sicherung der Verteiler-, Mess- und Steuerschränke	Änderung der Stromversorgung, Ka- belwege etc.
Unterteilung des Aufstell- lungsraumes durch Stahlwände	Neue Aufstellungspläne wegen ge- änderter Rohrleitungsführung
<u>Zusätzliche Schutzmaßnahmen</u> insbesondere	
Schutz der Kabeltrassen gegen Erdbeben und Gaswolkenexplosion	Konstruktive Änderungen am Bauwerk
Schutz der Kabeldurchführungen im Reaktorgebäude gegen herab- fallende Trümmer	

Diese intensiven Umplanungen betreffen den größten Teil des Reaktorgebäudes, und es dauert sehr lange, bis man im Verlauf einer iterativen Planung nun auch die letzten der Tausende von Durchbrüchen innerhalb des Reaktorgebäudes so konstruktiv festlegen kann, daß die Schaltpläne fertiggestellt werden können. Dieser zeitraubende Prozess ist terminführend gewesen für die Verzögerungen, die wir bisher gehabt haben.

Ich habe betont, daß starke Kooperativität auch auf Seiten der Herren vorlag, die hier als Gutachter wirkten. Es erweist sich aber als sehr, sehr schwierig, unter dem Formalismus des heutigen Genehmigungsverfahrens in Deutschland eine Prototypanlage zu bauen, wenn nicht gegenüber dem für kommerzielle Anlagen üblich gewordenen Verfahren gewisse Ausnahmeregelungen hinsichtlich des Zeitpunktes für die Erbringung von Nachweisen eingeführt werden.

3. Technische Probleme

Es gab bisher bemerkenswert wenige technische Schwierigkeiten. Sie hätten sich ja in dieser Phase in erster Linie ergeben können aus dem weiteren Verlauf des bauzugehörigen Forschungs- und Entwicklungsprogrammes. Ich darf kurz sagen, daß das Projektkomitee Schneller Brüter nach einer Bestandsaufnahme am 26.11.1973 festgestellt hat, daß dieses Forschungs- und Entwicklungsprogramm, sei es auf Seiten der Zentren, sei es in der Industrie, befriedigend abgelaufen ist.

Eine Ausnahme bildete der nicht ganz glückliche Verlauf der Dampferzeuger-erprobung. Abb. 6 zeigt die Geschichte der Dampferzeugertests in Hengelo. Die Anlage wurde 1972 in Betrieb genommen.

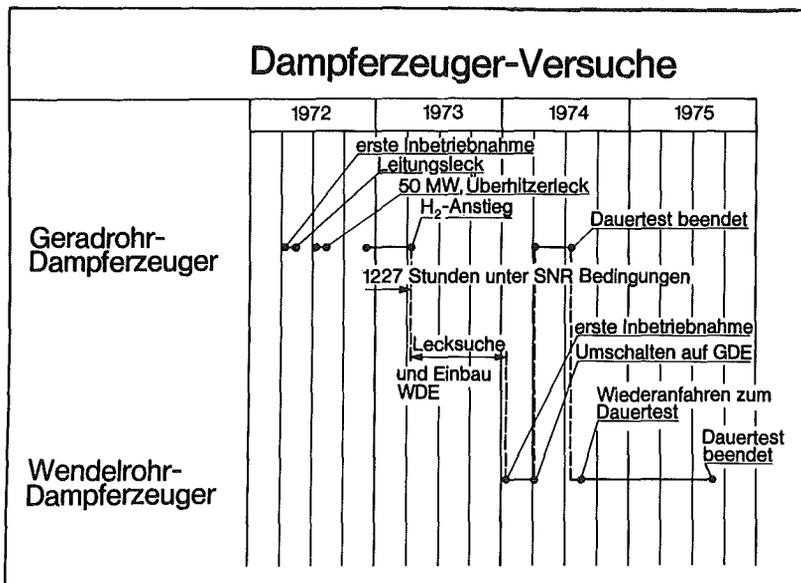


Abb. 6

Nach Betriebsstörungen, die nichts mit den Dampferzeugern zu tun hatten, trat nach einer kurzen Betriebsphase Ende 1972 ein Leck in einer Schweißung Rohr- zu Rohrplatte des Geradrohrdampferzeugers auf. Bei dem betreffenden Teil handelte es sich allerdings um einen Zwischenüberhitzer, der längst nicht mehr für den SNR 300 geplant war und herausgetrennt werden konnte. Die Anlage konnte weiterbetrieben werden.

Nach 1227 Stunden repräsentativer Tests, die als Eignungstest vollauf genügten, aber noch nicht als Dauertest, ergab sich im April 1973 ein H₂-Signal, das auf ein Leck hindeutete. Das führte zu einer Unterbrechung von einem dreiviertel Jahr. Während dieser Zeit haben wir verzweifelt das Leck gesucht und nicht gefunden. Schließlicher Befund: mit großer Wahrscheinlichkeit gab es kein Leck, sondern nur eine Überempfindlichkeit der H₂-Anlage. Immerhin hatten wir die Untersuchungen nicht fortführen können. Wir haben dann den Wendelrohrdampferzeuger, den Alternativtyp, eingebaut, der nun im Eignungstest ist und in Kürze ausgebaut werden soll. Ein Dauertest des Geradrohrdampferzeugers, der inzwischen umgebaut worden ist, soll folgen, und dann erst der Dauertest des Wendelrohrdampferzeugers.

Durch das wirkliche Leck und das Pseudoleck wurde unser Augenmerk noch stärker als zuvor auf die Wichtigkeit einer extrem guten Schweißverbindung zwischen Rohr und Rohrplatte gelenkt. Es ist ein sehr umfangreiches Schweißprogramm in Holland in Angriff genommen worden, das in Kürze wohl abgeschlossen werden kann, mit dem Ziel, die Zuverlässigkeit beim Bau der Dampferzeuger weiter zu steigern.

Soviel zu den organisatorischen und technischen Problemen, die sich bisher eingestellt haben. Es war zu erwarten, daß manches holprig gehen würde, aber im großen und ganzen war das erste Jahr des Baues des SNR 300 erfolgreich.

4. Zur Brutrate

Jetzt möchte ich Stellung nehmen zu etwas, was für den Kraftwerksplaner und den Betreiber eigentlich kein Problem ist, sondern - wie ich glaube - im wesentlichen ein Kommunikationsproblem ist: zur Brutrate des SNR 300.

Zunächst zur Einführung: Sie erinnern sich, daß wir im Herbst 1972 nach einer detaillierten Wirtschaftlichkeitsanalyse die Auslegung des Reaktorkerns verändert haben. Zum Beispiel werden im zweiten Kern dickere Stäbe eingesetzt (7,6 mm Durchmesser)⁺). In dem Zusammenhang haben wir eine innere Brutmantelreihe durch Brennelemente ersetzt, und eine äußere Brutmantelreihe durch billigere Reflektorelemente. Das hatte zweifellos eine Verschlechterung der Brutrate zur Folge, machte es aber unter anderm möglich, sogleich bei Inbetriebnahme, statt, wie früher geplant, nach einer längeren Abbrandzeit, auf die volle Leistung des Reaktors überzugehen und damit die volle Systemerprobung von Anfang an zu bekommen. Wirtschaftliche Überlegungen und auch diese Überlegung der vollen Erprobung erschienen uns wesentlich wichtiger als das aus wirtschaftlicher Sicht für den SNR 300 völlig untergeordnete Problem der Brutrate.

Nun beginnt hier, glaube ich, eine Verständigungsschwierigkeit, denn jeder wird sagen, wieso ist das ein untergeordnetes Problem? Um der Brutrate willen baut man doch die Schnellen Brüter.

Und diese Verständigungsschwierigkeit möchte ich einmal versuchen zu überbrücken: Selbstverständlich werden Schnelle Brüter einzig und allein wegen ihrer Brutrate, oder genauer, wegen ihrer Verdopplungszeit, entwickelt, also wegen ihrer Möglichkeit, die Uranreserven in der Welt zu strecken. Man muß das strategische Endziel und taktische Zwischenziele bei dieser langfristigen Entwicklung klar auseinanderhalten. Interessant wird die Brutrate von Schnellen Brüttern bzw. ihre Verdopplungszeit erst dann, wenn so viele Schnelle Brüter in Betrieb sind, daß das Plutonium, das sie erzeugen, überhaupt eine merkliche Entlastung schaffen kann für die Weltversorgungslage an Uran.

Überlegen Sie sich einmal folgende einfache Geschichte: Wenn der SNR 300 Ende der 70er Jahre in Betrieb geht, erzeugt er die Größenordnung von 1% des sonst im Bereich Debenelux durch Kernkraftwerke erzeugten Stroms. Gleichgültig, welche Brutrate er hat, ist dann seine Plutoniumproduktion sehr gering im Verhältnis zu dem, was die schlechten Konverter, die Leichtwasserreaktoren, zu der Zeit insgesamt an Plutonium erbrüten. Bedenken wir weiter, daß wir planen, im Jahre 1980 einen SNR 2 zu beginnen, und daß dieser nun wiederum eine Bauzeit haben wird in der Größenordnung von 6-7 Jahren. Wenn er dann

⁺) Aus den gleichen Erwägungen, wie wir sie angestellt haben, wollen übrigens die Franzosen in Superphénix 8,5 mm Stäbe einsetzen statt der 6mm Stäbe des Phénix, was, glaube ich, eine Bestätigung unserer zwischenzeitlichen Überlegungen ist.

auf volle Leistung geht, wird dieser Reaktor wiederum nur etwa 1% der in diesem Zeitpunkt erzeugten Kernenergie liefern; auch dessen Brutrate ist noch aus der Sicht der Strategie, Uran zu sparen, belanglos. Erst wenn im weiteren Verlauf dieses Programms nun so viele Brüter gebaut und in Betrieb genommen worden sind, daß sie einen merklichen Anteil an Kernenergieerzeugung erbringen, beginnt tatsächlich die Brutrate dieser Reaktoren sich überhaupt auf die langfristige Sicherung von Uran auszuwirken.

Und nun verwechseln Sie bitte folgendes nicht: Der bisherige Gedankengang zeigt, daß erst in der zweiten Hälfte der 90er Jahre die Brutrate der Schnellbrüter volkswirtschaftliche Bedeutung erlangt. Das darf nicht zu dem Schluss führen, mit dem weiteren Bauprogramm für Schnellbrüter hätte es gute Weile! Wir brauchen nämlich ein außerordentlich forciertes Programm an Demonstrationsreaktorbauten, um überhaupt in der Lage zu sein, in der zweiten Hälfte der 90er Jahre einen merklichen Teil der Energie der Debenelux-Länder aus Brütern erzeugen zu können. Bauentscheide für sehr viele Brüterkraftwerke müssen dazu Ende der 80er Jahre getroffen werden. Bis dahin müssen nicht an einem, sondern an mehreren großen Kraftwerken die Betriebszuverlässigkeit der Brüter und ihre Kosten demonstriert worden sein! Das bedeutet ein sehr straffes Programm, wenn erst 1980 mit dem Bau des ersten großen Brüters begonnen wird.

Nun würde es nichts schaden, wenn im Rahmen dieses straffen Programms gleich andere Ziele mitverfolgt würden, man nämlich schon in der Demonstrationsphase hohe Brutraten erreichte. Sie sahen aber schon an dem Beispiel des SNR-300-Kernes, daß das zumindest in dieser Phase, in der Plutonium wenig Wert haben wird, wesentliche wirtschaftliche Nachteile erbringt. Und hier ist die Frage, wer die Mittel zur Kompensation solcher wirtschaftlichen Nachteile aufbringen soll. Daher muß man sich darauf einstellen, mittelfristige "taktische" von den langfristigen "strategischen" Zielen zu trennen.

Das ist auch von denjenigen, die sowohl auf der Seite der Zentren als auch der Industrie geplant haben, durchaus erkannt. Das stimmt beispielsweise zusammen mit dem zeitlichen Rahmen der Carbid-Element-Entwicklung, den wir uns gesetzt haben. Carbid-Entwicklung ist wichtig und muß betrieben werden, um das langfristige strategische Ziel uneingeschränkt erfüllen zu können. - Aber der Einsatz ganzer Reaktorkerne aus Carbiddbrennstoff ist erst in

zwanzig Jahren notwendig. Entsprechend müssen wir Mittel und Personal, die wir zur Verfügung haben, so einsetzen, daß wir zunächst einmal Prototyp- und Demonstrationsreaktoren bauen und betreiben können, und dafür haben wir zur Zeit den hinsichtlich Brutrate schlechteren, dafür aber weitgehend schon erprobten Oxidbrennstoff zur vollen Reife zu entwickeln.

Nebenbei gesagt, hat natürlich der SNR 300 auch nicht etwa die Brutrate 0,8 - 0,9, wie es neulich in der Zeitung zu lesen war, sondern die ersten Kerne, so wie sie jetzt vorgesehen und in der Konstruktion sind, werden Brutraten um den Wert 1 haben. Aber dies ist eigentlich belanglos.

Nun ein letztes Wort zu der Brutrate. Man könnte immer noch sagen, wer beweist uns denn, daß diese späteren Reaktoren überhaupt höhere Brutraten haben werden, wenn wir es nicht mit dem Prototyp beweisen? Der Beweis einer Brutrate wird sicherlich nicht dadurch geführt, daß man einen Reaktor baut und dann Jahre nach Inbetriebnahme komplizierte Messungen macht, um eines Tages ermitteln zu können, welche Brutrate er überhaupt hat. Diese Messungen macht man zwar, aber man arbeitet ja durch theoretische und experimentelle Untersuchungen vor, entwickelt Rechenprogramme, die immer besser werden, und prüft diese auch wirklich an den Messungen eines Prototypreaktors. Ob man die Voraussagekraft dieser Rechenprogramme aber bei der Brutrate 1,0 oder bei der Brutrate 1,2 prüft, ist auch wieder praktisch gleichgültig. Auch das ergibt keine Verbesserung der Demonstration, es sei denn, man stellt sich einfach auf einen nur noch publikumswirksamen Standpunkt und sagt: Ganz egal, was wir machen, wir wollen öffentlich berichten können, der SNR 300 hat bewiesen, daß er die Brutrate soundso hat. Ich glaube, dazu ist das Thema zu ernst und zu kostspielig.

Diese Ausführungen glaubte ich Ihnen schuldig zu sein, nachdem das Thema Brutrate ja keineswegs nur in der Tagespresse angesprochen wurde, sondern durchaus begreiflicherweise Verwirrung auch unter Mitarbeitern an der Reaktorentwicklung gestiftet hat. Es ist sicher legitim zu fragen, wieso der Prototyp nicht brütet, und ob es wahr ist, daß die Prototypen auch in anderen Ländern nicht brüten. Auch der PFR, auch der Phénix, haben zunächst Kerne, die Brutraten von der Größenordnung 1 ergeben, weil die Techniker seinerzeit auch erkannt haben, daß es hier zunächst auf die Brutrate nicht ankommt.

5. Zur auswärtigen Schnellbrüterentwicklung

Nun noch einen Ausblick, nachdem ja immer wieder Unkenrufe bezüglich der Schnellbrüterentwicklung zu hören waren. Wie steht es eigentlich in anderen Ländern? Durch die Konventionen, die von den EVUs unterschrieben worden sind, ist zunächst einmal der SNR 300 in stärkerem Maße in ein Fortsetzungsprogramm eingeordnet worden. Der Bau von Superphénix ist beschlossen worden, wozu die Initiative des RWE auf deutscher Seite beigetragen hat. Superphénix wird 1975 bereits in Angriff genommen, der SNR 2 1980.

Von da aus fällt der Blick nach Frankreich leicht. Durch den großen Erfolg unserer französischen Kollegen beim Bau und bei der Inbetriebnahme von Phénix ist pessimistischen Äußerungen weitgehend der Boden entzogen worden. Wenn es gelingt, einen ersten Prototyp dieser Art von 250 MWe in einer Bauzeit vom ersten Spatenstich bis einschließlich Vollast in 5 Jahren zu erstellen, was nur bei ganz wenigen Wasserreaktoren gelungen ist, dann ist wohl die Meinung, ein Natriumbrüter könne kaum betriebstüchtig gemacht werden, so eindeutig überführt, wie es zu diesem Zeitpunkt der Entwicklung möglich ist.

Sehen wir weiter nach England: Beim PFR gab es eine Reihe von Schwierigkeiten, wie allen bekannt ist. Auch dort hat man inzwischen die Inbetriebnahme soweit gebracht, daß der Reaktor kritisch geworden ist, auch dort sind also die wesentlichen Schwierigkeiten der Natrium-Inbetriebnahmephase überwunden.

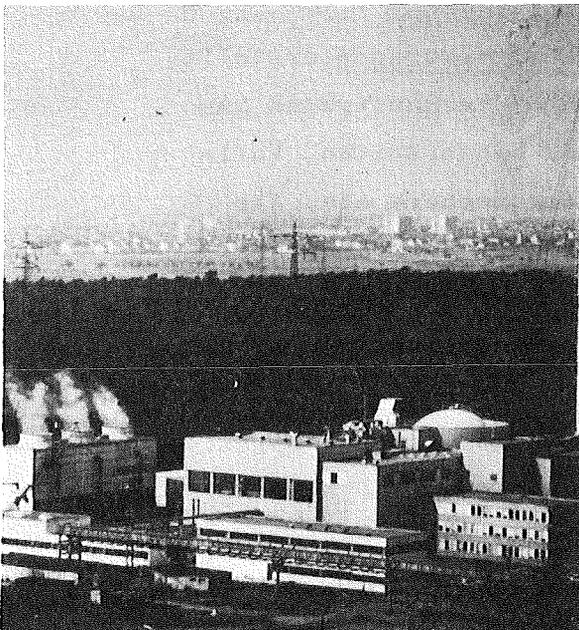
Schauen wir uns um nach Russland: In Zeitungen konnten Sie vor einigen Wochen ausführlich lesen, dort hätte die Katastrophe schlechthin stattgefunden, amerikanische Satelliten hätten festgestellt, daß der BN 350 explodiert sei. Daran schlossen sich in den Zeitungen die Spekulationen an, was nun alles mit den Brütern passieren kann. Der Bericht ist eine reine Ente, es ist nicht ein einziges Wort an dieser Geschichte wahr!

Über die USA wird uns immer wieder berichtet, wie gefährdet das Natriumbrüter-Programm dort sei. Fest steht, daß im Laufe des letzten Jahres zunächst einmal die industriellen Verträge zum Bau des Demo unterzeichnet worden sind. Fest steht weiter, daß in den letzten Monaten unter dem Eindruck der Energiekrise und der Gedanken über die langfristige Versorgungslage das USAEC-Budget für die Schnellbrüter-Entwicklung nicht, wie üblich bei früheren Budgetberatungen, gekürzt worden ist, sondern es ist um 37% erhöht worden - keineswegs nur wegen der erhöhten Kosten des FFTF, sondern im wesentlichen als Erhöhung der Forschungs- und Entwicklungsmittel. Ich glaube feststellen zu können, daß überall in den Ländern, in denen ernsthaft an der Schnellbrüter-Entwicklung gearbeitet worden ist, in diesem Jahr Fortschritte und Erhärtungen des Programms stattgefunden haben, und ich glaube, auch die Energiekrise hat die allgemeine Aufmerksamkeit auf die Bedeutung der Schnellbrüterentwicklung für die langfristige Versorgung gelenkt.

Erfahrungen bei der Inbetriebnahme der KNK I
und Umbau-Vorbereitungen für KNK II

W. Marth ⁺)

Das Kernkraftwerk KNK (Abb. 1) erhielt am 19.2.1974 die atomrechtliche Genehmigung für den Vollastbetrieb und wurde zwei Tage später erstmals und problemlos auf 100% Leistung hochgefahren. Seine Nennleistung von 57 MWth bzw. 20 MWe1, deckt etwa den dreifachen Bedarf des Kernforschungszentrums Karlsruhe ab.



Die Vollastinbetriebnahme von KNK, oder wie die von Phenix vor 14 Tagen, sind Ereignisse, in denen sich jahrelange Entwurfs- und F&E-Arbeiten kondensieren. Es sind Meilensteine auf dem langen Weg zum kommerziellen Brütersystem hin; Meilensteine, die es gestatten, den eigenen absoluten Fortschritt festzustellen - und auch den relativen Abstand zum Konkurrenten.

Abb. 1: Die KNK-Anlage

Da über KNK zum ersten Mal bei einem Brüter-Statusbericht berichtet wird, gestatten Sie mir einige Bemerkungen, die das Kraftwerk im Vergleich zu ähnlichen Anlagen charakterisieren:

⁺) Dr. Willy Marth, Projektbereichsleiter für KNK, Kernforschungszentrum Karlsruhe

KNK ähnelt den Reaktoren DFR, EBR II, Sefor, Rapsodie, Bor 60 und Joyo, die sämtlich Na-gekühlt sind und eine Leistung zwischen 40 und 100 MWth besitzen. KNK ist insofern verschieden, als es ein Kernkraftwerk ist; in der Version KNK I mit einem thermischen, in der Version KNK II mit einem schnellen Kern.

Die Organisation stützt sich auf drei selbständige Gesellschaften ab: INTERATOM ist der Hersteller, die KBG der Betreiber und die GfK Besteller und Eigentümer der Anlage; innerhalb der GfK erfolgt die Projektabwicklung getrennt von der des F & E-Projekts Schneller Brüter.

KNK wurde im Rahmen eines Generalunternehmervertrages erstellt, der viele Kennzeichen eines echten EVU-Kraftwerkauftrages besitzt, so z.B. pönalisierte Garantien und Lieferzeiten, Vollständigkeitsklausel, Klausel zum Stand der Technik etc. Als Preis wurde 1966 ein Festpreis ohne Preisgleitung vereinbart, woraus sich zwangsläufig eine indirekte, wenn auch unfreiwillige Selbstbeteiligung unserer Lieferanten an den Mehrkosten ergab.

Das Genehmigungsverfahren war gleich den kommerziellen Leichtwasser-kernkraftwerken. Standortüberlegungen spielten u. a. eine Rolle, weshalb als Gutachter nur TÜV und RSK zugelassen waren und nicht etwa Startkommissionen oder interne Sicherheitsbeiräte, wie früher in Kernforschungszentren üblich. Die Skyline von Leopoldshafen signalisiert ein ambiente, das eben durchaus verschieden ist von dem der menschenleeren Wüste Idahos oder des Küstenhochlandes von Schottland.

Ich komme nunmehr zur technischen Abwicklung des Projekts. KNK hat den Vollastbetrieb zwei Jahre später aufgenommen als geplant. Aus Abb. 2 ersehen Sie, daß geplante und tatsächliche Termine noch zusammenfielen während der Errichtungsphase, d. h. bis Ende 1969. Bei der Inbetriebnahme, beginnend mit dem Einfüllen

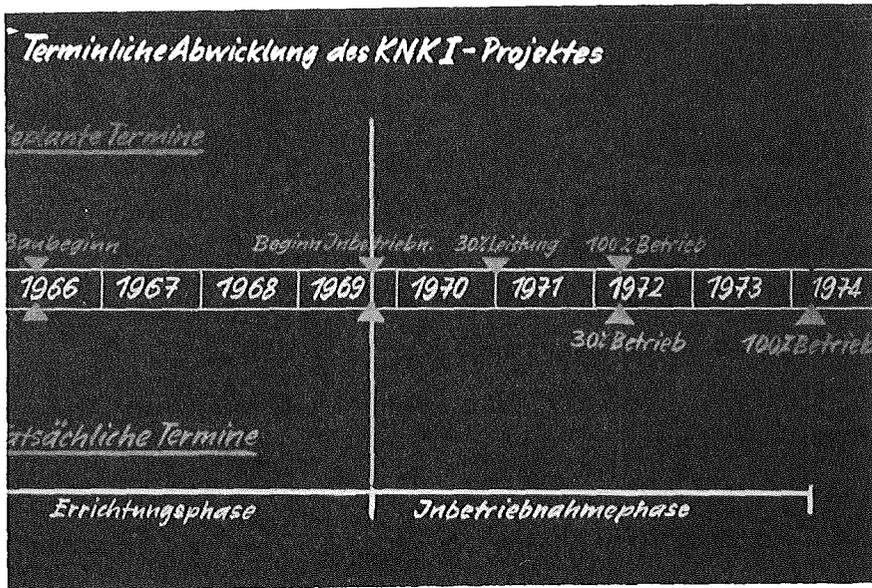


Abb. 2:
Terminliche-Abwicklung
des KNK I-Projektes

Erfahrungsgebiete bei KNK I-Inbetriebnahme

Verzögerungen sind entstanden durch

- Natrium-Aerosolablagerungen*
- Temperatur-Schocks*
- Dampferzeugerleckagen*
- Begleitheizungsstörungen*
- Natrium-Brände*
- Menschliches Versehen*

Kaum problematisch waren:

- Natrium-Pumpen*
- Zwischenwärmetauscher*
- 1. Abschaltssystem*
- Natrium-Reinigung*

Abb. 3:
Erfahrungsgebiete bei
KNK I-Inbetriebnahme

des Natriums in die Anlage, ergab sich eine Reihe von Problemen, auf die ich noch näher eingehen werde und die schließlich zu den erwähnten zwei Jahren Verzug führten. Eine Tageszeitung hat neulich fünf Jahre Verzug impliziert. Dem muß widersprochen werden. Eine Richtigstellung, auch im Interesse unserer Mitarbeiter, würde das Renommée dieser sehr angesehenen, hessischen Zeitung lediglich weiter erhöhen.

Abbildung 3 zeigt Ihnen stichwortartig die Problemgebiete, die für die Verlängerung der Inbetriebnahmeperiode verantwortlich waren. In der unteren Bildhälfte sehen Sie die Komponenten oder Betriebsvorgänge, bei denen sich kaum Schwierigkeiten ergaben: so laufen die vier Na-Pumpen bereits seit 30.000 Std. ohne Störungen, das gleiche gilt für die Zwischenwärmetauscher sowie das erste Abschaltssystem. Die Na-Reinigung brachte wenig Probleme auf, obwohl das Rohrleitungssystem bewußt mit Rost verlegt worden war.

Große Probleme, verbunden mit Zeitverzügen, ergaben sich aus der Ablagerung von Na-Aerosolen in Spalten, wodurch u. a. die Drehdeckel immobil wurden. Wir glauben heute, durch periodisches Abschmelzen des abgelagerten Natriums eine Lösung für dieses Problem gefunden zu haben, der zwar die akademische Brillanz fehlt, mit der aber der bescheidene Betriebsmann leben kann.

Die Temperaturschocks, die sich bereits bei geringen Fehlbedienungen der Anlage ergeben können und die dann zu übermäßigen Festigkeitsbeanspruchungen führen, sind eng mit den inhärenten Eigenschaften des Kühlmittels Na verknüpft. Es ist eine Forderung der Betreiber an die Hersteller, die Komponenten konstruktiv und werkstoffmäßig so auszustatten, daß vertretbar kurze An- und Abfahrzeiten erreichbar werden.

Dampferzeugerleckagen sind wegen der damit verbundenen Na-H₂O-Reaktion und der Verschmutzung der Sekundär- und Tertiärsysteme Störfälle, die durchweg längeren Anlagenstillstand erzwingen. Der Akzent der F & E-Programme sollte deshalb künftig auf die Bereitstellung von betriebssicheren Leck-Überwachungsgeräten gelegt werden. Die Dampferzeugerinstrumentierung gilt es entscheidend zu verbessern, damit nicht - wie im Falle KNK - das Leck zu spät entdeckt wird und das Na im Tertiärkreis bis vor die Turbine läuft, oder - wie im Falle Hengelo - sich am Ende einer fünfmonatigen vergeblichen Lecksuche die 64.000 \$ Frage stellt: hat der Dampferzeuger ein Leck?

Der Störfall am Begleitheizungssystem markierte den emotionellen Tiefpunkt unserer Inbetriebnahmebemühungen. Eine winzige 1 mm lange aber 8.000 mal vorkommende Madenschraube war unzulänglich gesichert und führte letztlich zu sechs Monaten Verzug.

Na-Brände sind offensichtlich auch bei voll verschweißten Rohrsystemen nicht ganz auszuschließen. Wir hatten einen größeren Brand und mehrere kleinere Leckagen mit Rauchentwicklung. Unsere Erfahrung daraus läßt uns solchen Störfällen mit relativer Gelassenheit gegenüberstehen.

Schließlich gibt es - kaum anders zu erwarten bei einem 100 Mio-Projekt - die menschlichen Versehen. Ich greife die falsche Bohrung im 1 1/2 m dicken Drehdeckel heraus, die alle Fertigungskontrollen anstandslos passiert hatte, oder das mehrmalige versehentliche Einbringen von Öl in Natrium.

Dies waren in Kürze die Hauptursachen der zweijährigen Verzögerung.

Die Mitarbeiter der Firma INTERATOM waren den Störfällen (die sie zuweilen selbst verursacht hatten) durchaus gewachsen und konnten stets praktische Lösungen zu ihrer Überwindung angeben. Wenn ich bewußt

sage: wir waren mit unserem Hersteller INTERATOM zufrieden, so ist das lediglich fair und angemessen. Die GfK als Besteller von vier weiteren Versuchsanlagen kennt sehr wohl die Probleme, die mit solchen Erstlingsanlagen verbunden sind und wäre zu vergleichenden Bewertungen hinsichtlich ihrer Abwicklung durchaus in der Lage.

Lassen Sie mich zurückkehren zum atomrechtlichen Genehmigungsverfahren. Es war eine der von Anfang an für KNK gestellten Aufgaben, das atomrechtliche Genehmigungsverfahren für Na-gekühlte Kernkraftwerke in der BRD exemplarisch festzustellen. Spätere Brüterkraftwerke, wie der SNR-300, sollten darauf aufbauen können.

In Abbildung 4 sehen Sie, daß fünf Teilerrichtungsgenehmigungen und fünf Teilbetriebsgenehmigungen gebraucht wurden, bis die Anlage für den Vollastbetrieb zugelassen worden war. Die Hälfte dieser Teilgenehmigungen dauerte länger als ein Jahr, jeweils gemessen von der Ausfertigung der Unterlagen beim Hersteller bis zur Erteilung der Genehmigung bei der Behörde.

Wir hinterlassen dem SNR 650 Auflagen - ob als Erbe oder Hypothek, das sei hier nicht beurteilt. Die Spannweite der Auflagen war beträchtlich: sie reichte von der relativ simplen Anbringung zusätzlicher Verriegelungen bis zur Forderung nach einem zweiten redundanten und diversen Abschaltssystem in Millionen Kostenhöhe.

Für die Antragsteller ist der Kontakt zu den Genehmigungsbehörden zwangsläufig sehr intensiv. Aber man kann nicht jahrelang miteinander im Clinch liegen, ohne sich dabei näher zu kommen. (Man muß sich dabei nicht gleich ans Herz wachsen!)

Es wird jedoch zuweilen verkannt, daß nicht nur der Hersteller im Zuge des KNK-Projekts eine Mannschaft aufbauen und ertüchtigen

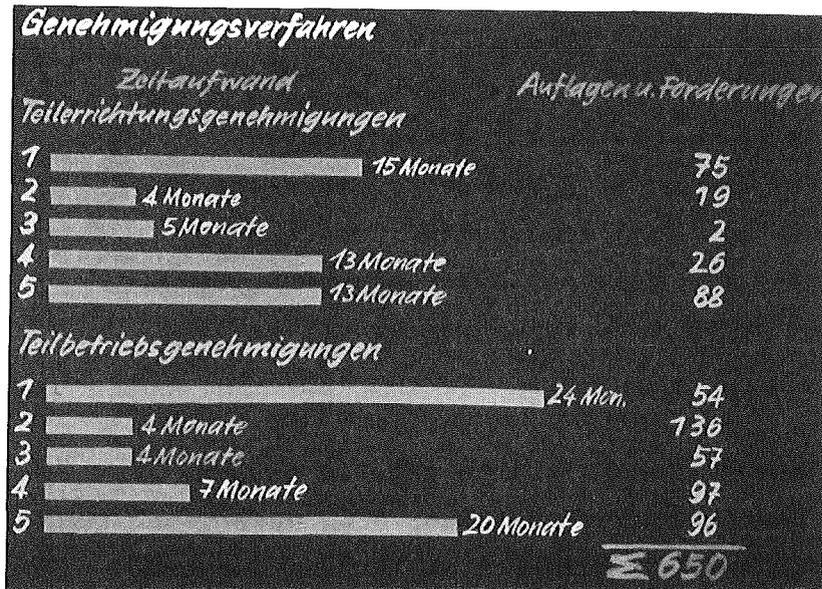


Abb. 4:

Genehmigungsverfahren KNK I



Abb. 5:

Genehmigungsunterlagen
links FR 2 - rechts
KNK I/II

mußte, sondern daß dies in gleicher Weise für die Gutachter und Genehmigungsbehörde galt. Weiter wird verkannt, daß nicht nur die Erstellung von Unterlagen Zeit beansprucht, sondern auch ihre Begutachtung und daß die Begutachtung logischerweise erst beginnen kann, wenn der Hersteller seine Denkarbeit weitgehend abgeschlossen hat.

Umgekehrt werden auch die Genehmigungsinstanzen zugeben müssen, daß der Berg vorzulegender Genehmigungsunterlagen, etwa seit FR 2-Zeiten, ständig gewachsen ist und - zumindest für die Jüngeren unter uns - kaum mehr übersehbar ist. Die Abbildung 5 liefert den Beweis! Rechts sehen Sie die bisherigen Genehmigungsunterlagen für KNK I/II, links die analogen Unterlagen für FR 2 - noch von einem 3-jährigen zu packen!

Gestatten Sie mir noch einige Bemerkungen zum Projekt KNK II. Die Gründe für ihre Errichtung lassen sich auf zwei Hauptargumente verdichten:

Wir brauchen KNK II, weil wir die Erfahrungen aus Bau und Inbetriebnahme eines schnellen Leistungsreaktors benötigen und wir brauchen KNK II weiterhin deswegen, weil wir mit der fertiggestellten Anlage Versuchsprogramme abwickeln wollen.

Auf Abbildung 6 sehen Sie die Gründe für KNK II im einzelnen, wie sie in einem ad hoc-Ausschuß des BMFT festgestellt wurden. KNK II wird besondere Erfahrungen auf dem Gebiet der BE-Herstellung und -Bestrahlung erbringen. Mit seinen 2000 Brennstäben liegt er etwa in der logarithmischen Mitte zwischen den ca. 200 Pu-haltigen Brennstäben, die die deutsche Brennelementindustrie bisher für Versuchsbestrahlungen fertigte und den 20.000 Stäben, die für SNR benötigt werden.

Die Handhabung hexagonaler BE in einem durch Schwellen oder Kernverspannung beeinflussten Schnellbrüter-Core ist durchaus nicht trivial und bedarf der praktischen Übung; gleiches gilt für

Zielsetzung KNK II

Brennelemente: Fertigungs- u. Bestrahlungserfahrungen
Brennelementhandhabung, Hüllenschädenüberwachung
Umbau-, Wartungs- u. Reparaturverfahren
Inbetriebnahmeerfahrung mit U-Pu-Core, Prozeßrechner
Erfahrung im Genehmigungsverfahren
Versuchsprogramme

Abb. 6: Zielsetzung KNK II

KNK-Versuchsprogramm (Beispiele)

Instrumentierungsversuche	Rauschanalyse Natrium-Siededetektion
Bestrahlungsversuche	Brennelementbestrahlung Absorberbestrahlung
Betriebstechnische Versuche	Natrium-Probenahme Dampfzeugerüberwachung Aerosolablagerung

Abb. 7: KNK-Versuchsprogramm (Beispiele)

das Auffinden defekter Brennelemente.

Der Umbau der radioaktiven KNK I-Anlage zu KNK II wird neben den eigentlichen Umbauerfahrungen auch Erfahrungen zur Wartung und Reparatur solcher Anlagen erbringen, die vor allem für die EVU's besonders interessant erscheinen.

Die Inbetriebnahme sowie die dafür zu erwirkenden atomrechtlichen Genehmigungen werden zeitlich vor dem SNR liegen und eine wertvolle Erfahrungsbasis abgeben.

Bei den Versuchsprogrammen (Abb. 7) ist an drei Kategorien gedacht: die Instrumentierungsversuche, wie z. B. Rausch-, Schall- und Siederversuche, sind mehr physikalischer Natur und dienen letztlich der Vervollkommung der Betriebsinstrumentierung für spätere Brüter-Kraftwerke.

Im Rahmen der Brennelementbestrahlungen beabsichtigen wir den Einsatz von Carbidd Brennstoff und besonderer Versuchselemente. Die Absorberbestrahlungen sollten beitragen, die noch relativ hohen Absorberstabskosten über die Entwicklung neuer Abschaltstäbe zu reduzieren.

Schließlich kommt noch die sehr wichtige Gattung der sogenannten betriebstechnischen Versuche, von denen hier nur drei genannt sind und die vor allem ingenieurmäßiger Natur sind.

Der gegenwärtige Projektstand KNK II sowie die Vernetzung mit den Projekten KNK I und SNR ergibt sich aus Abbildung 8. KNK II hat einen zeitlichen Vorlauf vor dem SNR von 3 1/2 bis 4 Jahren, jeweils bezogen auf Vollastinbetriebnahme. Dies wird ausreichen, um viele der genannten Erfahrungsgebiete auf SNR übertragen zu können. Mit dem Umbau wird im Herbst 1974 begonnen werden; seine Dauer ist mit ca. neun Monaten veranschlagt. Die Detailplanung ist mit der Vorlage zweier Sicherheitsberichte weitgehend beendet. Die Lieferverträge mit INTERATOM, ALKEM und BELGONUCLEAIRE sind abgeschlossen. Auf der Genehmigungsseite existiert eine

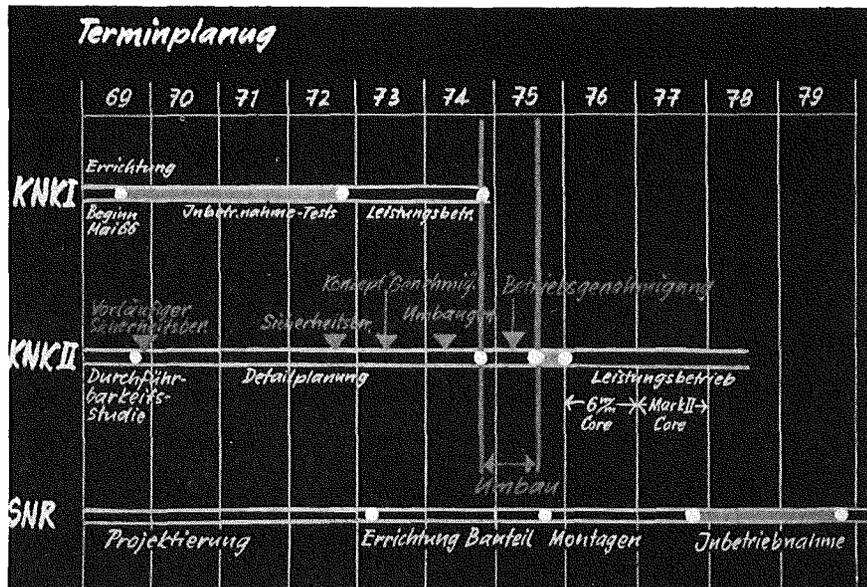


Abb. 8: Terminplanung KNK I - KNK II - SNR

positive RSK-Empfehlung zum Konzept, ebenso ein positives TÜV-Gutachten; die erste Teilgenehmigung für den Umbau erwarten wir in Kürze.

Das Erstcore mit 6 mm Brennstäben ist bei ALKEM und BELGONUCLEAIRE bereits in der Fertigung und wird im Laufe des Jahres 1976 abgebrannt werden. Das Zweitcore beabsichtigen wir mit dickeren sogenannten Mark II-Brennstäben analog dem Folgecore des SNR auszustatten. Es müßte 1977 zur Verfügung stehen. Auch hierfür haben wir Belgien auf Regierungsebene ein Kooperationsangebot übermittelt.

Mit KNK II wird das Zentrum eine Anlage besitzen, an der es tagtäglich die Erfordernisse der Brütertechnologie studieren kann. Nichtzuletzt durch ihr Betriebsverhalten wird KNK II die Hinwendung auf praktische ingenieurmäßige Probleme erzwingen und die Gefahr des Sichverlierens in esotorische Randgebiete verringern. In der angebotenen Kooperation mit der Industrie versteht sich das Zentrum als ein gleichwertiger Partner, der in der Lage ist und auch darauf besteht, wichtige Gebiete der Brüterentwicklung selbständig zu bearbeiten. KNK II wird uns dazu die Möglichkeit eröffnen; wir werden sie nutzen mit dem Selbstverständnis derer, denen das uneingeschränkte Eigentum an der Anlage zukommt.

Zum Schluß, und zum Abschluß des Projekts KNK I, möchte ich aufrichtig danken unseren Kritikern, die uns über die Jahre hinweg auf die potentiellen Probleme der Na-Reaktoren hingewiesen haben und unseren Freunden, die uns bei der Überwindung der realen Schwierigkeiten geholfen haben. Projekte dieser Größenordnung haben naturgemäß beide Gruppierungen. Wir fürchten weder die einen, noch überbewerten wir die anderen. Wir halten beide für notwendig.

STANDORT DER BRENNELEMENTENTWICKLUNG

G. Karsten^{*)}

Der gegenwärtige Stand der Brennelemententwicklung für den SNR 300 befindet sich zwischen Wissenschaft und Technologie. Die darüber hinausgehende wissenschaftliche Weiterentwicklung zielt auf wirtschaftliche Großreaktoren mit noch höheren Ansprüchen an das Brennelement. Hier zeichnet sich als Alternative zu Oxid längerfristig das Karbid ab.

Für den SNR 300 steht als Aufgabe der Eintritt in die technologische Verwirklichung der Konzepte vor uns.

Der gegenwärtige Kenntnisstand stützt sich im wesentlichen auf Bestrahlungserfahrungen aus den Reaktoren BR2, Dounreay und Rapsodie. Die Experimente im schnellen Fluß haben auf denen im thermischen Fluß aufgebaut. In den folgenden Beiträgen wird dieser Wissensstand im Detail dargelegt werden. Dabei werden die Fragen des mechanischen und chemischen Brennstoffverhaltens, der Hüllmaterialeigenschaften und der Brennstabqualifikation und Auslegung behandelt.

Es kann gesagt werden, daß die Betriebsbedingungen des Kernes Mark Ia des SNR 300 durch die Ergebnisse der bisherigen Forschungs- und Entwicklungsarbeiten erfüllbar sind. Die Abb.1 gibt in diesem Zusammenhang Auskunft über die wichtigsten Experimente im schnellen Fluß. Mit dem Erreichen des Abbrandes von 10,3 % und Neutronendosiswerten, die der Strahlenschädigung im SNR 300 äquivalent sind, ist ein erster Schritt zur statistischen Erprobung vollzogen worden.

Dieses Datenmaterial hat aber auch auf die Grenzen hingewiesen, die der Nutzung der gegenwärtigen Materialien für die zukünftige Anwendung in wirtschaftlichen Reaktoren gesetzt sind. Man kann sagen, daß das Leistungspotential des Oxidbrennstabes zwar noch nicht voll ausgeschöpft ist, es ist jedoch nur noch eine begrenzte Steigerung möglich, wenn man an den heutigen Materialien festhält.

^{*)} Dr. Gerhard Karsten, Projekt Schneller Brüter, Gesellschaft für Kernforschung Karlsruhe

Main Fast Flux Experiments

	Pin Number	Burnup%	Clad temp °C max,int	Total Dosis 10 ²² n/cm ²
DFR 350	39	5.5	660	4.3
DFR 304	3	6	670	4.4
DFR 435	8	7-10	640	5-7.2
Rapsodie Monitor	5	7.5	580	5.6
Rapsodie bundles	68	10.3	600	8.0
Mol 7B	18	5 ^x)	720	epither- mal flux

x) still operating with failure

Abb.1

Wichtigste Versuche
im schnellen Fluß

Zu den Hauptproblemen, die für wirtschaftliche Brutreaktoren noch nicht hinreichend gelöst sind, gehören die Hüllmaterialversprödung, das Hüllmaterialschwellen sowie die Innen- und Außenkorrosion der Hüllrohre. Diese Phänomene begrenzen die hohen geforderten Standzeiten von Oxidstäben in großen Brütern.

Wohin nun tendiert die weitere Brennelemententwicklung?

Unmittelbar jetzt schon haben durch den geplanten Einsatz des Mark Ia und darauf des Mark II Kernes in den SNR 300 Wirtschaftlichkeitsfragen zusätzlich zur technologischen Erprobung auf das Entwicklungsprogramm des SNR Brennelementes eingewirkt. Dabei ist ein wesentliches Hauptmerkmal die Vergrößerung des Stabdurchmessers auf 7,6 mm (Abb.2).

In Voraussicht auf die zukünftigen wirtschaftlichen Anforderungen sind natürlich schon frühzeitig auch andere Alternativwege beschritten worden. So wird in den Forschungszentren seit langem an der Entwicklung von ferritischen Hüll- und Strukturmaterialien gearbeitet. Aus dem gleichen Grunde auch wird seit einigen Jahren der karbidische Brennstoff entwickelt. Für die Weiterentwicklung sollen in erster Linie der KNK-II Reaktor, dann aber auch ausländische Reaktoren benutzt werden.

All diese Forschungs- und Entwicklungsarbeiten münden jetzt in das zukünftige Programm ein, dessen gedankliche Grundlage im folgenden kurz beschrieben wird:

Im Hinblick auf die kostenoptimale Strategie hat der Karbidbrennstab das eindeutig größere Potential. Die Horizontale in Abb.3 deutet diejenigen Spezifikationswerte an, die z.Zt. realisierbar sind und die zu äquivalenter Wirtschaftlichkeit führen. Das Bild zeigt außerdem die realisierbaren Betriebsbereiche beider Varianten. Abb.4 stellt diejenigen Spezifikationen dar, die zu gleichen Brennstoffzykluskosten führen.

Wie sich aus der internationalen Gesamterfahrung zeigt, bedeutet die Äquivalenzspezifikation für das Karbid nur eine t e i l w e i s e Ausschöpfung des Leistungspotentials, für das Oxid dagegen eine w e i t g e h e n d e. Auch aus Gründen der betrieblichen Leistungsfähigkeit erscheint Karbid aus folgenden Gründen vorteilhaft:

Das Problem z.B. der Innenkorrosion der Hülle durch den Brennstoff ist geringer, auch sind die Standzeiten der Karbidelemente kürzer als bei Oxidelementen mit dicken Stäben. Dabei entstehen dann durch das Schwellen nur etwa halb so große Volumenzunahmen wie beim Oxidstab, d.h. unter 10%. Die Werte der Äquivalenzspezifikation sind durch Bestrahlungen im internationalen und eigenen Programm bereits überschritten und recht zufriedenstellend belegt worden.

SNR 300 core types (preliminary data)

	Mark Ia	Mark II
Number of subassemblies	205	205
Number of pins	166	127
Pin diameter (mm)	6	7,5
Total neutron flux (n/cm ² sec)	7-8 x 10 ¹⁵	
Wall thickness	0,38	0,5
Spacer	grid	grid (spiral wire)
Clad midwall temperature(max. °C)	620	620
Linear rating (max. W/cm)	355	450
Burnup (nom.max. Mwd/t)	90.000	90.000

Abb.2

Hauptmerkmale der SNR-300 Reaktorkerne

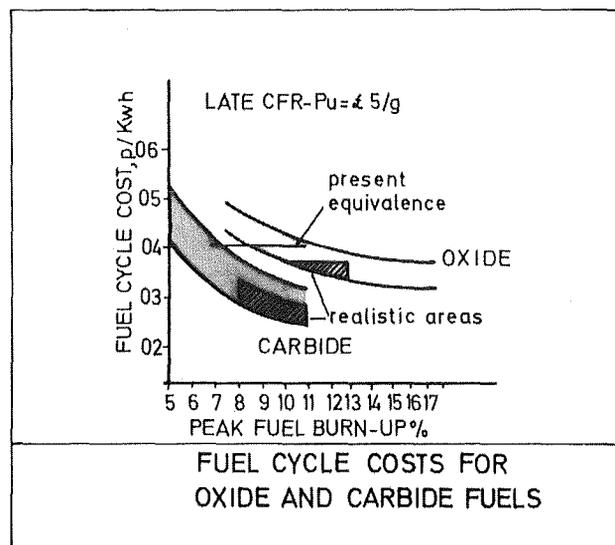


Abb.3

Brennstoffzykluskosten für Oxid- und Karbidbrennstoff in den jeweils realisierbaren Betriebsbereichen der beiden Varianten

	Oxid	Karbid
max. nom. Abbrand (%)	11	7
max. Stableistung (W/cm)	450	650
Tablettendurchmesser (mm)	6.5	6.5
Stabdurchmesser (mm)	7.5	8.5
Schmierdichte (% th.D.)	80	75
Äquivalenzspezifikation		

Abb.4

Spezifikationen von Oxid und Karbid, die zu gleichen Brennstoffzykluskosten führen

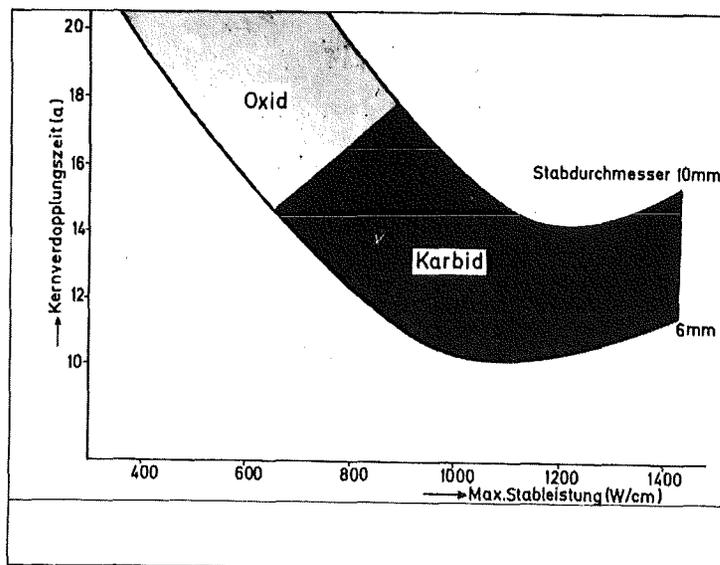


Abb.5

Mit Oxid bzw. Karbid erzielbare Verdopplungszeiten und Stableistungen

Auch im Hinblick auf die Populationsstrategie schneller Brutreaktoren zwingt sich wegen der Verringerung der Verdopplungszeiten (Abb.5) der Gedanke der Wende der zukünftigen Brennelemententwicklung hin zum Karbid auf.

Aus dem insgesamt hier Gesagten ergeben sich dann für die Weiterentwicklung des Brennelementes etwa folgende Leitsätze:

- 1) Das g e g e n w ä r t i g e oxidische Brennelementkonzept für den SNR 300 wird in den zur Verfügung stehenden Testreaktoren technologisch erprobt.
- 2) Das P o t e n t i a l oxidischer Brennstäbe wird durch statistische und materialoptimierende Experimente ausgeschöpft.
- 3) Im Hinblick auf die wirtschaftlichen und strategischen Forderungen an den schnellen Brutreaktor wird die Entwicklung des Karbidbrennelementes als w i c h t i g e A l t e r n a t i v e intensiviert.

Brennstoffeinfluß auf das Verhalten von SNR-300-
Brennstäben bei hohem Abbrand

F. Thümmler ⁺⁾

Je höher der Abbrand und die Leistung eines Brennelementes liegen, umso ausgeprägter sind die Veränderungen, die der Kernbrennstoff dabei erfährt und umso gravierender sind die von diesem auf die Umhüllung wirkenden Einflüsse. Eine gründliche Analyse läßt zahlreiche wichtige Einzelprozesse erkennen, die unter Bestrahlung in einem Oxidbrennstoff ablaufen und denen jeweils charakteristische thermodynamische und kinetische Gesetzmäßigkeiten zugrunde liegen. Es wäre zu unübersichtlich, diese Prozesse hier einzeln aufzulisten und zu erläutern, vielmehr werde ich im folgenden diejenigen Vorgänge herausgreifen, denen eine besondere praktische Bedeutung für das Brennstabverhalten im Sinne einer möglichen Lebensdauerbegrenzung zukommt. Ich beziehe mich hierbei fast nur auf oxidischen Brennstoff, da die gemeinsamen Arbeiten von Mol und Karlsruhe über Hochleistungsbrennstoffe in einem der folgenden Beiträge behandelt werden.

Man kann diese Vorgänge in physikalisch-mechanische und in chemische Prozesse einteilen. Von den erstgenannten möchte ich zunächst die Phänomene der Umverteilung von Leervolumen unter Bestrahlung besprechen. Die ursprünglich gleichmäßig verteilten Sinterporen und der definierte Spalt zwischen Pellet und Hülle unterliegen einer völligen Neuverteilung, wie die Tabelle in Abb. 1 zeigt. Abb. 2 zeigt die Phänomene im Schliffbild, wobei ich eine Aufnahme herausgesucht habe, die die Erscheinungen besonders verdeutlicht.

Neben dem wohlbekanntem Zentralkanal und den vorzugsweise radialen, oft durchgehenden Rissen erfolgt die Ausbildung steiler Porositätsgradienten nahe dem Zentralkanal und der Hülle. Obwohl der größte Teil der Poren in den Zentralkanal gewandert ist bzw. im äußeren und inneren Bereich vorliegt, findet man dazwischen stets noch eine Restporosität von 3 - 8 %. Weiter bilden sich in bestimmten Bereichen ursprünglich nicht vorhandene, grobe Poren durch die Ausheilung von

⁺⁾ Prof. Dr. F. Thümmler, Institutsleiter, Institut für Material- und Festkörperforschung, Kernforschungszentrum Karlsruhe

	Zustand	
	<u>vor Bestrahlung</u>	<u>nach Bestrahlung</u>
Sinterporenspektrum		Zentralkanal radiale und Umfangsrisse steile Porositätsgradienten nahe Zentralkanal und Hülle, dazwischen niederes Porositätsplateau
Spalt Brennstoff / Hülle		neue (grobe) Poren durch Rißausheilung keilförmige Radialrisse } durch Verbreiterung des Spaltes } Strahlungs-Nachsintern Brennstoff / Hülle }
Pellet - Berührungsspalte, Dishings		Verengung des Spaltes durch Schwellen neben radialen auch axiale Umverteilungen

Abb. 1: Hohlraum-Umverteilung in Oxidbrennstoff unter Bestrahlung

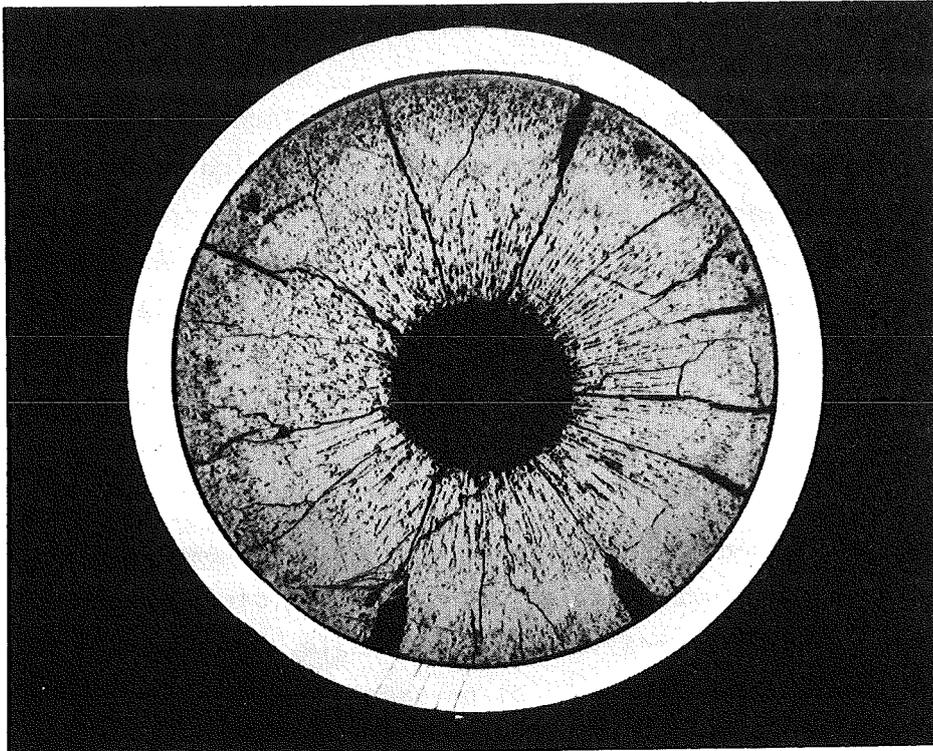


Abb. 2: Brennstabquerschnitt mit ausgeprägter Hohlraumumverteilung (Sinterdichte 88,4 % TD, Abbrand 4,5 %)

Rißvolumen, d.h. durch dessen teilweise Sphäroidisierung. Daneben treten in Hüllnähe kurze, breite Radialrisse auf, die, zusammen mit einer manchmal beobachteten Spaltverbreiterung wenigstens teilweise auf strahlungsbedingtes Nachsintern zurückgeführt werden müssen. Solche Nachsintereffekte haben wir auch im Rahmen von Kriech-Schwell-Untersuchungen beobachtet; mit ihnen muß bei Pellet-Dichten unterhalb ca. 93 % gerechnet werden. Das Erscheinungsbild wird weiter kompliziert, indem diese Verschiebungen nicht nur radial, sondern auch axial auftreten.

Für Untersuchungen solcher Art sowie auch für die Bestimmung der mittleren Porosität abgebrannter Brennstoffe sind die Methoden der quantitativen Gefüge-, d.h. Bildanalyse in teilautomatisierter Form erforderlich, die weiterentwickelt und auf die Fragestellungen beim hochabgebrannten Kernbrennstoff angepaßt werden mußten. In Abb. 3 ist ein als repräsentativ zu betrachtendes radiales Porositätsprofil gezeigt, in dem z.B. die geschilderten Gradienten gut erkennbar sind. Der Rand des Zentralkanals ist hier am linken und der Hüllwerkstoff am rechten Bildrand zu denken.

Insgesamt ergaben die Untersuchungen, daß diese Einflüsse für die BE-Auslegung, d.h. besonders für die thermische Analyse mit der Berechnung von Maximaltemperaturen im Brennstoff, Berücksichtigung finden müssen. Die modelltheoretischen Berechnungen zum Hohlraumverhalten mit Hilfe des SATURN-Programmes, die ich hier nicht erörtern kann, entsprechen den hier gezeigten Realitäten nur teilweise. Die Ergebnisse zeigen Bereiche auf, in denen die Modelltheorie weiterentwickelt werden muß.

An zahlreichen bestrahlten Brennelementen wurde auch die Freisetzung der gasförmigen Spaltprodukte untersucht. Für die Brennelementauslegung haben sich hier zwar keine entscheidenden Gesichtspunkte ergeben, da auf jeden Fall mit hohen Freisetzungsraten gerechnet werden muß. Dennoch ist es wichtig, den jeweils nicht freigesetzten Anteil zu kennen, der stark temperaturabhängig ist, da dieser im

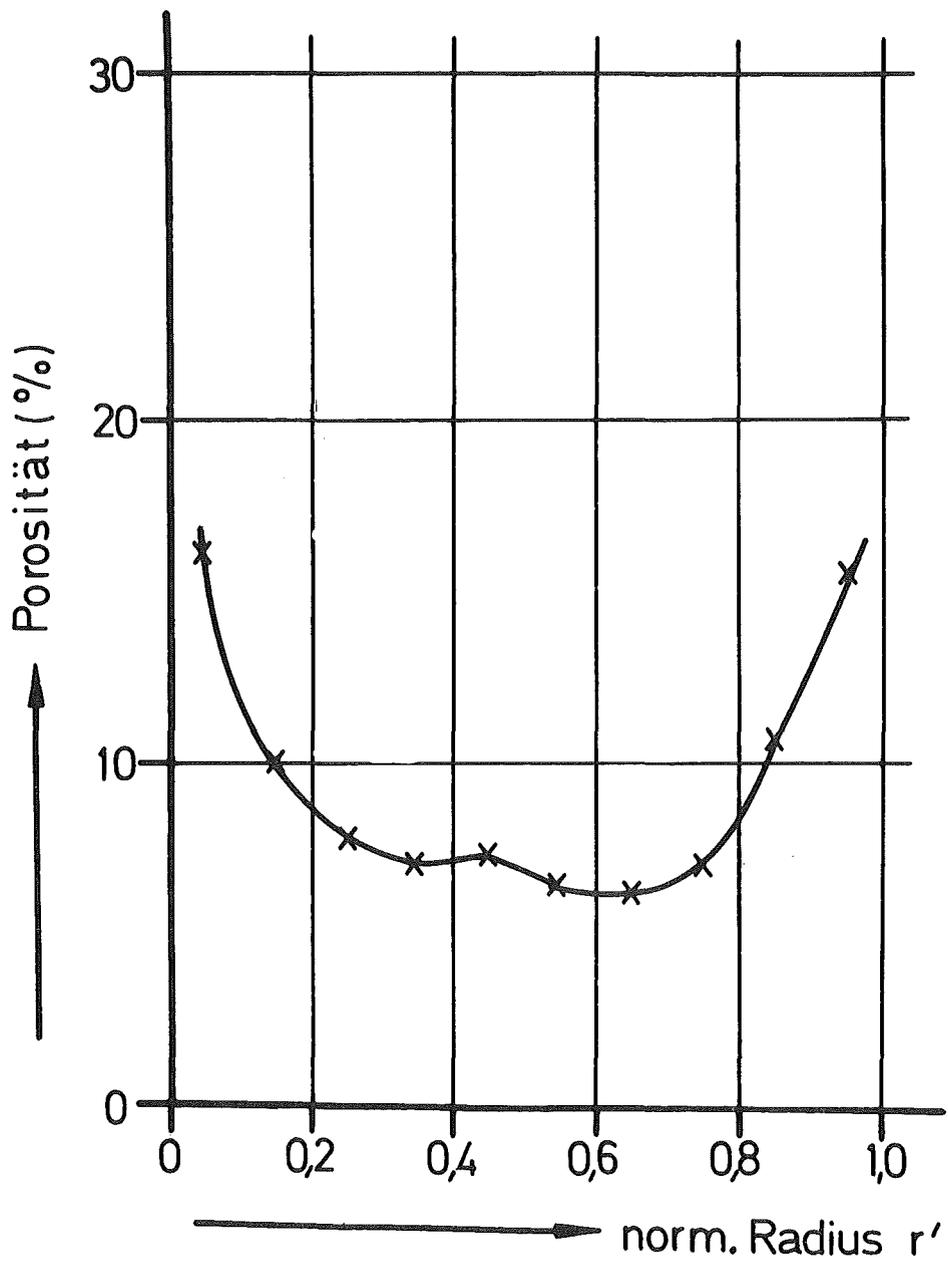


Abb. 3: Repräsentatives Porositätsprofil in bestrahltem Mischoxid-Brennstoff
linker Bildrand: Zentralkanal
rechter " : Hüllrohr

Fälle von Leistungsexkursionen zu starker Brennstoffschwellung führt und somit für Sicherheitsbetrachtungen von großer Bedeutung ist.

Zum Problemkreis des Brennstoff-Schwellens und Kriechens konnten in den letzten 2 - 3 Jahren wichtige Ergebnisse gewonnen oder gesichert werden. Über diese Vorgänge spielt sich ein ganz entscheidender Teil der mechanischen Belastungen des Hüllrohres ab. Das Hauptziel dieser Untersuchungen ist die Ermittlung quantitativer Daten zur Erklärung und vielleicht Vorausberechnung von Hüllrohr-Dehnungen im stationären und instationären Betrieb. Unsere Untersuchungen zum in-pile-Kriechen und Schwellen beziehen sich überwiegend auf Mischoxid in den Reaktoren FR-2, im BR 2 in Mol und im Siloe-Reaktor in Grenoble, mit unterschiedlichen Kapseltypen, Last- und Temperaturbedingungen.

Einige wesentliche Parameterabhängigkeiten sind aus der Abb. 4 ersichtlich: Die Temperaturabhängigkeit (Abszisse) des strahlungsinduzierten Kriechens (Ordinate) bei Temperaturen bis ca. 800°C ist zwar deutlich meßbar, aber dennoch gering und durch ein Temperaturinkrement von ~ 5 kcal/Mol gekennzeichnet. Es handelt sich also näherungsweise um einen athermischen Prozeß, wie wir ihn seit langem vermutet haben. Oberhalb 1000°C dürfte das thermisch aktivierte Kriechen gegenüber dem strahlungsinduzierten Prozeß in den Vordergrund treten. Die in-pile Kriechgeschwindigkeit von Mischoxid liegt bei Temperaturen bis ca. 700°C etwa um den Faktor 20 höher als die des dichten UO_2 , was nicht allein auf die Porosität, sondern vor allem auf die große strahlungsbedingte Plastizität des heterogen vorliegenden PuO_2 zurückzuführen ist. Die Porositätsabhängigkeit der Kriechrate ist beim Mischoxid sehr gering, da die Plastizität der PuO_2 -Partikel in dem UO_2 -Skelett einen nur geringen Kriechwiderstand mit sich bringt und diese somit selbst eine Art "effektiver" Porosität darstellen. Dies alles wirkt sich günstig auf die Hüllrohrbelastung im stationären Betriebs-Zustand aus und bringt mit sich, daß der stationäre Schwellendruck eines Mischoxidbrennstoffes unter SNR-Bedingungen in einer Größenordnung liegt (bis ca. 10 atm), die zu keiner wesentlichen Hüllrohraufweitung führen kann.

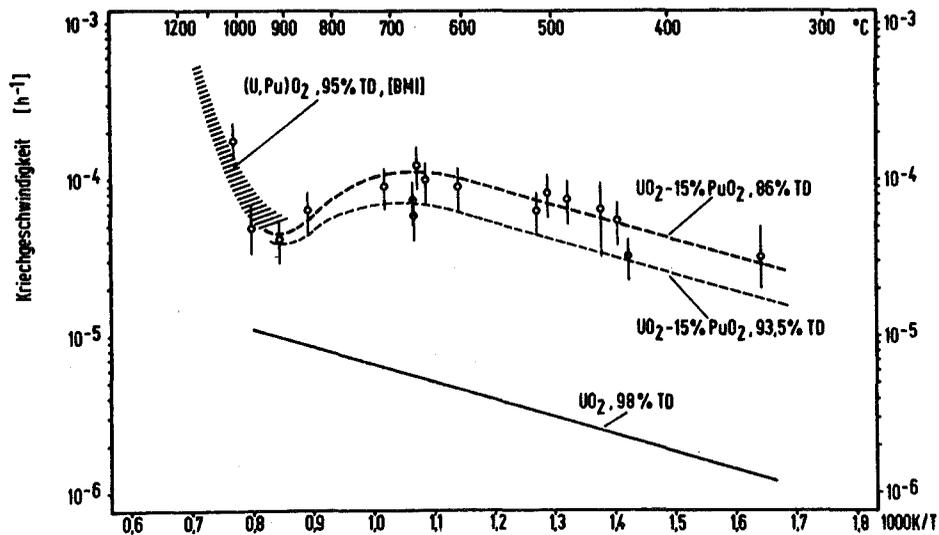


Abb. 4: Stationäre Kriechgeschwindigkeit in UO_2 - PuO_2 und UO_2 unter Bestrahlung über der reziproken Temperatur

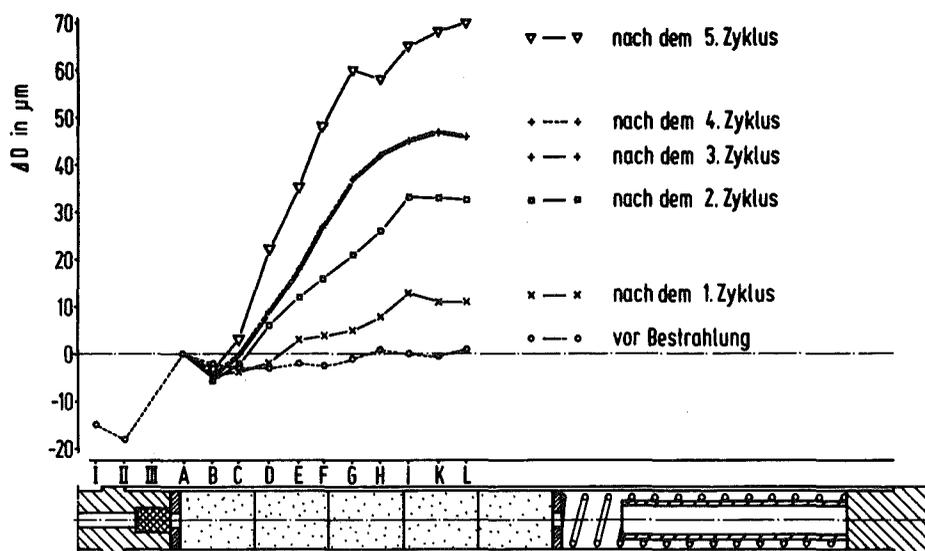


Abb. 5: Durchmesseränderung entlang eines kurzen UO_2 - PuO_2 -Brennstabes nach Teillastzyklen

Leider gilt dies nicht für instationäre Betriebsbedingungen. Sowohl Nachbestrahlungsergebnisse als auch erste gezielte Leistungs- und Temperaturzyklierversuche an kurzen Mischoxid-Brennstäben im FR-2-Helium-Loop zeigen, daß meßbare Hüllaufweitungen auftreten. In Abb. 5 sehen Sie die an einem Brennstab-Prüfling gemessenen, ortsabhängigen radialen Hülldehnungen nach verschiedenen zyklischen Behandlungen, wobei die untere Kurve als Referenzkurve zu betrachten ist. Je häufiger die Zyklisierung, umso größer sind die Aufweitungen, aber keineswegs jede Art von Zyklisierung ergibt Hüllrohrdehnungen.

Diesen Verformungen liegen nachweisbar irreversible Rißbildungs- und Ausheilungsprozesse im Brennstoff zugrunde, was bedeutet, daß sich einmal entstandene Risse nicht vollständig wieder schließen. Hierbei ändert sich das de-facto-Volumen und auch das Temperaturprofil und dadurch die thermische Ausdehnung des Brennstoffes bei Leistungserhöhung. Dies ergibt zeit- und ortsabhängige Druckbelastungen der Hülle, die weit höher sind als der stationäre Schwellendruck. Auch lokale Spaltproduktablagerungen (Cs) können anscheinend noch zusätzlich hierzu beitragen. Es besteht kein Zweifel, daß diese Belastungen besonders für eine stark strahlenversprödete Hülle als gefährlich anzusehen sind und als möglicher Versagenmechanismus betrachtet werden müssen. Wir widmen deshalb solchen instationären Versuchen seit etwa 1 1/2 Jahren besondere Aufmerksamkeit und werden dieses Gebiet auch weiter verfolgen.

Die chemischen Aspekte des Brennstoff-Verhaltens beziehen sich vor allem auf Entmischungserscheinungen des Pu und O im steilen Temperaturgradienten, auf den Zustand und das Verhalten der Spaltprodukte und die dadurch auftretenden Fragen der Verträglichkeit Brennstoff-Hülle. Auf beiden Gebieten hat sich der Einsatz der Elektronenstrahl-Mikrosonde als sehr wertvoll erwiesen, sowohl für die Untersuchung hoch abgebrannter Brennelemente als auch bei sog. Abbrand-Simulationsuntersuchungen. Wir sind seit längerer Zeit in der Lage, die radialen Pu- und U-Verteilungen, die ortsabhängige Konzentration vieler Spaltprodukte, die Zusammensetzung ausgeschiedener Spaltpro-

duktphasen, die Reaktionsprodukte zwischen Brennstoff und Hülle (leider bislang noch ohne Messung des Sauerstoffes) und - worauf ich besonders hinweisen möchte - die chemischen Besonderheiten in defekten Brennstäben quantitativ zu erfassen. So sind gemäß der nächsten Abbildung an unbeschädigten Stäben Pu-Anreicherungen, ausgehend von 20 %, bis 28 % in Zentralkanalnähe, feststellbar (oberes Teilbild), an einem defekten Stab an der Bruchstelle bis 42 % PuO_2 . Diese Erscheinungen beruhen auf selektiven Verdampfungs-Kondensationseffekten, auf selektiver Thermodiffusion und auf bevorzugter Na-Uran-Reaktion im Falle des defekten Stabes. Die im Bild gezeigte Pu-Anreicherung führt zu einer Zentraltemperaturerhöhung von etwa 100°C und somit zu einer zusätzlichen und unerwünschten Begrenzung der Stableistung. Der gezeigte Effekt gilt für einen fast stöchiometrischen Brennstoff. Glücklicherweise wurden bei $O/M = 1,965$ kaum noch Anreicherungen gefunden, so daß dieses Teilproblem lösbar erscheint.

Auf dem so wichtigen Verträglichkeitsgebiet haben wir zahlreiche Bestrahlungsnachuntersuchungen sowie daneben ein umfangreiches out-of-pile-Programm mit vielen Einzelspaltprodukten und sog. simulierten Abbrandsystemen durchgeführt, wodurch nun ein fast geschlossenes Bild über die Beeinflussung der Verträglichkeit durch alle wichtigen Spaltprodukte bis zu hohen Abbränden vorliegt. Es ist zunächst zu bemerken, daß in einem Mischoxid-Stahl-Brennelement mit O/M -Verhältnis $\leq 2,00$ ohne Spaltprodukte überhaupt kein Verträglichkeitsproblem existiert. Abb. 7 zeigt eine Gegenüberstellung der untersuchten und der als gefährlich anzusehenden Spaltprodukte im Brennstab. Wir können heute das Verhalten eines jeden wichtigen Spaltproduktes in Bezug auf Brennstoff und Stahlhülle angeben. Man erkennt, daß in Bezug auf die Hülle nur Cs, Jod und Te von Bedeutung sind, wobei das Cs als besonders gefährlich zu betrachten ist. Da die Reaktionsprodukte vor allem Cs-Chromate, also sauerstoffhaltig sind, finden die Reaktionen im unterstöchiometrischen Brennstoff nicht statt. Die Sauerstoffmischung, zusammen mit der Anhebung des O/M unter Bestrahlung, führt jedoch auch bei einem Anfangs- O/M von z.B. 1,97 im Laufe

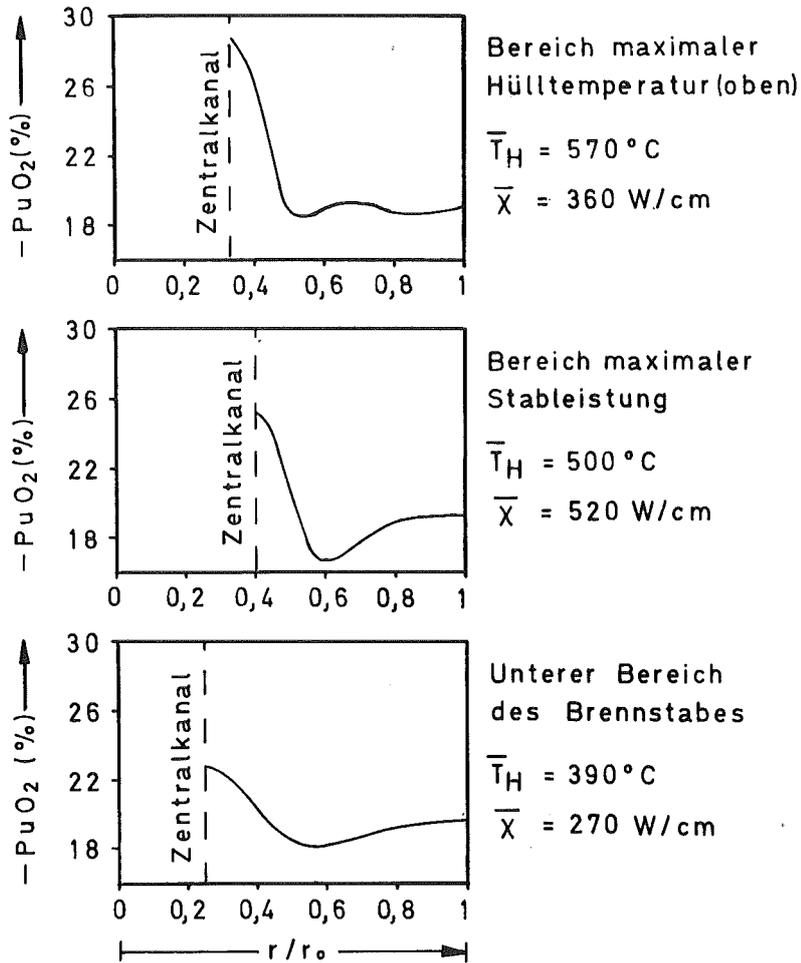


Abb. 6: Radiale Pu-Verteilung in verschiedenen Schnittebenen der Brennstoffzone $U_{0,8}Pu_{0,2}O_{1,98}$ (Mol 7 A)

untersuchte Spaltprodukte bzw. Spaltproduktverbindungen	als gefährlich anzusehende Spaltprodukte (Abbrand \approx 20 At%)
Cs , Rb J , Br Te , Se Ru , Rh , Pd Sb , Sn , In , Cd BaO , SrO ZrO ₂ CeO ₂ , Nd ₂ O ₃ Mo , MoO ₃	Cs <u>Reaktionen</u> bei O/M > 2,00 <u>Bildung</u> von Cs-Chromaten; Zerfall des Austenites in Ferrit und Ni-Martensit <u>Hüllangriff</u> bevorzugt entlang der Korngrenzen Tiefe 120 μ m bei 700°C
	J <u>Reaktionen</u> bei O/M \approx 2,00 ; stärkere bei O/M > 2,00 <u>Bildung</u> von Cr-Jodiden (Ferrit Martensit) <u>Hüllangriff</u> bevorzugt entlang der Korngrenzen teilweise Lochfraß
	Te <u>Reaktionen</u> wenig vom O/M-Verhältnis abhängig <u>Bildung</u> von Cr-Telluriden , Ni - Telluriden <u>Hüllangriff</u> bei T < 700°C flächenhaft bei T > 700°C Korngrenzenreaktionen

Abb. 7: Spaltprodukte, die im Brüterbrennstab die Verträglichkeit Brennstoff-Hülle beeinträchtigen

des Abbrandes zu genügendem Sauerstoffangebot und somit zu starkem Angriff. Arbeiten in Mol und in Karlsruhe lassen erkennen, daß eine wirtschaftliche Herstellung von Brennstoff mit sehr niedrigem O/M von z.B. 1,93 kaum realisierbar erscheint. Aus diesen und anderen Gründen wird das Verträglichkeitsproblem durch die Verwendung von unterstöchiometrischem Brennstoff nur zum Teil entschärft. Jod und Te sind in ihrem Reaktionsverhalten wenig abhängig vom Sauerstoffpotential. Da sie aber bevorzugt mit dem Cs reagieren, ist ihr Angriff auf die Hülle nur bedeutend, wenn nicht genügend Cs anwesend ist. Ein solcher Fall ist denkbar bei stärkerem axialem Cs-Transport, den wir an bestrahlten Proben ebenfalls beobachtet haben. Alle anderen Spaltprodukte sind für das Verträglichkeitsproblem unbedeutend.

Der Innenangriff der Hülle erfolgt sowohl flächenhaft als auch über Korngrenzen. Dies ist in Abb. 8 erkennbar. In-pile wird zunächst der KG-Angriff bevorzugt, out-of-pile der Flächenangriff. Bei hohen Abbrandzuständen gleicht sich das Verhalten an. Die Reaktionen scheinen kaum strahleninduziert bzw. beschleunigt zu sein; sie zeigen hingegen eine starke Temperaturabhängigkeit. Bei Hülltemperaturen $< 500^{\circ}\text{C}$ (Abb. 9) wird in-pile kein Angriff gefunden, bei $\sim 700^{\circ}\text{C}$ gibt es Angriffstiefen bis $150\ \mu\text{m}$. Bei Bestrahlungsversuchen des CEN Mol mit zugesetztem Cs und Te wurden sogar Angriffstiefen um $200\ \mu\text{m}$, ebenfalls bei 700°C , beobachtet. Glücklicherweise führt sowohl die Temperatur - als auch die Zeit -, d.h. die Abbrandabhängigkeit des Angriffs, zu einer Art Sättigung und der die Reaktion bestimmende Zeitexponent sinkt, so daß die weitere Zunahme bei höchsten Abbränden nur noch gering sein dürfte. Trotz dieses letztgenannten, günstigen Aspektes kann eine abschließende Einschätzung dieser Reaktionen heute noch nicht erfolgen. Es sei noch erwähnt, daß prinzipiell die Möglichkeit des Einsatzes von Gettermaterialien wie Nb und Zr besteht, die die Reaktionen fast vollständig unterdrücken. Solche Getter könnten entweder lokal, d.h. an besonders gefährdeten Stellen, als auch in Form einer Hüllrohr-Innenschicht in Betracht gezogen werden, wobei der lokale Getter derzeit als günstiger erscheint.

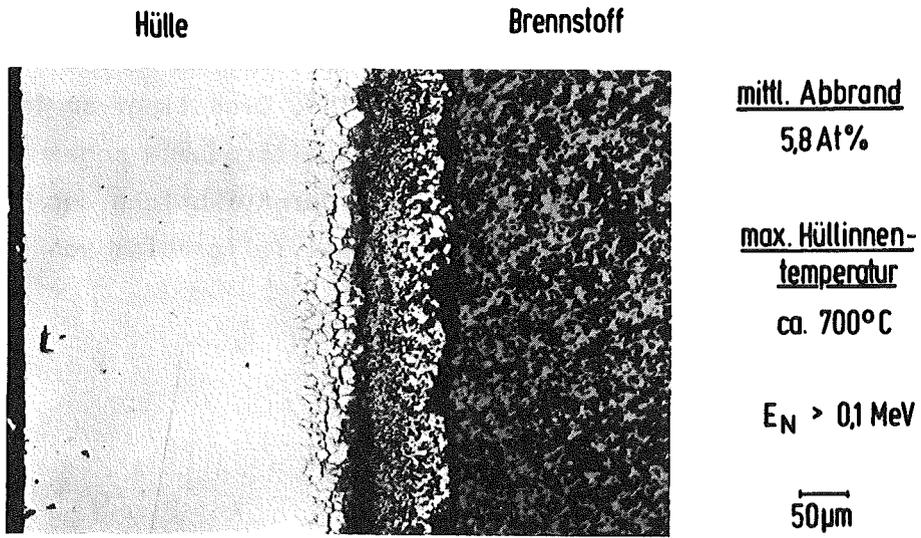


Abb. 8: Typische Hüllangriffszone in einem Oxidbrennstab

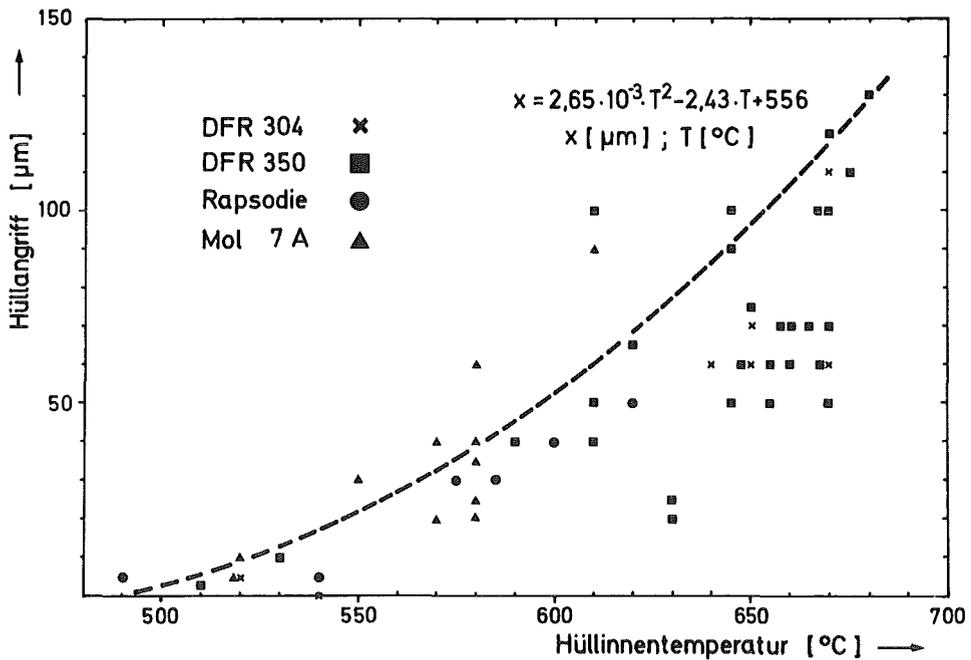


Abb. 9: Hüllangriffstiefen (x) bei in Karlsruhe untersuchten bestrahlten Brennstäben

Zum Schluß möchte ich erwähnen, daß nach unseren Untersuchungen der Spaltprodukteinfluß auf die Verträglichkeit zwischen Karbidbrennstoff und Stahlhülle praktisch Null ist. Dies liegt am fehlenden Sauerstoffpotential. Hier wirken die Spaltprodukte sogar günstig, nämlich im Sinne einer Verringerung der Aufkohlung der Hülle. Beim Karbidbrennstoff löst sich somit dieses Teilproblem von selbst.

Stand der Arbeiten für die Auswahl von Hüllmaterialien für den SNR 300

H. Böhm ⁺⁾

Die Brennstabhüllen sind zweifellos die am stärksten beanspruchten Teile im Core eines schnellen Reaktors. Mechanische Belastungen u.a. durch Spaltgasdruck und Brennstoffschwellen, chemischer Angriff durch das Kühlmittel und die Spaltprodukte und nicht zuletzt die starke Neutronenstrahlung (mit Fluenzen $>10^{23}$ n/cm²) mit den durch sie hervorgerufenen Änderungen der Werkstoffeigenschaften kennzeichnen die Komplexität der Beanspruchung. Hierbei kommt erschwerend hinzu, daß auf Grund der von etwa 400-700 °C reichenden Hülltemperaturen und der starken Temperaturabhängigkeit des Bestrahlungseinflusses verschiedene Arten von Strahlenschäden über die Länge eines Hüllrohrs auftreten.

In Bild 1 sind die das Verhalten der Brennstabhüllen bestimmenden Vorgänge nochmals aufgeführt. Neben der mechanischen Beanspruchung sind dies der chemische Angriff bei höheren Temperaturen durch das flüssige Natrium und die Spaltprodukte sowie die durch die Bestrahlung hervorgerufenen Vorgänge wie Hochtemperaturversprödung, Porenbildung, bestrahlungsinduziertes Kriechen und Bestrahlungsverfestigung.

Ein für die Brennstabhüllen geeigneter Werkstoff ist daher nicht durch eine ganz bestimmte hervorragende - Eigenschaft gekennzeichnet, er zeichnet sich vielmehr durch die günstigste Kombination der verschiedenen geforderten Eigenschaften aus. Die Kriterien für die Vorauswahl waren, als vor etwa 10 Jahren systematische Untersuchungen in größerem Umfang begannen, in aller Welt gleich. Es waren dies die Forderungen nach hoher Warmfestigkeit, niedriger Neutronenabsorption und ausreichender Korrosionsbeständigkeit gegen Natrium. Die anderen, heute so bedeutsamen Kriterien wie die durch He-Bildung infolge (n,α)-Reaktionen hervorgerufene Hochtemperaturversprödung, die auf Kondensation von Leerstellen zurückzuführende Porenbildung und das bestrahlungsinduzierte Kriechen waren damals unbekannt. Über den Einfluß der Werkstoffparameter auf das Auftreten und den Einfluß der letztgenannten Phänomene wissen wir erst seit kurzer Zeit genügend, um diese komplizierten Zusammenhänge für die Werkstoffauswahl und -entwicklung heranziehen zu können.

⁺⁾ Prof. Dr. H. Böhm, Institutsleiter, Institut für Material- und Festkörperforschung, Kernforschungszentrum Karlsruhe

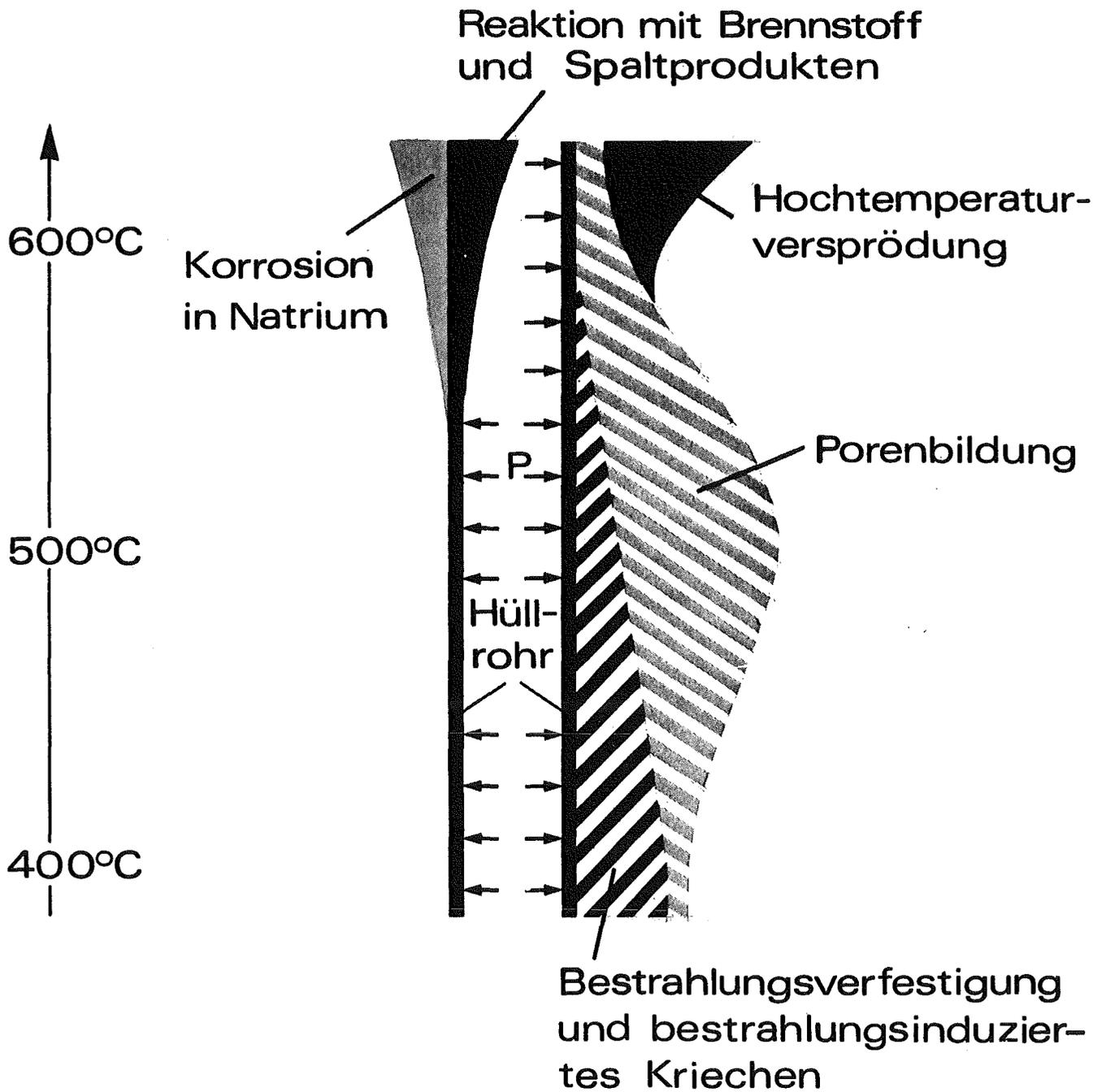


Bild 1: Am Brennstabhüllrohr auftretende Beanspruchungen und Vorgänge.

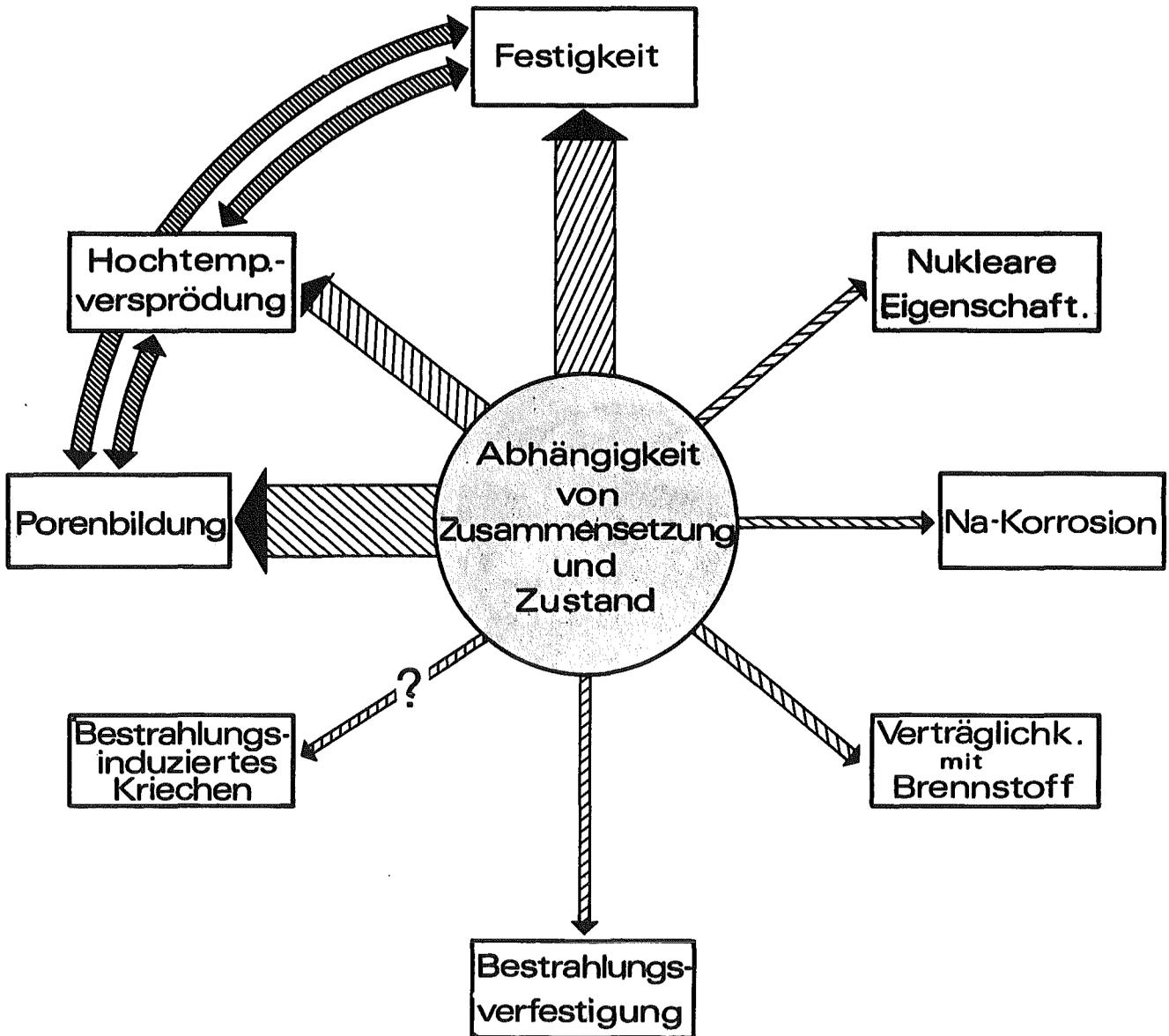


Bild 2 : Schematische Darstellung der Abhängigkeit der verschiedenen Eigenschaften bzw. Eigenschaftsänderungen von Werkstoffzusammensetzung und Werkstoffzustand.

In Bild 2 ist für die große Gruppe der austenitischen Stähle, die der Forderung nach optimaler Kombination der Eigenschaften z.Zt. am besten nachkommen und daher auch für alle schnellen Reaktoren als Hüllmaterial vorgesehen sind, angegeben, welche der wichtigen Eigenschaften bzw. Eigenschaftsänderungen durch die Zusammensetzung und die Vorbehandlung beeinflußt werden. Neben der Festigkeit sind dies insbesondere die Porenbildung und die Hochtemperaturversprödung, während die Bestrahlungsverfestigung und das bestrahlungsinduzierte Kriechen, aber auch die Na-Korrosion und die Verträglichkeit in weit geringerem Maße von den Stahlparametern abhängig sind. Das bedeutet, daß für einen als Hüllwerkstoff geeigneten austenitischen Stahl eine Kombination von hoher Warmfestigkeit, möglichst hoher Nachbestrahlungsduktilität und möglichst niedriger Schwellrate gefordert werden muß.

Unsere Vorauswahl für Hüllwerkstoffe führte unter Berücksichtigung der Auswahlkriterien zur Gruppe der Nb- bzw. Ti-stabilisierten austenitischen Stähle mit den Werkstoffen 1.4970, 1.4981 und 1.4988, deren charakteristische Unterschiede in ihrer Zusammensetzung aus Bild 3 zu entnehmen sind. Gegenüber den in USA, England und Frankreich z.Zt. bevorzugten unstabilisierten Stähle vom Typ 316 zeichnen sie sich u.a. durch eine höhere Zeitstandfestigkeit insbesondere bei Temperaturen oberhalb 650 °C aus.

Lassen Sie mich Ihnen den Stand der Hüllmaterial-Auswahl für den SNR 300 nun an Hand einer Betrachtung der wichtigsten Eigenschaften schildern. Die umfangreichen Ergebnisse ausländischer und eigener Untersuchungen über das Schwellverhalten austenitischer Stähle bei hohen Neutronenfluenzen haben uns sowohl Aussagen über die Temperatur- und Dosisabhängigkeit des Schwellens geliefert als auch wichtige Hinweise auf die Abhängigkeit der Porenbildung von Werkstoffzusammensetzung und -zustand gegeben. Nach dem derzeitigen Kenntnisstand sollten von seiten der Stahlzusammensetzung die Porenbildung vermindern:

1. Ein Zusatz mischkristallbildender Elemente mit möglichst großer Atomdifferenz und
2. eine Reduzierung der Menge an $M_{23}C_6$ -Ausscheidungen, sei es durch Erniedrigung des C-Gehaltes (wie im Falle des 316 L) oder durch Stabilisierung.

Chemische Zusammensetzung									
Werkstoff	C	Cr	Ni	Mo	V	Nb	Ti	N ₂	B ppm
1.4970	0,10	15	15	1,2	—	—	0,4	<0,015	40-60
1.4981	0,06	16	16	1,8	—	0,7	—	<0,015	≤ 15
1.4988	0,06	16	13	1,3	0,7	0,7	—	0,08	≤ 15
AISI 316	0,03	18	13	2,3	—	—	—	—	≤ 5
AISI M316	0,05	17	13,5	2,0	—	—	—	—	—

Bild 3 : Chemische Zusammensetzung verschiedener als Hüllwerkstoffe vorgesehener austenitischer Stähle.

Die von uns vorgesehenen Stähle erfüllen diese beiden Forderungen bereits weitgehend, die erste durch den Mo-Gehalt, die zweite durch die Ti- bzw. Nb-Stabilisierung.

Neben der Zusammensetzung beeinflußt sehr stark auch der Werkstoffzustand die Schwellrate. Hier ist es insbesondere die Kaltverformung, die, wie Bild 4 zeigt, sowohl den maximalen Schwellbetrag erniedrigt als auch die Temperaturabhängigkeit der Schwellrate positiv verändert. Bild 4 gibt die Volumenzunahme des Hüllwerkstoffs über die Brennstablänge für zwei Stäbe mit unterschiedlichen Stählen und Vorbehandlungszuständen nach einem Abbrand von $\approx 10\%$ wieder, was der angegebenen Neutronendosis entspricht. Die niedrige Schwellrate des 15% kaltverformten Rohres aus 1.4970 ist sowohl auf die Kaltverformung als auch auf die unterschiedliche Zusammensetzung der beiden Stähle zurückzuführen.

Auf Grund unserer Bestrahlungsversuche in Reaktoren und Beschleunigern haben wir einen guten Überblick über die Temperatur- und Dosisabhängigkeit unserer Stähle für den Temperaturbereich bis etwa $600\text{ }^{\circ}\text{C}$. Das beste Verhalten zeigt dabei auch im Vergleich zum 20% kaltverformten AISI 316 der Stahl 1.4970 im obigen Zustand. Das Schwellverhalten bei Temperaturen dicht oberhalb $600\text{ }^{\circ}\text{C}$, dessen Mechanismus von dem bei tieferer Temperatur abweicht, bedarf noch einer genaueren Untersuchung. Die Ergebnisse deuten daraufhin, daß ein Schwellen hier erst bei Neutronendosen $\geq 5 \times 10^{22}\text{ n/cm}^2$ einsetzt, dann aber vermutlich mit einer stärkeren Dosis- und Temperaturabhängigkeit. Hierbei ist darauf hinzuweisen, daß die maximale Neutronendosis am heißen Ende der Brennstäbe erheblich niedriger liegt als in der Stabmitte.

Die überragende Wirkung der Kaltverformung auf die Porenbildung der Stähle im mittleren Temperaturbereich hat dazu geführt, daß austenitische Stähle vorwiegend nur im kaltverformten Zustand als Hüllrohr oder Brennelementkasten in Betracht gezogen werden.

Wie wirkt sich diese vom Schwellverhalten her abgeleitete Forderung nun auf die anderen stark werkstoffabhängigen Eigenschaften des Hüllrohres aus und ist der Einsatz kaltverformter Stähle unter Berücksichtigung der anderen Eigenschaften vertretbar?

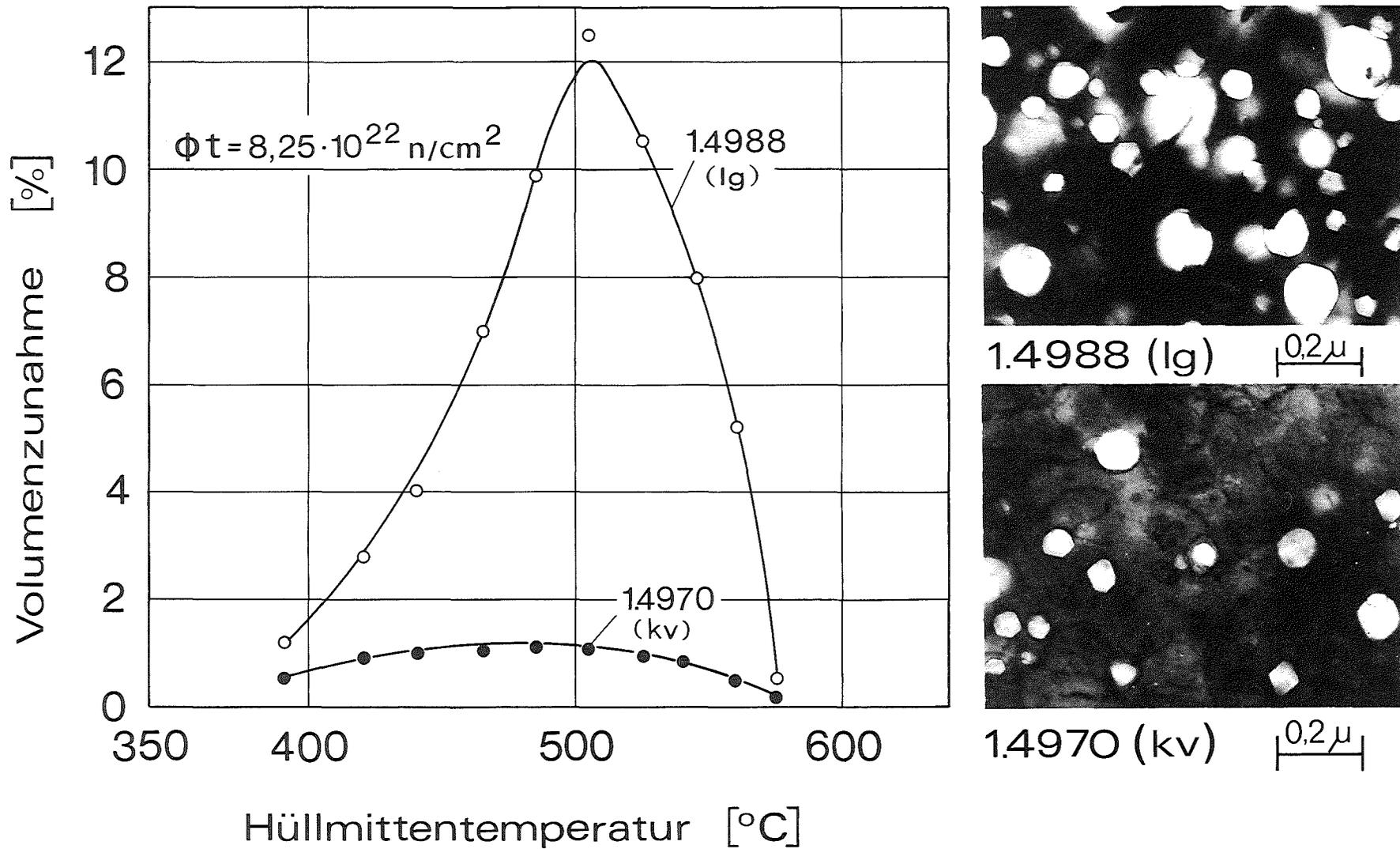


Bild 4: Volumenzunahme der Stähle 1.4988 (lösungsgeglüht) und 1.4970 (kaltverformt) nach Neutronenbestrahlung in Abhängigkeit von der Temperatur.

Die Warmfestigkeit, dh. das Kriechverhalten im Temperaturbereich 550-700 °C wird, wie unsere Untersuchungen zeigten, durch eine Kaltverformung, wenn sie 20% nicht überschreitet, verbessert, dh. die Kaltverformung beeinflusst Porenbildung und Warmfestigkeit in gleicher Weise positiv.

Bei Temperaturen unterhalb 550 °C ist die Kurzzeitfestigkeit für das mechanische Verhalten maßgebend. Sie wird weitgehend durch die Bestrahlungsverfestigung festgelegt, die dazu führt, daß bei Neutronenfluenzen $>3 \times 10^{22} \text{ n/cm}^2$ Streckgrenze und Duktilität der Stähle von der Zusammensetzung und der Vorbehandlung praktisch unabhängig sind und allein durch die Höhe der Bestrahlungstemperatur bestimmt werden. Bild 5, in dem der Zusammenhang zwischen Streckgrenze und Gleichmaßdehnung bestrahlter Stähle wiedergegeben ist, zeigt das quantitativ gleiche Verhalten aller bisher untersuchten austenitischen Stähle. Bezüglich der Festigkeitseigenschaften bei Temperaturen $<550 \text{ °C}$ gibt es daher keine Präferenz für eine bestimmte Stahlzusammensetzung bzw. Vorbehandlung.

Dies gilt nach den bisher bekannten Ergebnissen auch für das unterhalb etwa 550 °C auftretende bestrahlungsinduzierte Kriechen der Werkstoffe, das für das Brennelement-Verhalten von großer Bedeutung ist. Die von uns in den letzten Jahren im BR 2 durchgeführten "in pile-Kriechversuche" an Stählen bestätigen, daß die Geschwindigkeit des bestrahlungsinduzierten Kriechens der Spannung proportional ist und keine starke Temperaturabhängigkeit aufweist. Insbesondere aber zeigen sie in Verbindung mit Ergebnissen ausländischer Untersuchungen, daß keine nennenswerte Abhängigkeit von den Werkstoffparametern vorliegt, eine Aussage, die für die Stahlauswahl sehr wichtig ist. Bild 6, in dem die auf eine bestimmte Defekterzeugungsrate normierten Kriechgeschwindigkeiten für verschiedene Stähle in Abhängigkeit von der Spannung aufgetragen sind, zeigt dies deutlich.

Somit sind auch vom Standpunkt des bestrahlungsinduzierten Kriechens gegen den Einsatz von Hüllrohren im kaltverformten Zustand keine Einwände zu erheben.

Dies ist anders, wenn wir die Hochtemperaturversprödung betrachten, dh. die als Folge der He-Bildung auftretende drastische Reduzierung der Duktilität bei Temperaturen oberhalb 600 °C. In diesem Temperaturbereich ist die Nachbestrahlungsduktilität stark von der Werkstoffvorbehandlung abhängig, wobei

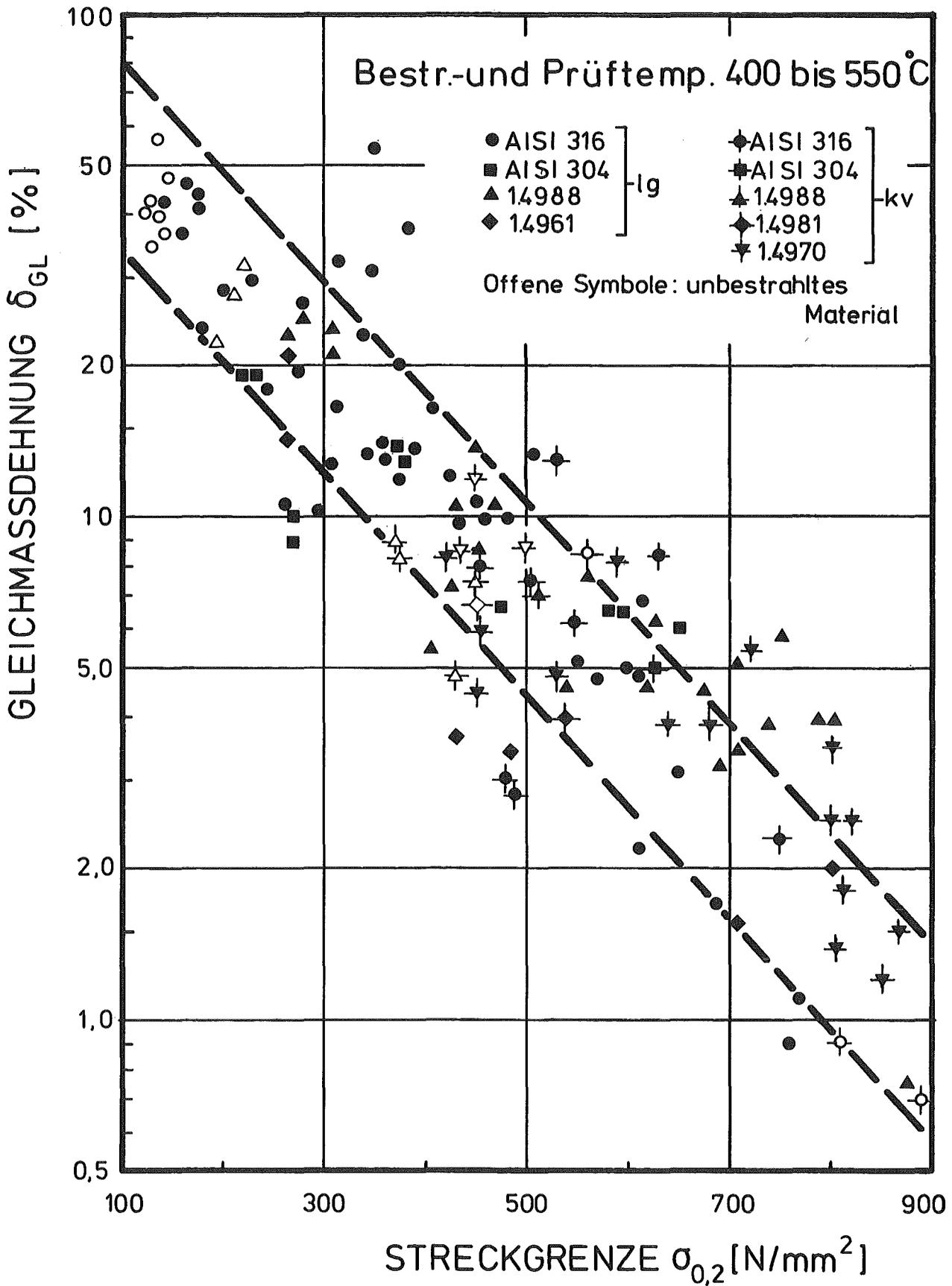


Bild 5: Zusammenhang zwischen Gleichmaßdehnung und Streckgrenze bestrahlter und unbestrahlter austenitischer Stähle.

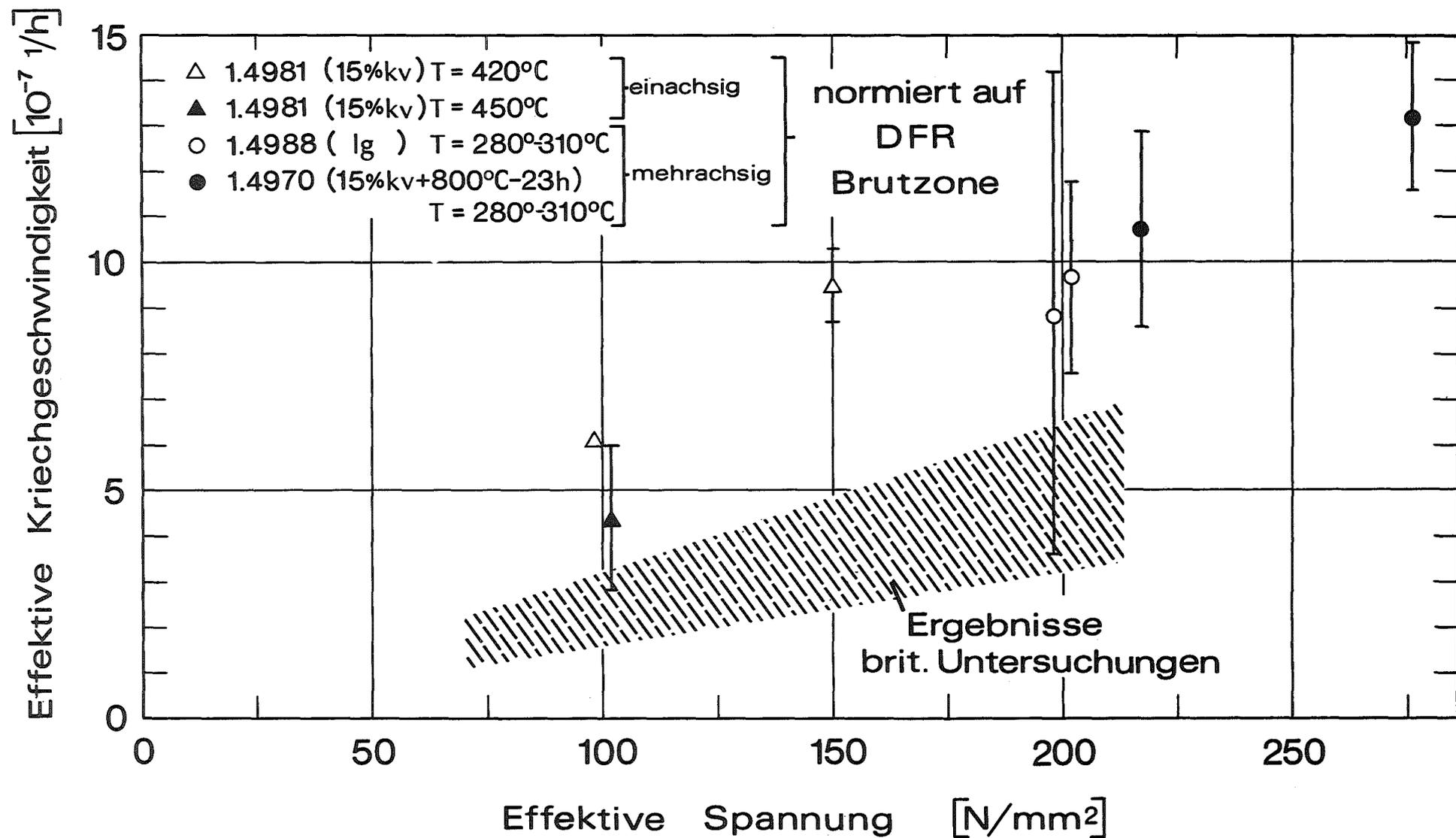


Bild 6: Geschwindigkeit des bestrahlungsinduzierten Kriechens in Abhängigkeit von der Spannung für verschiedene Stähle.

der kaltverformte Zustand als ungünstig angesehen werden muß. Die von uns sehr frühzeitig begonnenen systematischen Untersuchungen über den Einfluß mechanisch-thermischer Vorbehandlungen auf die Hochtemperaturversprödung geben uns einen guten Überblick über die Abhängigkeit der Nachbestrahlungsduktilität vom Werkstoffzustand. In Bild 7 ist die Zeitstandbruchdehnung in Abhängigkeit von der 1000 Stunden Zeitstandfestigkeit bei 650 °C für die Stähle 1.4988 und 1.4970 nach einer Bestrahlung mit 10^{22} n/cm² im BR 2 entsprechend einem He-Gehalt von mehreren 10 ppm aufgetragen. Den unterschiedlichen Festigkeiten entsprechen verschiedene Vorbehandlungen. Das Bild zeigt, daß die Nachbestrahlungsduktilität mit steigender Festigkeit stark erniedrigt wird und damit bei Stählen im lösungsgeglüht-kaltverformten Zustand sehr niedrige Werte annimmt. Uns stellte und stellt sich daher die Aufgabe, die Duktilität eines kaltverformten Stahles durch geeignete Behandlungen zu erhöhen. Unsere Ergebnisse zeigten, daß eine bestimmte Auslagerung des Stahls vor der Kaltverformung eine deutliche Erhöhung der Bruchdehnung nach Bestrahlung bewirkt, ohne daß das Schwellverhalten ungünstig beeinflusst wird. Dieser Werkstoffzustand weist damit die bisher beste Kombination von Kriechfestigkeit, Hochtemperaturduktilität und Schwellverhalten auf.

Das Bild zeigt zugleich, daß die Hochtemperaturversprödung im Gegensatz zur Bestrahlungsverfestigung nicht zu einer Nivellierung der Eigenschaften der verschiedenen Stähle führt. Wie man sieht, hat der Stahl 1.4970 eine bessere Kombination von Festigkeit und Nachbestrahlungsduktilität als die Stähle 1.4988 und 1.4981 und AISI 316.

Unter Berücksichtigung der genannten Kriterien und Eigenschaften kann man den Stahl 1.4970 im genannten Vorbehandlungszustand als den für die Brennstabhüllen derzeit am besten geeigneten Werkstoff ansehen.

Auch wenn, wie zu Beginn ausgeführt, die Korrosion im Natrium und die Verträglichkeit mit dem Brennstoff weit weniger von den Stahlparametern abhängig sind, sind sie für das Brennstabverhalten doch von entscheidender Bedeutung. Die eingehende Untersuchung dieser Vorgänge und die quantitative Erfassung der Schädigung war deshalb eine weitere Aufgabe unseres Programms der vergangenen Jahre.

Professor Thümmeler hat die wichtige Frage des chemischen Angriffs der Hülle durch Spaltprodukte bereits ausführlich behandelt. Ergänzt sei hier nur, daß

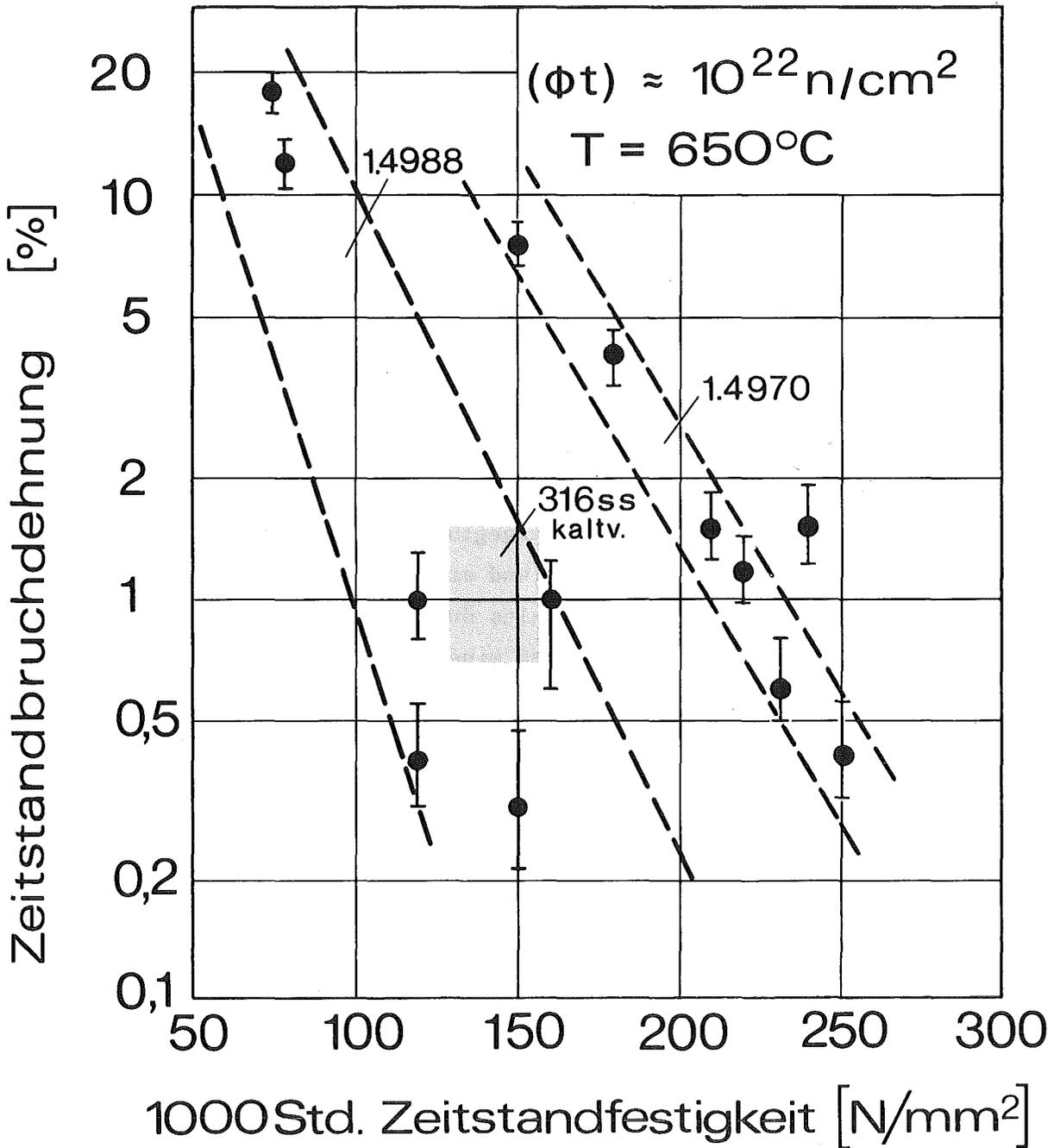


Bild 7: Zeitstandbruchdehnung in Abhängigkeit von der Zeitstandfestigkeit für verschieden vorbehandelte Zustände der aust. Stähle 14970 u. 14988 bei 650°C nach Bestrahlung im BR 2. (316ss im EBR-II bestrahlt, He-Gehalt sehr gering)

die Ergebnisse keinen starken Einfluß der Zusammensetzung und des Zustandes auf die Angriffstiefe der Spaltprodukte und damit auf die Schädigung des Hüllmaterials erkennen lassen.

Das Korrosionsverhalten der drei Stähle in Na wurde in enger Zusammenarbeit mit TNO bei Temperaturen bis 700 °C, Strömungsgeschwindigkeiten bis 5 m/s und O₂-Gehalten von 2 bis 25 ppm untersucht. Bild 8 gibt am Beispiel des Stahles 1.4981 die wichtigsten Ergebnisse wieder. Danach bewirkt strömendes Natrium mit 7 ppm O₂ bei 700 °C einen jährlichen Abtrag von etwa 20 µ, die Bildung einer durchgehenden, festigkeitsmindernden Ferritschicht von 10 µ sowie einer Ferritisierung der Korngrenzen bis etwa 50 µ Tiefe, die jedoch keine Festigkeitsabnahme zur Folge hat.

Zusammenfassend ist zu sagen, daß unsere in enger Zusammenarbeit mit den Mitarbeitern der Firma Interatom und unseren belgischen und holländischen Kollegen durchgeführten Arbeiten zur Auswahl und Entwicklung eines Hüllwerkstoffes für den SNR 300 einen Stand erreicht haben, der es uns ermöglicht, einen Werkstoff und einen Vorbehandlungszustand vorzusehen, von dem wir überzeugt sind, daß er den für das erste Core des SNR 300 geforderten Bedingungen voll genügt.

Dies bedeutet keineswegs, daß unsere Kenntnisse über das Materialverhalten unter den komplexen Bedingungen des Reaktorbetriebes nicht noch erhebliche Lücken aufweisen und daß wir nicht auch weiterhin intensiv an der Weiterentwicklung der Hüllwerkstoffe arbeiten und dabei auch das Entwicklungspotential anderer Werkstoffe, insbesondere unter dem Gesichtspunkt der steigenden Anforderungen, voll ausschöpfen werden. Hier sind insbesondere ferritische Stähle sowie Ni- und V-Legierungen zu nennen, die wir seit vielen Jahren intensiv untersuchen und entwickeln. Jeder dieser Werkstoffe ist den austenitischen Stählen in einzelnen Eigenschaften überlegen, bisher jedoch noch nicht in der Kombination der Eigenschaften.

Die vertieften Kenntnisse über die Auswahl- und Entwicklungskriterien und das wachsende Verständnis der Werkstoffabhängigkeit des komplexen Bestrahlungsverhaltens ermöglichen es uns, die bisher zwangsweise vorherrschende empirisch-analytische Arbeitsweise etwas zu verlassen und zu einer noch gezielteren Werkstoffentwicklung und -verbesserung zu kommen.

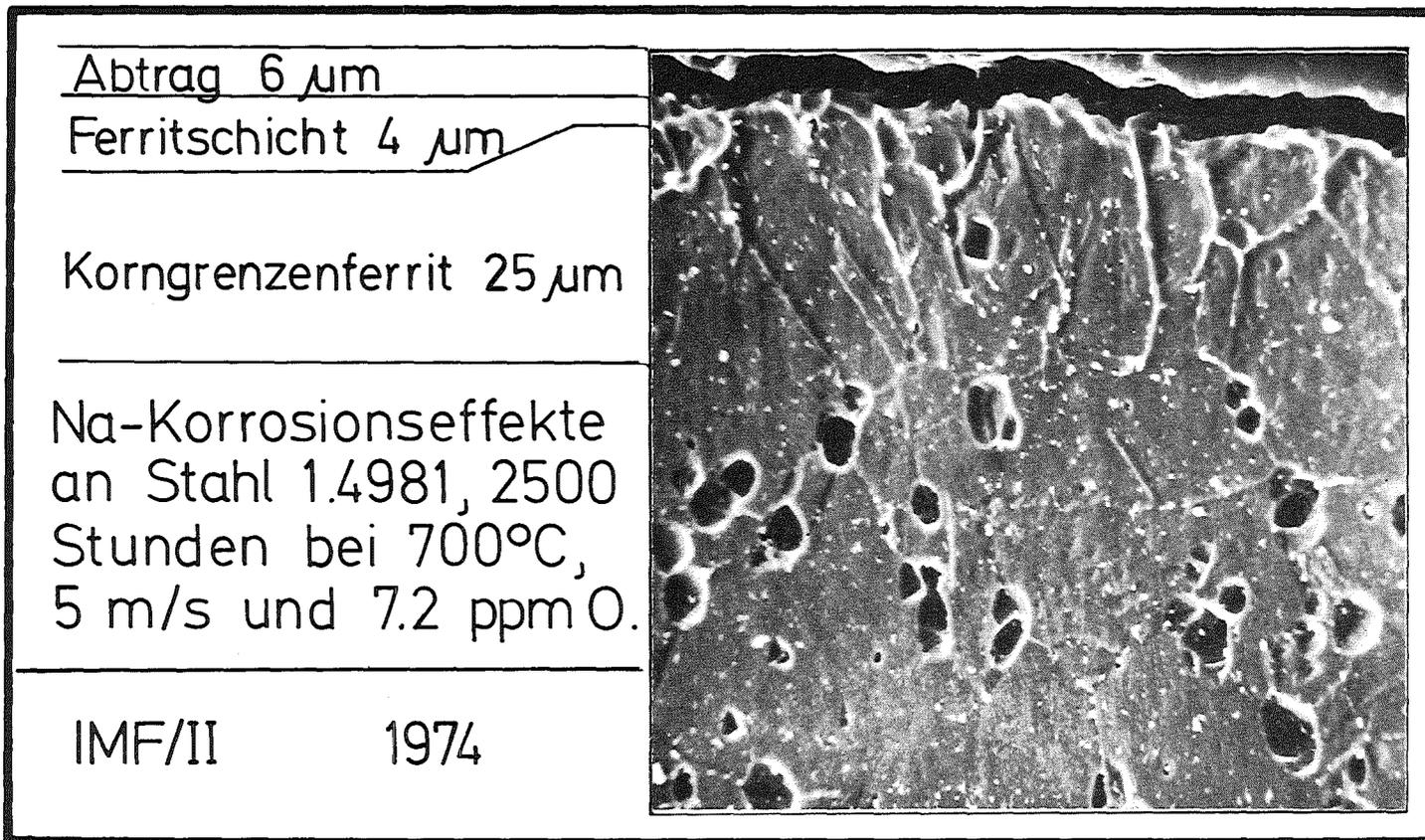


Bild 8

Leider wird die maximale Geschwindigkeit der Werkstoffentwicklung nach wie vor durch die Dauer der Bestrahlungsversuche bestimmt, die für hohe Neutronenfluenzen einschließlich Planung und Nachuntersuchung etwa 4 bis 5 Jahre beanspruchen.

Erlauben Sie mir zum Abschluß noch ein Wort zum internationalen Stand der Hüllmaterialentwicklung. Wie bereits erwähnt, sind für alle geplanten Schnellbrüterreaktoren austenitische Stähle als Werkstoff für die Hüllrohre vorgesehen, da bisher keine andere Werkstoffgruppe eine bessere Kombination der erforderlichen Eigenschaften aufweist. In USA, England und Frankreich finden überwiegend die dort weitverbreiteten unstabilisierten Stähle vom Typ 316 Anwendung, was häufig zur Frage Anlaß gibt, warum wir uns nicht dieser Richtung anschließen.

Die Ergebnisse unserer Untersuchungen zeigen, daß die stabilisierten Stähle, insbesondere der Stahl 1.4970, den unstabilisierten in mehreren Eigenschaften überlegen sind, so daß wir keinen technischen Grund sehen, auf unstabilisierte Stähle überzugehen. Die Tatsache, daß in USA und England in zunehmendem Maße stabilisierte Stähle in die Untersuchungen einbezogen werden, bestärkt uns in unserer Beurteilung.

Auslegung, Spezifikation und Kontrolle von
SNR-Brennstäben

K. Kummerer⁺⁾

Einleitung

Die Auslegung der Brennstäbe für den SNR-300 ist grundsätzlich Aufgabe des mit dem Bau beauftragten Industrie-Konsortiums. Die Aufgabe der Forschungszentren besteht darin, zu einzelnen Problemen spezielle Beiträge zu liefern. Wir konzentrieren in diesem Zusammenhang unsere Bemühungen zur Zeit auf folgende Punkte. Wir arbeiten

- an Brennstabmodellen
mit detaillierten Rechenprogrammen
- an der Auslegung und Spezifikation
von SNR-typischen Brennstab-Experimenten
- an Herstellungsstudien
für UO_2 - PuO_2 -Mischoxid
- an der Nachuntersuchung von Brennstab-Bestrahlungen
- an der Qualitätskontrolle für Brennstoff, Hülle und Brennstab.

⁺⁾ Dr. K. Kummerer, Institutsleiter, Institut für Material- und Festkörperforschung, Kernforschungszentrum Karlsruhe

1. Brennstabmodelle

Die Entwicklung leistungsfähiger Brennstabmodelle führte von einfachen Abbrandformeln bis hin zu detaillierten Rechenprogrammen, welche das Materialverhalten von Brennstoff und Hülle sowie deren Wechselwirkung für die ganze Lebensdauer im Reaktor unter wechselnden Beanspruchungen beschreiben können. Alle diese neueren Brennstabprogramme enthalten zahlreiche Moduln; das sind austauschbare Unterprogramme, die einem bestimmten Materialphänomen gewidmet sind, so z.B. für Brennstoffkriechen und -schwellen, für die Porenverteilung, für das Hüllmaterialverhalten, für die Wärmeleitung im Gasspalt.

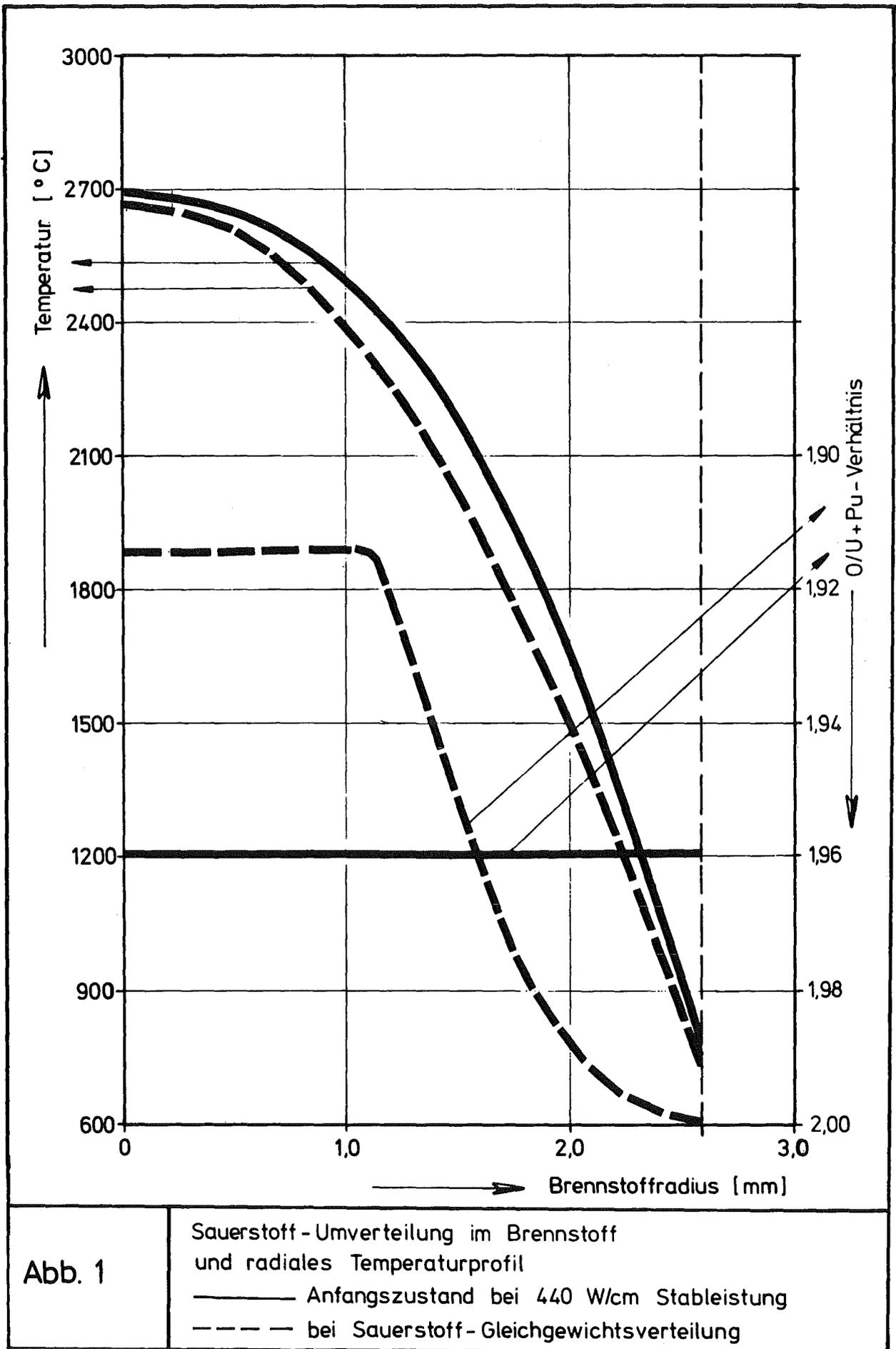
Bezeichnend für den zunehmenden Detaillierungsgrad sind die neuentwickelten Unterprogramme für die radiale U-Pu-Entmischung, für die Stöchiometrieverteilung und für die Gasfreisetzung im Brennstoff.

Mit dem neuen Stöchiometrie-Modul S T E Q z.B. wird die Sauerstoff-Umverteilung im Brennstoff berechnet, Abb. 1. Der Brennstoff hatte im Anfangszustand ein homogenes O/M-Verhältnis von 1,96. Nach kurzer Betriebszeit stellt sich ein Gleichgewichts-Sauerstoff-Profil ein. An der Oberfläche wird der Brennstoff nahezu stöchiometrisch, im axialen Zentrum weiter unterstöchiometrisch. Das hat einen durchaus günstigen Einfluß auf die radiale Temperaturverteilung. Wegen der besseren Wärmeleitfähigkeit des stöchiometrisch gewordenen Brennstoffes an der Brennstoff-Oberfläche sinkt das Temperaturprofil ab.

Alle diese Unterprogramme sind an Materialdaten, wie sie aus Bestrahlungsexperimenten gewonnen wurden, orientiert. Sie beschreiben daher - zumindest in einem gewissen Anwendungsbereich - die recht komplizierte Wirklichkeit.

2. Auslegung und Spezifikation von SNR-typischen Brennstab-Experimenten

Die ganze Brennelemententwicklung ist eingewoben in ein Netz von Bestrahlungsexperimenten. Die früheren Bestrahlungen waren in ihrer Auslegung mehr intuitiv und tastend. Die Auslegungsrechnungen wurden mit dem Rechenschieber erledigt, die Spezifikationen nach Erfahrungsregeln geschrieben. Seitdem nun die Rechenprogramme der Modelltheorie vorliegen, werden neue Bestrahlungsexperimente hinsichtlich ihres Brennstabverhaltens vorausberechnet.



Als praktisches Beispiel darf ich die Kapselbestrahlung Mol-8D im BR 2 anführen. Hierbei sind Brennstabprüflinge mit Hochtemperatur-Thermoelementen zur Messung der Zentraltemperatur bestückt, Abb. 2. Die Auslegungsrechnungen mit dem Rechenprogramm S A T U R N - 1a untersuchten u.a. den Anfahrvorgang, Abb. 3. Wir haben 2 Prüflingstypen, nämlich mit Radialspalt 100 μm und 200 μm . Beim Anfahrvorgang steige die Stableistung linear an und erreiche nach 5 Stunden den Endwert von 550 W/cm. Der Anfangsspalt schließt sich in dieser Zeit bei beiden Prüflingstypen. Der Zentralkanal für das Thermoelement verändert sich nur wenig. Die Zentraltemperatur erreicht in beiden Fällen Spitzenwerte um 2200 °C.

Die Spezifikationen der Prüflinge wurden auf der Basis derartiger Modellrechnungen erstellt.

3. Herstellungsstudien für UO_2 - PuO_2 -Mischoxid

Die Kernbrennstofflabors in den Forschungszentren Mol und Karlsruhe betreiben seit mehreren Jahren Fertigungslinien für kleine Serien von Pu-haltigen Brennstoff- und Brennstabproben. Eine Hauptaufgabe ist die Bereitstellung von spezifikationsgerechten Bestrahlungsproben für das PSB-Bestrahlungsprogramm. So wurden kürzlich die bereits erwähnten Prüflinge für die Versuchsgruppe Mol-8D fertiggestellt. Die Prüflinge für die Versuchsgruppe Mol-16 (mit teilweise unterstöchiometrischem Oxid) sind in Arbeit.

Neben diesen Herstellungsaufgaben werden Einzelstudien zu besonderen Fertigungsproblemen durchgeführt. Dazu gehören z.B. technologische Untersuchungen hinsichtlich frei fließendem Qualitäts-Oxidpulver bei CEN-Mol sowie Untersuchungen zum Mehrfachpreßvorgang bei der Tablettenherstellung. Im Vordergrund steht zur Zeit auch die reproduzierbare Herstellung von unterstöchiometrischem Mischoxid.

4. Nachuntersuchung von Brennstab-Bestrahlungen

Bei der Nachuntersuchung im Anschluß an ein Stab- oder Bündelbestrahlungsexperiment kommt zuerst die zerstörungsfreie Prüfung der Brennstäbe und dann das zerstörende Untersuchungsverfahren. Ein zwar eigentlich simples,

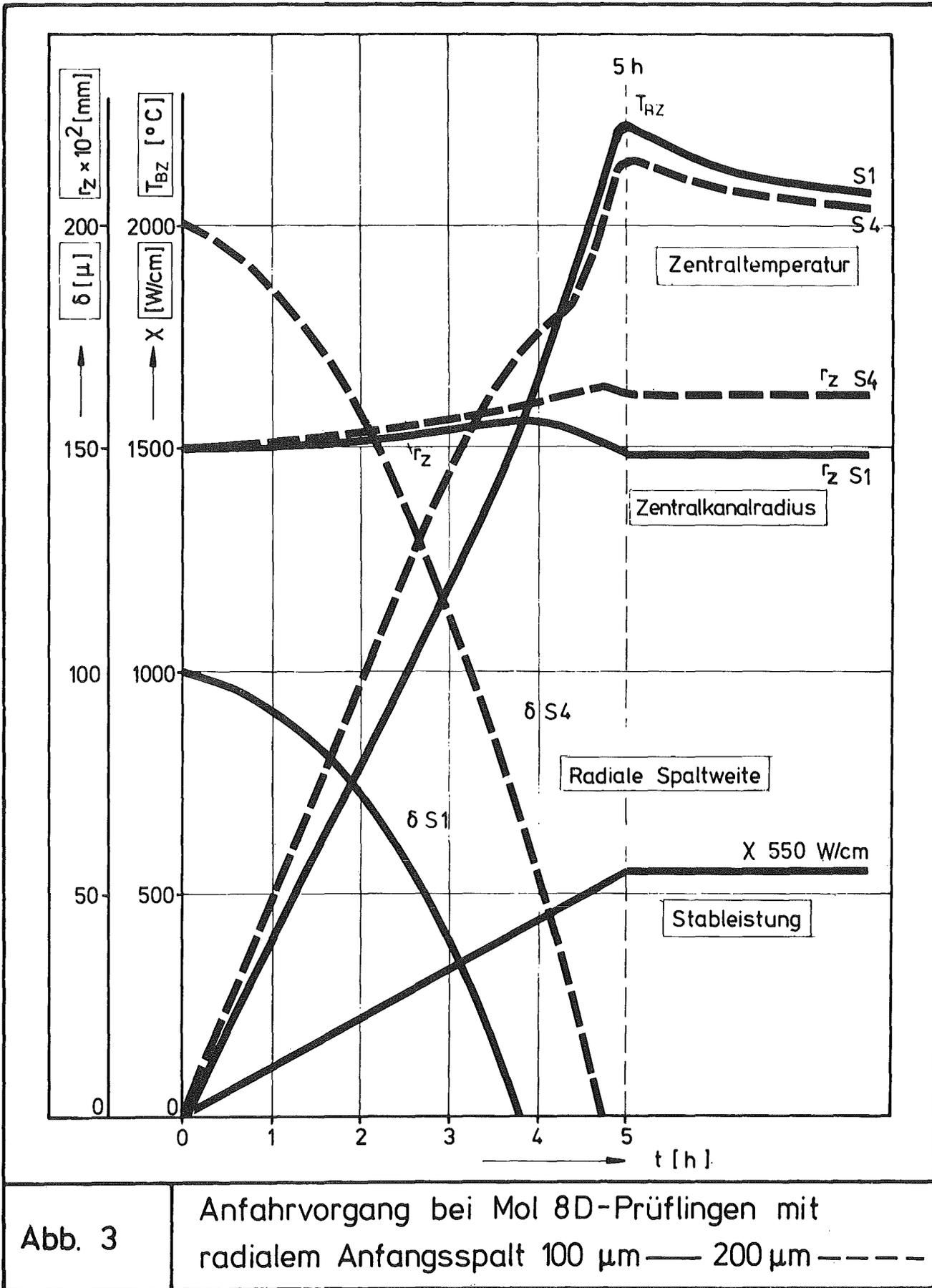


Abb. 3

Anfahrvorgang bei Mol 8D-Prüflingen mit radialem Anfangsspalt 100 μm — 200 μm - - - -

jedoch immer wieder mit Spannung erwartetes zerstörungsfreies Untersuchungsergebnis betrifft die Änderung des Stabdurchmessers. Die jetzt in der Nachuntersuchung stehenden Stäbe der Rapsodie-Bündelbestrahlung z.B., die einen Abbrand von ca. 10 % ohne Störung erfahren haben, weisen bei der genauen Durchmesserprüfung folgende typische Ergebnisse auf:

- In Stäben mit Hüllen aus 1.4988-Stahl tritt - was wir nach den Ausführungen von Herrn Böhm erwarten müssen - eine erhebliche Durchmesservergrößerung um bis zu 6,5 % auf, Abb. 4. Diese geht vor allem auf das durch schnelle Neutronen induzierte Schwellen des Hüllwerkstoffes zurück. Der Brennstoff ist daran fast uneteiligt.

- In Stäben mit Hüllen aus dem Stahl 1.4970 ist das Hüllschwellen im Brennstoffbereich wesentlich geringer, Abb. 5. Wir erkennen aber eine deutliche lokale Durchmesserzunahme im Bereich der ersten Brutstofftabletten. Diese lokalen Spitzen können nicht durch Hüllschwellen verursacht sein, sie gehen auf den Festkörperdruck der Brutstofftabletten zurück. Weiterhin weist die Gamma-Radiographiekurve an diesen Stellen eine starke Caesium-Konzentration nach. Der Schluß liegt nahe - und wird durch die zerstörende Untersuchung der Brutstofftabletten mittlerweile auch bestätigt - , daß das in den Brutstoff eindringende Caesium zum Schwellen der Tabletten führt. Wir haben hiermit ein neues Phänomen vor Augen, dessen möglicher Einfluß auf die Stabintegrität - besonders am heißen Stabende - nicht zu leicht genommen werden darf. Möglicherweise führt das zu neuen Spezifikationen für die Brutstoff-Tabletten. Man muß evtl. deren Dichte senken oder auch ihr Sauerstoffpotential.

5. Qualitätskontrolle an Brennstoff, Hülle und Brennstab

Zwischen den Wunschvorstellungen für einen Brennstab, wie sie in den Spezifikationen zum Ausdruck kommen, und den tatsächlichen, bei einer Stabfertigung erreichten Werten gibt es meist Differenzen. Die technologische Qualitätskontrolle hat die Aufgabe, alle während einer Stab-

Hüllrohräußendurchmesser
Stab AM16
Hüllrohr:Edelstahl 1.4988

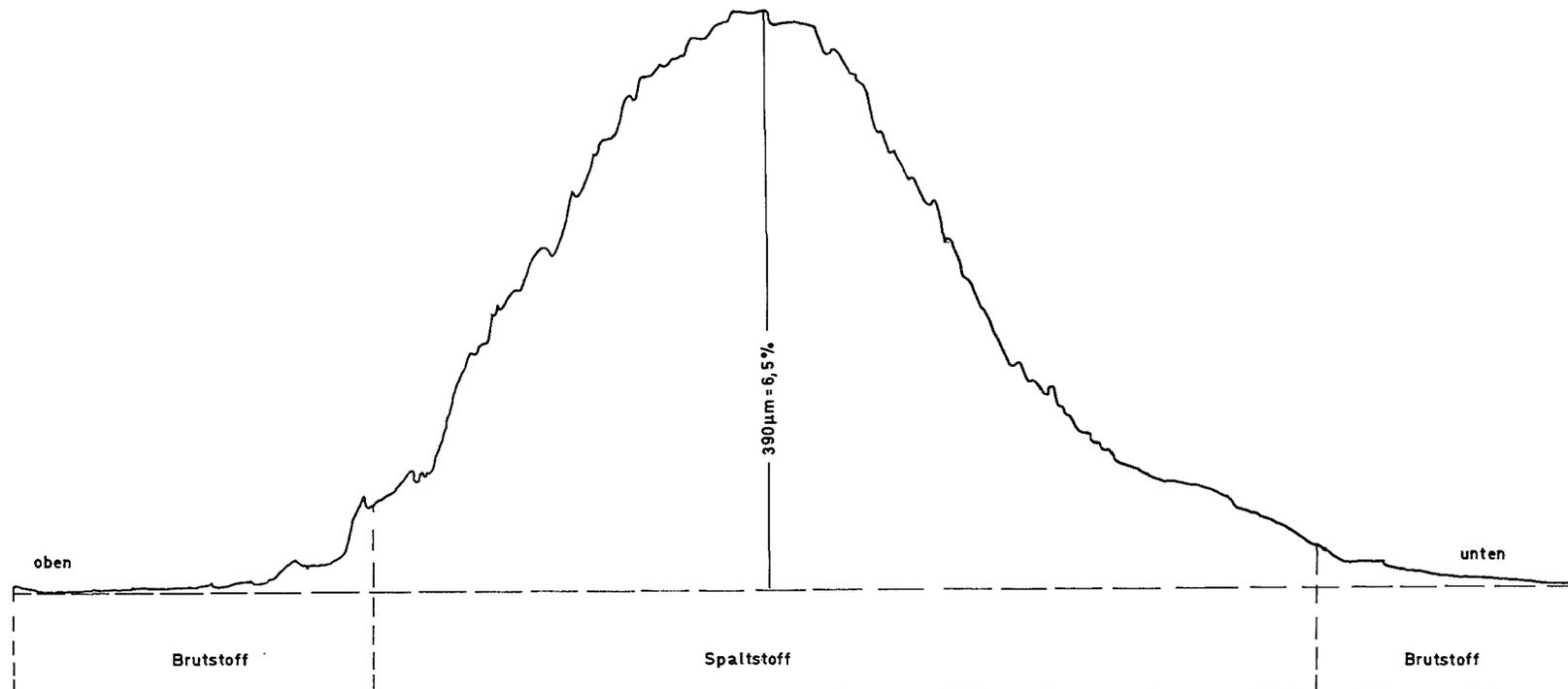


Abb. 4

Nachuntersuchung Rapsodie Stab AM 16
Durchmesservergrößerung

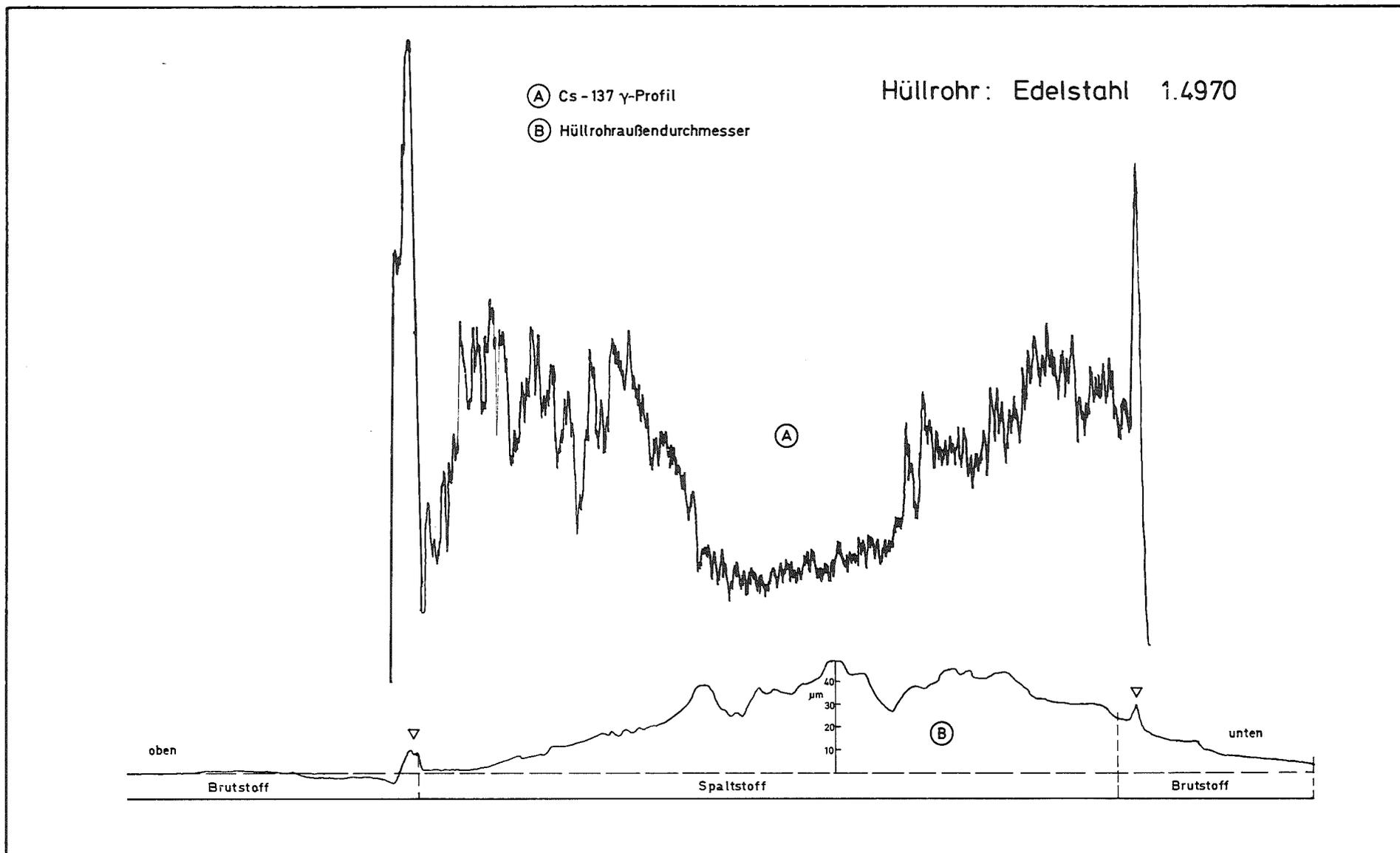


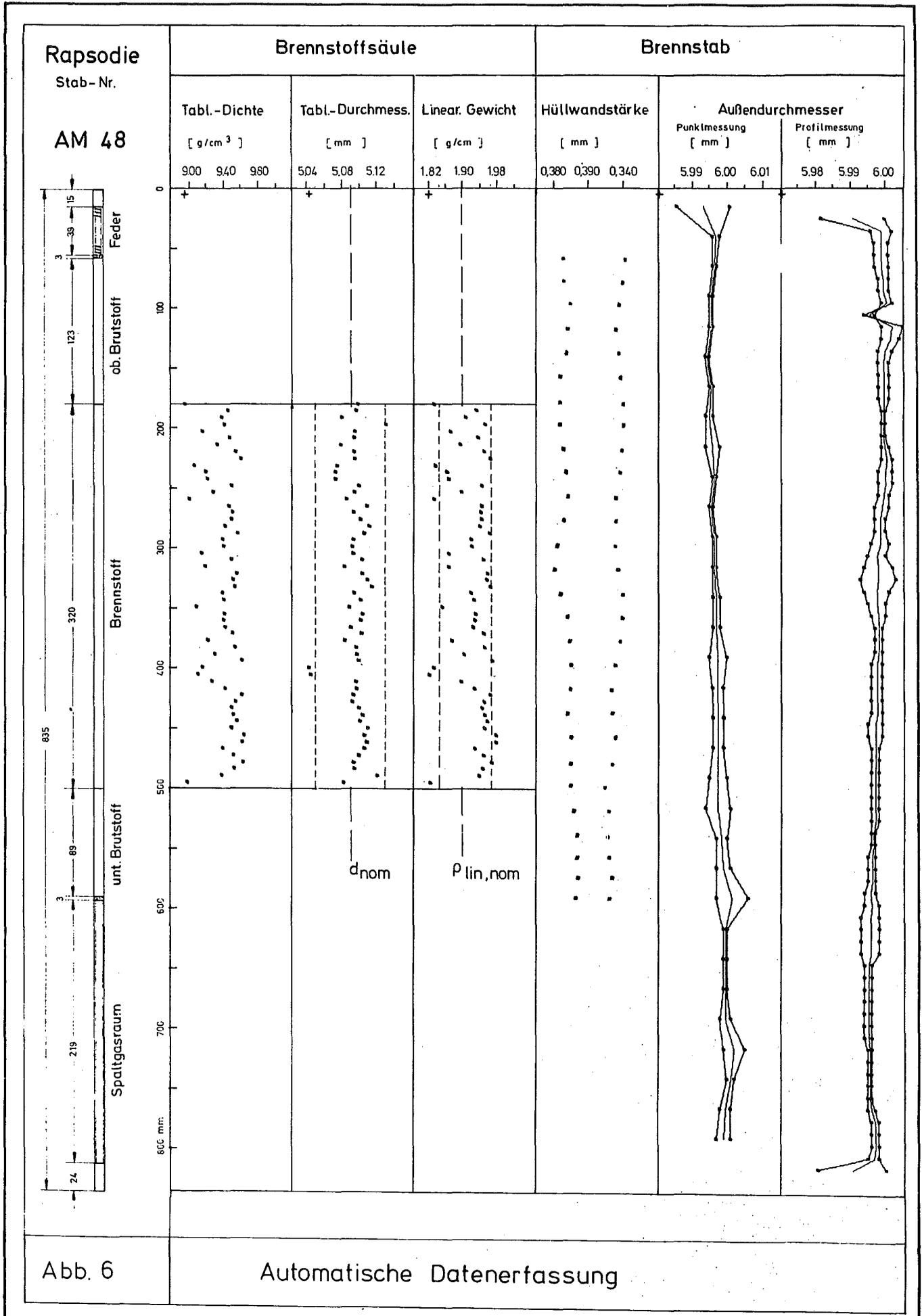
Abb. 5

Nachuntersuchung Rapsodie Stab AU 37
 Cs - Brutttabletten - Reaktion

fertigung anfallenden, für den Reaktorbetrieb und die Brennstablebensdauer wichtigen Daten zu erfassen, zu speichern und auch im Hinblick auf spätere sachgemäße Fragestellungen aufzubereiten. Bei an sich leicht meßbaren Daten wie Tabletten- und Hüllrohrgeometrie ist das Problem die übersichtliche Datenorganisation, Abb. 6. Zumindest Testbrennstäbe müssen auch hinsichtlich ihrer einzelnen Tabletten bekannt sein. Ein entsprechendes Datenerfassungsprogramm zeichnet automatisch die Werte der Brennstofftabletten in leicht lesbare Formblätter ein. Man erkennt auf einen Blick, inwieweit sich die Einzelwerte innerhalb der (gestrichelt eingerahmten) Toleranzfelder befinden. Eine spätere Stabbeurteilung, etwa nach einem Stabschaden, wird auf diese Dokumentation zurückgreifen.

Es gibt aber auch sehr wichtige Materialdaten, die bislang nur zerstörend oder mit großem Zeitaufwand gemessen werden können. Dazu gehört z.B. die sehr wesentliche Frage: Wieviel Plutonium-Spaltstoff befindet sich tatsächlich in einem vor dem Abnahmeprüfer liegenden fertigen Brennstab? Kann sich nicht bei Tausenden von Stäben in der formalen Erfassung auf dem Wege der Buchführung gelegentlich ein Irrtum einschleichen? Die Entwicklung eines entsprechenden zerstörungsfreien Meßverfahrens hierzu ist ein vor uns liegendes Problem.

Eine andere wichtige Größe ist die Stöchiometrie des Brennstoffoxides. Die bisher üblichen thermogravimetrischen Meßverfahren zur Bestimmung des Sauerstoff/Metall-Verhältnisses sind sehr zeitraubend, ungenau und zerstören den Prüfling. Ein neu entwickeltes elektrochemisches Verfahren mißt mit einer Sonde das O/Me-Verhältnis an einer Tablette zerstörungsfrei, Abb. 7. Hierbei befindet sich die Mischoxidprobe in einer elektrochemischen Kette und wird über einen Festelektrolyten mit einer Normalelektrode verglichen. Innerhalb einiger Minuten kann man die Messung vielfach wiederholen und so die Meßsicherheit erheblich steigern. Wir entwickeln zur Zeit ein industriell brauchbares Meßgerät nach dieser Methode, bei dem mehrere Proben gleichzeitig in die Meßkammer eingesetzt werden sollen.



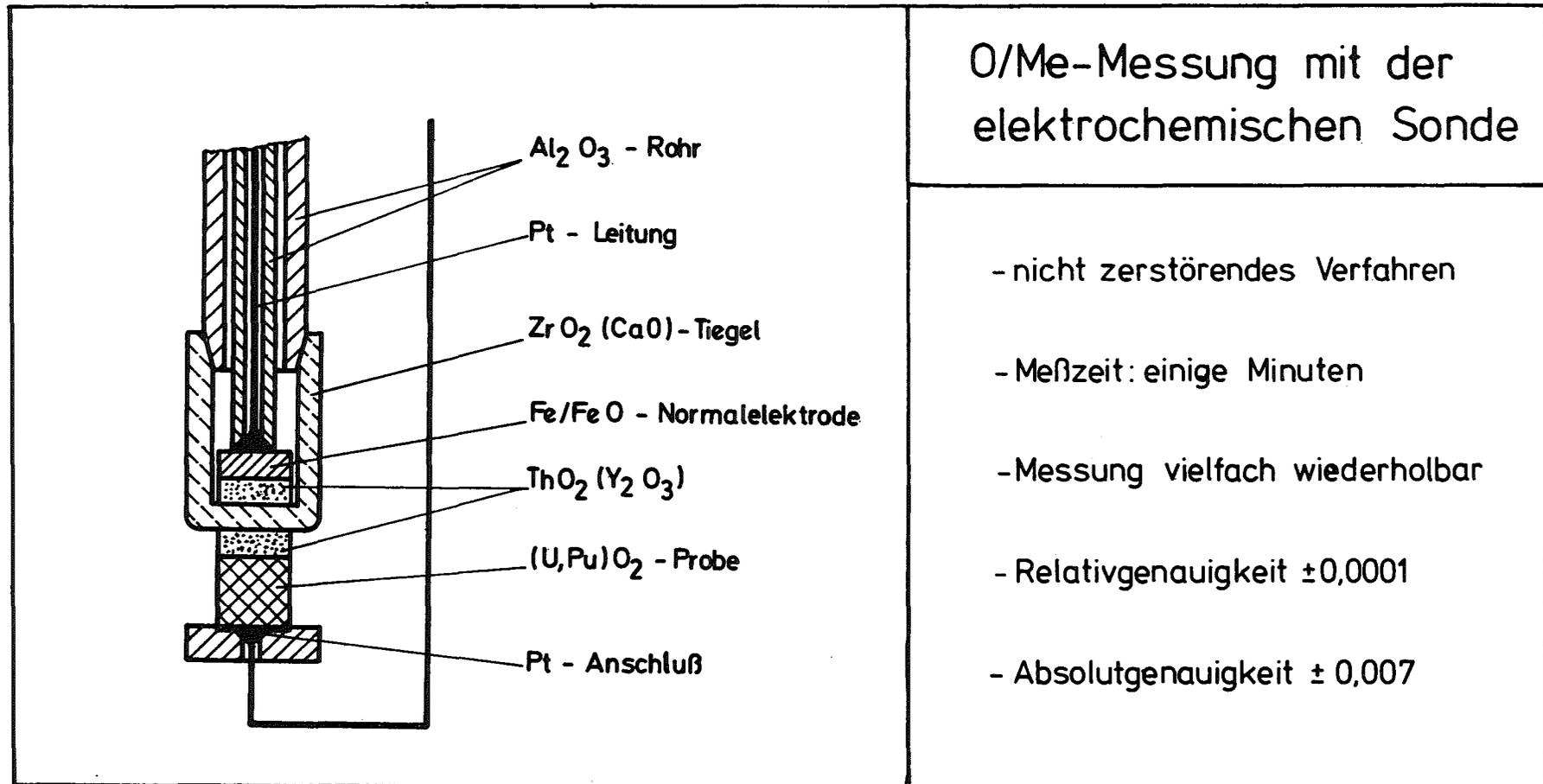


Abb. 7

Schlußbemerkung

Ich habe mit meinem Referat den Bogen von der Brennstabmodelltheorie bis hin zu den vorwiegend technologischen Fragen der Qualitätskontrolle gespannt. Bezeichnend für die jetzige Phase der ganzen Brennelement-Entwicklung scheint es mir zu sein, daß man sich jetzt den mühsamen Realitäten der Fertigungs- und Prüftechnik stellen muß. Die Arbeitsgruppen in den Forschungszentren bemühen sich, immer wieder den internationalen Standard auszuloten und mit gezielten Beiträgen die SNR-Brennstabentwicklung der Industriepartner zu unterstützen und abzusichern.

Investigations on Advanced Fuel and Canning Materials
for Fast Breeder Reactors

J. Goens ⁺⁾

The research and development work on advanced fuel and canning materials forms part of a co-ordinated basic programme, carried out by the DeBeNeLux research centres. This long term programme aims at the further optimization of the fuel element concept, in view of later commercial application of fast breeder reactors.

This paper gives a short survey of the most important contributions of the research centres to the basic investigations on uranium and uranium-plutonium carbide fuel, as well as to the development of improved canning material.

1. Carbide Fuel

During the past two years the development of advanced fuels for fast reactors went through a critical period. Considering the relative positions of the technical development of oxide and carbide fuel during the last years, priority had inevitably to be assigned to oxide as fuel for the first fast breeder reactors, whereas less attention was given to other concepts, such as carbides and nitrides.

However, the rapid expansion of the nuclear energy programmes, still accelerated by the energy crisis, constituted a new motivation for the development of advanced fuel types offering a higher breeder ratio, in order to meet the demand for rapid and extensive implantation of new Pu-fuelled reactors. This tendency was in fact already recognized during the "Statusbericht 1973" in Bensberg.

⁺⁾ Dr. J. Goens, General Manager, S.C.K./C.E.N. Mol, Belgium

In the development of carbide fuel two objectives can be identified.

- A first generation approach, where the breeding_ratio is the primary objective. An evaluation study made by GfK shows that this objective can be met by a carbide fuel with relatively conservative specifications: 75% smear density, linear power rating of 800 W. cm^{-1} , 8 mm diameter and an average burn-up value of $70.000 \text{ MWd t}^{-1}$. Such type of fuel does not require sodium bonding.
- A high-performance approach which makes full use of the economic_potential of carbide fuel through high power rating namely 1.200 W.cm^{-1} , and an average burn-up of at least $100.000 \text{ MWd t}^{-1}$. According to the study of GfK, this approach would offer advantages particularly in the field of cost optimization and much less in the pattern of doubling time.

The fact that, at least for the first approach, low density fuel can be envisaged, opens new perspectives for VIPAC fuel, possibly prepared by the sol-gel process.

In spite of encouraging results already obtained with carbide fuel, with helium bonding as well as sodium bonding, no sufficient statistical data are available and several basic problems remain to be solved during the coming years, before commercial application of carbide fuel can be accepted.

A careful evaluation will be made at the end of 1975 when also the results from the DFR 330 experiment will be available.

According to present planning a carbide fuel subassembly should be irradiated in the KNK II-core during the period 1976-78 and test assemblies could be loaded in the SNR 300 around 1980/82.

Beyond the evaluation studies mentioned before, the contribution of GfK can be summarized as follows.

The R&D work was mainly concentrated on fabrication and irradiation behaviour of pellet-type carbide fuel. Irradiations were performed in BR2, FR2, and DFR. The parameters studied are fuel density, radial gap and type of bonding (sodium or helium). GfK announces its intention to concentrate on the "full-dry" fabrication cycle and helium bonding; the smear density can be progressively increased as the swelling behaviour is better controlled. In addition, some development work will be devoted to the sol-gel process which could offer economic advantages in the perspective of remote fabrication.

In the field of basic research, one should mention the study of the in-pile creep behaviour, in which the influence of fuel density, fission density, and temperature was examined and the results compared on a theoretical basis with those for oxides. As to the interaction between carbide fuel and canning material, contrary to oxides, there is no need to worry about the influence of fission products. The only factor capable of influencing the can behaviour is the carbon transfer. Therefore GfK has investigated the influence of the steel type (4988, 316, 304, and vanadium alloy) and of the carbon content of the fuel with both sodium and helium bonding. In general, it can be concluded that the influence of carbon transfer leads to a very acceptable decrease of the ductility and a rather beneficial increase of the yield-stress.

The RCN contribution was more particularly concentrated on the study of the fundamental thermodynamic properties of uranium-nitride and on carbide-nitride solid solution. In this context, vapour pressure, nitrogen potential and lattice parameters of the pseudo-binary system UC-UN have been studied.

As already known, the S.C.K.-C.E.N. concentrates its carbide programme on the study of stabilized carbides using pelletized fuel and helium bonding.

Earlier irradiations of uranium carbide have shown that the additions of vanadium carbide to the fuel influences favourably the formation of gas bubbles in the fuel matrix. Although there is a theoretical ground for this observation, a distinctly favourable influence of vanadium carbide on the overall swelling behaviour has not yet been confirmed by irradiation experiments. In the meantime basic research is continued on this subject and fuel samples are irradiated containing all forms of VC (solid solution, fine precipitates and precipitates in the grain boundaries), that could possibly influence the swelling.

Fuel pins containing stabilized and non-stabilized U Pu carbide were also prepared for irradiation in the MFBS-7 loop (250 kW) of BR2 and in DFR. During these fabrications it appeared clearly that preparation of monophase (U Pu) was significantly simplified by the addition of vanadium carbide.

The out-of-pile work was mainly concentrated on the determination of the carbon activity of fuel and canning materials, on the measurement of the thermal conductivity and on the study of the mechanical properties of carbides at high temperature. The latter seems extremely important in view of a better explanation of the swelling behaviour.

Through this programme, we hope, in the course of 1975, to obtain significant results concerning the factors that govern the swelling behaviour and possibly also to be able to define means of controlling swelling rate.

2. Cladding Materials

As presently envisaged, the use of austenitic steels may constitute a limiting factor for increasing the performance of fuel elements for sodium cooled fast reactors. Therefore, other materials such as V-alloys and ferritic steels are considered as possible cladding material for future applications.

The development work carried out at GfK in cooperation with Metallgesellschaft AG showed that V-alloys have a very high creep strength, good ductility and a much better irradiation behaviour than austenitic stainless steels.

The S.C.K.-C.E.N., in collaboration with the "Centre de Recherches Métallurgiques", is developing a new cladding material, based on dispersion-strengthened ferritic steels. The basic material is a Fe-Cr-Ti-Mo alloy, strengthened with intrinsically produced χ -phase precipitates and ceramic TiO_2 or Y_2O_3 particle additives.

The programme is primarily oriented towards the selection of a composition, which can ensure improved behaviour of the material such as:

- high temperature embrittlement;
- resistance to sodium corrosion;
- resistance to fast neutron induced swelling;
- compatibility with fuel materials.

Up to now, compositions in the range of Fe-13% Cr - 1.5% Mo 3.5% Ti - 2 % TiO_2 have revealed better properties than austenitic steels. Hence, more effort should be put on the development and improvement of the practicability of the fabrication techniques.

The fabrication steps of thin-walled ferritic steel tubes are as follows:

- mixing and milling
- compaction
- extrusion
- homogenization
- cold drawing and annealing
- heat treatment of the final tubes.

Tubes of SNR 300 dimensions (6/5.2 mm diameter and 3 m length) have been made in the S.C.K.-C.E.N. laboratories, proving the feasibility of this fabrication technique on an industrial scale.

Creep tests at 700 °C on DT0₂ alloy (Fe - 13 % Cr - 1.5 % Mo 3.5 % Ti - 2 % TiO₂) are completed up to a rupture time of 1.5 year. Fig. 1 gives, as a function of time, the stress-rupture properties of this ferritic alloy. The obtained results confirm that the microstructure is very stable at high temperature. Indeed the slope of the curves remains constant and is flatter than those of AISI 316 steel.

In sodium corroded samples of dispersion-strengthened ferritic steels (4.000 h in flowing sodium at 700 °C) the combined effect of nickel, carbon, and nitrogen pick-up and loss of chromium and titanium results in the formation of an austenitic surface layer; some carbide precipitation and χ -phase depletion is also found, but all these effects are limited to a depth of about 45 μ m which is less than for austenitic steel samples, tested under the same corrosion conditions. No significant changes in the mechanical properties could be recorded after the corrosion tests. Compatibility tests with fuel and fission products which have been carried out at the Institut für Material- und Festkörperforschung in Karlsruhe, showed that the reaction layers were slightly smaller in the ferritic alloys than in the austenitic alloys.

The main results recently obtained for the irradiation experiments performed in the BR 2 reactor are the following.

After an irradiation up to 1.6×10^{22} n cm⁻² at 60 °C, the TiO₂ strengthened Fe - Cr - Ti - Mo ferritic alloys keep more than 11% total elongation at 700 °C; AISI steel in the same conditions shows only 2.5% total elongation. After an irradiation up to 3×10^{21} n cm⁻² at 700 °C, the TiO₂ strengthened

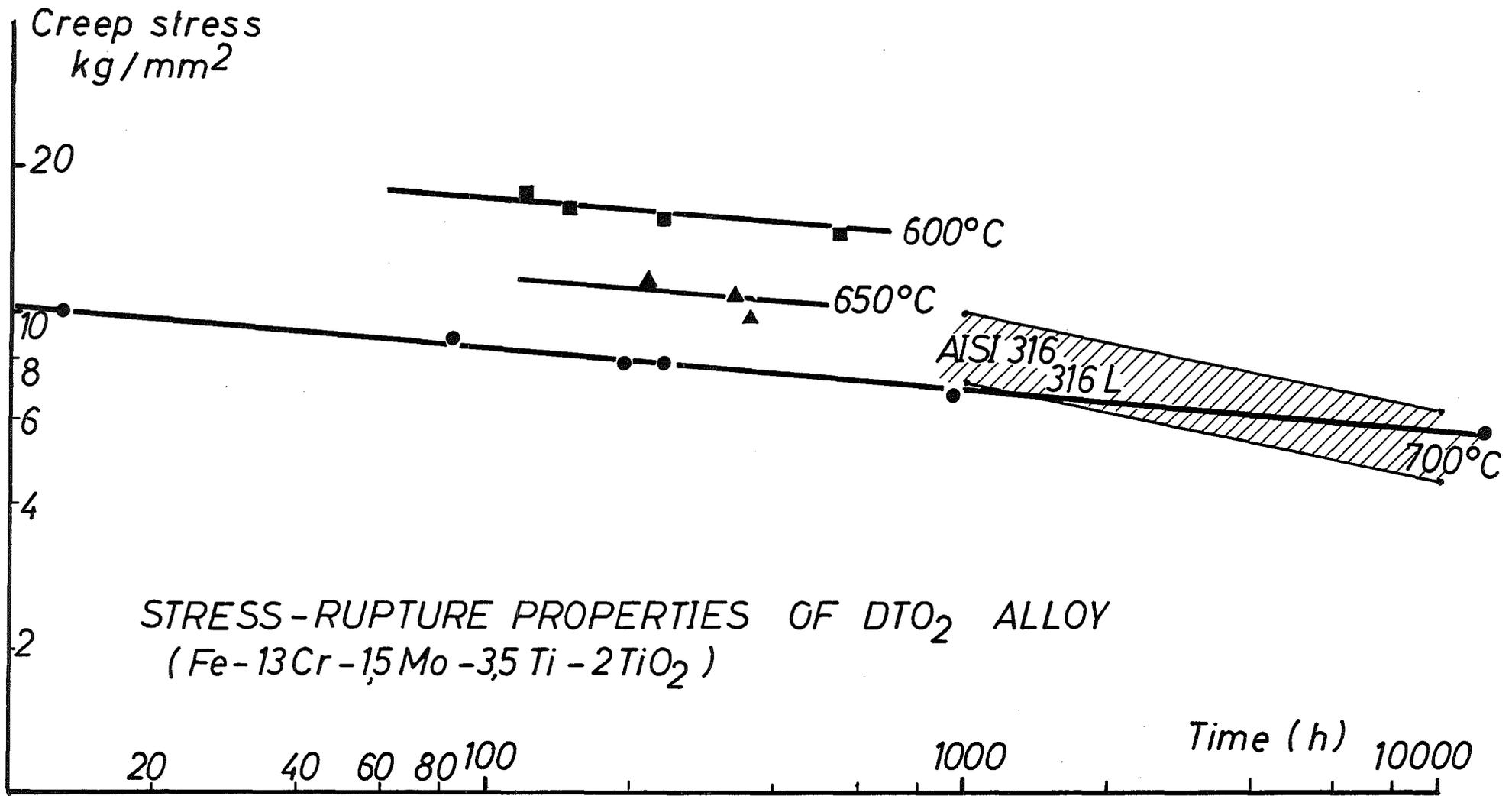


Fig. 1.

Fe - Cr - Ti - Mo alloys keep more than 14% elongation while the AISI steel in the same conditions shows again a 2.5% total elongation. This high total elongation of the irradiated ferritic alloys is not due to a very large ductility in the non-irradiated state, but to a far better resistance to irradiation embrittlement. Moreover, the presence of the dispersion is beneficial to the embrittlement resistance at 700 °C.

These high-temperature embrittlement studies are continued.

With regard to the swelling behaviour of ferritic steels, only results from simulation experiments carried out in the High Voltage Electron Microscope in Harwell are available. From these results, it can be concluded that in the temperature range of 500 °C to 700 °C, no swelling occurred. In the range of 425 °C to 475 °C, which corresponds for simulation experiments to temperature values below these from the sodium inlet in a fast reactor, some voidage was found.

Although these results have to be confirmed, one may conclude that ferritic steels are much more resistant to swelling than austenitic alloys. This property gives to the dispersion-strengthened ferritic alloys a real chance to be also used as shroud tubes in fast reactor assemblies, where no swelling and a sufficiently low creep, are the two essential needs.

In the meantime, improvements of the material characteristics are further searched for, and contacts are being taken in view of future industrial production of the ferritic steels.

Acknowledgement

Thanks are due to Dr. Karsten, Prof. Thümmeler and Dr. Kummerer of GfK for their contribution to this paper.

Thermo- und fluiddynamische Untersuchungen zur
Kernelementauslegung

H. Hoffmann +)

Die Ziele der thermo- und fluiddynamischen Untersuchungen zur Kernelementauslegung sind [1]:

- Die Bereitstellung von Rechenverfahren, mit denen sich die Strömungs- und Temperaturverhältnisse in Brenn-, Brut- und Absorberelementen unterschiedlicher Geometrien und Abstandshalterungen berechnen lassen und
- die experimentelle Ermittlung der für die Rechenverfahren notwendigen Kenngrößen, nämlich Druckabfallbeziehungen, Austauschgrößen für Impuls und Wärme sowie Wärmeübergangsbeziehungen.

Die Untersuchungen wurden zwangsläufig zunächst mit den z.Zt. festgelegten Geometrien der Kernelemente schneller Reaktoren durchgeführt. Sie werden jedoch so parametrisiert, daß die Ergebnisse auch auf sich ändernde geometrische und betriebsmäßige Verhältnisse, z.B. den SNR 2, anwendbar sind. Diese sehr anwendungsorientierten Vorhaben werden ergänzt durch mehr grundlagenorientierte Untersuchungen.

Im Hinblick auf diese Zielvorstellungen lassen sich nun Status und Erkenntnisse der in den vergangenen 2 Jahren in den Instituten INR, IRB und IRE durchgeführten theoretischen und experimentellen Untersuchungen zusammenfassen. Sie betreffen Untersuchungen für beide Kühlmedien schneller Reaktoren, nämlich Flüssigmetalle und Gase.

1. Rechenverfahren

Zur thermo- und fluiddynamischen Auslegung des Reaktorkerns wurden zahlreiche Rechenverfahren entwickelt. Damit lassen sich Druckabfall, Strömungs- und Temperaturfelder in einfachen Kanälen, Stabbündeln und dem ganzen Kern berechnen. Der Status dieser Entwicklung ist in Abb. 1 dargestellt.

+) Dr. Helmuth Hoffmann, Institut für Reaktorbauelemente, Gesellschaft für Kernforschung m.b.H., Karlsruhe

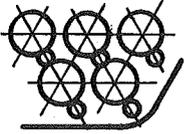
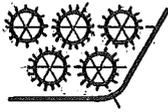
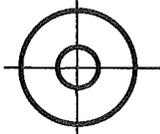
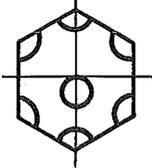
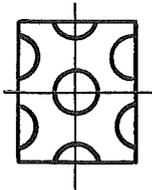
PROGRAMM	ANWENDUNGS- BEISPIEL	KURZBESCHREIBUNG	BESONDERHEITEN
MISTRAL-II [2]		<u>Bündel</u> 3-dim. Schwerpunkttemp. Massendurchsatz	mit Abstandshalter
THECA [3]		<u>Kern</u> 3-dim. Schwerpunkttemp. Massendurchsatz Heisskanalrechnungen	mit Abstandshalter
NISA -II [4]		<u>Bündel</u> 3-dim. Schwerpunkttemp. Massendurchsatz	mit Abstandshalter rauhe u. glatte Oberflächen
TURBIT-I [5]		<u>Ringraum</u> 3dim. inst. Turbulenztransp. lokale Turbulenzschwank. lokale Geschwindigkeiten	ohne Abstandshalter
GETAG [6]		<u>Exzentr. Stabpositionen</u> 3-dim. turbulenter Impuls- u. Wärmetransport lok. Geschwindigkeit. u. Temperaturen.	ohne Abstandshalter
VERA TERA [7]		<u>Bündelausschnitte</u> orthogon. Krummliniges Koordinatensystem 3-dim. turb. Impuls- und Wärmetransport lok. Geschw. u. Temperat.	ohne Abstandshalter

Abb.1 Rechenverfahren zur thermo- und fluiddynamischen Kernausslegung

Die Rechenprogramme MISTRAL-II, THECA und NISA-II beruhen auf vereinfachten Modellvorstellungen für die Strömungsvorgänge in Bündelgeometrien. Sie liefern auf den Teilkanal bezogene Mittelwerte von Kühlmitteldurchsatz und Temperatur und berücksichtigen Abstandshalter und raue Oberflächen. Diese Programme dienen daher speziell der Kernelement- und Coreauslegung^[2,3,4].

TURBIT-1, GETAG, VERA und TERA^[5-8] liefern demgegenüber für idealisierte Bündelausschnitte lokale Geschwindigkeits- und Temperaturfelder. Hierbei wird versucht, die physikalischen Strömungsvorgänge exakt zu beschreiben. Wie schwierig dies ist, zeigt Abb. 2 am Beispiel eines mit TURBIT-1 berechneten turbulenten Strömungsfeldes im Ringspalt. Deutlich sichtbar sind Turbulenzkonzentrationen in der Nähe des zentrisch angeordneten Stabes im Ringraum. Die Weiterentwicklung der zuletzt genannten Programme auf Bündelgeometrien mit Abstandshaltern ist ein notwendiges, aber langfristiges Entwicklungsziel.

2. Experimentelle Untersuchungen

Die beschriebenen Rechenprogramme benötigen als Eingabewerte thermo- und fluiddynamische Kenngrößen. Diese sind experimentell zu bestimmen. Die hierfür notwendigen Untersuchungen werden durchgeführt für:

- laminare und turbulente Strömungen
- glatte und raue Oberflächen
- einfache und komplizierte Geometrien
- Stabbündel ohne und mit Abstandshalter
- verschiedene Strömungsmedien ($0,003 < Pr < 2$).

2.1 Druckabfalls- und Strömungsuntersuchungen

Zur Bestimmung des Druckabfalles im Kern und der Kühlmittelverteilung in den Kernelementen wurden Druckabfalls- und Strömungsuntersuchungen durchgeführt. Die Ergebnisse dieser Untersuchungen sind kühlmittelunabhängig anwendbar, gelten also für Flüssigmetalle und Gase gleichermaßen. In den vergangenen zwei Jahren wurden im wesentlichen untersucht:

- Der Druckabfall in Bündeln mit glatten Oberflächen ohne Abstandshalter als Bezugspunkt für Untersuchungen an Bündeln mit Abstandshaltern bzw. rauhen Oberflächen.
- Der Druckabfall in Bündeln mit Wendelrippen-Abstandshaltern als Ergänzung früherer Untersuchungen an Bündeln mit Wendeldraht-Abstandshaltern.
- Der Druckabfall im Ringraum mit glattem Außenrohr und Kernrohren mit verschiedenen Rauheitsformen.

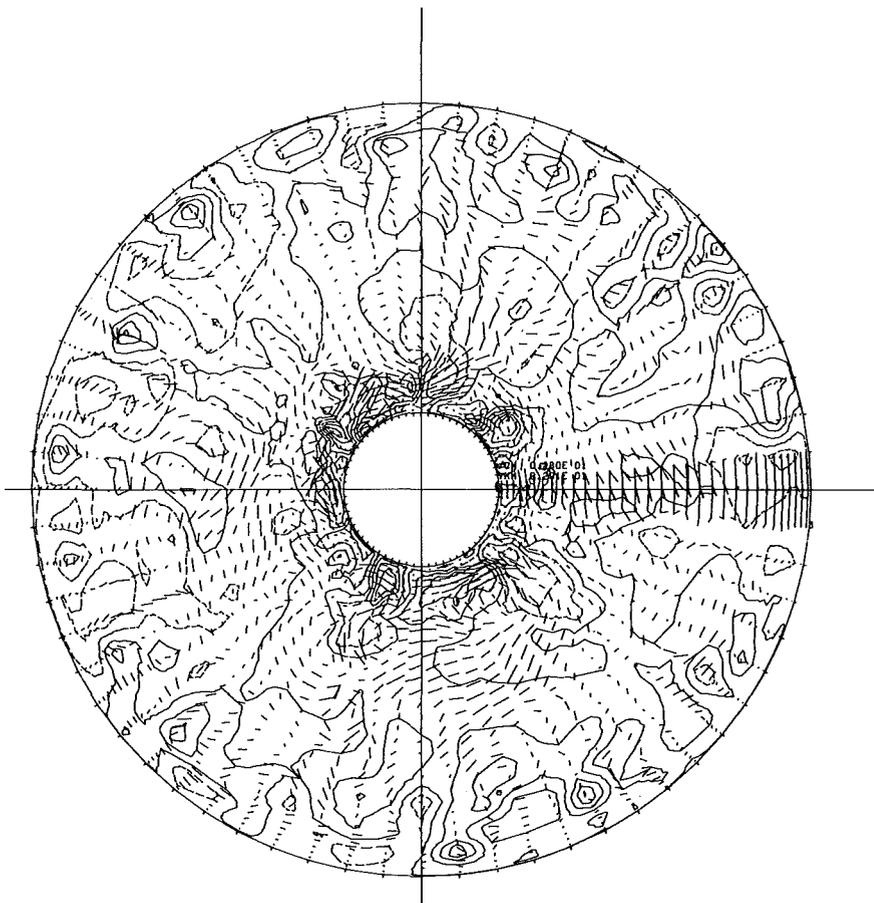


Abb. 2 Numerisch simuliertes turbulentes Strömungsfeld in einem Ringspalt zu einem willkürlichen Zeitpunkt. Die Geschwindigkeitsschwankungen sind in der Zeichenebene durch Vektoren und in axialer Richtung durch Höhenlinien dargestellt. [8]

Als Beispiel sind Ergebnisse aus Druckabfallsmessungen an Bündeln mit Wendelabstandshaltern in Abb. 3 dargestellt, wobei der auf Bündel ohne Abstandshalter bezogene Druckabfallsbeiwert über dem Stabteilungsverhältnis P/D aufgetragen ist. Parameter ist das Verhältnis H/D von Wendelsteigung zu Stabdurchmesser. Es ist zu sehen, daß die Ergebnisse aus Bündeluntersuchungen mit Wendelrippenabstandshaltern^[9] die durch Wendeldrahtabstandshalter^[9] vorgegebenen Abhängigkeiten der Druckabfallsbeiwerte vom Wendelsteigungsverhältnis H/D ergänzen.

Damit sind die Druckabfallsbeiwerte für Bündel mit Wendelabstandshaltern für Stabteilungsverhältnisse $P/D > 1.125$ bekannt. Um die Extrapolation dieser Ergebnisse auf die für Brut- und Absorberelemente des SNR-300 typischen Geometrien abzustützen, laufen z.Zt. noch Untersuchungen im Bereich $P/D < 1.125$.

In Ergänzung der Druckabfallsuntersuchungen wurden Geschwindigkeitsprofile im runden Rohr und in zentrischen Rimraumgeometrien gemessen^[1]. Sie dienen als Vergleichswerte für die weiterführenden Versuche in anderen Geometrien und als stützende Daten für die vorgenannten Rechenmethoden. Erste Geschwindigkeitsfelder wurden in Ringräumen mit exzentrischen Stablagen und in Bündeln mit Abstandshaltern vermessen.

Als Beispiel hierfür ist in Abb. 4 das gemessene Geschwindigkeitsprofil zweier Teilkanäle eines 19-Stabbündels mit Röhrchenabstandshaltern dargestellt. Die Form und Lage des Abstandshalters ist in Abb. 4 links oben angegeben. Das Profil wurde $6 \cdot d_h$ hinter dem Gitterabstandshalter aufgenommen. Aus dem unterschiedlichen Verlauf der Linien konstanter Geschwindigkeit in den beiden Teilkanälen zeigt sich, wie entscheidend die Strömungsvorgänge durch Abstandshalter beeinflußt werden. Da aus diesen ersten Ergebnissen noch keine Extrapolation auf andere Abstandshalter und Strömungsgeometrien möglich ist, müssen derartige Untersuchungen noch ergänzt werden.

2.2 Temperaturausgleich zwischen Bündel-Teilkanälen

Leistungsgradienten über den Kernelementquerschnitt und unterschiedliche Durchsatzverteilungen zwischen kastenwandnahen und zentralen Teilkanälen führen zu radialen Temperaturdifferenzen. Diese werden durch Impuls- und Wärmetransportvorgänge und damit vor allem durch die Art und Anordnung der Abstandshalter im Bündel beeinflußt. Wegen der Kompliziertheit dieser

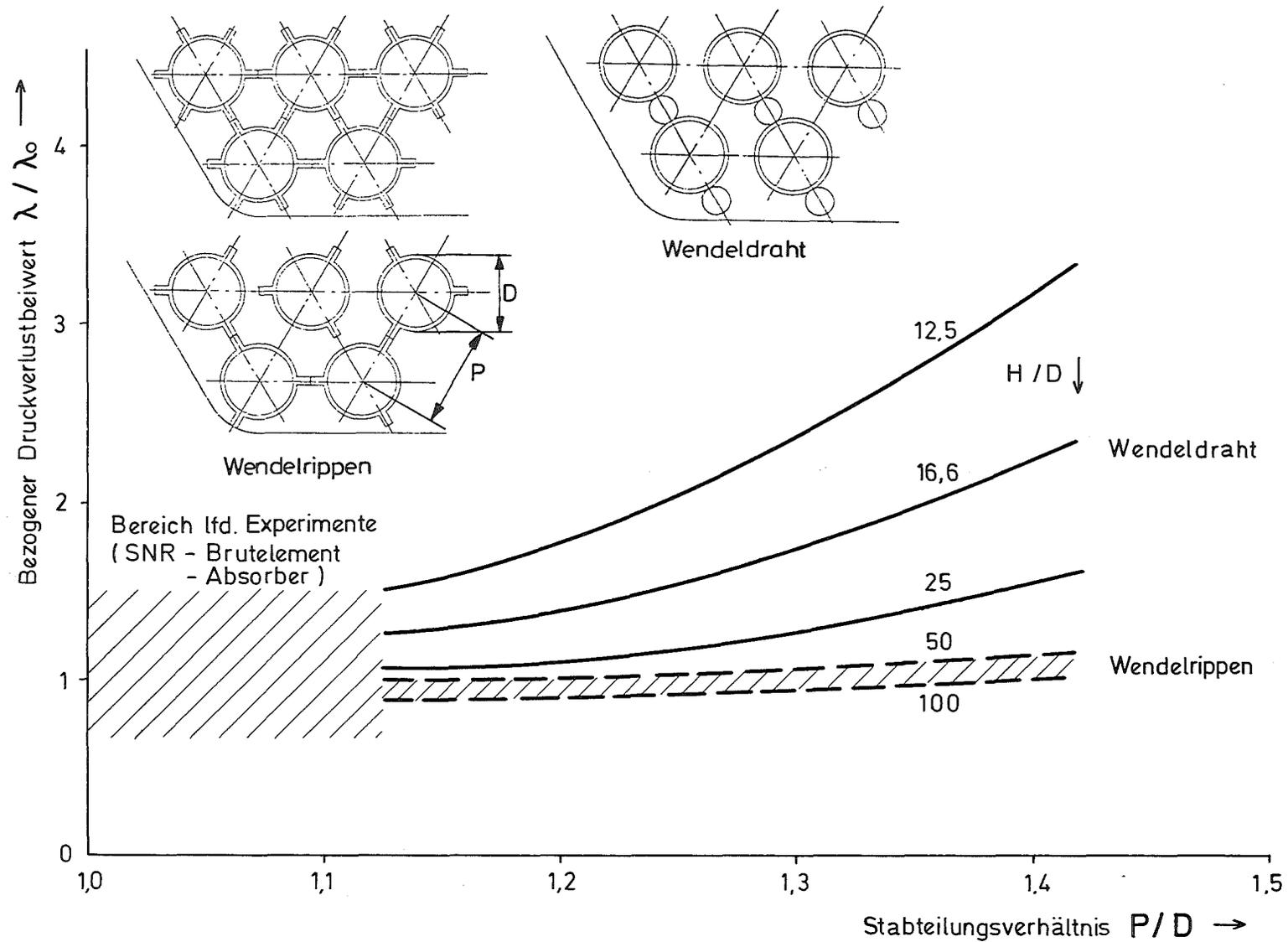


Abb.3 Der Druckabfallsbeiwert für Stabbündel mit wendelförmigen Abstandhaltern als Funktion von Stabteilungsverhältnis P/D und Wendelsteigungsverhältnis H/D nach [9,10]; $Re = 1 \cdot 10^5$

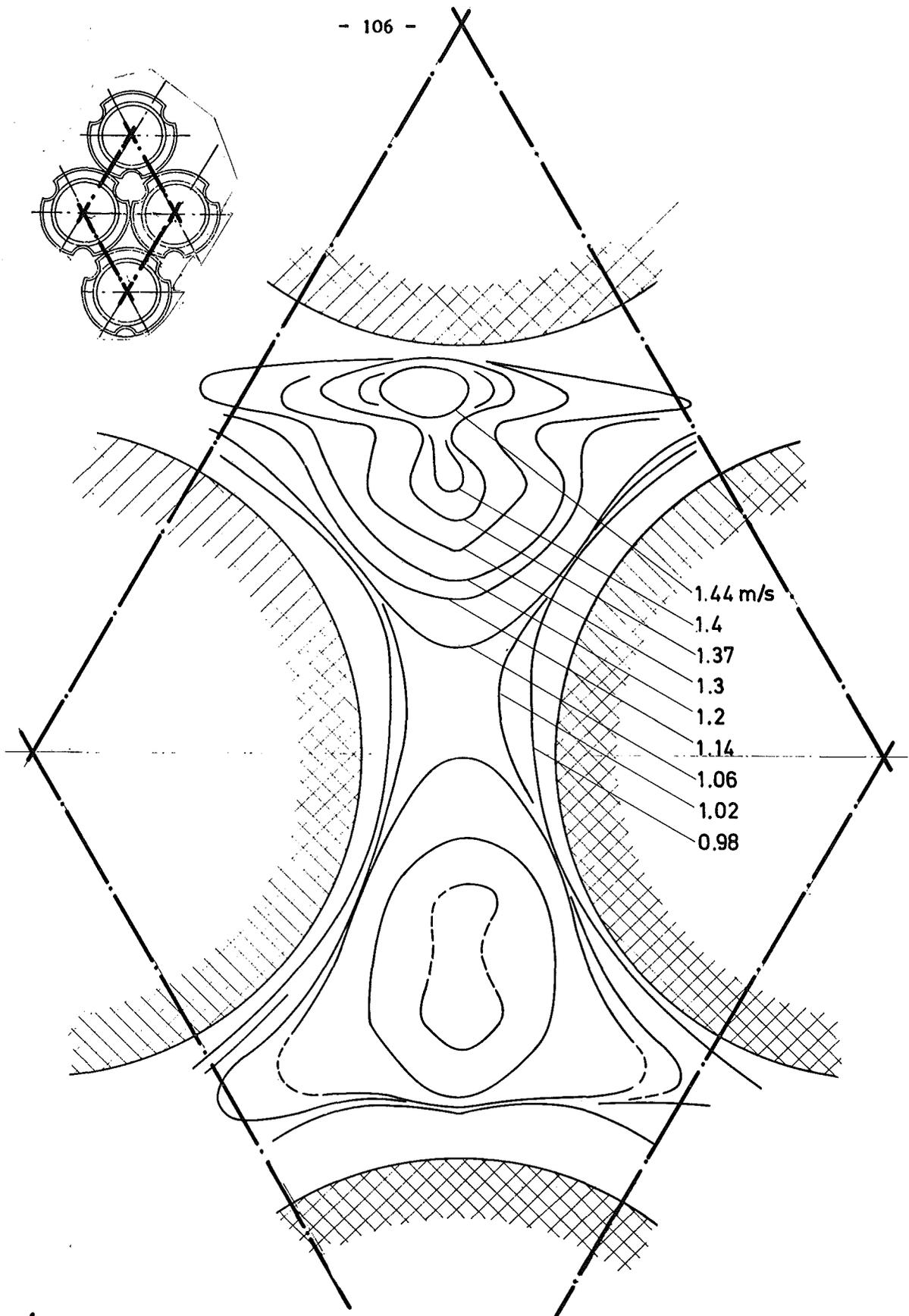


Abb.4

Geschwindigkeitsverteilung im 19-Stabbündel mit Röhrengitter-
Abstandshaltern (Entfernung Gitter - Meßebeene: 100 mm)

Austauschvorgänge sind - wie bereits erwähnt - zur Zeit für lokale Berechnungen die Rechenmethoden erst im Ansatz und nur für Geometrien ohne Abstandshalter vorhanden. Der Temperaturausgleich zwischen Bündelteilkanälen wurde daher bisher stets auf Teilkanal-Mittelwerte bezogen. Dabei wurde zwischen Impuls- und Wärmeaustausch nicht streng unterschieden, diese Transportvorgänge wurden vielmehr integral als "Kühlmittelquervermischung" behandelt [1,2,9].

Bisherige Untersuchungen:

- Bestimmung der Größe der Kühlmittelquervermischung-, im Folgenden als Mischrate bezeichnet - , in Stabbündeln der SNR-Brennelementgeometrie mit gitter- und wendelförmigen Abstandshaltern,
- Prüfung der Anwendung dieser Kennwerte für die Bündelauslegung durch sog. Schiefplastexperimente und
- Bestimmung der gerichteten Transportvorgänge im Bereich der Kastenwand für Bündel mit wendelförmigen Abstandshaltern.

Charakteristische Ergebnisse sind in den folgenden Abbildungen dargestellt:

Abb. 5 zeigt die Mischraten für Bündel mit wendelförmigen Abstandshaltern als Funktion der Wendelsteigung H für die Brennelementabmessungen des SNR 300 im Re-Zahlenbereich von $8 \cdot 10^3 - 7 \cdot 10^4$. Es ist zu sehen, daß die Mischraten mit zunehmender Wendelsteigung sehr rasch abnehmen. Für $H \rightarrow \infty$ sind die Werte der Bündel mit gitterförmigen Abstandshaltern mit eingetragen [11].

Abb. 6 gibt Ergebnisse der Schiefplastexperimente an Bündeln mit Röhrgitter-, Wendeldraht- und Wendelrippenabstandshaltern wieder [12]. In den einzelnen Diagrammen sind die mittleren Teilkanaltemperaturen über der Teilkanalposition im Bündelquerschnitt aufgetragen. Dabei wurde zunächst nur der Zentralstab beheizt, aus den in der oberen Reihe dargestellten gemessenen Temperaturprofilen die Mischrate ermittelt und damit das Rechenprogramm den Meßwerten angepaßt. Dieses Programm wurde sodann benutzt, um die Temperaturprofile zu berechnen bei Wärmefreisetzung vom Wandstab allein (mittlere Diagramme) und von Wand- und Zentralstab gleichzeitig (untere Darstellungen). Schließlich wurden die so ermittelten Temperaturen nachgemessen, und es zeigte sich eine gute Übereinstimmung zwischen Rechnung und Experiment. Die Rechenwerte sind in Abb. 6 durch Linien, die experimentellen Ergebnisse

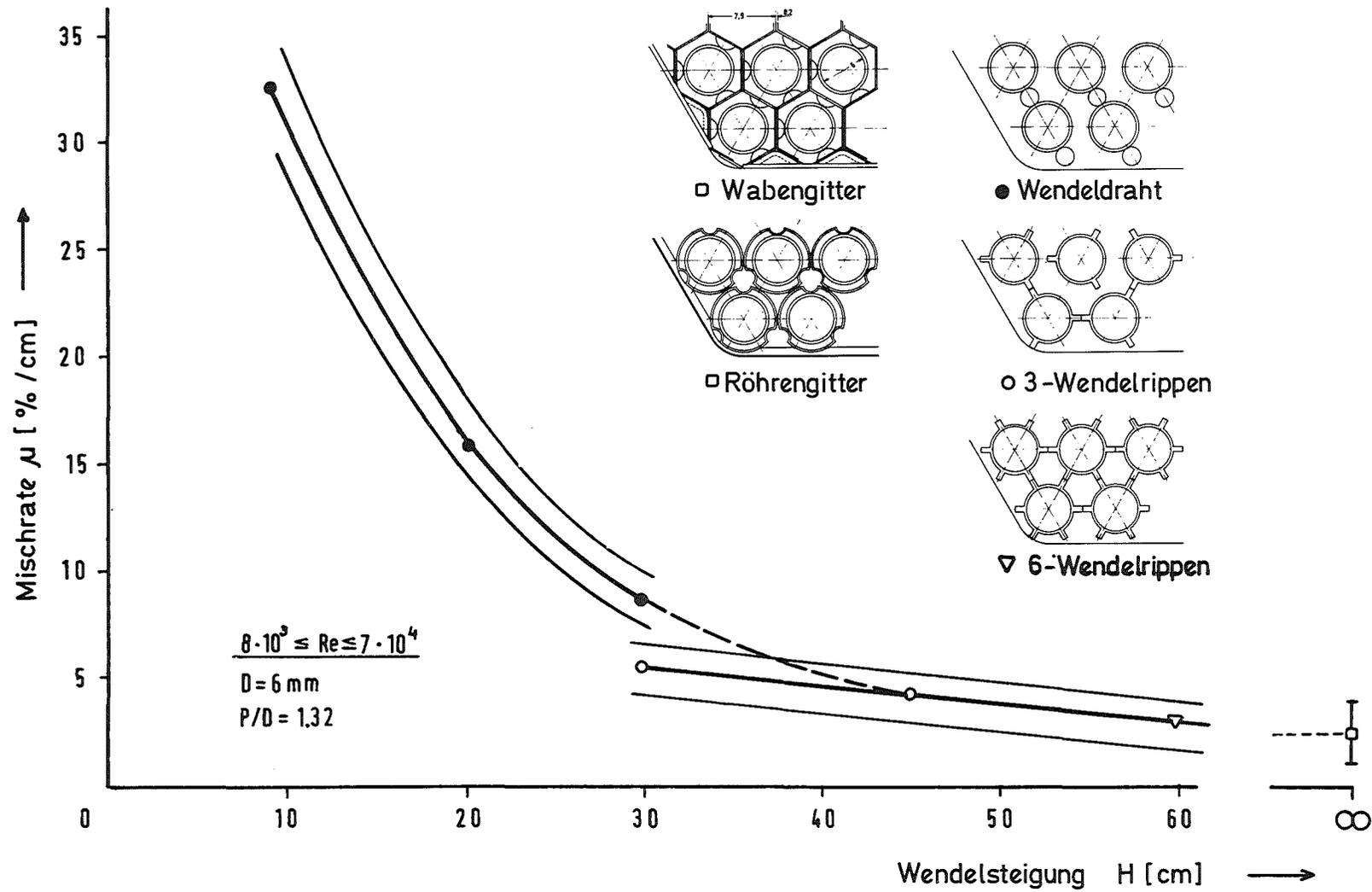


Abb.5 Die Mischrate μ als Funktion von Wendelsteigung und Abstandshaltertype

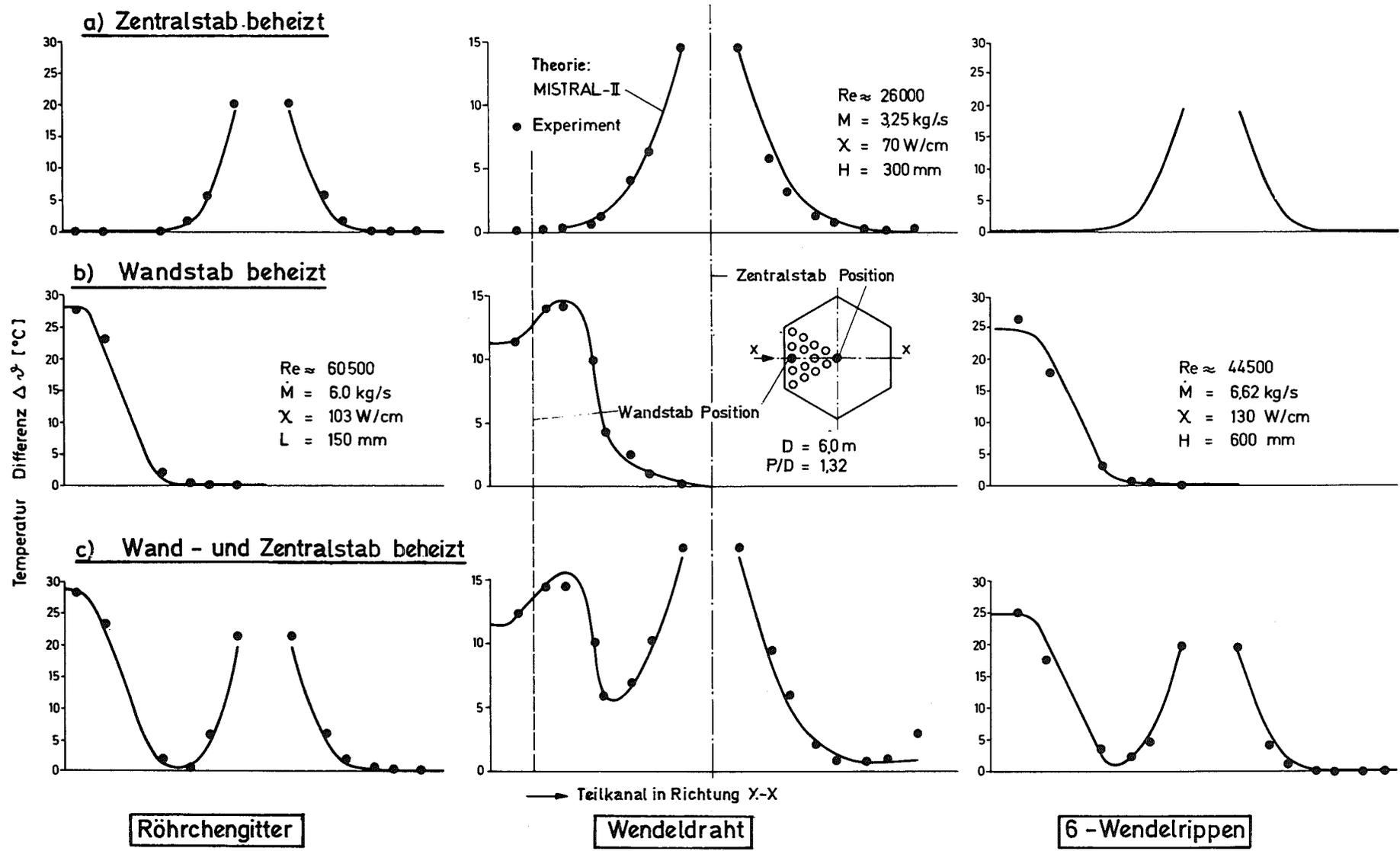


Abb. 6 Kühlmitteltemperaturen $\Delta \vartheta = t_{\text{aus}} - t_{\text{ein}}$ im Auslaßquerschnitt eines Na - durchströmten 61 - Stabbündels bei Beheizung von Zentral - und Wand - Stäben. Vergleich Theorie - Experiment [12]

durch Punkte wiedergegeben. Damit ist die Verwendung der entwickelten integralen Rechenmethode für die Auslegung der Brennelementgeometrien experimentell gestützt. Um derartige Ergebnisse auch für andere Bündelgeometrien, z.B. von Brut- und Absorberelementen, zu nutzen, laufen z.Zt. Untersuchungen an Bündeln mit kleineren Stabteilungsverhältnissen.

2.3 Wärmeübergang

Mit den bisher geschilderten Ergebnissen lassen sich für die Bündel mit unterschiedlichen Abstandshaltern die Druckabfälle und mittleren Teilkanaltemperaturen berechnen. Im Anwendungsfalle interessieren aber die lokalen Temperaturen in der Strömung und an den wärmeabgebenden Stabwandungen, insbesondere im Bereich der Abstützstellen der Stäbe im Bündel. Die Untersuchung dieser Probleme muß streng getrennt nach Kühlmedien durchgeführt werden.

Wegen der guten Wärmeleitung flüssiger Metalle (d.h. sehr kleine Pr.-Zahlen), ist der Temperaturabfall an der Wand klein, erstreckt sich aber über den gesamten Strömungskanal. Daraus folgt, daß in Flüssigmetallen die Geometrien des Strömungskanals entscheidend die Wärmeübergangseigenschaften mitbestimmen, was insbesondere auf Bündel mit kleinen Stabteilungsverhältnissen und für die Strömungsgeometrien in Rand- und Eckstabpositionen zutrifft. Der Vermessung von Kühlmittel- und Wandtemperaturen bei Flüssigmetallen ist daher wesentlich.

Bei gasförmigen Kühlmedien ist dagegen der Temperaturabfall an der Wand im Bereich der Grenzschicht sehr groß, im turbulenten Strömungskern sehr klein. Daher ist der Geometrieeinfluß auf den Wärmeübergang gering. Hier genügen im Gegensatz zu Flüssigmetallen die Wandtemperaturmessungen allein, um das Wärmeübergangsverhalten zu bestimmen.

Als Beispiele bisheriger Untersuchungen seien hier zwei typische Ergebnisse angeführt^[1]:

Abb. 7 zeigt erste Ergebnisse des in einer turbulenten Natriumströmung gemessenen radialen Temperaturprofils im Ringraum mit zentrischer und exzentrischer Stablage^[13], wobei die gemessenen Na-Temperaturen über der Ringraumtraverse X→X aufgetragen sind. Daraus ist zu ersehen, daß mit zunehmender Auslenkung des Stabes aus der zentrischen Lage der radiale Temperaturgradient im sich verengenden Spalt ansteigt, im sich erweiternden Spalt abfällt.

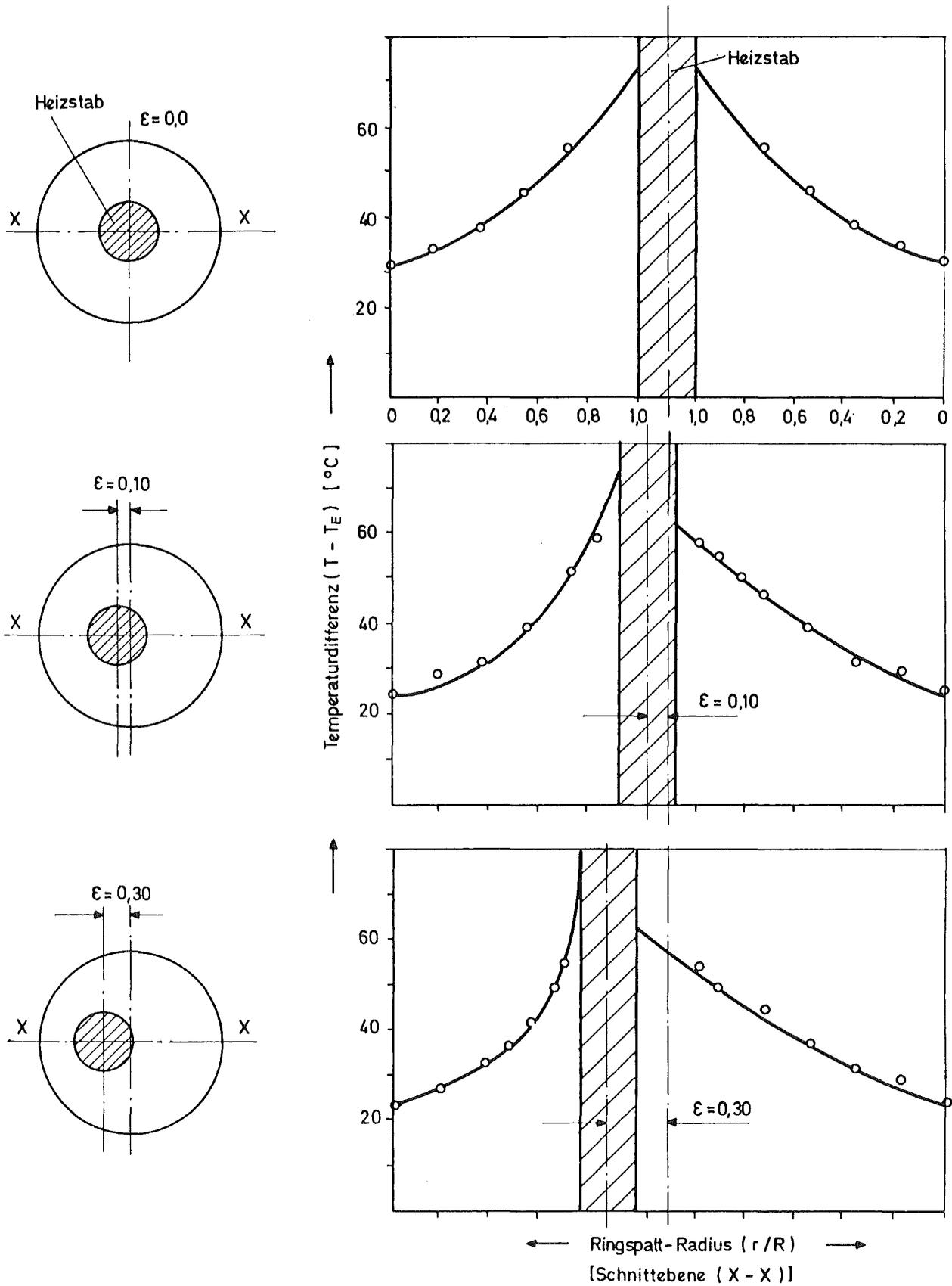


Abb.7 Experimentell ermittelte Temperaturverteilung im zentrisch / exzentrischen Ringraum für Natrium ($Pr=0,0057$; $Re = 4,6 \cdot 10^4$ $r_1/r_2 = 0,25$; $q = 80 \text{ W/cm}^2$; $\dot{m} = 1,58 \text{ m}^3/\text{h}$; $l/d_h = 37,2$); [13]

Abb. 8 zeigt die in einem 3-Stabbündel bei turbulenter Gasströmung gemessenen Wandtemperaturen längs eines Stabes im Bereich der Abstandshalterung bei Verwendung von glatten und rauhen Stäben. Glatte Stäbe ergeben weit größere axiale Temperaturvariationen als rauhe; der Abstandshalter bewirkt keine Heißstelle am Stab [14].

3. Zusammenfassung

Die Arbeiten der vergangenen Jahre betrafen im wesentlichen die Auslegung der Kernelemente des SNR-300 und gasgekühlter Schneller Reaktoren.

Die weiterführenden Arbeiten konzentrieren sich auf die Erfassung der lokalen thermischen Verhältnisse in Bündelströmung im Hinblick auf wirtschaftlichere Corekonzepte, Untersuchungen an unregelmäßigen Stabanordnungen, wie sie bei Stabverbiegungen und Stabversatz auftreten können und geänderte Kernelementgeometrien, wie sie z.B. für die Folgekerne des SNR 300 oder den SNR 2 vorgesehen sind.

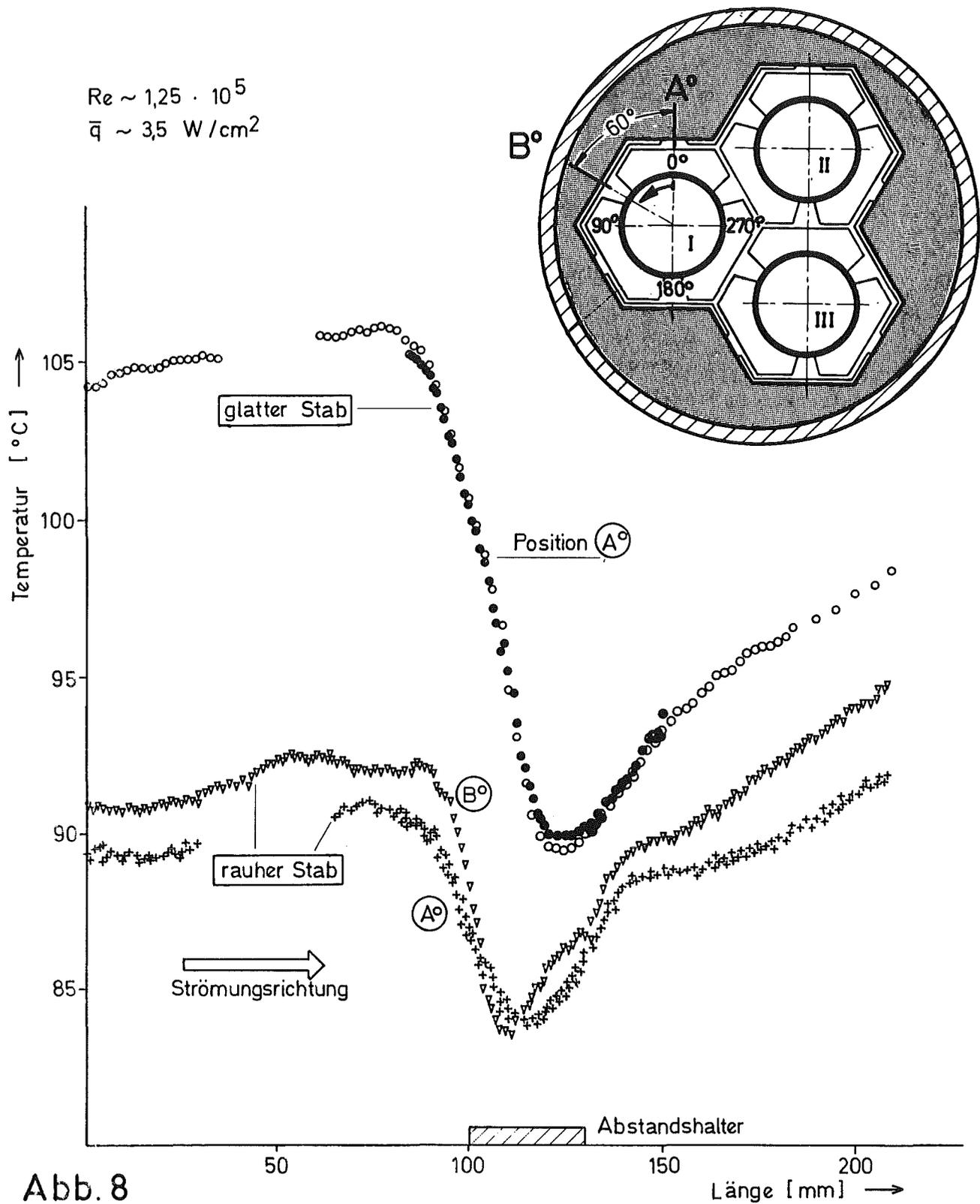


Abb. 8
Axiale Temperaturverteilung im Bereich der Abstützstelle der Stäbe für glatte und raue Staboberflächen [14]

Veröffentlichungen zur Thermo- und Fluidodynamik:

- [1] H. Hoffmann, F. Hofmann, D. Markfort, K. Rehme, P. Voj
Vortrag auf der BNES Conference on Fast Reactor Power Stations
London 11.-14.3.1974
- [2] W. Baumann, KFK-Bericht 1605, Juni 1972
- [3] A. Amendola, K. Doetschmann
Vortrag auf der DATF/KTG-Reaktortagung Hamburg 11.-14.4.1972
- [4] C. Savatteri
Vortrag auf der DATF/KTG-Reaktortagung Berlin 2.-5.4.1974
- [5] U. Schumann, KFK-Bericht 1854, Oktober 1973
- [6] F. Hofmann, KFK-Bericht 1653, Januar 1973
- [7] R. Meyder
Vortrag auf der DATF/KTG-Reaktortagung Berlin 2.-5.4.1974
- [8] Bericht über die Forschungs- und Entwicklungsarbeiten im Jahre 1973
KFK-Bericht 1950, Febr. 1974, S. 175/76
- [9] H. Hoffmann, KFK-Bericht 1843, Dezember 1973
- [10] K. Rehme
Diss. T.U. Karlsruhe, 1967
- [11] H. Hoffmann, E. Baumgärtner
IAEA-SM-173/20, Brüssel 1973
- [12] E. Baumgärtner, H.H. Frey, H. Hoffmann
KFK-Bericht 1273/4, S. 126-10
- [13] P. Donath, H. Völler, D. Weinberg
KFK-Bericht 1274/1, S. 126-6
- [14] J. Marek, A. Roth
KFK-Bericht 1273/3, S. 127-1

Stand der reaktorphysikalischen Arbeiten zum SNR

F. Helm ⁺⁾

Die reaktorphysikalischen Arbeiten, die in den Kernforschungszentren Karlsruhe, Mol und Petten durchgeführt werden, haben das gemeinsame Ziel, eine Vorhersage der physikalischen Eigenschaften schneller Brutreaktoren, insbesondere des SNR-300 und des SNR-2, möglich zu machen, und damit eine tragende Grundlage für die Optimierung der Kernausslegung sowie für sicherheitstechnische Untersuchungen zu schaffen.

Um den Zweck der Arbeiten etwas genauer zu umreißen, möchte ich zunächst die wichtigsten physikalischen Parameter schneller Brutreaktoren aufzählen. Als Reihenfolge habe ich hier die zeitliche Abfolge gewählt, mit der diese Parameter voll ins Blickfeld getreten sind:

Kritische Masse: Dieser Parameter muß vor dem Bau jeden Reaktors mit einer bestimmten Genauigkeit, die vom Reaktortyp und von der Flexibilität der Konstruktion abhängt, bekannt sein. Für kritische Experimente ist heute, mit einer Vertrauensgrenze von 90%, eine Vorhersagegenauigkeit von etwa 1% in k_{eff} gegeben - bei Leistungsreaktoren wird die Vorhersage durch die komplizierte Geometrie, den höheren Anteil höherer Pu-Isotope, sowie durch Abbranderscheinungen erschwert; die Unsicherheit soll durch die jetzt laufenden Arbeiten von etwa 1.8% auf 1.3% verringert werden.

⁺⁾ Dr. F. Helm, Institut für angewandte Systemtechnik und Reaktorphysik,
Kernforschungszentrum Karlsruhe

Brutrate: Dieser Parameter war entscheidend dafür, daß die Entwicklung schneller Reaktoren aufgenommen wurde. Während ihre Bedeutung bis vor wenigen Jahren vielfach hinter allgemein wirtschaftlichen Überlegungen zurückgestellt wurde, steht sie in letzter Zeit, auch wegen der sich abzeichnenden Brennstoffknappheit, wieder stark im Vordergrund. Mit Hilfe von Rechnungen und kritischen Experimenten ist eine Vorhersagegenauigkeit um 5% erreichbar.

Na-Void- und Dopplerkoeffizient: Nach der allgemeinen Konzeption schneller Brutreaktoren mußte eine genaue Untersuchung der Sicherheitsfragen folgen - hier spielen Na-Void und Dopplerkoeffizient eine sehr wichtige Rolle. Die Doppler-Messungen reichten von Messungen mit kleinen Proben bis zum großangelegten Programm des Leistungsreaktors SEFOR. Die Wirksamkeit dieses Effekts zur Begrenzung von Exkursionen sowie eine ausreichende Genauigkeit seiner Vorhersage (etwa 20%) konnte demonstriert werden.

Der Na-Void-Effekt wurde in aller Welt in einer langen Reihe von kritischen Experimenten mit zunehmend genauerer Meßtechnik und detaillierteren Auswerteverfahren untersucht. Auch hier wird jetzt eine Genauigkeit von 20% erreicht.

Abbrandeffekte, Spaltprodukte: Diese Effekte liefern den Hauptbeitrag dafür, daß die k_{eff} -Vorhersage für Leistungsreaktoren nicht so gut ist wie für kritische Anordnungen. Sie haben auch Auswirkungen auf andere wichtige Parameter, insbesondere den Na-Void-Effekt. Der Effekt des Aufbaus höherer Isotope wird in verschiedenen SNEAK-Anordnungen untersucht. Eine umfangreiche Serie von Experimenten über die Eigenschaften von Spaltprodukten und Spaltproduktmischungen ging im Herbst letzten Jahres in STEK zu Ende.

Ein spezieller Aspekt des Abbrands, dem erst in neuerer Zeit größere experimentelle Anstrengungen gewidmet werden, ist der Aufbau von ^{242}Cm und ^{244}Cm über ^{241}Am und ^{243}Am . Die Cm-Isotope sind wegen ihrer starken Neutronenaktivität bei spontaner Spaltung besonders wichtig, da sie hierdurch Unterkritikalitätsmessungen, sowie Transport, Aufarbeitung und Abfallagerung erschweren.

Kontrollstabwerte und Leistungsverteilung: Seit einigen Jahren werden in England, U.S.A. und Deutschland umfangreiche Programme durchgeführt, um diese Parameter in realistischer Geometrie in kritischen Anordnungen zu messen und mit den Ergebnissen mehrdimensionaler Rechnungen zu vergleichen. Ihre möglichst genaue Vorhersage ist sowohl für den wirtschaftlichen Betrieb als auch für die Sicherheit erforderlich. Nach den bisherigen Ergebnissen können Kontrollstabwerte mit 10%, Leistungsformfaktoren mit 3 - 5% Genauigkeit vorhergesagt werden.

Die Einzelaktivitäten auf dem Gebiet der Reaktorphysik im Rahmen des PSB bilden ein komplexes System (Abb. 1). In ihm werden Daten und Methoden erstellt oder auch im Informationsaustausch übernommen, dann weiterverarbeitet und schließlich zur Vorhersage der physikalischen Eigenschaften schneller Brutreaktoren angewendet.

Das Gesamtgebiet läßt sich grob in drei Hauptbereiche unterteilen - diese umfassen die Bereitstellung von Kerndaten und die Entwicklung von Rechenmethoden, sowie die Durchführung und Auswertung integraler Experimente.

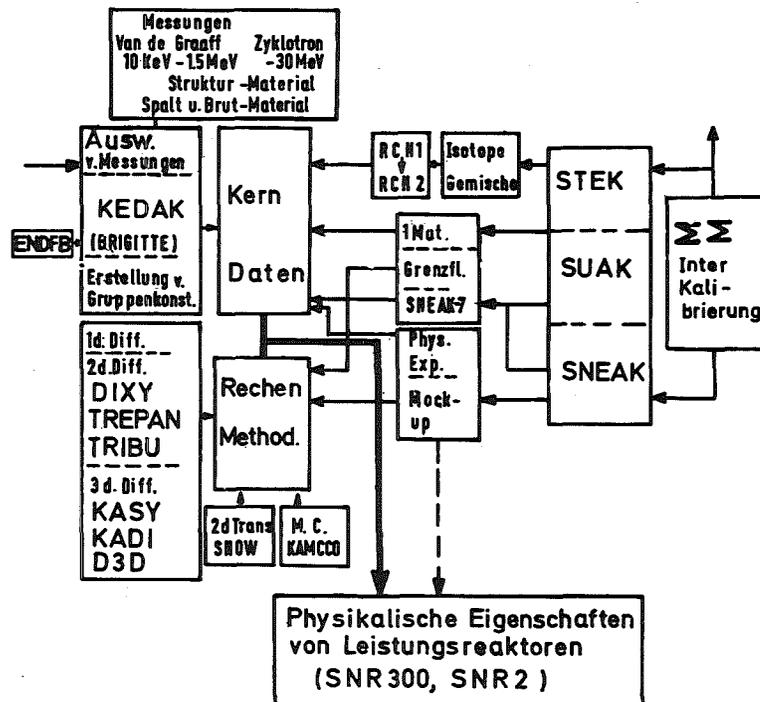


Abb. 1

Im Bereich der Kerndaten werden in Karlsruhe differentielle Messungen am Van-de-Graaff-Generator und am Zyklotron durchgeführt. Der Van-de-Graaff liefert mit Hilfe der Reaktion ${}^7\text{Li}(p,n){}^7\text{Be}$ 10 keV bis 1.5 MeV Neutronen, während das Zyklotron durch Abbremsen von Deuteronen in Uran einen Neutronenenergiebereich bis etwa 30 MeV erschließt. Ein großer Teil der Arbeiten befaßt sich mit Strukturmaterialien, einmal um allgemein nukleare Rechnungen zu verbessern, zum anderen um zu einer besseren Vorhersage der Aktivierung von Strukturmaterialien zu kommen und besonders auch um sicherere Abschirmrechnungen zu ermöglichen.

Ein großer Teil der Arbeiten befaßt sich aber auch mit den Querschnitten von Spalt- und Brutmaterialien, wobei ältere Fragestellungen (${}^{238}\text{U}$ -Einfang, ${}^{235}\text{U}$ -Spaltung, ${}^{239}\text{Pu}$ -Spaltung) allmählich von Untersuchungen über höhere, bzw. bisher weniger untersuchte Isotope (${}^{240}\text{Pu}$, ${}^{241}\text{Pu}$, ${}^{242}\text{Pu}$, ${}^{241}\text{Am}$, ${}^{243}\text{Am}$, ${}^{232}\text{Th}$, ${}^{237}\text{Np}$) abgelöst werden (Abb. 2 zeigt gemessene Spaltquerschnitte für ${}^{235}\text{U}$).

Die Ergebnisse differentieller Querschnittsmessungen bilden die Ausgangsdaten, die nach einer detaillierten Auswertung in die Querschnittsbibliotheken, in Karlsruhe also in KEDAK, eingebracht werden. In diesen Prozeß gehen auch ausländische Meßdaten ein, ebenso wie Karlsruher Messungen auch zu Auswertungen im Ausland herangezogen werden. Besonders vorteilhaft für die Erstellung der neuen Version der KEDAK-Bibliothek ist es, daß mit Hilfe des Programms BRIGITTE, das im CEN Mol in Belgien erstellt wurde, Kerndaten der amerikanischen ENDF/B-Bibliothek auf KEDAK-Format gebracht werden können. Dies ist im Berichtsjahr für eine Reihe von Isotopen erfolgt (${}^{58}\text{Ni}$, ${}^{16}\text{O}$, ${}^{234}\text{U}$, ${}^6\text{Li}$, ${}^7\text{Li}$).

Die Programme zur Erstellung von mikroskopischen und schließlich von makroskopischen Gruppenquerschnitten wurden weiter verbessert. Besonders sollte erwähnt werden, daß für die makroskopischen Querschnitte eine Interpolation der f-Faktoren zwischen den vorgegebenen

nen Temperaturwerten sowie eine Berücksichtigung der unterschiedlichen Spaltspektren von ^{235}U und ^{239}Pu ermöglicht wurde.

Im Bereich der Rechenmethoden war das Ziel der Arbeiten weniger die Erstellung neuer Programme als die Verbesserung und die Vereinfachung der Anwendung existierender. Die zunehmende Notwendigkeit, das reaktorphysikalische Verhalten auch in komplizierten Geometrien möglichst genau zu erfassen, macht es verständlich, daß sich die Arbeiten hauptsächlich auf die mehrdimensionalen Diffusionsprogramme konzentrierten. Für die zweidimensionale Rechnung steht jetzt in Karlsruhe zusätzlich zu DIXY das belgische Programm TREPAN mit Dreiecksgeometrie zur Verfügung. Außerdem wurde in Mol für Abbrand- und Brennstoffeinsatzrechnungen ein zweidimensionales Programm in Dreiecksgeometrie, TRIBU, entwickelt.

Für dreidimensionale Rechnungen hat das Synthese-Programm KASY bereits umfangreiche Anwendung bei der Auswertung von SNEAK-Experimenten und Entwurfsrechnungen für den SNR gefunden. Es wurde weiter verbessert. Hinzukommen die voll dreidimensionalen Programme KADI und D3D, letzteres wird jetzt auch für Einsatz in Dreiecks-Geometrien vorbereitet.

In den zweidimensionalen Transport-Code SNOW wurde anisotrope Streuung eingebracht, und umfangreiche Auswerteroutinen wurden vorbereitet.

Das MONTE-CARLO-Programm KAMCCO wurde schneller und universeller einsetzbar gemacht. Bei der Auswertung der zeitabhängigen Spektromessungen in SUAK wurde es erstmals in größerem Umfang eingesetzt.

Einen wesentlichen Fortschritt wird schließlich der Einsatz des Programmsystems KAPROS bringen, der jetzt vorbereitet wird. Im

Berichtsjahr wurden der Systemkern ausgetestet und einige Module eingebracht, insbesondere das bisher benutzte Programmsystem NUSYS. Das Einbringen von größeren Programmen und vor allem auch von Dynamik-Codes wird vorbereitet.

Messungen an integralen Anordnungen dienen zur Überprüfung von Kerndaten und Methoden. Bei einigen speziellen Untersuchungen (SNEAK engineering mock-ups) ist auch eine verhältnismäßig direkte Übertragung auf den Leistungsreaktor möglich.

Von der niederländischen Gruppe um die Anordnung STEK in Petten werden seit mehreren Jahren Arbeiten durchgeführt, die auf eine Verbesserung von Spaltproduktquerschnitten zielen.

In einer Reihe von verschiedenen Neutronenspektren, zuletzt im härtesten Spektrum STEK-500, wurden an Proben bis zu 60 verschiedener Spaltproduktisotope sowie an 3 Spaltproduktmischungen Reaktivitätswertmessungen durchgeführt. Von den Mischungen wurden zwei aus abgebranntem Brennstoff erstellt; eine, künstlich zusammengestellte, wurde aus Karlsruhe übernommen.

Aus bereits vorliegenden Kerndaten wurden Pseudospaltproduktquerschnitte für die Isotope ^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu nach einem Abbrand von $50000 \frac{\text{MWd}}{\text{t}}$ erstellt, die in Rechnungen für den SNR-300 Verwendung finden. Die Abweichung zwischen diesen Querschnitten und Werten, die von anderen Gruppen berechnet wurden, zeigt Abb. 3. Noch größer sind die Abweichungen zwischen RCN Petten und anderen Gruppen für Einzelisotope. Eine Anpassung der Pseudospaltproduktquerschnitte an die Messungen mit Spaltproduktgemischen brachte nur geringe Änderungen. Die Auswertung der Messungen an einzelnen Isotopen ist noch im Gange. Sie wird schließlich mit der Erstellung des Spaltproduktquerschnittssatzes RCN-2 abgeschlossen.

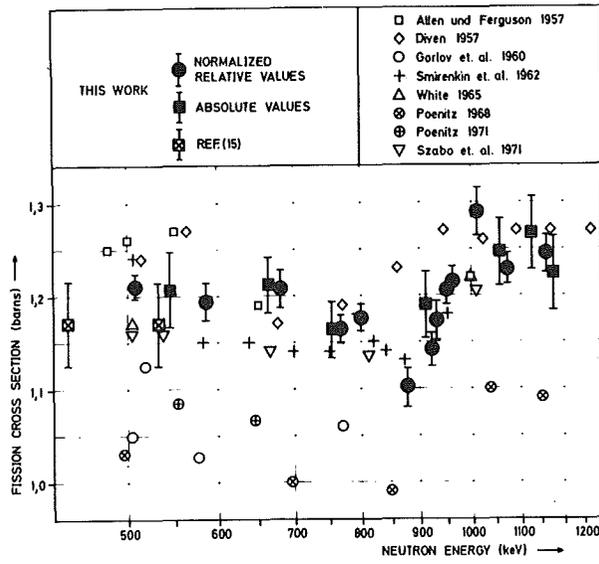


Abb. 2: Gemessene Spaltquerschnitte von ^{235}U

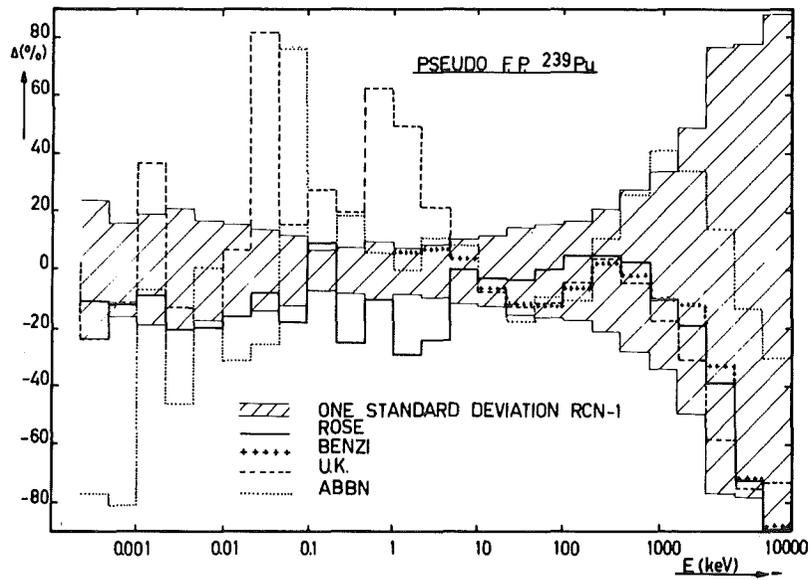


Abb. 3: Pseudospaltproduktquerschnitte

An der schnellen unterkritischen Anordnung SUAK lag der Schwerpunkt der Arbeiten zunächst auf dem Abschluß der Messungen sowie deren Interpretation für Einmaterialanordnungen aus Eisen und Natururan. Der wesentliche Fortschritt war, daß an diesen Anordnungen zeitabhängige Spektren gemessen worden waren, die sehr empfindlich vom inelastischen Streuquerschnitt abhängen. Durch Vergleich mit MONTE-CARLO-Rechnungen konnte der Verlauf dieses Querschnitts daher für die untersuchten Materialien neu bestimmt werden.

Außerdem wurde in SUAK für die genaue Untersuchung des Spektrums die Anordnung SNEAK-7A ($\text{PuO}_2\text{-UO}_2 + \text{C}$) unterkritisch aufgebaut. Die Meßergebnisse weisen darauf hin, daß das Spektrum zu hart gerechnet wurde. Sie stellen eine wichtige Ergänzung der physikalischen Messungen in der SNEAK-7-Serie dar.

An der SNEAK wurde über den größten Teil des Jahres die mock-up Anordnung SNEAK-9A-2 untersucht. In dieser Anordnung wurden Kernzone und Kontrollstabgeometrie des SNR-300 möglichst genau nachgebildet (Abb. 4). Die wichtigsten Meßgrößen waren Kontrollstabreaktivität und Leistungsverteilung. Die Ergebnisse lassen sich kurz in zwei Feststellungen zusammenfassen: 1.) Gegenüber Messungen mit der statischen Multiplikationsmethode wird die Reaktivität von Stäben oder Stabsystemen durch Rechnungen mit dem KFKINR-Satz konsistent um etwa 5% unterschätzt. Bei der kinetischen Source-Jerk-Methode ist die Übereinstimmung, vermutlich wegen der Anwesenheit von Oberwellen in der Flußverteilung, abhängig von der Unterkritikalität. 2.) Gemessene und gerechnete Leistungsverteilung stimmen gut (etwa innerhalb 2%) überein. Die Asymmetrie, die durch partiell eingefahrene Stäbe erzeugt wird, wird leicht unterschätzt (Abb. 5).

In der zweiten Jahreshälfte wurde die Anordnung SNEAK-9C aufgebaut, in der besonders intensiv der Einfluß höherer Isotope auf

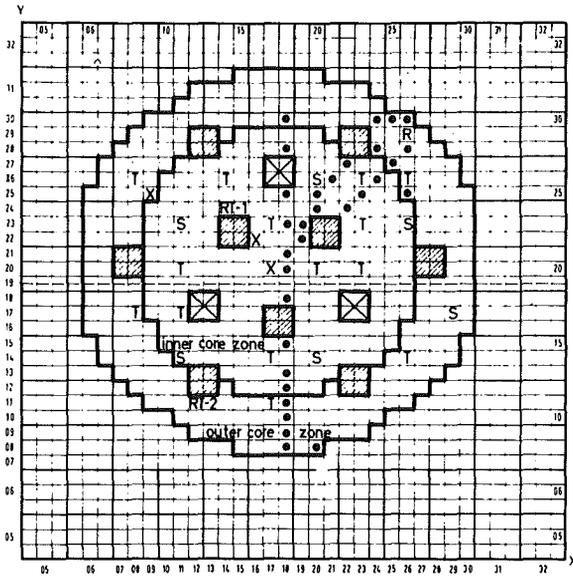


Abb. 4:
Nachbildung der Kernzone
und Kontrollstabgeometrie des
SNR 300 in SNEAK (Querschnitt)

SNEAK - 9A - 2

Simulated SNR control rod (RT-1, RT-2)

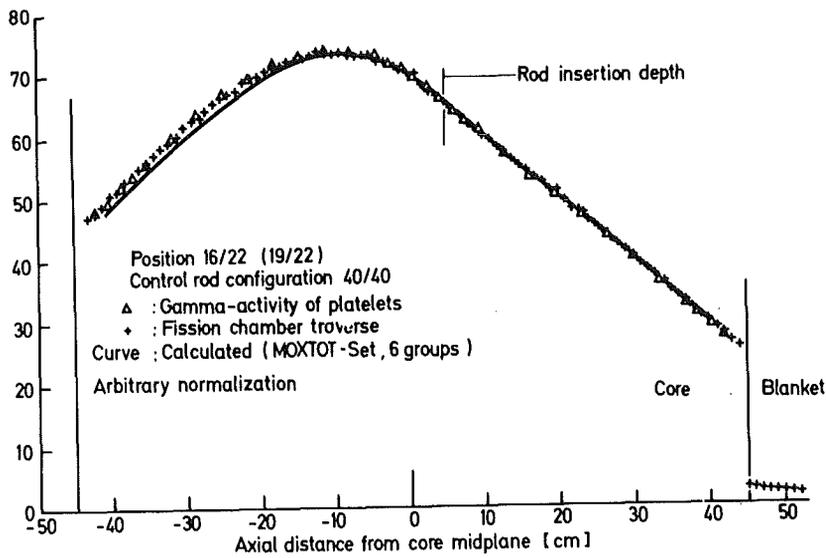
Simulated SNR safety rod

Position of axial traverse measured with

X SNEAK platelets

• fission chambers

S = SNEAK safety rod, T = SNEAK shim rod, R = SNEAK control rod



Axial Power Distribution in SNEAK - 9A 2

Abb. 5: Axiale Leistungsverteilung in SNEAK-9A2

alle physikalische Parameter (Reaktionsraten, Kritikalität, Na-Void) untersucht werden wird.

Es muß noch erwähnt werden, daß auch im vergangenen Jahr von Mitarbeitern aus Karlsruhe und aus Petten Messungen von Reaktionsratenverhältnissen und von Spektren an der Standard-Spektrums-Anlage in Mol durchgeführt wurden. Diese Messungen dienen zum internationalen Vergleich der Meßmethoden und haben sich beim Auffinden von Fehleichenungen sehr bewährt.

Dies bringt uns zum Ende des Überblicks über den Stand der reaktorphysikalischen Arbeiten, die zur Unterstützung des DEBENELUX-Schnellbrüterprojekts durchgeführt werden. Nur das Zusammenwirken der Arbeiten auf allen genannten Gebieten - differentielle und integrale Experimente, Entwicklung und Anwendung moderner Berechnungsmethoden - macht die Vorhersage von reaktorphysikalischen Eigenschaften mit der Genauigkeit und Zuverlässigkeit möglich, die zum Bau des Prototyps SNR-300 und der nachfolgenden Reaktoren erforderlich ist.

Untersuchungen zum Brennstabversagen und zu
Kühlungsstörungen

J.A. Goedkoop⁺⁾

Zur Diskussion der Untersuchungen in Petten zum Brennstabversagen durch Kühlungsstörungen wälen wir uns die radiale Temperaturverteilung vor Augen halten, wie sie normalerweise im Brennstab herrscht. Sie ist in Abb. 1 skizziert für einen Mark I Stab (6 mm \emptyset) bei einer Stabileistung von 430 Watt/cm, was etwa derjenigen in einem zentralen Brennelement entspricht.

Vom Natrium, das beim Austritt eine Temperatur von etwa 550 °C haben wird, gelangt man in die Stahlhülle, die auf etwa 620 °C ist, dann steigt in der Spalte und im Uran/Plutonium-Oxidgemisch die Temperatur weiter an bis zu etwa 2300 °C.

Einen Eindruck von den noch verfügbaren Sicherheitsmargen gewinnt man links im Bilde, wo die relevanten Phasenumwandlungen angedeutet sind; d.h. die Schmelzpunkte von Hüllrohrstahl und Brennstoff, sowie der Siedepunkt des Natriums, der im SNR 300 bei etwa 1050 °C liegt.

Bei einer Kühlungsstörung wird sich das ganze Temperaturprofil nach oben verschieben. Wird diese Verschiebung etwa 450 °C, dann wird das Natrium an der Staboberfläche den Siedepunkt erreichen. Die Hülle ist dann noch unter dem Schmelzpunkt, wird aber ihre Festigkeit teilweise verloren haben. Ist sie einem Gasdruck ausgesetzt, wie er sich während des Abbrandes bildet, so könnte sie dadurch versagen.

Viel wahrscheinlicher wird ein Brennstabversagen, wenn das Natrium wirklich zu sieden anfängt, womit der Wärmetransport vom Stab aus behindert würde. Bald wird dann die Hülle schmelzen, und es entsteht auch die Möglichkeit einer Wechselwirkung zwischen Brennstoff und Natrium.

⁺⁾ Prof. Dr. J.A. Goedkoop, Geschäftsführer, Reactor Centrum Nederland, Petten (N.H.), Niederlande

SNR 300 MARK 1 FUEL PIN AT 430W/cm

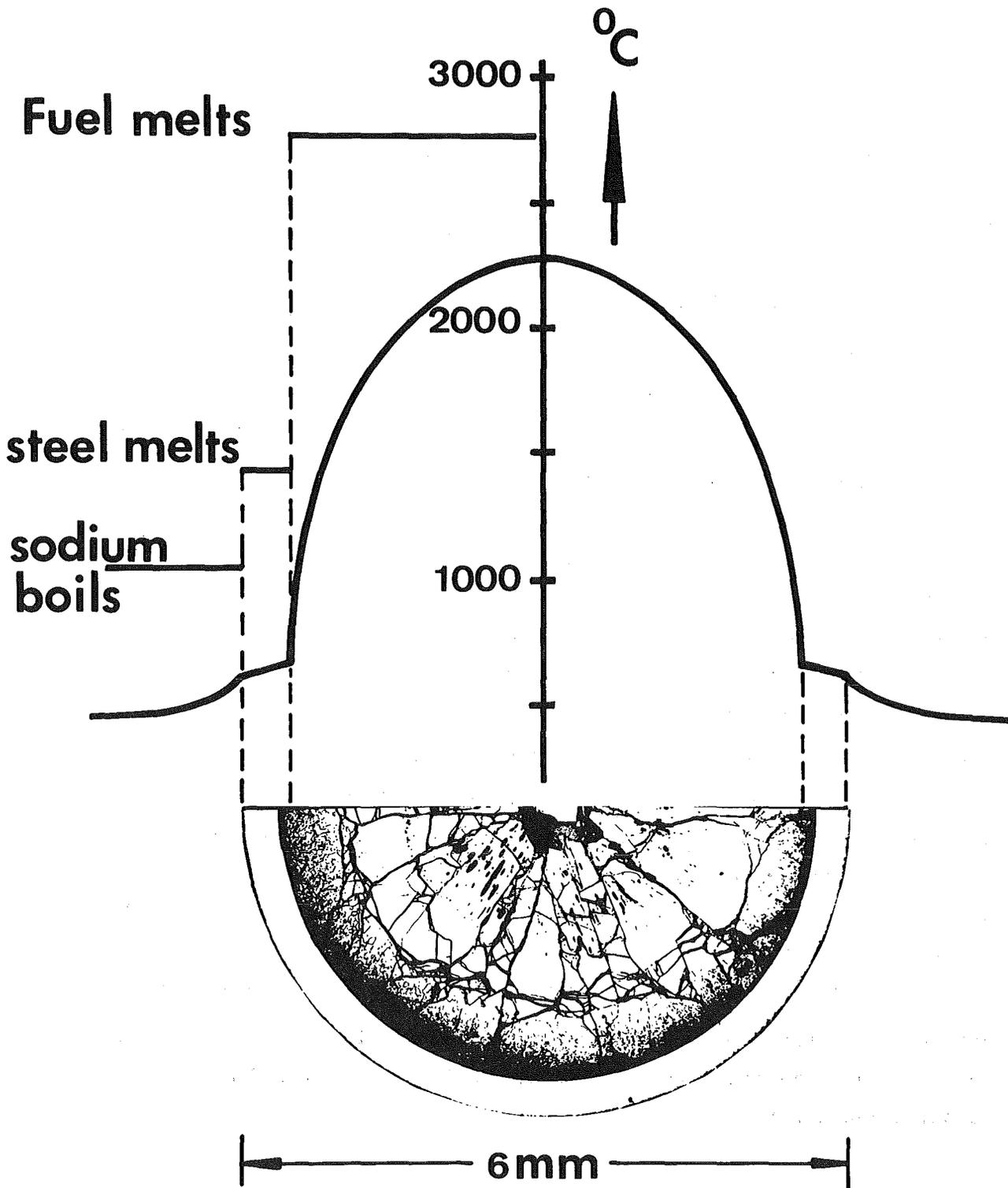


Abb. 1

1. Versuche mit elektrisch beheizten Stabbündeln

Zuerst ist die Frage zu beantworten, welche Temperatur das Natrium örtlich bei einer postulierten Kühlungsstörung erreicht, zweitens ob es, wenn schon die Siedetemperatur überschritten wird, auch wirklich zu sieden anfängt. Es gibt doch Andeutungen dafür, daß ein beträchtlicher Siedeverzug möglich ist.

Zur Beantwortung dieser Fragen werden in Petten Versuche durchgeführt mit simulierten, elektrisch beheizten, Stabbündeln. Im Augenblick ist es das in Abb. 1 links gezeigte Bündel, welches 12 solcher Heizstäbe enthält. Ein solches Bündel befindet sich jetzt in der Teststrecke, die in unserem 500 kW Natriumkreislauf eingebaut ist.

Für die Siedeversuche, bei denen hier eine integrale Kühlungsstörung simuliert werden soll, ist das Bündel ausgestattet mit Dampfblasendetektoren und Siedeinitiatoren. Dazu gibt es natürlich eine Vielzahl von Thermoelementen.

Bisher haben wir mit diesem ersten 12-Stab-Bündel Ein-Phasenversuche durchgeführt, die uns viel Nützliches gelehrt haben über Wärmeübertragung und Strömungsvermischung. Beim Vergleich mit Rechnungen wurde auch die elastische Verbiegung der Stäbe in Betracht gezogen, die durch transversale Temperaturgradienten hervorgerufen wird. Solche Verbiegungen könnten auch bei lokalen Kühlungsstörungen eine große Rolle spielen. Zu diesem Thema wird in Petten ein Rechenprogramm entwickelt.

Abb. 3 zeigt das zukünftige 28-Stab-Bündel, mit dem so große lokale Kühlungsstörungen untersucht werden sollen, daß hinter der Blockade Sieden auftritt. Diese Arbeit wird gemeinsam von der Gesellschaft für Kernforschung und uns gemacht. Wie links im Bilde angedeutet, handelt es sich um einen 60° -Ausschnitt aus einem SNR 300 Brennelement, wobei der Querschnitt teilweise blockiert sein wird. Auf Grund von Versuchen in einem Wasserkreislauf hier in Karlsruhe wird die Blockade nun 61% sein, etwas größer als links gezeichnet.

In Abb. 3 sind übrigens noch einige Einzelheiten der Teststrecke (die sehr schweren Beanspruchungen ausgesetzt werden soll) und deren Einbau im Natriumkreislauf dargestellt.

12 ROD BUNDLE FOR GROSS BOILING EXPERIMENTS

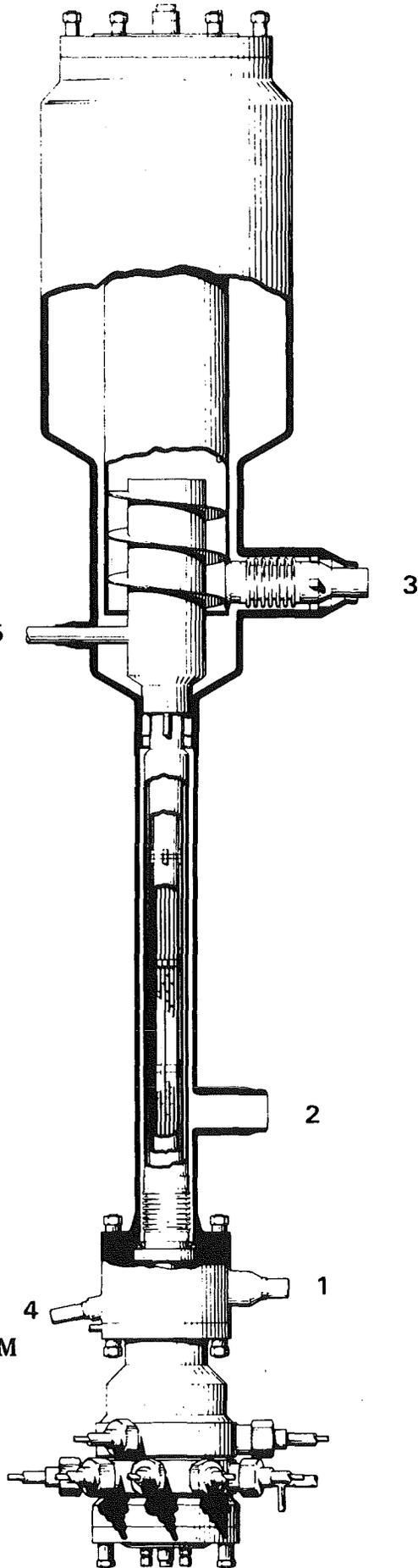


Abb. 2

- 1 SODIUM INLET
- 2 SODIUM INLET SLIPSTREAM
- 3 SODIUM OUTLET
- 4 PRESSURE GAUGE
- 5 PRESSURE GAUGE

28 ROD BUNDLE FOR LOCAL BOILING EXPERIMENT

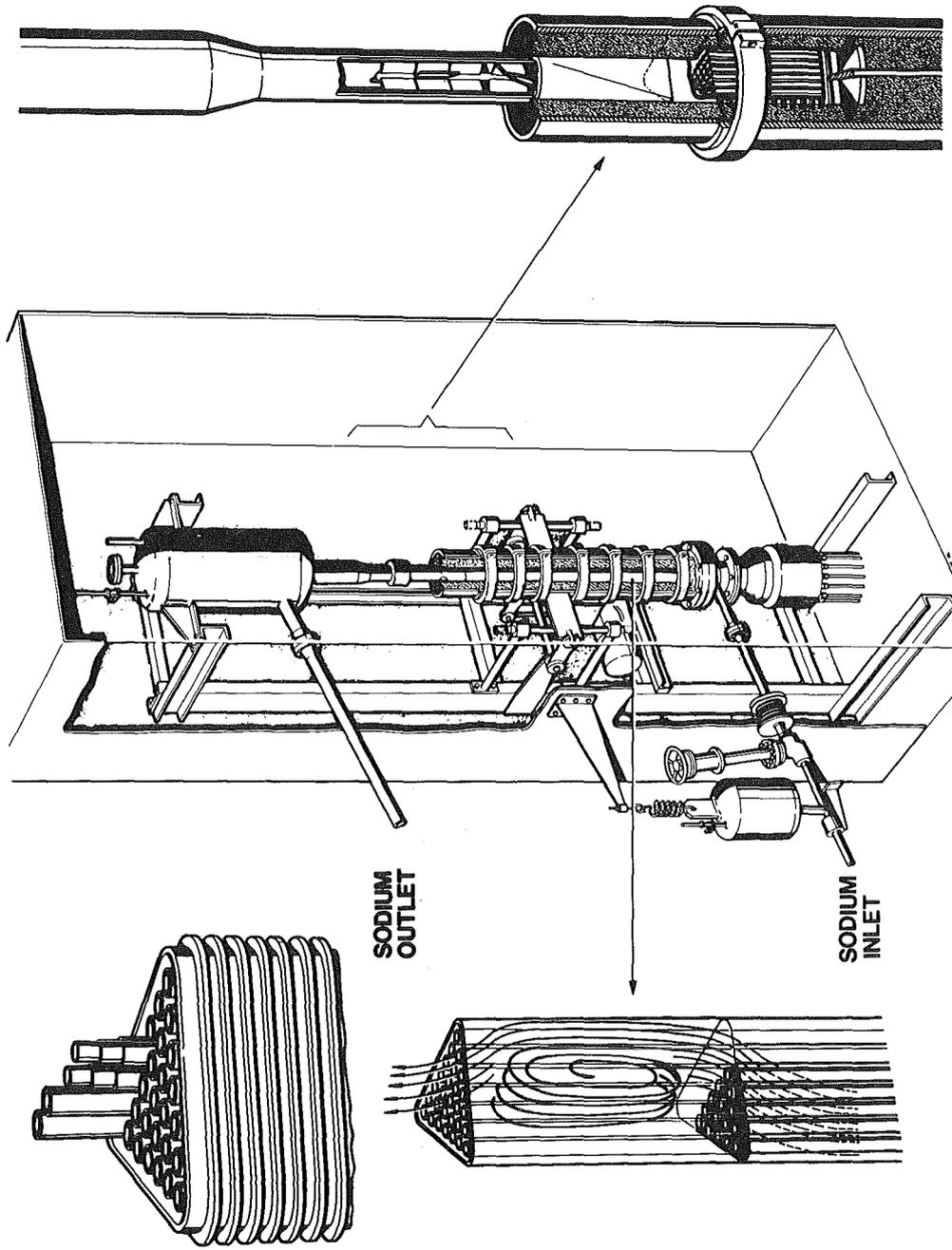


Abb. 3

2. Versuche zum Brennstabversagen

Während die Versuche mit simulierten Brennelementen noch im Anlaufen sind, liegen jetzt interessante Ergebnisse vor von unserem Experiment zum Brennstabversagen.

Diese Versuche werden gemacht in dem Hochfluss-Reaktor in der sogenannten "pool side facility". Bei voller Reaktorleistung von 45 MW beträgt der Neutronenfluss unmittelbar am Reaktorkern etwa $10^{14} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$. Der weitere Flussverlauf im Wasser ist wie oben in Abb. 4 skizziert. Wird nun ein Brennstab vertikal aufgestellt und den Neutronen ausgesetzt, so kann, wenn die richtige Anreicherung gewählt ist, die gewünschte Wärmeleistung eingestellt werden durch Verschiebung des Stabes relativ zur Corewand.

Der Brennstab steht in Natrium. Die Wärme fließt vom Stab aus radial zum Kühlwasser. Auf seinem weiteren Weg muß dieser Wärmefluss einen engen Spalt überqueren, der eine Mischung von Helium und Stickstoff enthält. Mit dem Mischungsverhältnis dieser beiden Gase hat man den Wärmewiderstand in der Hand und damit, bei gegebener Stableistung, die Natriumtemperatur.

Der Ring in Abb. 4 zwischen dem Natrium und dem Gasspalt stellt einen Raum dar, der mit einer Natrium-Kalium-Legierung gefüllt und nur in einer der Versuchsreihen eingebaut ist. Er ist so eingerichtet, daß man das NaK durch Helium ersetzen kann, womit der Wärmewiderstand sprunghaft gesteigert wird.

Die verschiedenen Anwendungsmöglichkeiten dieser Versuchsanordnungen seien jetzt erläutert durch 12 kleine Diagramme (Abb. 5). In jedem davon muß man sich die Zeit als Abszisse denken. Die erste vertikale Spalte gibt die Höchstwerte der Wärmeleistung und (durch geeignete Wahl des Wärmewiderstandes) der Brennstabtemperatur bei normalem SNR 300 Betrieb an.

Die zweite Spalte, die mit SHOT bezeichnet ist, bezieht sich auf unsere "Stationary High Temperature" Versuche. Hier hat die Wärmeleistung ihren normalen Wert, der Wärmewiderstand ist aber so gewählt, daß die Natriumtemperatur übernormal ist. Damit wird eine reduzierte Kühlung simuliert. Abhängig von den jeweiligen Bedingungen führt dieses zum Brennstabversagen nach einer Zeit von einigen Minuten bis zu einigen Stunden.

FUEL PIN TESTS IN PETTEN HFR POOL

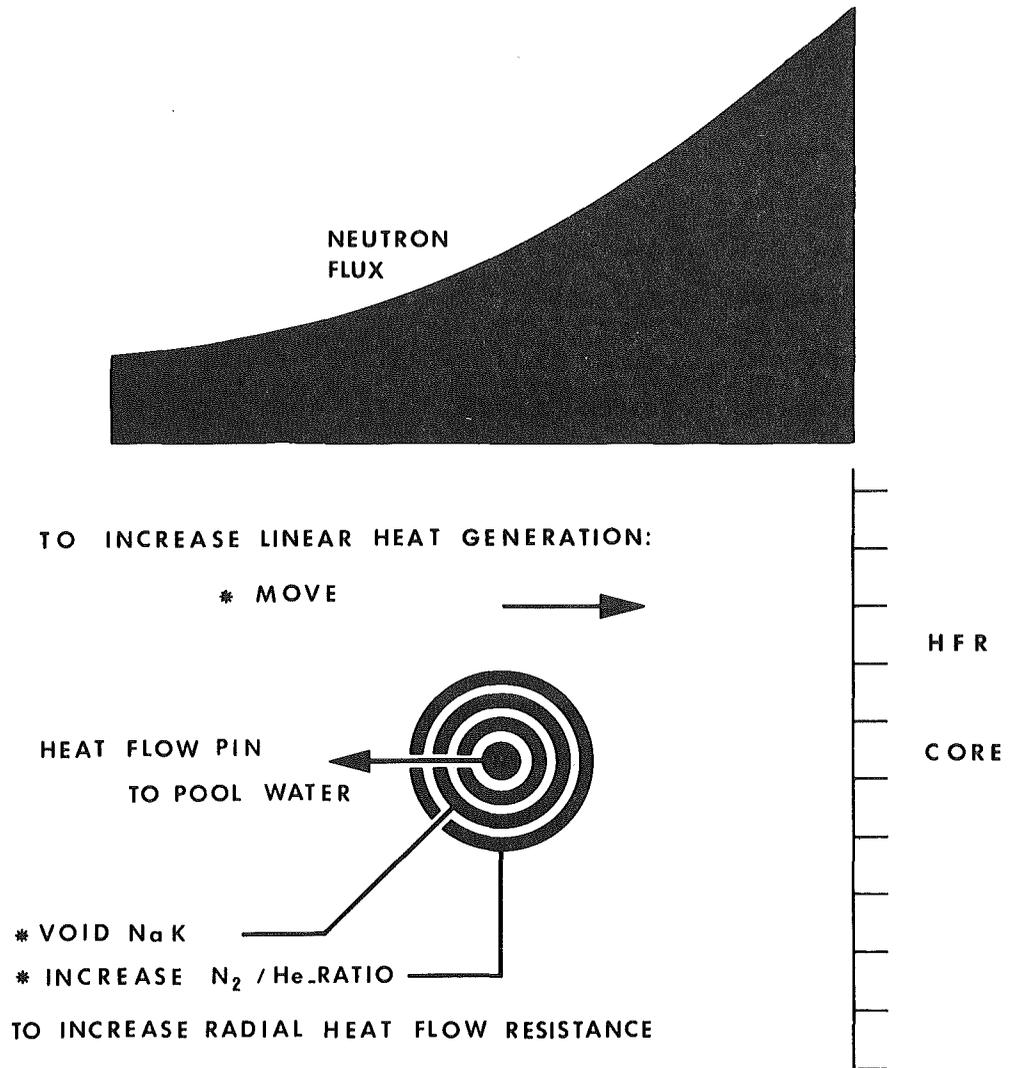
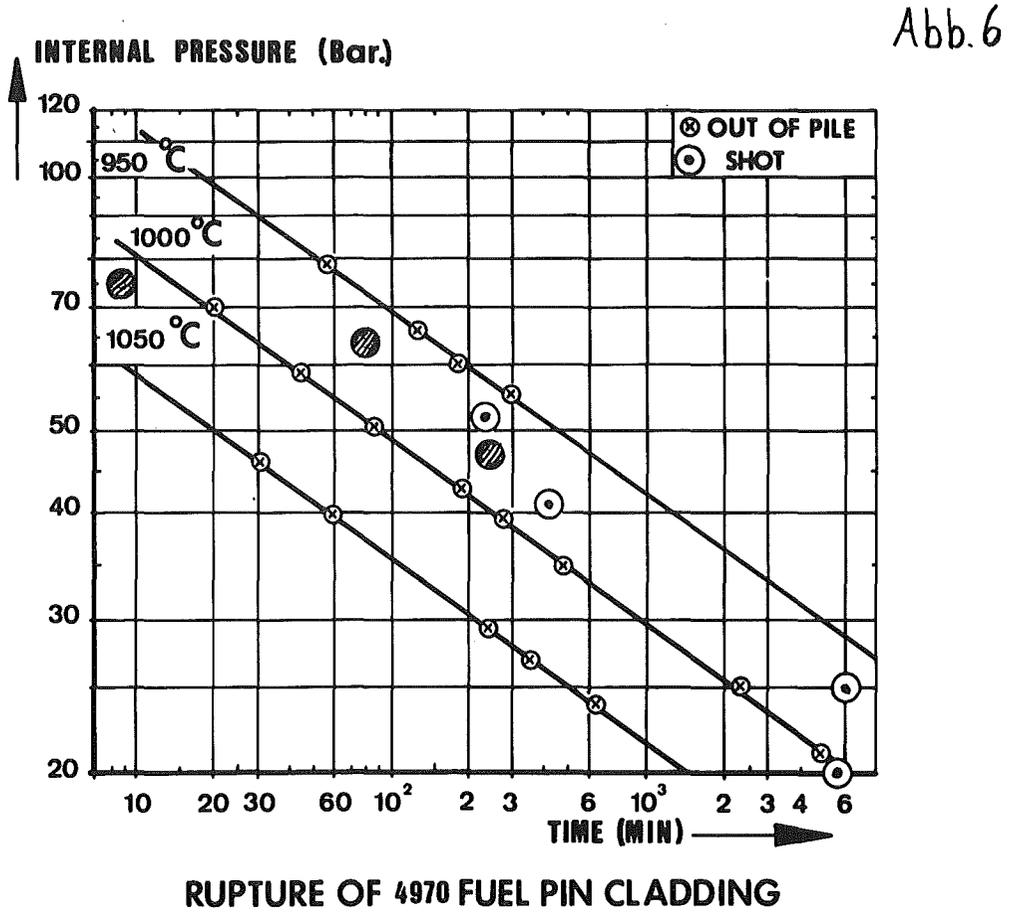
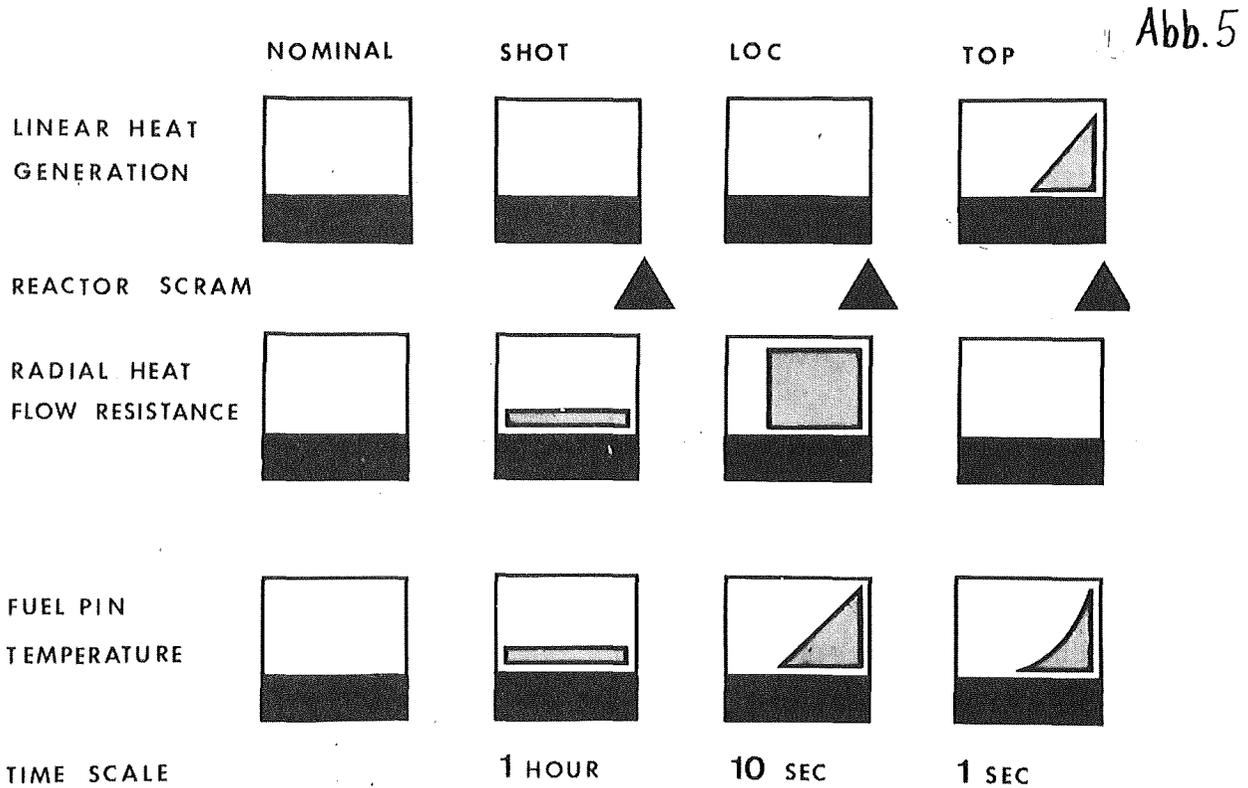


Abb. 4

SNR-300 FUEL PIN TESTS IN PETTEN HFR



Die Abkürzung LOC in der dritten Spalte bedeutet "Loss-of-Cooling" Versuche. Hier sind die Ausgangsbedingungen so, daß die Wärmeleistung sowie die Natriumtemperatur normal sind. Diese Versuche sind mit der NaK Vorrichtung ausgestattet, wodurch die Kühlung zur gewünschten Zeit unterbrochen werden kann. Das führt zu einer schnellen Temperaturerhöhung. Die LOC-Versuche werden durch Abschaltung des Reaktors beendet, bevor die Bestrahlungseinrichtung zu weit beschädigt wird.

Die letzte Spalte bezieht sich auf die "transient overpower" (TOP) Versuche, die wir in Zukunft machen werden. Im Gegensatz zu den vorhergehenden bleibt bei diesen Experimenten die Kühlung normal, jedoch wird durch schnelle Bewegung der Bestrahlungsvorrichtung zum Reaktor hin die Leistung plötzlich erhöht, was dann auch zu einer schnellen Temperaturzunahme führt.

3. Ergebnisse der SHOT-Versuche

Weil die TOP-Experimente noch ganz in der Vorbereitungsphase sind, werde ich auf Einzelheiten verzichten und jetzt über die Ergebnisse der beiden anderen Versuchsreihen berichten, zuerst der SHOT Experimente, bei denen es sich also um die Beantwortung der Frage handelt, wie lange die Hülle eines Brennstabes einer erhöhten Natriumtemperatur ausgesetzt werden kann, bis sie versagt, und wie das dann vorsichgeht. Neben der Temperatur ist dabei der Innendruck ein wichtiger Parameter.

Vorversuche zu diesen Fragen sind in Petten mit Hüllrohrproben gemacht worden, die durch einen elektrischen Strom auf die gewünschte Temperatur aufgeheizt und dann dem Gasdruck ausgesetzt wurden. Aus theoretischen Gründen ist zu erwarten, daß die Zeit zum Bersten, t_f , von der Absoluttemperatur T und dem Innendruck P abhängt nach der Gleichung $t_f = CP^{-n} \exp(Q/RT)$. Wie gezeigt werden soll, sind die experimentellen Ergebnisse in guter Übereinstimmung mit dieser Gleichung. Zum Beispiel fanden wir aus unseren Messungen für den Sandvikstahl Werkstoff Nr. 1.4970 einen Exponent $n = 4,6$ und eine Aktivierungsenergie $Q = 100 \text{ kcal/mol}$.

Diese out-of-pile Ergebnisse sind in Abb. 6 als Kreuze eingetragen, horizontal logarithmisch die Zeit-zum-Bersten und vertikal, ebenfalls logarithmisch, der Gasdruck. Die Messungen beziehen sich auf 950, 1000 und 1050 °C. Für jede dieser Temperaturen ist auch eine Gerade nach der eben gezeigten Gleichung eingezeichnet.

In Abb. 6 sind die 7 bisher durchgeführten SHOT Experimente durch größere Kreise dargestellt. Bei allen wurde die ziemlich hohe spezifische Leistung von 600 W/cm eingehalten, und es wurde auf eine Hülltemperatur von 1000 °C gezielt. Dabei soll man aber bedenken, daß erstens die Temperatureinstellung schwierig ist, zweitens daß es bei diesen Experimenten, in Gegensatz zu den out-of-pile Versuchen, noch einen Temperaturgradienten über der Hülle gibt. Zieht man das in Betracht, dann ist die Übereinstimmung nicht schlecht. Damit ist gezeigt, daß sich die Zeit-zum-Bersten mit guter Genauigkeit nach einer einfachen Formel berechnen läßt.

Es bleibt dann die Frage nach dem Versagensmechanismus. Grob gesagt sind dafür zwei Abläufe gefunden worden:

Bei Innendrücken niedriger als etwa 45 bar bildet sich ein Riss, wodurch das Gas hinausfließt, ohne daß weitere Schäden auftreten. Der photographische Querschnitt in Abb. 7 zeigt ein typisches Beispiel; der Riß ist links oben im Bild kaum sichtbar. Der Druck in diesem Fall war 41 bar.

Ist der Druck größer, dann ist der Ablauf dramatischer, wie Abb. 8 zeigt. Das Gas, das in diesem Fall einen Druck von 47 bar hatte, hat hier ein Loch gebildet mit Kanten, die durch Schmelzen abgerundet sind. Man kann dieses nur so deuten, daß bei seinem jähen Austritt das Gas während kurzer Zeit das Natrium verdrängt hat und damit die Hülle örtlich thermisch isoliert.

Ähnliche Beobachtungen sind gemacht worden in allen in Abb. 6 schraffierten Fällen; bei den übrigen wurden keine Hinweise für "Gas Blanketing" gefunden. Der Unterschied scheint uns wichtig, denn wenn das aus einem Brennstab strömende Gas diesen isolieren kann, so kann es auch Nachbarstäbe isolieren, und damit könnte der Störfall propagieren.

Mit diesen Ergebnissen ist unser SHOT-Programm noch nicht beendet. Es stehen noch Versuche bevor mit zuvor bestrahlten Brennstäben, sowie auch Versuche bei 850 °C, wobei auch chemische Einwirkungen auf der Hüllennenseite eine Rolle spielen könnten.

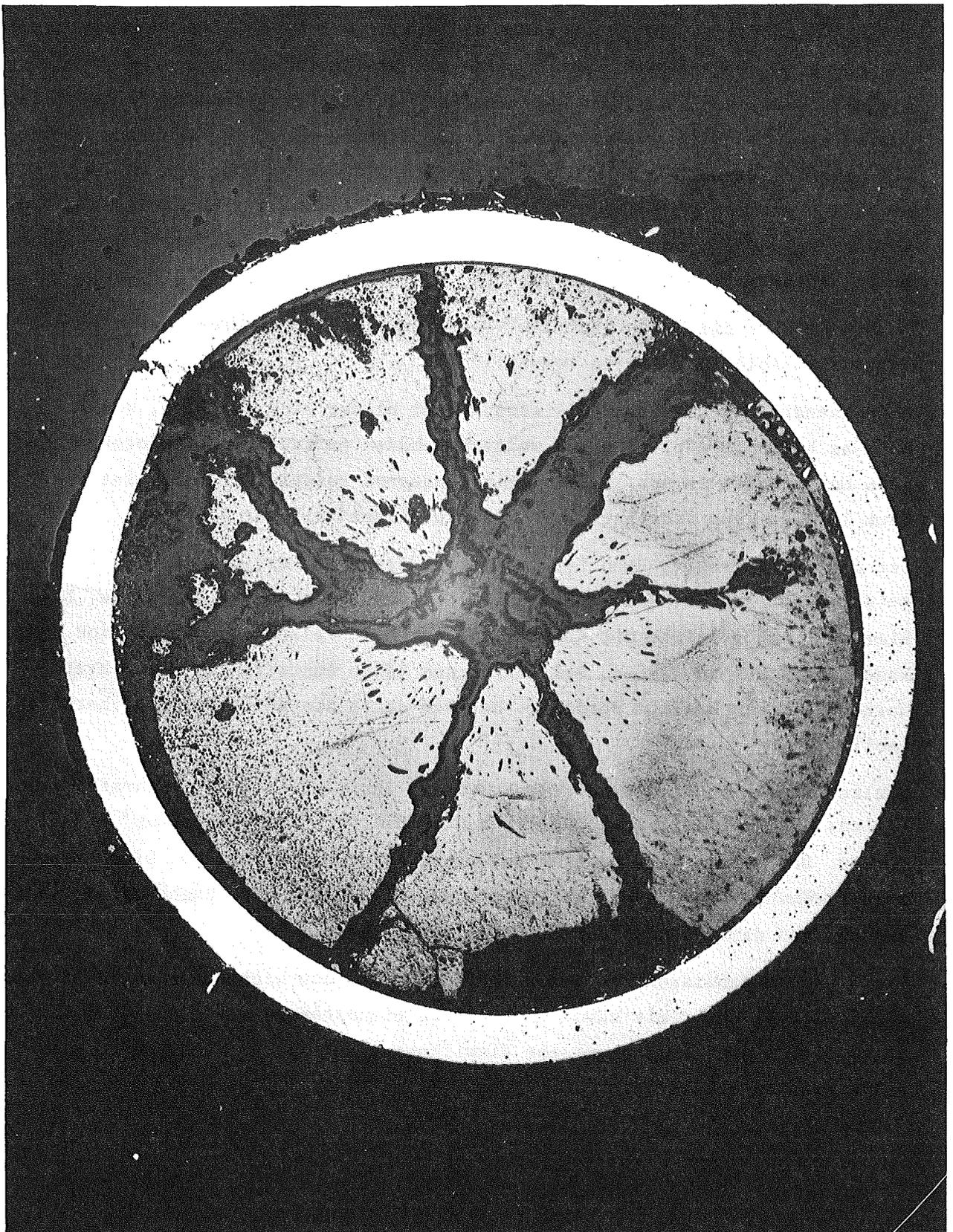


Abb. 7: Spaltgasleck (Riß links oben sichtbar) bei Innendruck = 41 bar

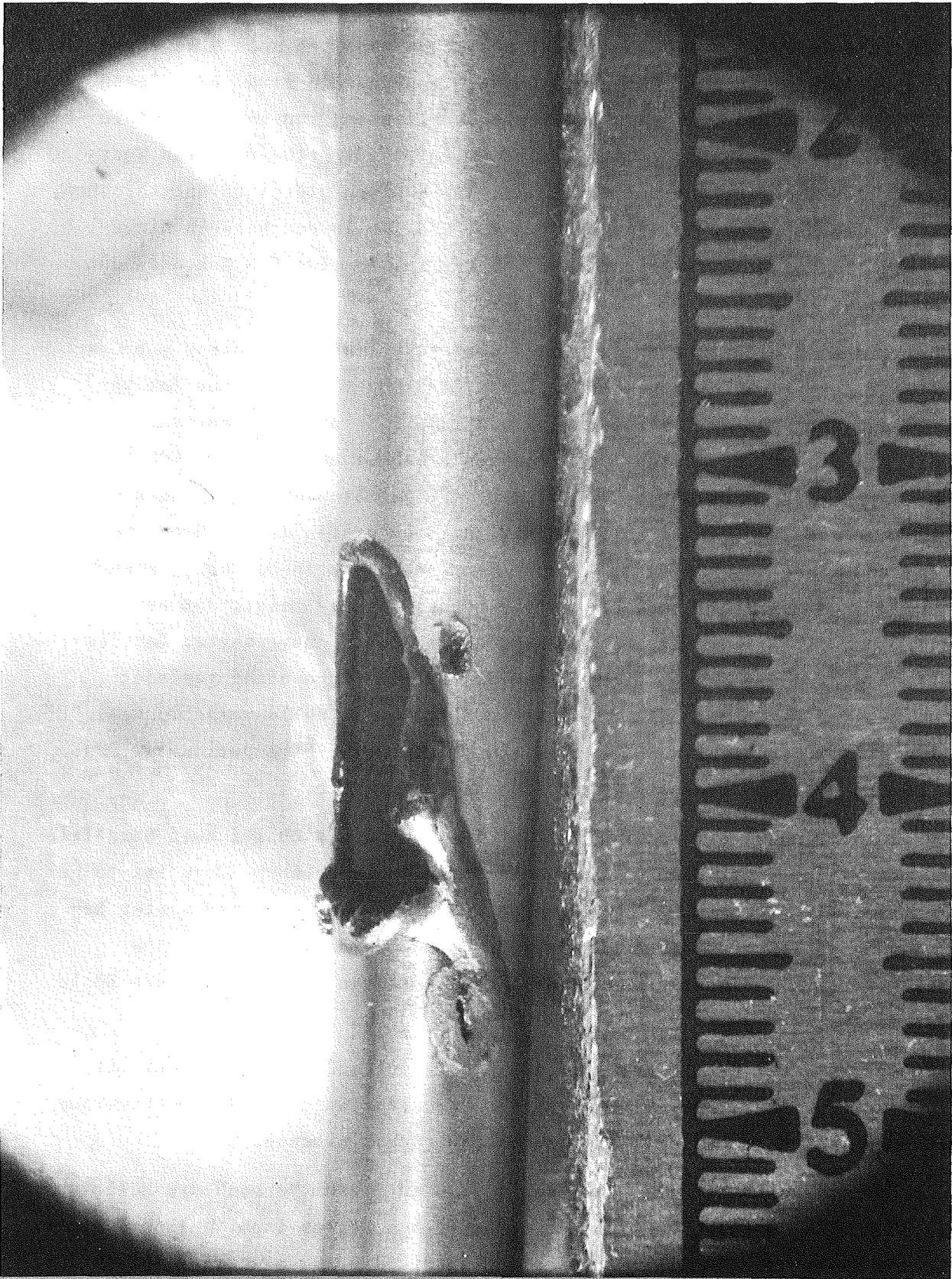


Abb. 8: Hüllschaden nach Spaltgasaustritt; Innendruck = 47 bar

4. Ergebnisse der LOC-Versuche

Das mögliche Versagen der Hülle bildet selbstverständlich auch eine Vorstufe der LOC-Experimente, von denen jetzt die Rede sein wird. Bei diesen Experimenten versuchen wir eine konstante Stableistung von 460 W/cm einzuhalten, jedoch hat die Natriumtemperatur am Anfang den etwa normalen Wert (560 °C). Wird nun, durch Entleerung der NaK-Hülle, die Kühlung plötzlich unterbrochen, so steigt die Natriumtemperatur um etwa 75 °C/s. Falls der Versuch nicht zuvor abgebrochen wird, erreicht dann das Natrium in etwa 6,5 Sekunden den Siedepunkt.

Die Hülle wird diese erste Phase sicher überstehen, wenn sie nicht mit Gasdruck belastet ist. Die Frage, bei welchem Gasdruck sie schon vor dem Natriumsieden versagt, soll jetzt anhand von Tab. 1 erörtert werden. Diese enthält die wichtigsten Daten für 5 von den 9 bisher ausgeführten LOC-Versuchen, gegliedert nach der LOC-Zeit, d.h. die auf Standardbedingungen normierte Zeit bis zum Abschalten des Reaktors. Beim ersten dieser Experimente war das schon nach 6,2 Sekunden. Obwohl der Innendruck 75 bar war, versagte die Hülle in diesem Fall noch nicht. Die nächste Spalte zeigt, daß bei diesem Druck der Stab wenige Zehntelsekunden später doch versagte. Bei diesem Versuch sind wir dessen sicher, daß das Natrium noch nicht gesiedet hatte. Dennoch war über einer 5 cm langen Strecke die Hülle verschwunden, ein klares Zeichen dafür, daß, wie in einem Teil der SHOT-Experimente, das ausströmende Gas den Brennstab zeitweise isoliert hatte.

Betrachten wir nun erst die letzten zwei Spalten, die sich auf zwei parallele Experimente mit langer LOC-Zeit und ohne Innendruck beziehen. Dazu ist zu bemerken, daß wir bei den LOC-Experimenten niemals Siedeverzug beobachtet haben, so daß ab etwa 6,5 Sekunden das Natrium auch wirklich siedet. Aus früheren Versuchen wissen wir, daß dann nach weiteren 0,8 Sekunden die Hülle schon geschmolzen ist.

Interessant ist nun das in der mittlere Spalte aufgeführte Experiment mit einem Gasdruck von 36 bar. Hier wurde ein Druckstoß durch in den Natriumraum ausströmendes Gas detektiert, als das Natrium schon siedete.

In der Nachuntersuchung hat sich gezeigt, daß in diesem Versuch die Hülle an mehreren Stellen versagt hat. Im unteren Teil des Stabes (Abb. 9 links) sind deutliche Risse, die zweifellos durch den Gasdruck verursacht sind. Diese Risse haben noch scharfe Kanten, woraus man schließt, daß bei diesem Druck das ausströmende Gas den Stab noch nicht thermisch isoliert hat. Die abgerundeten Kanten der größeren Löcher weiter oben (Abb. 9 rechts) wären dann dem Natriumsieden zuzuschreiben.

Tab. 1

<u>Results of some LOC-Experiments</u>						
LOC-Time	sec	6.2	6.7	7.8	13.4	14.5
Na-Boiling	sec	-	-	0.8	6.5	8.3
Pin Pressure	bar	75	75	36	1	1
Pin Failure at	sec	-	6.4	7.6	7.7	7.0
Clad Failure Temp.	°C	-	1150	1200	T _m	T _m
Fuel Melt Through		No	Yes	No	Yes	Yes
Pressure Pulse	bar	No	160	80	No	12

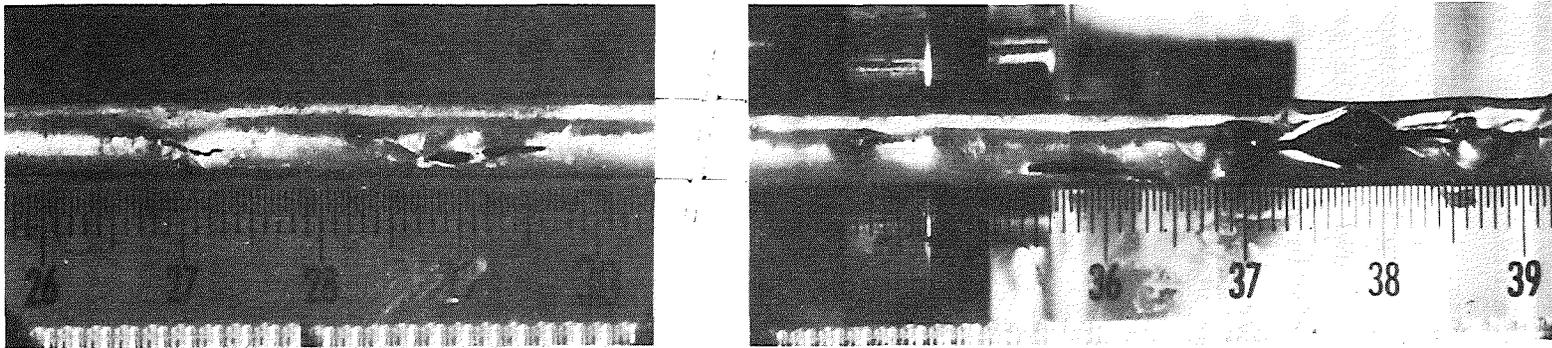


Abb. 9

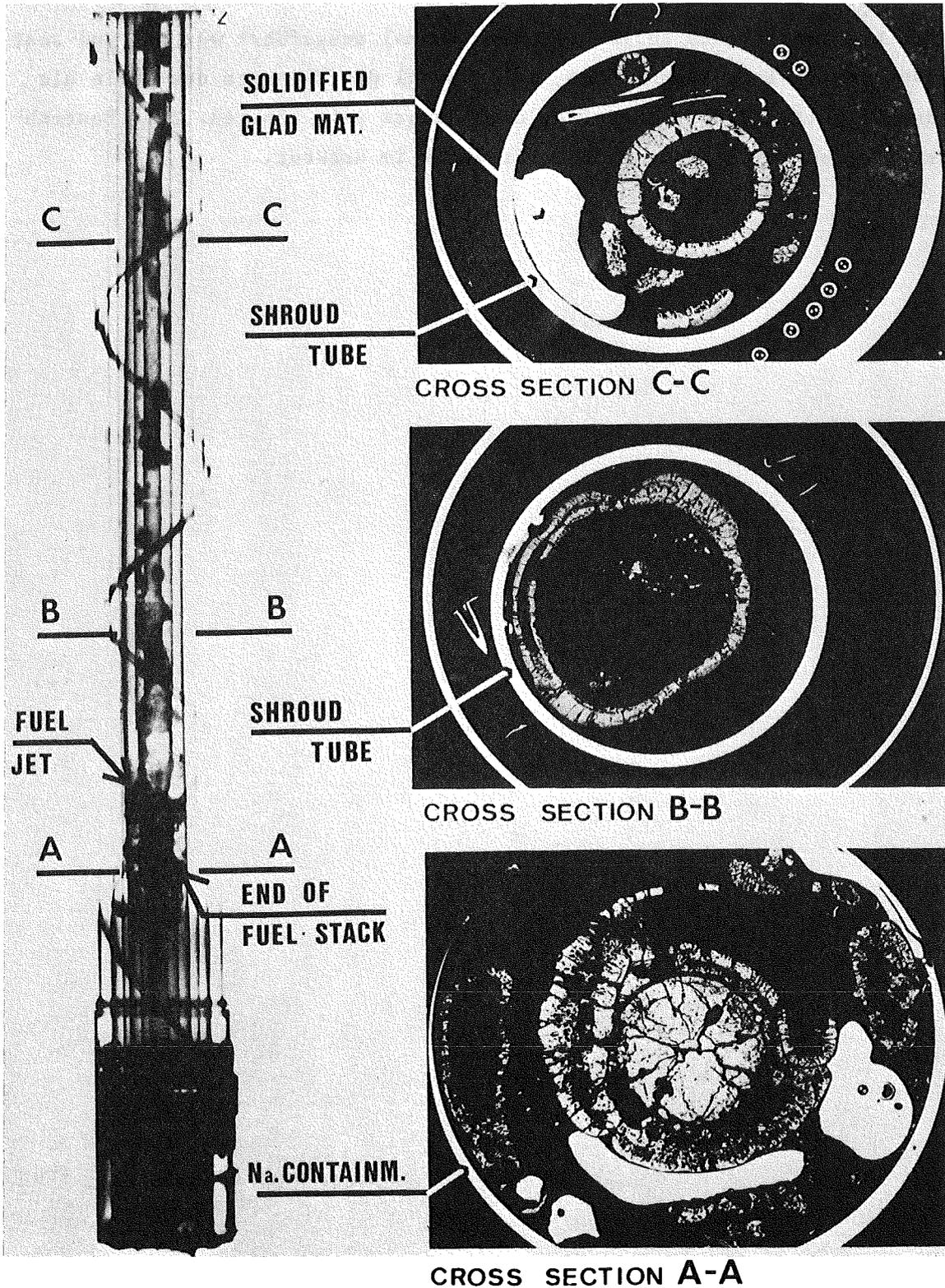
Man könnte daher aufgrund der bisherigen LOC-Experimente vorläufig schließen, das die Hülle bei Gasdrücken kleiner als etwa 40 bar durch Schmelzen versagt, bei höheren Drücken durch Bersten, noch bevor das Natrium den Siedepunkt erreicht hat.

Es bleibt dann in den LOC-Experimenten die zweite Phase, wo das Natrium in der Dampfphase ist und die Hülle geschmolzen. Die Temperatur wächst dann noch schneller als in der ersten Phase, so daß bald der Brennstoff größtenteils geschmolzen ist. Was dann weiter geschieht, erfährt man aus Abb. 10, die sich auf den Versuch mit der längsten LOC-Zeit, d.h. 14,5 Sekunden bezieht.

Links ein Neutrogramm, das erst einmal eine bisher verschwiegene Einzelheit der Bestrahlungseinrichtung zeigt. Es ist dies ein mit dem Brennstab konzentrisches Mantelrohr im Natriumraum, in etwa demselben Abstand, wie im wirklichen Reaktor die Nachbarstäbe. Im oberen und mittleren Querschnitt rechts zeigt sich dieser Mantel als weißer Ring. Im Inneren davon ist kaum Hüllmaterial mehr zu sehen, und von dem Brennstoff nur noch ein dünner Ring. Das bestätigt, was man auch schon vom Neutrogramm vermuten könnte: obwohl das Natrium schon 8 Sekunden gesiedet hat, steht über der ganzen Länge noch immer eine dünne Schicht Brennstoff. Offenbar ist der zentrale Teil ausgelaufen, die äußere Haut aber geblieben, es sei denn, daß sie sich in der Mitte erweitert hat, bis sie mit dem kälteren Mantelrohr in Berührung kam.

Im unteren Querschnitt ist auch das Mantelrohr nahezu verschwunden, steht aber noch die Brennstoffsäule. Das Interessante ist hier die Verteilung des von oben her gewanderten Brennstoffes. Wie man bei genauer Betrachtung auch dem Neutrogramm entnimmt, hat die Brennstoffsäule Hohlräume gebildet. Wie das Wachs einer Kerze ist also der flüssige Brennstoff in kleinen Rinnsalen nach unten geflossen, wobei aber jeweils die äußere Schicht geronnen ist, während das Innere seine Wanderung fortgesetzt hat.

Bei diesen Vorgängen erscheint der Brennstoff nicht in irgendeiner fein verteilten Form. Brennstoff-Natrium-Reaktionen wären deshalb nicht zu erwarten. Druckstöße im Natriumraum sind dann auch in diesen Experimenten nicht beobachtet worden, weder beim Anfang des Siedens, noch bei der Rückkehr des flüssigen Natriums nach Abschalten des Reaktors.



**NEUTRON RADIOGRAPH WITH SOME RADIAL
CROSS SECTIONS
NLT 14,5 SEC.**



Auch die LOC-Experimente sollen nun noch einmal ausgeführt werden, und zwar mit zuvor bestrahlten Brennstäben, weil sowohl das Versagen der Hülle als auch das Verhalten des Brennstoffes dann anders sein könnten. Zwei Bestrahlungseinrichtungen befinden sich dafür jetzt im Reaktor.

Methodenentwicklung zur Analyse hypothetischer
Unfälle

R. Fröhlich ⁺⁾

Zunächst einige Bemerkungen zum Thema dieses Vortrages:

Der Begriff hypothetischer Unfall ist ein sehr fragwürdiger Begriff, und man sollte ihn eigentlich abschaffen. Man wollte ursprünglich mit diesem Namen zum Ausdruck bringen, daß wesentliche Annahmen (z.B. das Einbringen einer sehr hohen Reaktivitätsrampe) gemacht werden. Dabei blieb offen, ob man diese Annahmen rein mechanistisch jemals in einer Versagenskette würde realisieren können. Das war seinerzeit keine so schlechte Idee, da man hoffen konnte, durch die Analyse und Beherrschung eines derartigen Unfalles gleich eine große Gruppe von anderen Unfällen abdecken zu können. Da sich später oftmals herausstellte, daß solche hypothetischen Unfälle eine sehr geringe Eintrittswahrscheinlichkeit haben wurde der Begriff "hypothetischer Unfall" dann vielfach synonym zu "Unfall mit sehr geringer Eintrittswahrscheinlichkeit" gebraucht.

Falls jedoch die Hypothese immer noch als ein Charakteristikum des Begriffes hypothetischer Unfall angesehen werden sollte, so möchte ich ganz klar zum Ausdruck bringen, daß es unser Bestreben ist, von der Analyse solcher Unfälle wegzukommen. Wir streben an, nur Unfälle zu analysieren, denen eine mechanistische Versagenskette zugrunde liegt. Dieses Vorgehen wird letztlich zu einer weniger pessimistischen Analyse von Unfällen führen.

Im folgenden soll über die Erfordernisse, den Stand und die zukünftigen Trends der Methodenentwicklung zur Analyse hypothetischer Unfälle berichtet werden. Unter Methodenentwicklung soll dabei vor allem die Entwicklung theoretischer Modelle und zugehöriger Rechenprogramme verstanden werden.

Ich beginne mit einer kurzen Beschreibung zweier hypothetischer Unfälle, die im Genehmigungsverfahren des SNR-300 von Bedeutung sind (Abb.1):

⁺⁾ Dr. Reimar Fröhlich, Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik, Kernforschungszentrum Karlsruhe

PUMPENAUSFALL

5 β /SEC REAKTIVITÄTSRAMPE

VERBUNDEN MIT VERSAGEN BEIDER UNABHÄNGIGER ABSCHALTSYSTEME

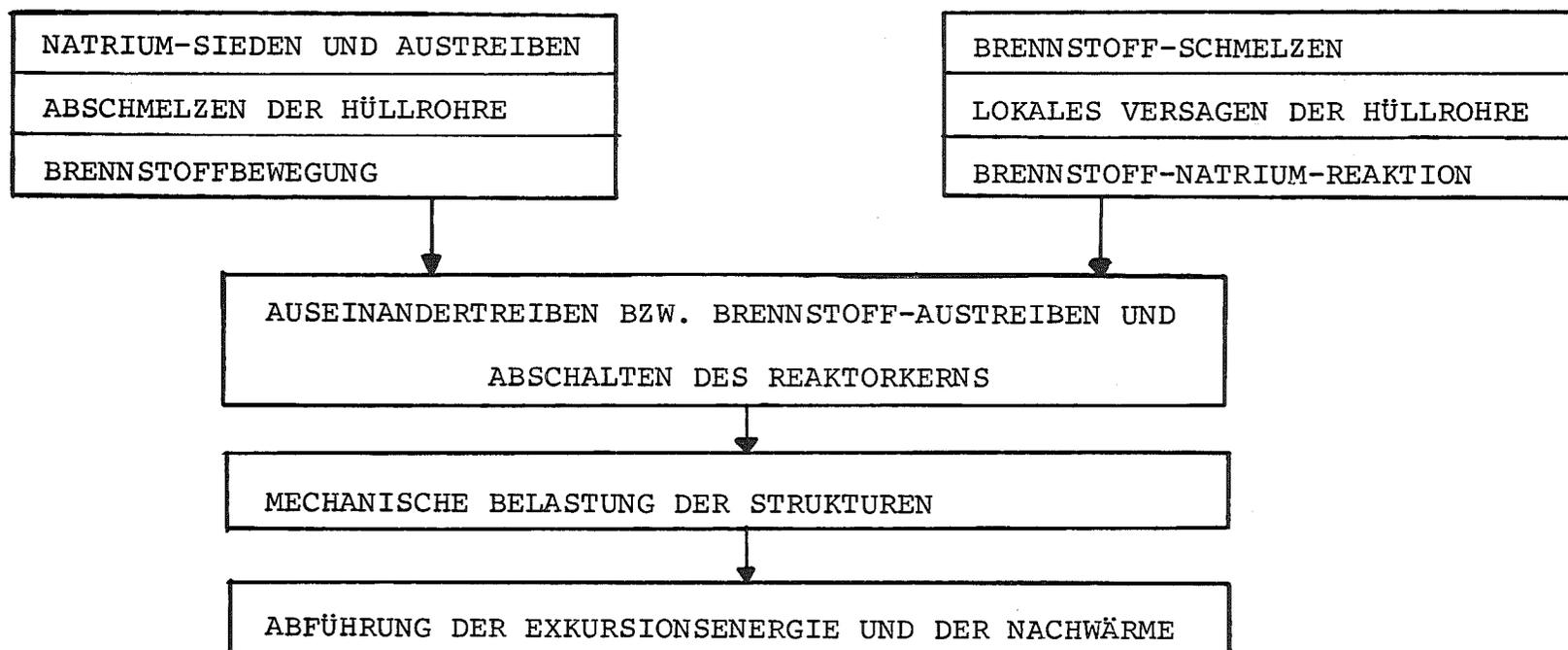


ABB. 1 SCHEMATISCHER ABLAUF ZWEIER HYPOTHETISCHER UNFÄLLE

1. Der Ausfall aller primären Pumpen und, damit verbunden, das Versagen beider unabhängiger Abschaltssysteme.
2. Das Einlaufen einer unspezifizierten Reaktivitätsrampe von 5 β /sec und, damit verbunden, das Versagen beider unabhängiger Abschaltssysteme.

Bitte beachten Sie, daß meine weiter oben gegebene Kritik hypothetischer Unfälle auf den zweiten Unfall direkt anwendbar ist; trotzdem soll auch er hier betrachtet werden.

Der qualitative Ablauf beider Unfälle ist in Abbildung 1 skizziert.

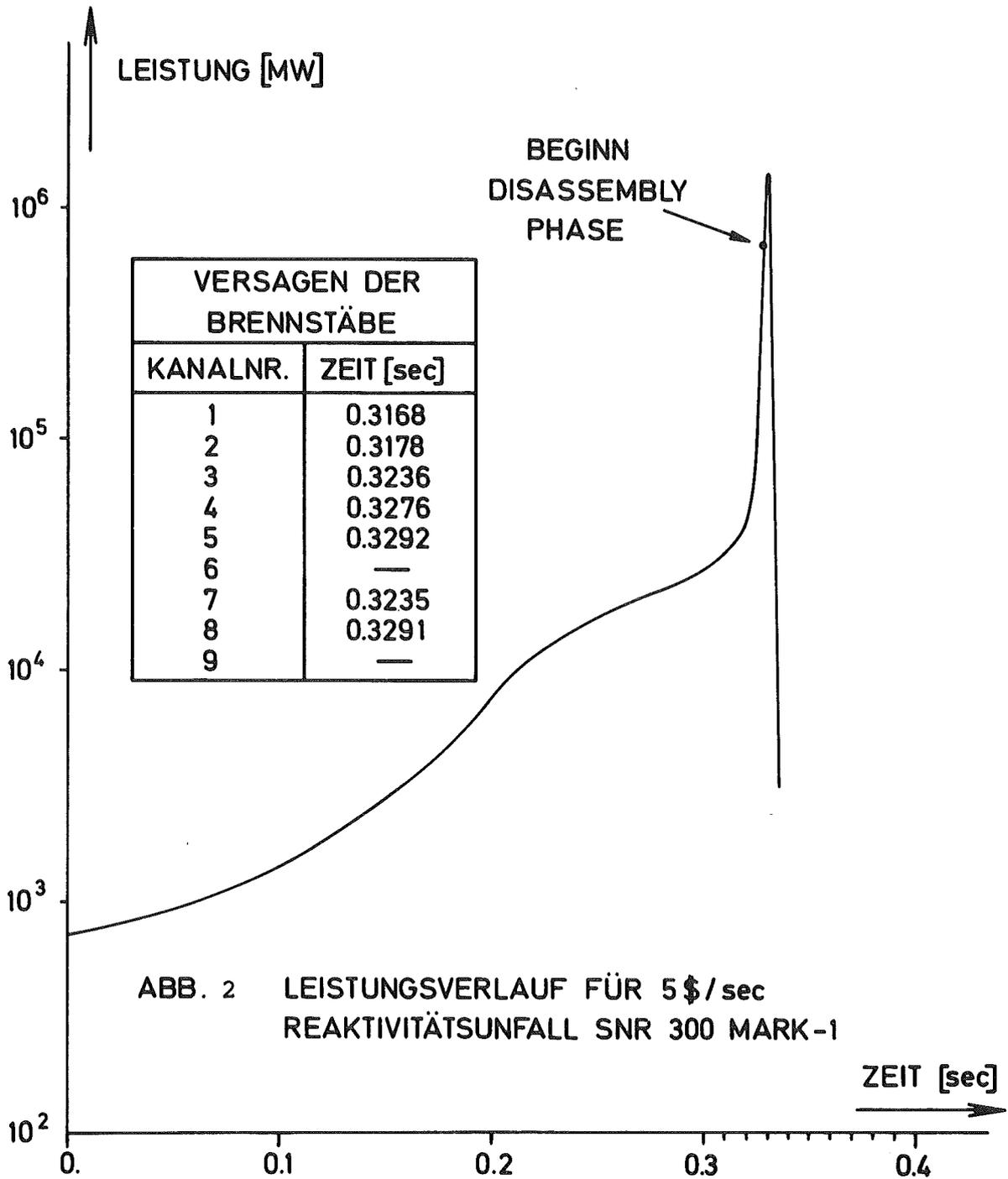
Für den Pumpenausfall ist die Reihenfolge der Ereignisse ganz grob zunächst die Folgende: Natrium-Sieden und Austreiben des Natriums, Abschmelzen der Hüllrohre, Brennstoff-Bewegung (Pre-Disassembly Phase).

Für den 5 β /sec Reaktivitätsrampenunfall ist die Reihenfolge der Ereignisse zunächst etwas anders: Brennstoff-Erhitzen bzw. -Schmelzen, lokales Versagen der Hüllrohre, Brennstoff-Natrium-Reaktion (Pre-Disassembly Phase).

Daran schließt sich dann in beiden Unfällen die Phase des Auseinander-treibens bzw. des Brennstoff-Austreibens und des Reaktorabschaltens an (Disassembly Phase).

Die Abbildung 2 zeigt einen typischen Leistungsverlauf für den 5 β /sec Reaktivitätsrampenunfall; die Versagenszeitpunkte für die Brennstäbe der verschiedenen Kanäle sind angegeben. Abbildung 3 zeigt die verschiedenen Reaktivitätsbeiträge im letzten Teil der Pre-Disassembly-Phase.

Tabellen 1 und 2 enthalten einige wichtige Ergebnisse der Exkursion. Diese Ergebnisse wurden mit den beiden Programmen CARMEN-2 (Pre-Disassembly-Phase) und KADIS (Disassembly-Phase) gewonnen. CARMEN-2 ist eine Entwicklung der Firma Belgonucleaire, während KADIS von der GfK in Karlsruhe entwickelt wurde.



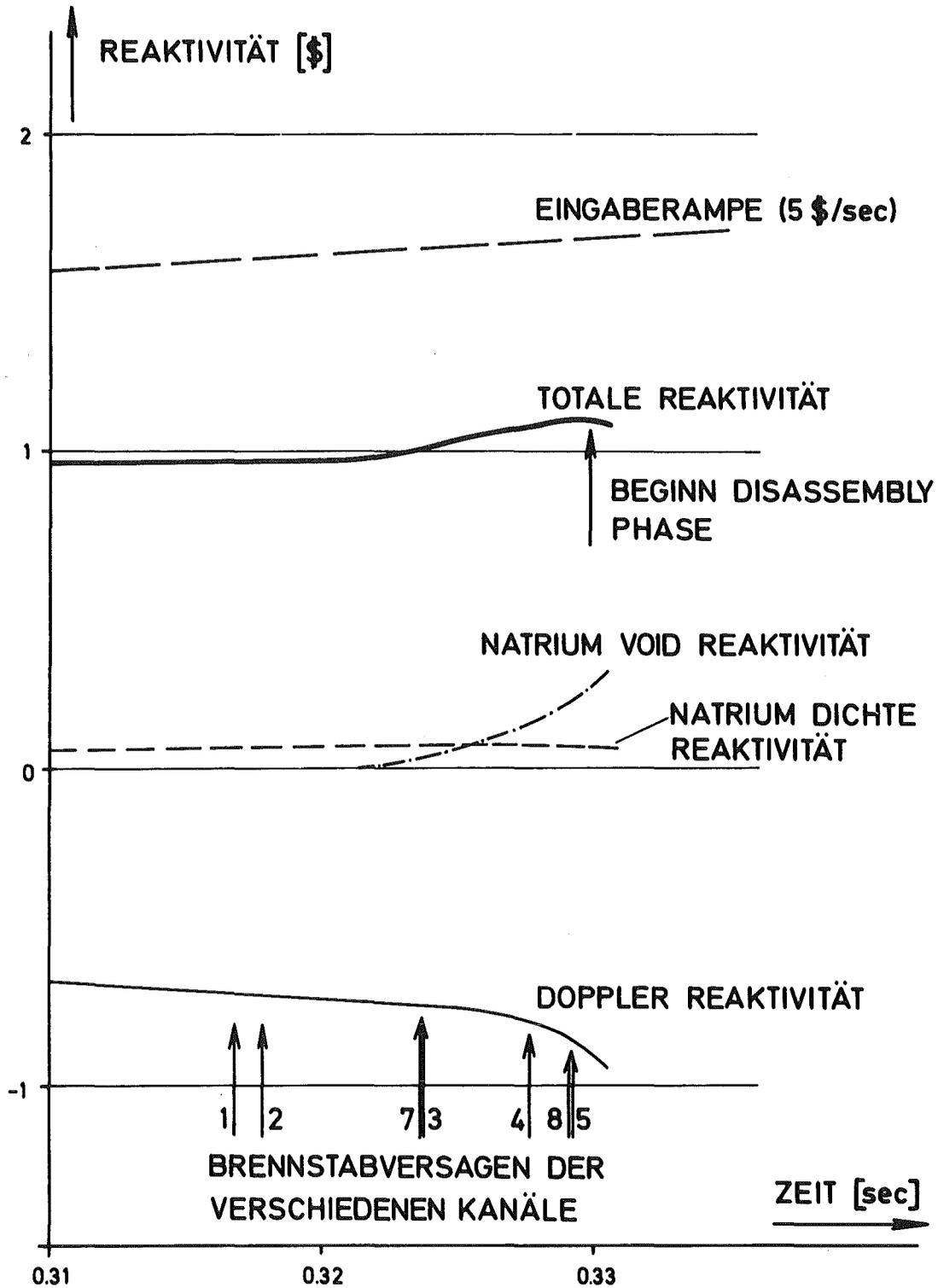


ABB. 3 REAKTIVITÄTSBEITRÄGE IM LETZTEN TEIL DER PRE - DISASSEMBLY - PHASE

PRE-DISASSEMBLY PHASE SNR 300 MARK-1

Eingabe:

Anfangsleistung [MW]	703.9
Reaktivitätsrampe [$\$/\text{sec}$]	5
Anfangsreaktivität [$\$$]	0

Ergebnisse:

Dauer der Pre-Disassembly Phase [msec]	329.8
Endleistung [MW]	635000
Energie gespeichert im Brennstoff [MJ]	3784
Totale Reaktivität [$\$$]	1.087
Reaktivitätsrampe [$\$/\text{sec}$]	58.2

TABELLE 1 EINGABE UND ERGEBNISSE DER PRE-DISASSEMBLY PHASE FÜR DEN 5 $\$/\text{sec}$
 REAKTIVITÄTSUNFALL DES SNR 300 MARK-1

DISASSEMBLY PHASE SNR 300 MARK-1	
<u>Eingabe:</u>	
Anfangsleistung [MW]	635000
Reaktivitätsrampe [β /sec]	58.2
Anfangsreaktivität [β]	1.087
<u>Ergebnisse:</u>	
Dauer der Disassembly Phase [msec]	3.84
Maximale Leistung [MW]	1310000
Energiefreisetzung [MJ]	3260
Energie im geschmolzenen Brennstoff [MJ]	2676
Masse des geschmolzenen Brennstoffs [kg]	4324
Maximale Brennstofftemperatur [K]	5823

TABELLE 2 EINGABE UND ERGEBNISSE DER DISASSEMBLY PHASE FÜR DEN 5 β /sec
REAKTIVITÄTSUNFALL DES SNR 300 MARK-1

In beiden Unfällen folgt nun eine Phase der mechanischen Belastung der Strukturen, wie Reaktortank, Tankdeckel, Rohrleitungen usw. Alle diese Strukturen müssen zur Beherrschung solcher Unfälle zumindest soweit intakt bleiben, daß keine nennenswerten Freisetzungen von Radioaktivität erfolgen können und daß schließlich in einer letzten Phase die während der Exkursion freigesetzte Wärme sowie die erzeugte Nachwärme kontrolliert abgeführt werden können.

Man erkennt, daß der Unfallablauf in vier mögliche Phasen eingeteilt werden kann, die kurz folgendermaßen bezeichnet werden sollen.

1. Pre-Disassembly
2. Disassembly
3. Mechanische Belastung der Strukturen
4. Abfuhr der Exkursionsenergie und der Nachwärme

Es soll jetzt erläutert werden, welche theoretischen Methoden und Rechenprogramme zur Analyse der verschiedenen Unfallphasen des SNR entwickelt wurden.

1. Die Pre-Disassembly Phase

Zur Analyse der Pre-Disassembly Phase von hypothetischen Unfällen steht seit Ende 1973 das CAPRI-2 Programm zur Verfügung. Inzwischen wurde im Jahre 1973 für die Sicherheitsanalyse des SNR-300 das Programm CARMEN-2 von der Firma Belgonucleaire verbessert und in Zusammenarbeit mit der GfK in Karlsruhe intensiv verwendet. CAPRI-2 hat gegenüber CARMEN-2 jedoch einige erhebliche Vorzüge. Daher soll nur CAPRI-2 etwas näher beschrieben werden. Abbildung 4 zeigt die modulare Struktur dieses Programmes. Es verwendet Punktkinetik und die Reaktivitätsrückwirkungseffekte werden mit Strömungstheorie erster Ordnung behandelt. Im folgenden sollen einige Phänomene und die zugehörigen Moduln kurz erläutert werden. Bevor wir damit beginnen, verdient jedoch hervorgehoben zu werden, daß CAPRI-2 die relativ große Anzahl von 30 charakteristischen Kühlkanälen zu verarbeiten gestattet. Damit ist es möglich, die inkohärent über den Reaktorquerschnitt auftretenden Ereignisse, wie z.B. Einsetzen des Siedevorganges schon recht gut zu erfassen.

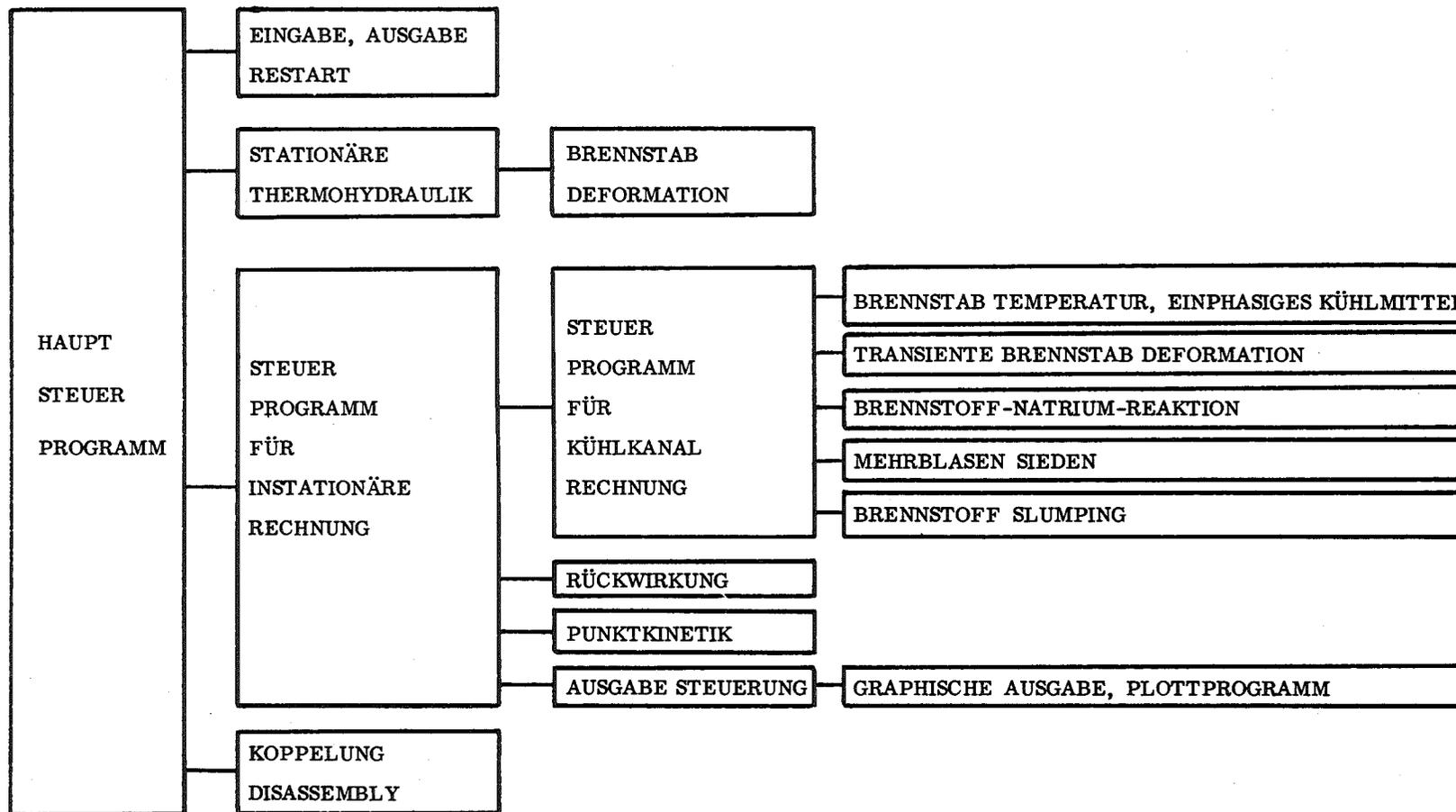


ABB. 4 CAPRI-2 STRUKTUR

1.1 Verhalten von Brennstäben unter transienter Belastung:

Ein wichtiger Bestandteil des CAPRI-2 Programmes ist der Brennstab-Deformations-Modul BREDA. Es handelt sich dabei um ein Rechenmodell, welches die Brennstab-Deformationen und Hüllrohr-Dehnungen unter transienter Belastung zu bestimmen gestattet. Die ermittelten Materialverschiebungen in axialer Richtung beeinflussen die Reaktivität. Die Ausdehnung in radialer Richtung ändert den Wärmeübergangswiderstand zwischen Brennstoff und Hülle, wodurch das Temperaturprofil im Brennstab verändert wird und damit die Reaktivität sowie z.B. der zeitliche Schmelzanteil im Brennstab beeinflusst werden. Außerdem liefert dieser Modul die elastisch-plastischen Verformungen des Hüllrohres und damit die Möglichkeit, Versagenskriterien daran anzuschließen.

Der Einfluß der Spaltgasfreisetzung im Brennstab wird in einem bereits fertiggestellten Rechenprogramm BREDA-II berücksichtigt, das jedoch erst in diesem Jahre (1974) an CAPRI-2 angekoppelt werden wird.

Der Effekt der Spaltgasfreisetzung ist in zweierlei Hinsicht wichtig: einmal stellt der Spaltgasdruck ein zusätzliches Verformungspotential für den Brennstab dar, was z.B. zu einem früheren Hüllrohrversagen führen kann, zum anderen beeinflusst das Spaltgas nach einem Brennstabversagen den Transportvorgang des geschmolzenen Brennstoffanteils in den Kühlkanal und damit den Verlauf einer eventuellen Brennstoff-Natrium-Reaktion mit ihren Folgeerscheinungen.

1.2 Siedephänomene in natriumgekühlten Brennelementen

Zur Beschreibung der Siede-, Austreibungs- und Wiedereintrittsphenomene des Natriums wird das Programm BLOW 3 benutzt. In BLOW 3, einem ein-dimensionalen Programm, wird ein sogenanntes Mehrblasenmodell verwendet. Nach Erreichen einer kanalweise vorzugebenden Überhitzung des Natriums wird der Siedevorgang mit Hilfe einer idealisierten Kolbenblasenströmung bei zurückbleibendem Restfilm beschrieben. Erreicht die Siedezone eine größere Ausdehnung, und kommt sie mit Flächen stark unterschiedlicher Temperatur in Berührung, so bildet sich eine Dampfströmung in der Siedezone durch Verdampfen des Flüssigkeitsfilmes an den heißen Flächen und

Kondensation des Dampfes an den kälteren Flächen aus. Diese Dampfströmung hat einen erheblichen Einfluß auf die Austreibung des Natriums sowie auf den Austrocknungsmechanismus des Natriumfilmes und wird in BLOW 3 im einzelnen berücksichtigt.

Zur Bestätigung der Modellvorstellungen wurden Siedeexperimente durchgeführt. Die erzielte Übereinstimmung von theoretischer Beschreibung und experimentellem Ergebnis ist sehr zufriedenstellend.

1.3 Brennstoff-Natrium-Reaktion

Gegenwärtig wird in CAPRI-2 das Rechenprogramm BRFCI zur Beschreibung der Brennstoff-Natrium-Reaktion verwendet. Für die erste Phase dieser Reaktion wird ein Parametermodell (von Cho und Wright) verwendet, das die Fraktionierung des Brennstoffes, den Mischungsprozeß mit dem Natrium sowie den ersten heftigen Wärmeübergang beschreibt. Die wesentlichsten Parameter sind die Mischungszeitkonstante und der Brennstoffpartikelradius nach der Fragmentation. Die zweite Phase setzt dann ein, wenn der Druck in der Reaktionszone den Sättigungsdruck des Natriums erreicht. In dieser Phase können der Aufbau eines Dampfes um die Brennstoffpartikel und die dadurch veränderten Wärmeübergangsbedingungen berücksichtigt werden.

Dieser Programm Modul gestattet, den zeitabhängigen Natrium-Void-Anteil in der betrachteten eindimensionalen, expandierenden Reaktionszone und damit in dem betrachteten Kühlkanal zu berechnen.

1.4 Schmelzen und Bewegung von Hüllrohrmaterial und Brennstoff

In CAPRI-2 wird gegenwärtig ein einfaches Modell, genannt SLB, für die Brennstoffbewegung verwendet. Die Brennelemente werden axial in drei Zonen aufgeteilt. Dabei wird angenommen, die oberste Zone enthalte festes Material, das sich im gebremsten freien Fall zur mittleren Zone hinbewegt. Die mittleren Zone enthalte homogen verteiltes flüssiges Material, das wie eine viskose Flüssigkeit in den freien Raum zwischen den Brennstabstümpfen der untersten Kernzone abfließt.

Diese Beschreibung des Brennstabslumping-Phänomens erscheint pessimistisch und ist verbesserungsbedürftig. Außerdem ist es erforderlich, ein Rechenmodell für das Abschmelzen des Hüllrohres zu entwickeln und an CAPRI-2 anzuschließen.

Von den übrigen Moduln soll hier nur noch erwähnt werden, daß der Reaktivitäts-Rückwirkungs-Modul den Doppler Effekt, den Natrium Dichte bzw. Entleerungseffekt, sowie axiale und radiale Brennstoff-Ausdehnungseffekt mit Störungstheorie erster Ordnung beschreibt.

Außerdem soll noch auf den Koppelungs-Modul zur Disassembly Phase aufmerksam gemacht werden, der u.a. die Reaktivität, die Reaktivitätsrampensteilheit sowie Temperaturen, Dichten und Volumenverhältnisse der verschiedenen Materialien an das Programm zur Berechnung der Disassembly Phase übergibt.

2. Die Disassembly Phase des Unfalles

Für die Analyse der Disassembly Phase steht das KADIS Rechenprogramm zur Verfügung. KADIS basiert auf einer älteren Version von VENUS (einer ANL Entwicklung) und wurde inzwischen in Karlsruhe wesentlich verbessert. Die Abbildung 5 zeigt ein Strukturdiagramm von KADIS. Bei diesem Programm handelt es sich um ein zweidimensionales hydrodynamisches Programm unter Verwendung Lagrangescher Koordinaten. Die Navier-Stokes Gleichungen für kompressible Medien werden numerisch gelöst. KADIS verwendet Punktkinetik und die Reaktivitäts-Rückwirkungseffekte werden mittels Störungstheorie erster Ordnung berechnet.

Die Zustandsgleichungen für den Brennstoff wurden basierend auf experimentellen Daten mit Hilfe des Prinzips der korrespondierenden Zustände auf einen größeren Geltungsbereich ausgedehnt. Das KADIS Programm wurde u.a. mit folgenden Verbesserungen in Form von Teilmoduln ausgerüstet:

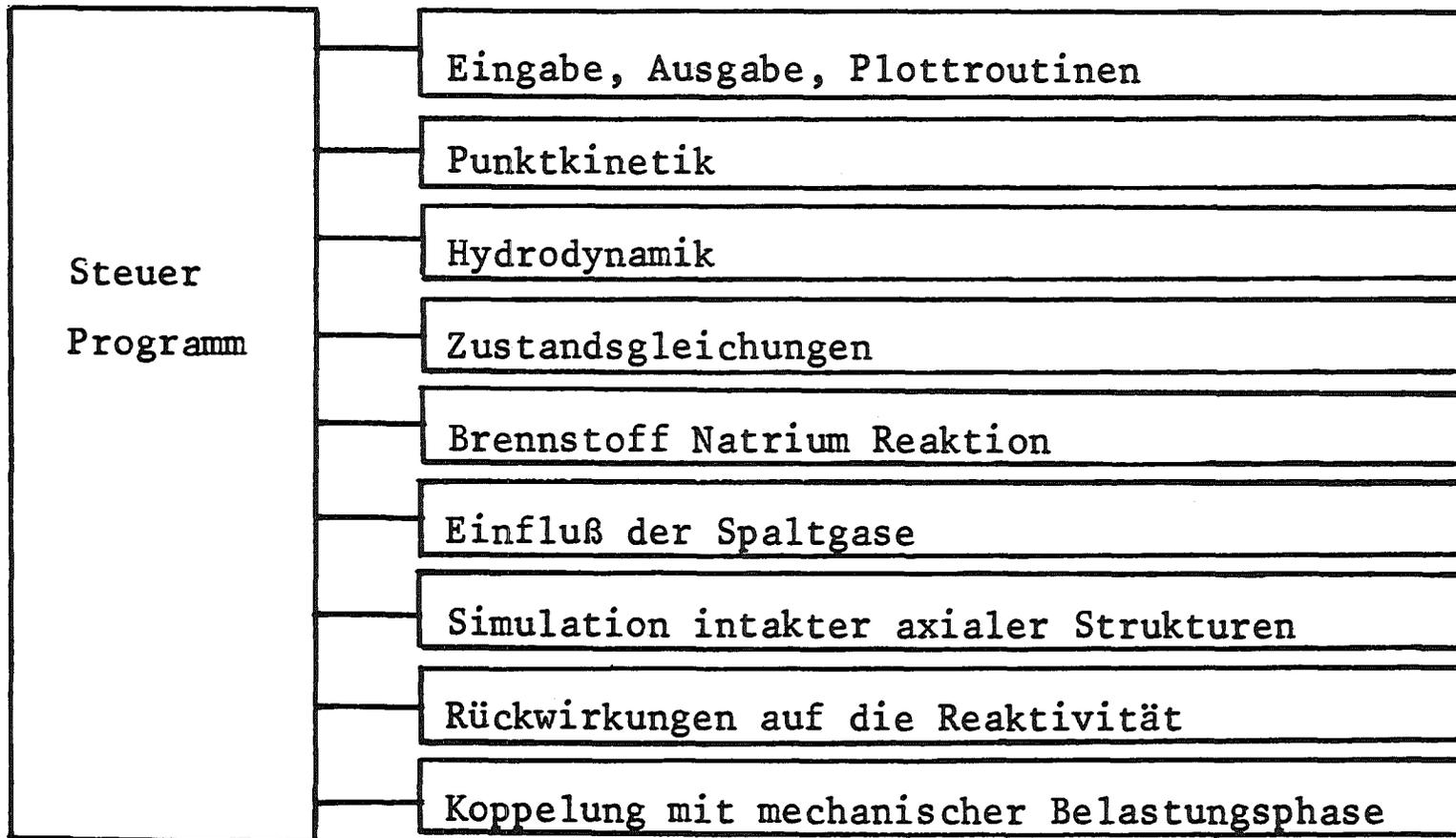


ABB.5 KADIS Struktur

(1) Brennstoff-Natrium-Reaktion (Parametermodell von Cho and Wright)

(2) Simulation intakter Brennelementkästen

Ebenso wurde ein sehr wichtiger, bisher nicht berücksichtigter Effekt modellmäßig erfaßt und in KADIS verfügbar gemacht. Es handelt sich dabei um den Druckaufbau bedingt durch die im Brennstoff vorhandenen Spaltprodukte. Das im abgebrannten Brennstoff vorhandene Spaltgas wird mit dem Brennstoff aufgeheizt und freigesetzt; es verursacht einen sehr hohen Druck, der den Reaktorkern sehr schnell auseinandertreiben und abschalten kann. Damit wird die Energiefreisetzung während der Disassembly-Phase u.U. sehr stark reduziert. Natürlich hängt dieser Effekt sehr davon ab, wieviel Spaltgas im Brennstoff vorhanden ist und wie die Freisetzung vonstatten geht. Hier sind die Unsicherheiten gegenwärtig noch sehr groß.

KADIS wurde nicht nur für den Kern-Disassembly Vorgang verwendet, sondern auch zur Berechnung von Energiefreisetzungen bei eventuellen zweiten Kritikalitäten in der Unfallphase 4.

3. Mechanische Belastung der Strukturen

Zur Analyse der mechanischen Belastung der Strukturen auf Grund eines hypothetischen Unfalles stehen die von der Firma Interatom entwickelten Rechenprogramme

HEINKO, DRAP und ARES

zur Verfügung.

a) HEINKO löst die eindimensionalen hydrodynamischen Gleichungen für kompressible Strömungen in einem ortsfesten, sogenannten Eulerschen Gitter mit Hilfe eines Charakteristikenverfahrens. Mit dem Programm können instationäre, kompressible Strömungsvorgänge in einem mit Flüssigkeit gefüllten Rohr- und Behältersystem berechnet werden. Inzwischen gibt es auch eine Version von HEINKO, die geschlossene Gasbereiche in Rohrsystemen zu behandeln gestattet.

b) DRAP gestattet, das dynamische Verhalten und die mechanischen Belastungen von Reaktortank und Reaktordeckel sowie der Reaktortankeinbauten näherungsweise mit Hilfe eines quasi-zweidimensionalen Modelles zu berechnen. Zu diesem Zwecke wird der betrachtete Bereich in eine Reihe von axialen und radialen Zonen aufgeteilt. Z.B. beschleunigt eine expandierende Reaktionszone das umgebende als inkompressibel angenommene Kühlmittel, das beim Durchströmen von Tauchplatte oder Schildtank Druckverluste erleidet. Die in den Stahlkomponenten auftretenden Spannungen und Dehnungen werden ebenfalls ermittelt. Die Methode läuft mathematisch auf die Lösung eines umfangreichen Systems von gewöhnlichen Differentialgleichungen hinaus. Die Genauigkeit kann durch eine feinere Zonenaufteilung verbessert werden. Inzwischen existiert auch eine Version von DRAP, die Kompressibilitäten gewisser Zonen berücksichtigen kann.

c) ARES löst die partiellen Differentialgleichungen der Hydrodynamik bzw. der Elasto- und Plastomechanik in einem zweidimensionalen zylindrischen Lagrange-Gitter mit Hilfe der Methode der Finiten Elemente. Die Strukturen können auch mit Hilfe von Schalentheorie behandelt werden.

ARES ist inzwischen zur Lösung einer Vielzahl von Problemen verwendet worden: Mechanische Belastung des Reaktortankes nach einem hypothetischen Unfall; Nachrechnung von Explosionsexperimenten; Belastung der Bodengrube des SNR-300 bei einer 2. Exkursion; Flugzeugabsturz auf den SNR-300.

4. Abführung der Exkursionsenergie und der Nachwärme (Post Accident Heat Removal)

Ogleich eine ganze Reihe von Untersuchungen und pessimistischen Abschätzungen zu diesem Problemkreis für den SNR-300 durchgeführt wurden, gibt es keine wirklich abgerundeten Rechenmethoden zur mechanistischen Beschreibung der möglichen Phänomene. Das liegt auch in der Natur der Sache begründet, da zunächst einmal der Zustand des Kernes am Ende der Disassembly-Phase nicht sehr genau bekannt ist, und da es außerdem aber auch eine Vielzahl von z.T. extrem unwahrscheinlichen Ereignisketten

gibt. Ebenso sind eine ganze Reihe von fundamentalen physikalischen und chemischen Fragen besonders für sehr unwahrscheinliche Ereignisse bisher nicht zufriedenstellend gelöst und erfordern z.T. zunächst Experimente zu ihrer Beantwortung.

Da die Beschreibung und kritische Analyse der Rechenmethoden in diesem kurzen Beitrag mein Hauptanliegen ist, möchte ich daher auf diesen sehr wichtigen Problembereich hier nicht näher eingehen.

Ich möchte dennoch kurz erwähnen, daß es mindestens vier hintereinanderliegende mögliche Barrieren zur Beherrschung dieser Phase des Unfalles gibt:

- (1) Nachwärmeabfuhr des deformierten und teilweise geschmolzenen Kerns ist an Ort und Stelle durch Hindurchströmen von Kühlmittel möglich.
- (2) Der Kern schmilzt teilweise auf der Gitterplatte zusammen und ist dort kühlbar.
- (3) Brennstoff-Schüttungen sind mit Natrium vermischt im unteren Sammelbehälter kühlbar.
- (4) Die geschmolzenen Massen sind in einem sogenannten externen Core-Catcher kühlbar.

Zusammenfassend kann man feststellen, daß die Pre-Disassembly Phase, die Disassembly Phase und die mechanische Belastungsphase eines hypothetischen Unfalles mit den vorhandenen Rechenprogrammen unter Berücksichtigung einer Vielzahl von Phänomenen beschrieben und analysiert werden können. Für die 4. Unfallphase sind jedoch vorerst keine abgerundeten theoretischen Methoden zur mechanistischen Analyse verfügbar.

Die verwendeten Modelle sowie die Art des Vorgehens ist zum Teil recht pessimistisch, oder wie man auch gelegentlich sagt, konservativ.

Ausgesprochen pessimistisch scheint vor allem die bei den bisherigen Analysen der Unfälle des SNR 300 vorausgesetzte Kohärenz der Ereignisabläufe zu sein. Z.B. wurden bisher nur 9 charakteristische Kühlkanäle verwendet, was zur Folge hat, daß Sieden oder Brennstoff-Bewegung für alle Brennelemente eines Ringes der Reaktorordnung gleichzeitig einsetzt, obgleich sie faktisch einen sehr verschiedenartigen Bestrahlungs- und Temperaturzustand aufweisen und damit auch zu verschiedenen Zeiten mit dem Sieden bzw. mit der Brennstoff-Bewegung beginnen.

Es gibt außerdem eine Reihe von Phänomenen, die bisher nicht in den Unfallanalysen des SNR-300 verwendet wurden und z.T. auch noch nicht mit den uns zur Verfügung stehenden Rechenprogrammen analysiert werden können. Diese Phänomene führen eventuell zu einem frühzeitigen Abschalten des Reaktors bzw. zu einer beträchtlichen Reduktion der Energiefreisetzung und damit zu einer geringeren mechanischen Belastung der Strukturen. Ich möchte diese Phänomene hier aufzählen und zum Teil etwas erläutern:

1. Bewegung des Brennstoffes im Zentralkanal des intakten Brennstabes unter dem Einfluß von Brennstoff-Dampfdruck, Spaltgasdruck, Schwerkraft usw.
2. Ausschwemmen des durch eine Hüllrohrversagensstelle in den Kühlkanal ausgetretenen Brennstoffes durch das vorbeifließende Natrium.
3. Beeinflussung des Brennstoff-Slumping-Vorganges durch eventuelles Aufschäumen ("frothing") der Mischung Brennstoff-Spaltgase bzw. Vorliegen eines völlig anderen Brennstoff-Bewegungs-Vorganges (Ejektion von Brennstoffstücken in den Kühlkanal und zunächst Stehenbleiben eines zerklüfteten Stabes)
4. Milderung der Energiefreisetzung eines Kern-Disassembly Vorganges durch frühzeitiges Auseinandertreiben und Abschalten der Exkursion auf Grund der hohen Spaltgasdrücke bzw. der Drücke anderer im Brennstoff gelöster Edelgase.

Hier sollen nur die Phänomene 2. und 3. etwas erläutert werden:

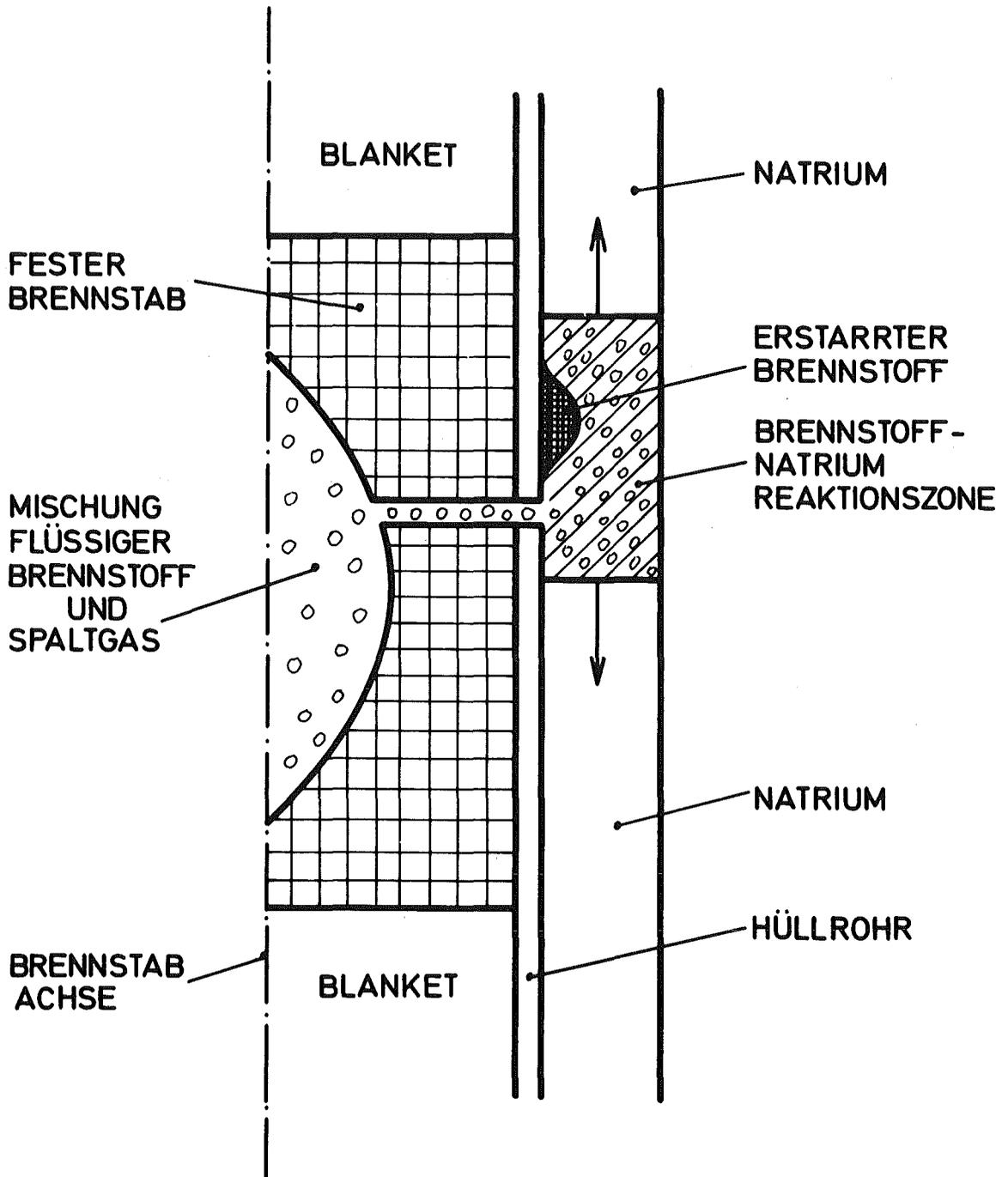


ABB. 6 FRAKTIONIERUNG UND AUSSCHWEMMEN VON BRENNSTOFF

Zum Ausschwemmen von Brennstoff durch Natrium gibt Abbildung 6 einige Erläuterungen. Nach dem Versagen des Hüllrohres tritt ein Gemisch von flüssigem Brennstoff und Spaltgasen in den Kühlkanal aus und reagiert mit dem Natrium. Hier könnte der Brennstoff fragmentieren und ausgeschwemmt werden, er könnte aber auch an kälteren Strukturen erstarren. Der Ablauf der Ereignisse würde sich auch wesentlich ändern, wenn zunächst nur die Spaltgase austreten sollten und der Brennstoff danach in teilweise geleerte Zonen austritt. Experimente geben bisher über diese Vorgänge und den ungefähren zeitlichen Ablauf keine befriedigende Auskunft.

Die Abbildung 7 gibt zu einem möglichen Brennstoff-Bewegungsmodell einige Erläuterungen. Es wurde angenommen, daß zunächst für einen großen Teil des Stabes das Hüllrohr weggeschmolzen ist. Das Hüllrohrmaterial kann die Kühlkanäle dann oben und unten teilweise oder ganz blockieren. Die Mischung von flüssigem Brennstoff und Spaltgasen könnte aufschäumen und sich aus dem zentralen Kernbereich nach oben und unten herausbewegen. Der obere Teil des Stabes könnte unter dem Einfluß der Schwerkraft und des Gegendruckes der Mischzone bewegt werden. Auch hier geben die Experimente bisher keine befriedigende Auskunft, ob die Modellvorstellungen zutreffen. Z.B. deuten einige Experimente darauf hin, daß Brennstoffstücke aus dem Stab herausgeschleudert werden und zunächst ein zerklüfteter Stab stehenbleibt.

Die genannten vier Phänomene sind sämtlich noch nicht ausreichend experimentell abgesichert. Sie haben aber ein gewisses Potential, zu einer Verringerung der Auswirkungen hypothetischer Unfälle beizutragen.

Die für den SNR 300 bisher im Genehmigungsverfahren ausgewählte konservative Vorgehensweise führt für große schnelle natriumgekühlte Brutreaktoren von 1000 bis 2000 MWe zu erheblichen Schwierigkeiten bzw. zu extremen Verteuerungen für den Tank und das primäre Containment. Ein Abbau von unnötigem Konservatismus bei der Unfallanalyse ist daher für die großen Reaktoren eine absolute Notwendigkeit.

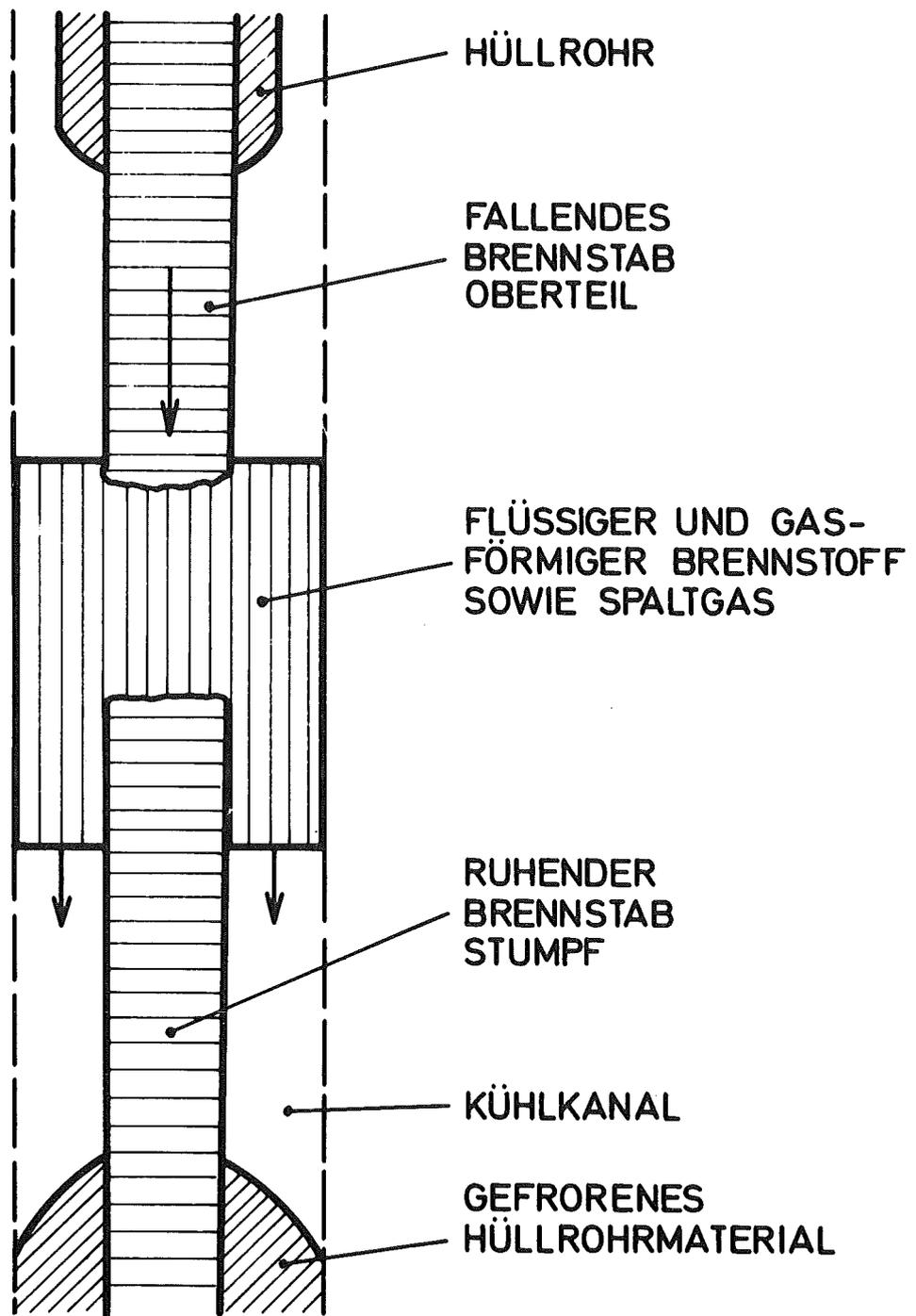


ABB. 7 BRENNSTOFFBEWEGUNG (SLUMPING)

Der Trend der Methodenentwicklung zur Analyse hypothetischer Unfälle wird in den kommenden Jahren höchstwahrscheinlich folgender sein:

Man wird versuchen, die Versagensmechanismen von Brennstäben, und zwar insbesondere von abgebrannten Stäben, unter transientser Belastung besser in den Griff zu bekommen. Das Ziel wird dabei die Aufstellung von zuverlässigen Versagenskriterien sein.

Man wird den oben genannten vier Effekten sowie auch dem Abschmelzen des Hüllrohres erhöhte Aufmerksamkeit schenken. Ebenso werden Inkohärenzeffekte besser modelliert werden müssen. Eine verstärkte Entwicklung numerischer Methoden und ein umfangreiches experimentelles Programm für das Verhalten von Brennstäben unter transienten Bedingungen wird erforderlich sein.

Dabei werden die analytischen Methoden sowohl zur Vorbereitung und Analyse von Experimenten als auch für die Analyse von Unfällen für große schnelle Brutreaktoren verwendet werden müssen.

Besondere Aufmerksamkeit wird man dem Problemkreis Kühlung des teilweise zerstörten Reaktorkerns im Anschluß an einen hypothetischen Unfall (post accident heat removal) widmen müssen. Das betrifft auch die eventuell erforderliche Verteilung der geschmolzenen Massen in eine kühlbare Konfiguration. Besonderes Augenmerk sollte dabei auf die großen Reaktoren gerichtet werden.

Bei den Methoden zur Analyse der mechanischen Belastung der Strukturen werden die nächsten Jahre eine Verfeinerung der numerischen Hilfsmittel und eine Vereinheitlichung der Behandlungsweise bringen. Vermutlich wird sich eine kombinierte Euler-Lagrange'sche Vorgehensweise durchsetzen.

Für die großen Reaktoren von 1000 - 2000 MWe wird man sich auch mit Fragen der ortsabhängigen Kinetik intensiver befassen müssen. Außerdem wird es erforderlich sein, sich verstärkt der Frage zuzuwenden: Wie hängen der Unfallablauf, die Energiefreisetzung sowie die mechanische

Belastung der Strukturen von Entwurfsparametern der großen Leistungsreaktoren ab ? Als Fernziel wird eine Optimierung des Reaktor-Entwurfes im Hinblick auf Brennstoffzykluskosten und Sicherheitsfragen unter Berücksichtigung anderer Randbedingungen anzustreben sein.

Die zahlreichen Rechenprogramme zur Beschreibung der verschiedenen Phänomene werden in ein modulares Programmsystem (KAPROS = Karlsruher modulares Programmsystem) eingebracht werden und zum Aufbau eines Teilprogrammsystems "Dynamik und Sicherheit" führen. Damit wird eine zügige und zuverlässige Sicherheitsanalyse von Reaktoren möglich werden.

Dieser Ausblick soll nicht beendet werden, ohne auf die Wichtigkeit einer Risikoanalyse für die Unfälle schneller natriumgekühlter Reaktoren hinzuweisen. Das schließt eine Abschätzung der Eintrittswahrscheinlichkeit gewisser Unfallabläufe sowie ihrer möglichen Konsequenzen ein. Dies ist keine leichte Aufgabe, aber das Bemühen um eine konsequente Risikoanalyse wird die Aktivitäten auf diesem Gebiet mit den richtigen Prioritäten belegen.

Dabei wird ein Vergleich der durch Kernkraftwerke verursachten Risiken mit anderen von der Öffentlichkeit bereits akzeptierten Risiken von ausschlaggebender Bedeutung sein. Nur eine solche Vorgehensweise wird die Öffentlichkeit auf lange Sicht davon überzeugen können, Kernkraftwerke in großer Zahl zu akzeptieren.

Stand der Arbeiten zum Propagationsstörfall

+)
K. Schleisiek

1. Einleitung

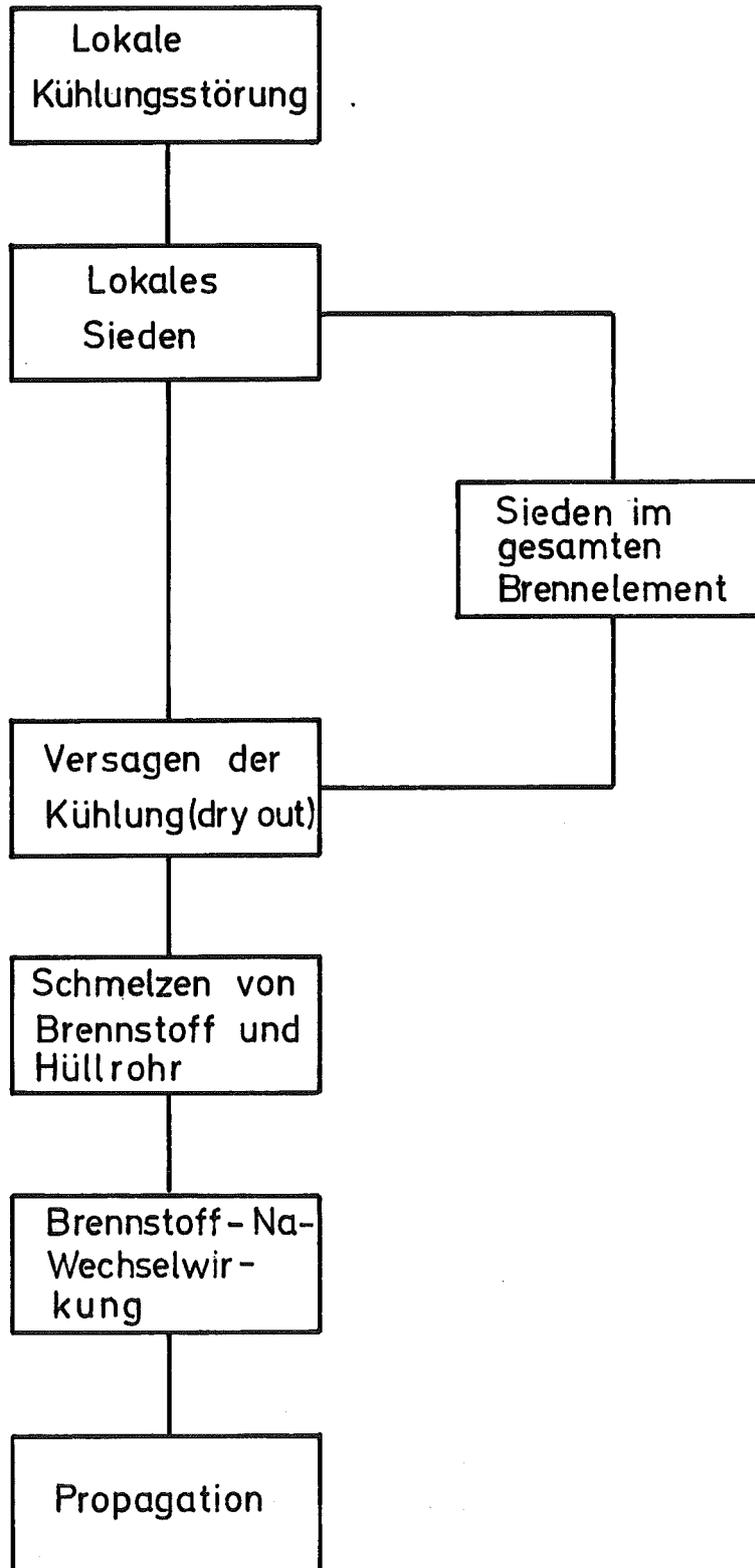
Ein erheblicher Teil der Arbeiten zur Sicherheit des natriumgekühlten Brutreaktors ist dem sogenannten Propagationsproblem gewidmet [1,2,3]. Unter Propagation versteht man die Ausbreitung von Störungen oder Schäden, die in einem einzelnen Brennelement entstehen, auf benachbarte Elemente. Die Bedeutung dieses Problems ergibt sich aus folgendem Zusammenhang: Örtlich begrenzte Störungen sind im Vergleich zu den hypothetischen integralen Störungen des Kerns, die im vorigen Beitrag behandelt worden sind, als relativ wahrscheinlich anzusehen. Sie werden durch ein Sicherheitssystem, das nur integrale Betriebskennwerte des Kerns überwacht, nicht ohne weiteres rechtzeitig entdeckt. Als Folge der lokalen Störung sind Ereignisketten denkbar, an deren Ende eine ernsthafte Beschädigung des Reaktorkerns stehen kann.

Folgende 3 Typen von Einleitungsstörungen sind in Betracht zu ziehen:

- a) Lokale Störungen in der Brennstoffzone eines Brennelements,
- b) Störungen des Kühlmitteldurchsatzes durch ein Brennelement,
- c) Bersten einzelner Hüllrohre im Bereich des Spaltgasplenums.

Störungen des Typs b) und c) können durch konstruktive Maßnahmen hinreichend unwahrscheinlich gemacht bzw. in ihren Auswirkungen soweit eingeschränkt werden, daß sie als ungefährlich im Sinne der Propagation betrachtet werden können, so daß als potentielle Einleitungsstörungen in erster Linie lokale Störungen im Inneren der Brennelemente zu betrachten sind. Abb. 1 zeigt in vereinfachter Form die Ereigniskette, die als Folge einer lokalen Kühlungsstörung denkbar ist. Lokale Störungen können durch Verbiegung von Brennstäben, durch Aufweitung von Hüllrohren, durch Ablagerung von Brennstoffpartikeln aus defekten Stäben an den Gitterabstandshaltern oder auch durch eine Kombination dieser Einzeleffekte verursacht werden. Sie führen zu einer lokalen Erhöhung

+) Dr. K. Schleisiek, Institut für Reaktorentwicklung, Kernforschungszentrum Karlsruhe



GFK
IRE

Ereigniskette als Folge lokaler Kühlungsstörungen(vereinfacht) [3]

Abb.1

der Kühlmitteltemperatur, ohne daß der Kühlmitteldurchsatz durch das Brennelement und damit die Austrittstemperatur wesentlich beeinflusst wird. Nach Überschreitung der Sättigungstemperatur setzt lokales Kühlmittelsieden ein, das entweder direkt oder nach einer Ausbreitung des Siedevorgangs auf das gesamte Brennelement zu einem Versagen der Stabkühlung und damit zum Schmelzen von Brennstoff und Hüllrohrmaterial führen kann. Durch eine explosionsartige thermische Wechselwirkung zwischen geschmolzenem Brennstoff und dem Natrium ist eine Umsetzung der thermischen Energie in mechanische denkbar, die über eine Deformation der Kästen der Brennelemente zu einer Ausbreitung auf Nachbarelemente führt.

Ziel der Arbeiten ist

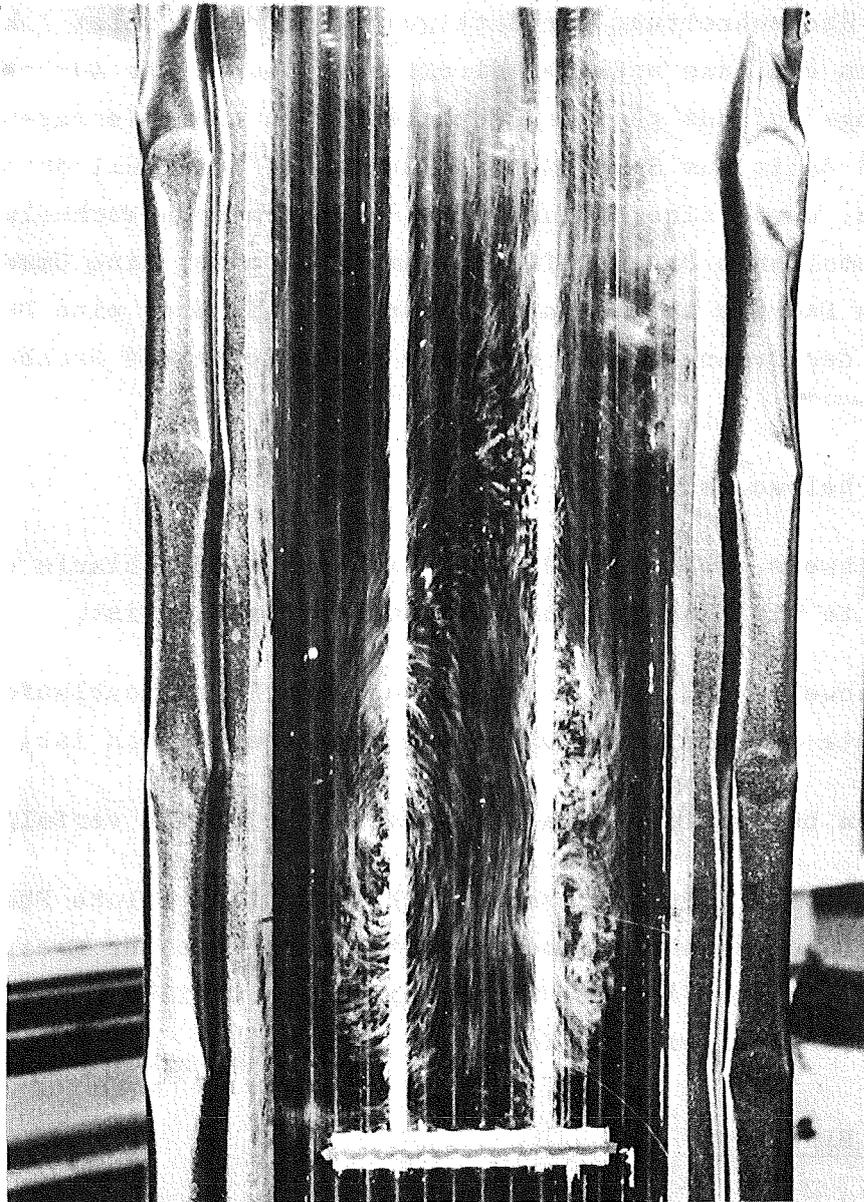
- a) der Nachweis, daß die Wahrscheinlichkeit eines Ablaufs der Störfallkette bis hin zum Propagationsunfall gering ist,
- b) der Nachweis, daß eine Unterbrechung des Schadensablaufs durch geeignete Schutzeinrichtungen des Reaktors möglich ist.

Dabei werden beide Ziele etwa mit gleicher Priorität verfolgt.

Im einzelnen sind folgende Fragen zu beantworten: Welche Phänomene treten auf? Welche Verfahren sind zur Detektion einzelner Ereignisse geeignet, und wie groß ist die Wahrscheinlichkeit eines Übergangs auf das nächstfolgende Ereignis der Kette?

2. Lokale Blockaden

Über die Bildung und Wachstumsgeschwindigkeit von Blockaden in Reaktorbrennelementen ist nur wenig bekannt. Geht man jedoch davon aus, daß sie bevorzugt an den engsten Stellen des Brennelementes entstehen, d.h. an den Gitterabstandshaltern, dann ist die Annahme von Blockaden großer radialer und relativ geringer axialer Ausdehnung gerechtfertigt. Die durch sie verursachten Strömungsformen, Temperaturerhöhungen und Druckverluste werden in einem umfangreichen Versuchsprogramm in einem Wasserkreislauf des IRE untersucht. Bild 2 zeigt die Strömungsverteilung hinter einer Blockade in einem Halbbündel aus Glasstäben mit einem Plexiglasfenster [4]. Dem Wasser wurde zur Sichtbarmachung der Stromlinien eine kleine Menge Luft zugemischt. Das Bild zeigt, daß es zur Ausbildung



GFK
IRE

Strömungsverteilung hinter einer
Blockade von 41 %.
Geschwindigkeit 4,1 m/s

Abb.2

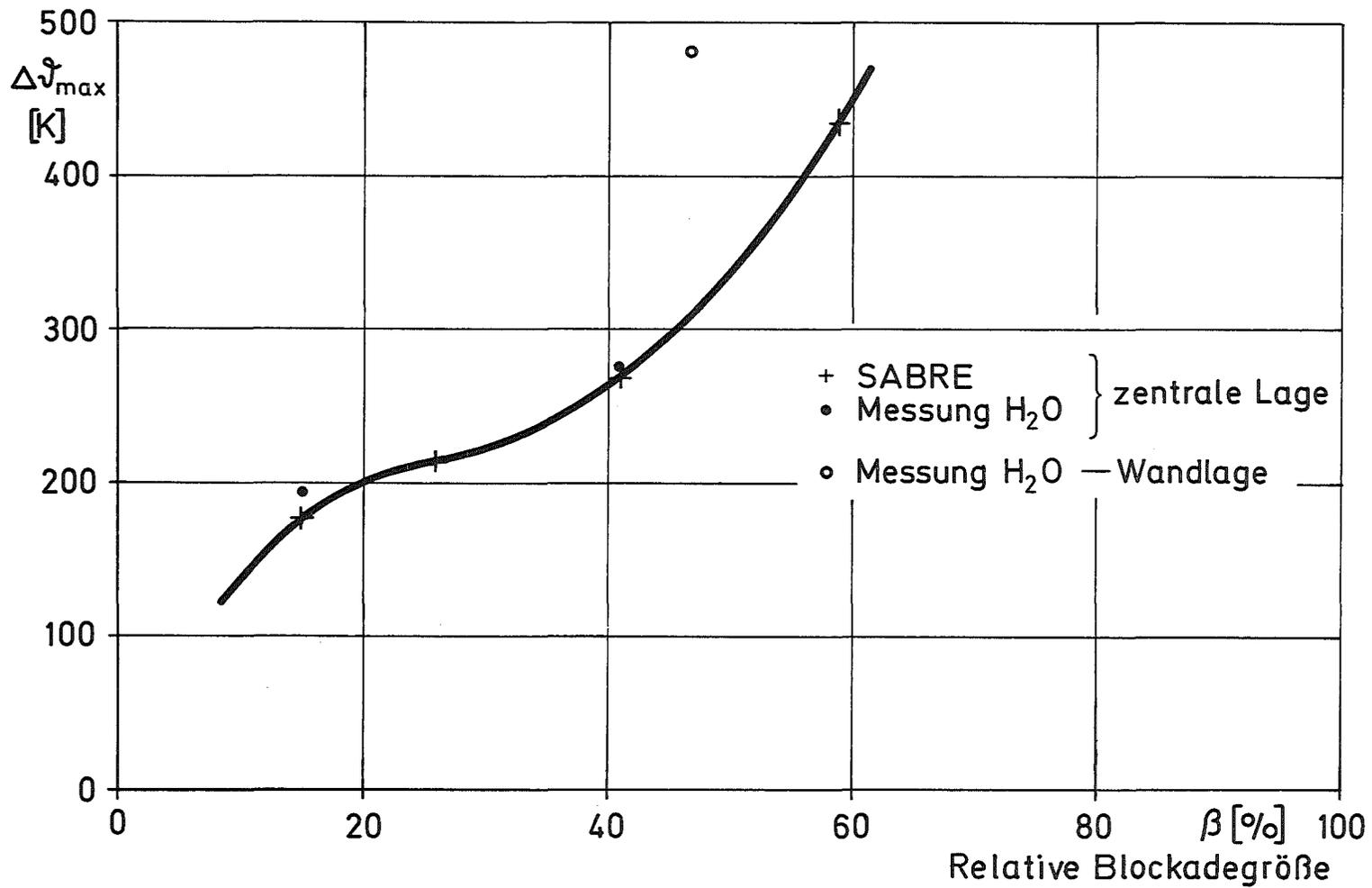
einer ausgeprägten Rezirkulationsströmung kommt. Form und Volumen der Rezirkulationszone sind bei unveränderter Geometrie weitgehend unabhängig von der Strömungsgeschwindigkeit des Kühlmittels.

Die durch lokale Blockaden verursachten Temperaturerhöhungen wurden in einem maßstabsgerechten Bündel aus 169 elektrisch beheizten Stäben untersucht [5,6,7]. Kühlmittel war auch hier wieder Wasser. Die Übertragbarkeit der in Wasser gemessenen Temperaturverteilungen auf Natrium wurde auf theoretischem und experimentellem Wege nachgewiesen [5]. Bild 3 zeigt die aus den Wassermessungen für das höchstbelastete Brennelement des SNR berechnete lokale Temperaturerhöhung als Funktion der Größe der Blockade [5,6,7]. Zum Vergleich wurden die Werte eingetragen, die mit dem von der UKAEA übernommenen Rechenprogramm SABRE gewonnen wurden [7]. Die Rezirkulationsströmung bewirkt eine unerwartet gute Kühlung des gestörten Bereichs. So wird die Siedetemperatur erst bei einer Störungsgröße von etwa 60 % bei zentraler Lage der Blockade und von etwa 45 % bei Randlage erreicht.

Die Frage nach der Detektierbarkeit solcher Blockaden durch Messung der mittleren Brennelementaustrittstemperatur ist mit ihrer Auswirkung auf den Kühlmitteldurchsatz verknüpft. Aus den zu diesem Problem durchgeführten Druckverlustmessungen wurde Abb. 4 erstellt [7]. Aus ihr kann entnommen werden, daß im höchstbelasteten Brennelement des SNR bei einer Blockadengröße von 60 % mit einer Durchsatzreduktion von 4,1 % zu rechnen ist. Dieses Beispiel zeigt, daß nicht unbedingt davon ausgegangen werden kann, daß lokale Blockaden vor Siedebeginn detektierbar sind. Das gilt besonders für Blockaden an der Wand des Brennelements. Andererseits führen jedoch lokale Temperaturerhöhungen in der Größenordnung bis zu 400 °C mit großer Wahrscheinlichkeit zu Hüllrohrschäden und damit zur Freisetzung von geringen Spaltgas- und Brennstoffmengen, so daß dem Nachweis defekter Brennstäbe über die Messung verzögerter Neutronen und über die Gammaskopie des Schutzgases auch im Zusammenhang mit dem Nachweis lokaler Blockaden eine erhebliche Bedeutung zukommt.

3. Lokales Sieden

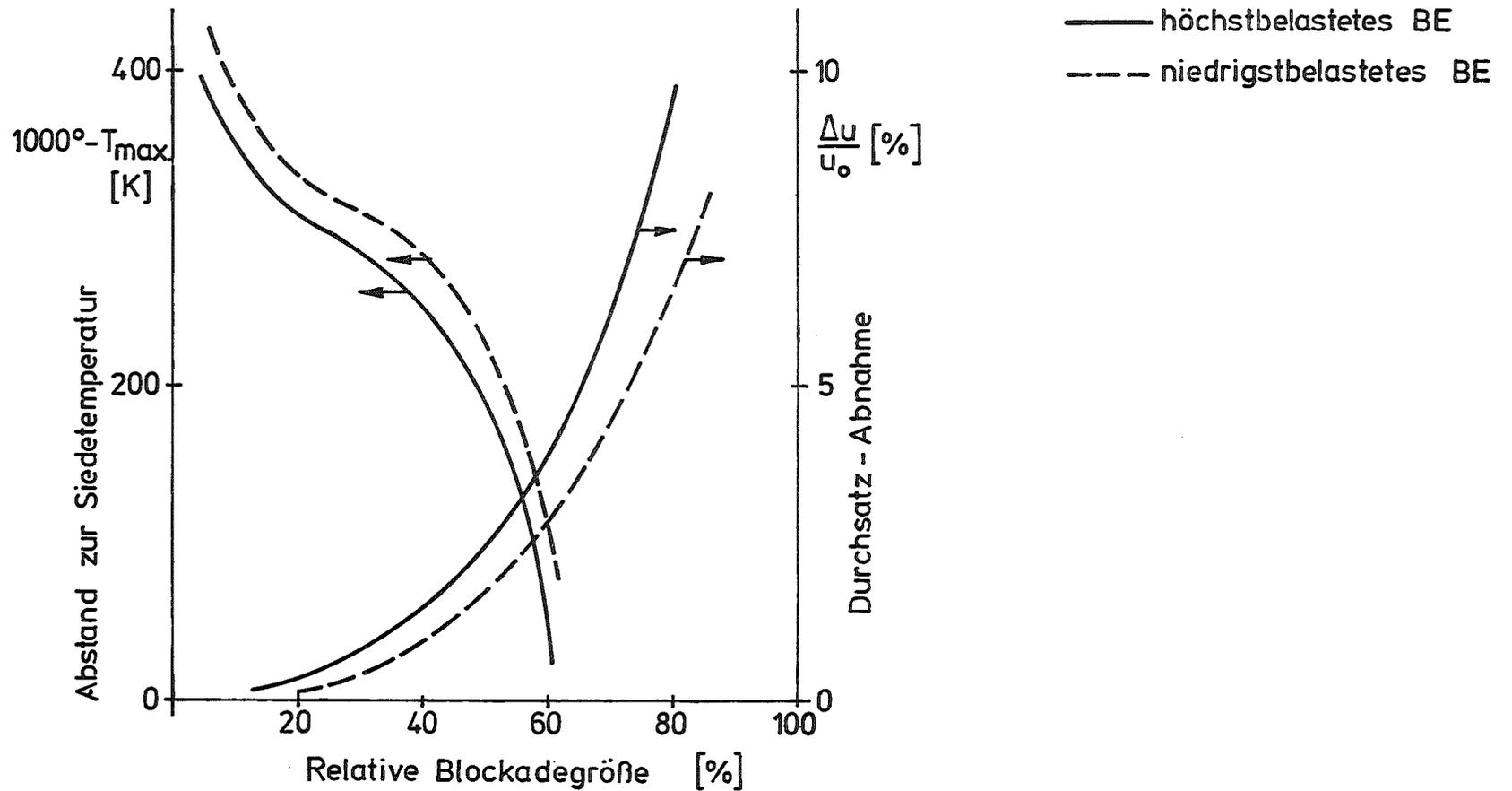
Nach den Ausführungen im letzten Abschnitt kann lokales Natriumsieden als Folge einer Blockade nicht mit Sicherheit ausgeschlossen werden. Die Arbeiten zu diesem Problem bilden deshalb einen Schwerpunkt des gesamten Vorhabens. Erste Experimente in einer einfachen in Bild 5 darge-



GFK
IRE

Max. Temperaturerhöhung hinter lokalen Blockaden bei zentraler und Wandlage, Blockade in Core-mitte im höchstbelasteten SNR-BE

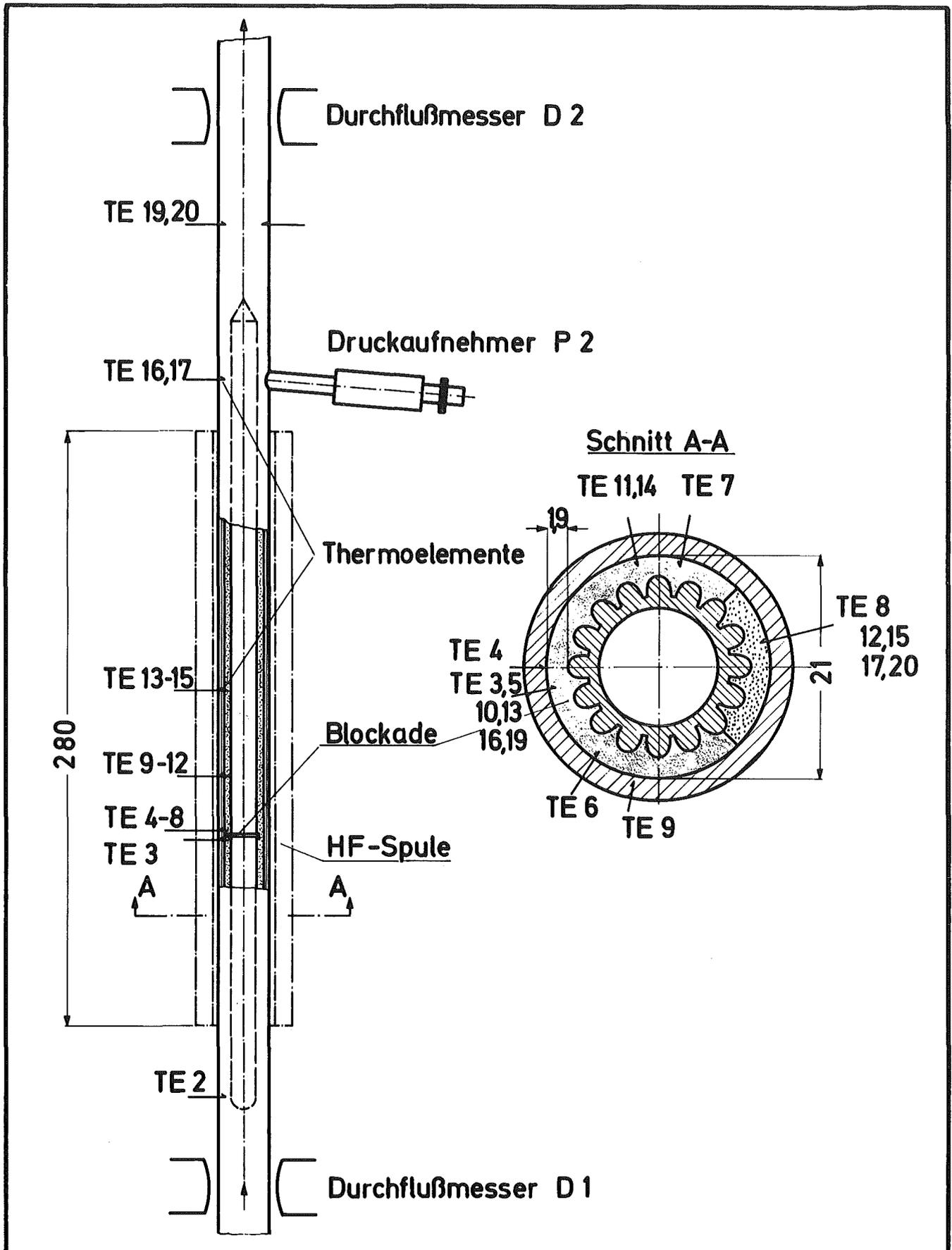
Abb. 3



GFK
IRE

Durchsatzabnahme und Abstand zur Siedetemperatur in einem teilweise blockiertem BE (ebene zentrale Blockade)

Abb. 4



GFK
I RE

Teststrecke Nr.14 und Nr.18

Abb. 5

stellten Teststrecke wurden inzwischen abgeschlossen [9]. In einem induktiv beheizten Rohr ist konzentrisch ein Verdrängerkörper so angeordnet, daß 16 miteinander zu einem Ringspalt verbundene Unterkanäle ähnlicher Geometrie wie im Brennelement gebildet werden. Man könnte diese Testanordnung als zweidimensionales Bündel bezeichnen. Zwölf der Kanäle sind zur Simulation einer lokalen Blockade durch eine Platte verschlossen.

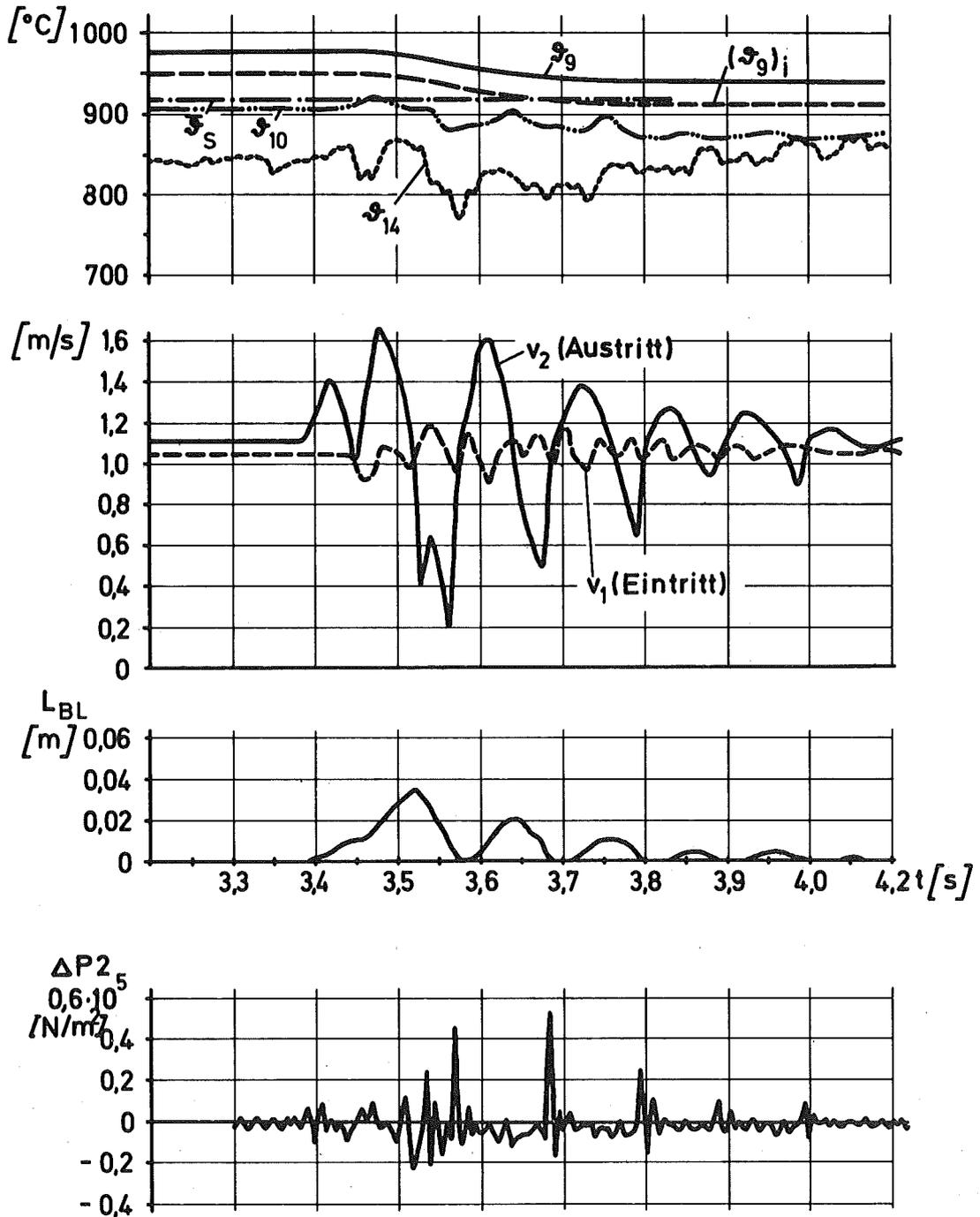
Bei den Versuchen wurde festgestellt, daß der Ablauf des Siedevorgangs wesentlich vom Siedeverzug abhängt. Bild 6 zeigt einen Versuch mit einem Siedeverzug von etwa 40 °C. Aus dem Verlauf der Meßwerte als Funktion der Zeit lassen sich drei wichtige Aussagen entnehmen:

- a) der Siedevorgang ist ein typischer Einzelblasenprozeß mit vollständig kollabierenden Siedeblasen,
- b) während des Siedevorgangs wird die Kühlung der Wand nicht nur aufrecht erhalten, sondern sogar verbessert, wie der Verlauf von v_9 zeigt,
- c) die Geschwindigkeit am Teststreckenaustritt v_2 zeigt ausgeprägte Oszillationen, während der Kühlmittelgesamtdurchsatz v_1 , gemessen am Teststreckeneintritt, durch die Siedeereignisse nur wenig beeinflusst wird.

Bild 7 zeigt einen Versuch ohne Siedeverzug. Auch hier treten wieder charakteristische Oszillationen der Geschwindigkeit am Austritt auf, während der Gesamtdurchsatz nahezu stabil ist. Siedevorgänge dieser Art ließen sich im Experiment über beliebig lange Zeit aufrecht erhalten, ohne daß es zu einem Versagen der Wandkühlung kam.

Die Experimente bestätigen weitgehend die Ergebnisse der theoretischen Arbeiten zum lokalen Sieden, über die bereits auf dem Statusbericht 1972 berichtet wurde [1]. Daraus kann der vorläufige Schluß gezogen werden, daß lokales Kühlmittelsieden ungefährlich im Sinne einer Propagation ist. Die mit dem Siedevorgang verbundenen typischen Durchsatzschwankungen können von einem Durchsatzwächter am Brennelementaustritt detektiert werden. Diese Ergebnisse bedürfen jedoch der Bestätigung durch Experimente in maßstabgerechten Stabbündeln. Hier befinden sich zwei Versuchsvorhaben in der Vorbereitung:

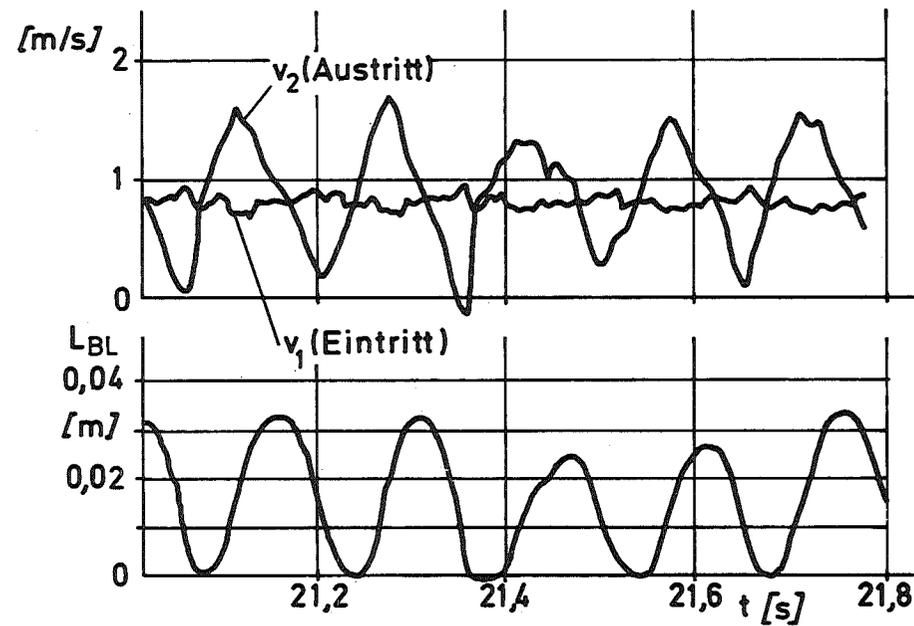
$$\phi = 137 \cdot 10^4 \text{ W/m}^2$$
$$P_0 = 1,18 \cdot 10^5 \text{ N/m}^2$$



GFK
IRE

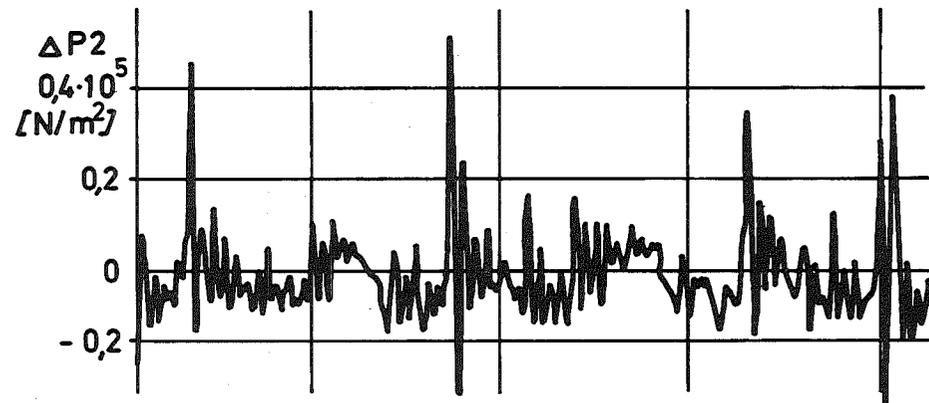
Versuchstyp 2: Temperaturen,
Geschwindigkeiten, Blasenlänge und
Druckpulsationen (Versuch 14/35)

Abb. 6



$$\phi = 161 \cdot 10^4 \text{ W/m}^2$$

$$P_0 = 1,18 \cdot 10^5 \text{ N/m}^2$$



GFK
IRE

Versuchstyp 1: Geschwindigkeit, Blasenlänge
und Druckpulsationen (Versuch 14/36)

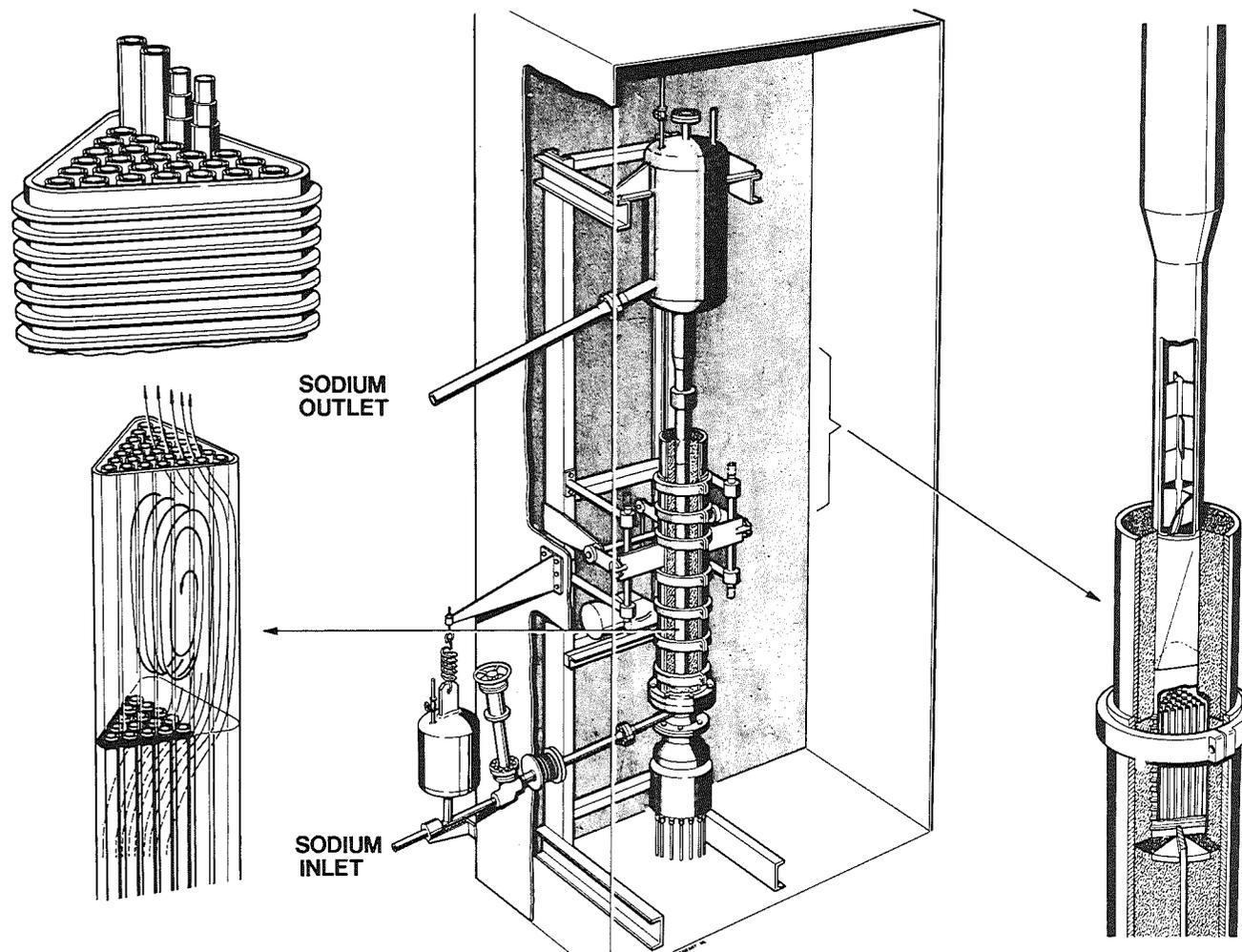
Abb. 7

- a) Gemeinsam mit dem RCN Petten soll in dem dortigen 400 kW Kreislauf ein Experiment mit einem 60 °-Ausschnitt aus einem kompletten Brennelement durchgeführt werden. Bild 8 zeigt die dreieckige Teststrecke mit 28 elektrisch beheizten Stäben, die die Brennstäbe des Reaktorbrennelementes simulieren. Die Größe der Blockade wird zwischen 40 und 75 % liegen.
- b) Im IRE wird zur Zeit ein kompakter Natrium-Siedekreislauf errichtet, in dem bei einem maximalen Natriumdurchsatz von 80 m³/h Heizleistungen bis zu 1,2 MW möglich sein werden. Bild 9 zeigt ein Modell des Kreislaufs. Die Teststrecke wird dem SNR-Brennelement maßstabsgerecht nachgebildet, 91 der 169 Stäbe können elektrisch beheizt werden.

4. Integrales Sieden

Zur Frage des Kühlmittelsiedens im gesamten Brennelement (integrales Sieden) möchte ich mich hier auf eine Aufzählung der wichtigsten Arbeiten der beiden letzten Jahre beschränken. Das BEVUS-Vorhaben wurde abgeschlossen und lieferte den Nachweis, daß das Sieden an sich nicht zu einer Zerstörung des Brennelementkastens führen kann, im Sinne der Propagation also ungefährlich ist [10]. Weitere Experimente in induktiv beheizten Einkanalteststrecken und zuletzt in einem Siebenstabbündel unter verschiedenen Anfangsbedingungen dienten insbesondere der Aufstellung und Verbesserung des Rechenmodells BLOW 3 [11]. Die Bedeutung dieses Codes liegt nicht nur darin, daß er in der Lage ist, die Siedevorgänge quantitativ zu beschreiben, sondern die Ergebnisse dienen gleichzeitig als Eingabegrößen zur Bestimmung der Reaktivitätsauswirkungen beim Leer-sieden der Brennelemente. Zum Ablauf integraler Siedevorgänge ist festzustellen, daß nach dem heutigen Kenntnisstand ein Versagen der Stabkühlung innerhalb von wenigen Sekunden nach Siedebeginn nicht ausgeschlossen werden kann. Brennstoff- und Hüllrohrschmelzen würde etwa eine weitere Sekunde später einsetzen.

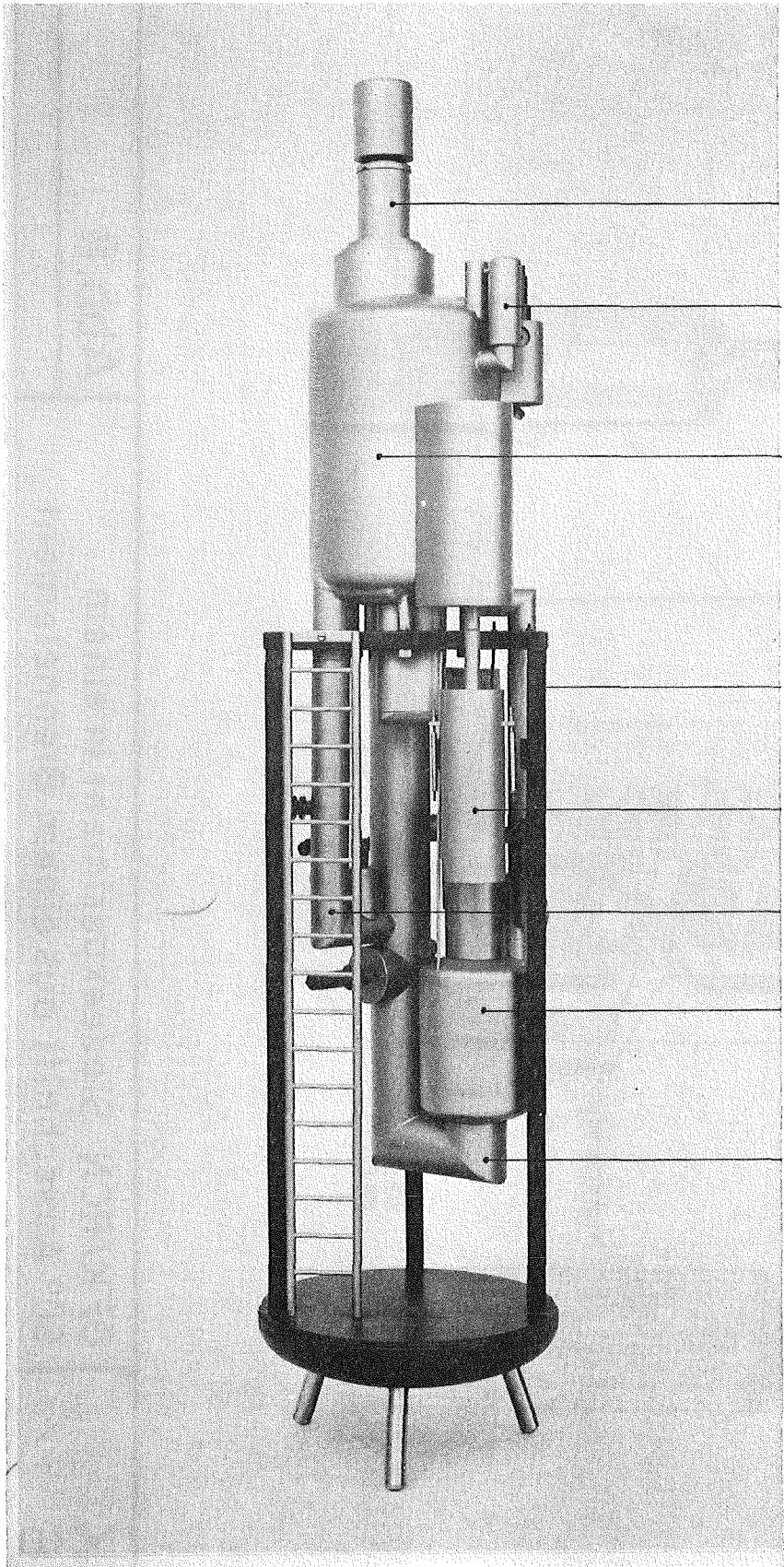
Die Detektion integraler Siedevorgänge kann prinzipiell auf mehreren Kanälen erfolgen. Die über dem siedenden Brennelement oszillierende Natriumsäule ist nicht nur durch den Durchflußwächter am Brennelementaus-tritt erfaßbar, sie erzeugt auch Veränderungen im Rauschspektrum des Neutronenflusses. Die mit dem Siedevorgang verbundenen Druckpulsationen können mit akustischen Verfahren erfaßt werden (Abschn. 6).



GFK
IRE

GFK/RCN Siedeexperiment in einem
60° Ausschnitt aus einem Brennelement

Abb.8



- Na - Pumpe
- Dampffalle
- Pumpenbehälter
- Tragegerüst
- Teststrecke
- Bypass
- Pufferbehälter
- Hauptleitung

GFK
IRE

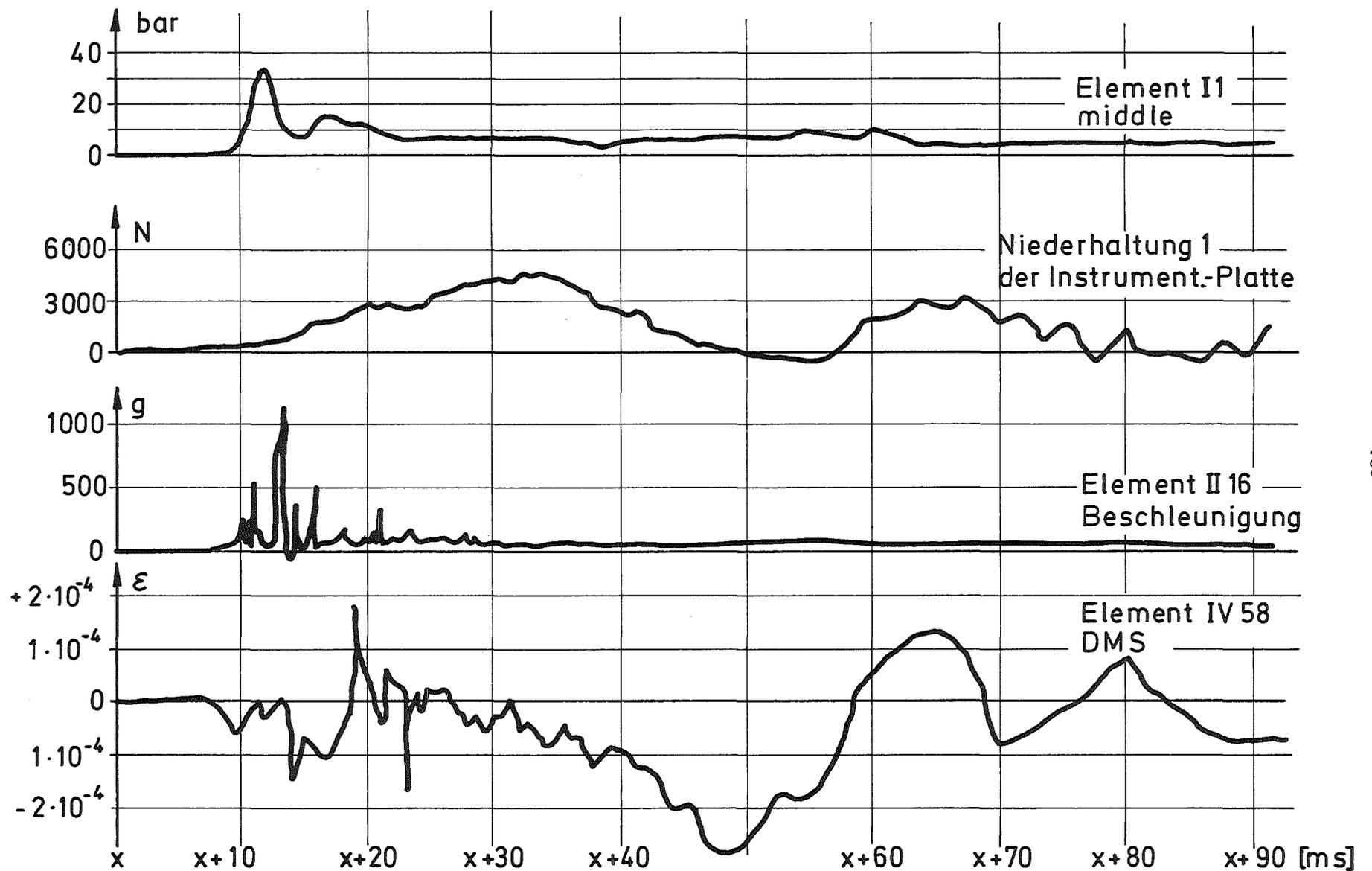
Model des Kompakten Natrium-Siedekreislaufs

Abb. 9

5. Arbeiten zur Brennstoff-Natrium-Reaktion

In den letzten Jahren wurde eine Vielzahl theoretischer und experimenteller Arbeiten zum Problem der Brennstoff-Natrium-Reaktion durchgeführt, deren Ziel insbesondere eine Aussage ist, welcher Bruchteil der Gesamtenergie in der komplexen Struktur des Reaktorkerns in mechanische Verformungsarbeit umgesetzt werden kann. Die laufenden Vorhaben sollen den Nachweis erbringen, daß die durch eine Brennstoff-Natrium-Reaktion in einem Brennelement verursachte Verformung der umgebenden Struktur vom Sicherheitsstandpunkt her tolerierbar ist. In diesem Sinne heißt tolerierbar, daß weder eine nukleare Exkursion erfolgen noch das Abschaltssystem außer Funktion gesetzt werden kann. Neben den im IASR und INR durchgeführten theoretischen Arbeiten [12] wird im IRE ein Experiment vorbereitet, bei dem in der Euratomforschungsstelle Ispra insbesondere die Vorgänge beim Auftreffen von Natrium auf geschmolzenem UO_2 untersucht werden. Die bei diesen Experimenten gemessenen Druck-Zeit-Verläufe dienen als Eingangsgröße für ein weiteres Vorhaben, das gemeinsam mit der UKAEA in Foulness durchgeführt wird [13]. Dabei werden in einem Modell eines Reaktorcores mit einem Gasgenerator Druck-Zeit-Verläufe erzeugt, die denen bei einer Brennstoff-Natrium-Reaktion entsprechen. Bild 10 zeigt den zeitlichen Verlauf einiger wichtiger Meßwerte des inzwischen durchgeführten 1. Experiments. Im oberen Bildteil ist der Druckverlauf in der Mitte des betroffenen Elements aufgetragen mit einem Spitzenwert von 34 kp/cm^2 , darunter die Reaktionskräfte auf die Niederhaltung der Instrumentierungsplatte. Dieser Druck-Zeit-Verlauf führte zur Zerstörung des Brennelementkastens, ohne daß an den Nachbarelementen nennenswerte Deformationen festgestellt werden konnten.

Die experimentellen Untersuchungen werden von theoretischen Arbeiten über das Verhalten des Kernverbandes unter dynamischer Belastung unter Berücksichtigung des elastischen, plastischen und viskosen Materialverhaltens begleitet [13]. Ziel dieses Vorhabens ist die Erstellung eines strukturdynamischen Modells und eines Computerprogramms, das die Berechnung der Verformung der Corestruktur infolge interner Drucktransienten bei einer Brennstoff-Natrium-Reaktion gestattet. Erste Teilprogramme für wesentliche Verformungsmechanismen, z.B. Brennelementabplattung, Brennstab-bündel-Deformation und Brennelementbiegung wurden inzwischen erstellt.



- 180 -

GFK
IRE

Sprengversuch an Core-Modellen Nr.1

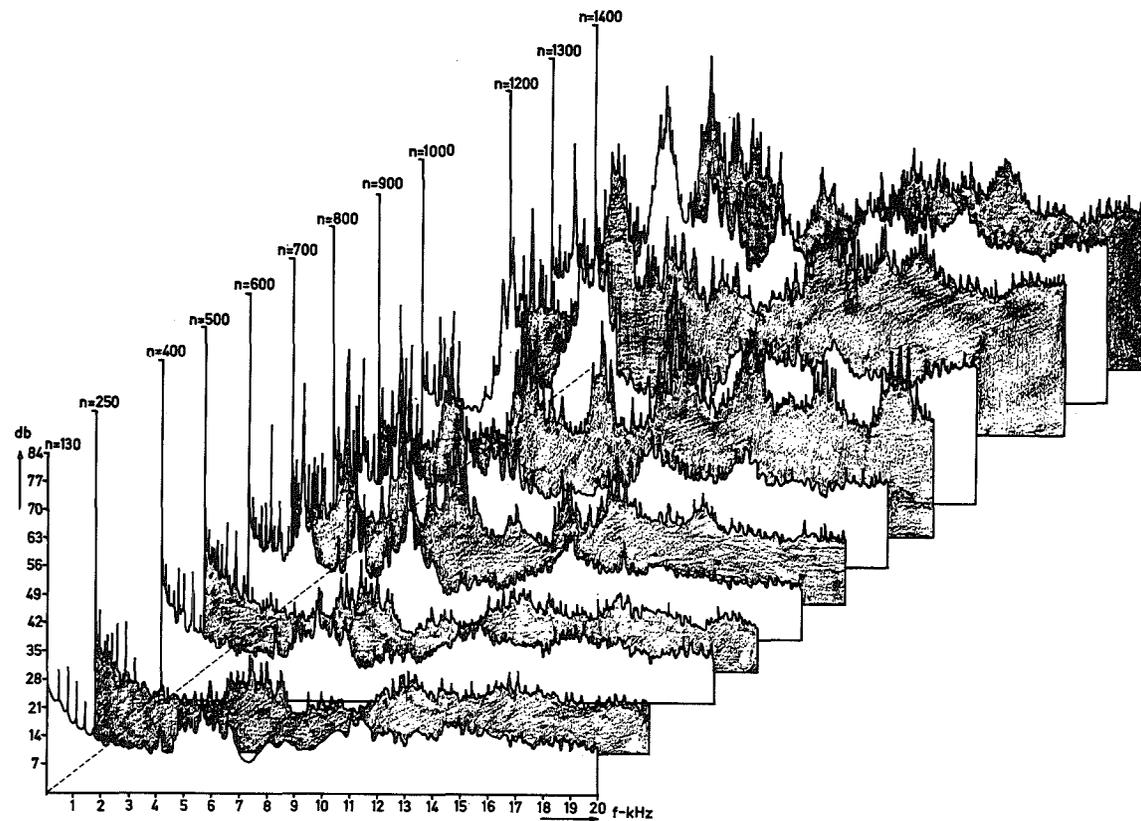
Abb. 10

6. Integrale Detektionsverfahren

Langfristig kommt den integralen Verfahren zur Detektion lokaler Störungen eine erhebliche Bedeutung zu, da dadurch eine wesentliche Vereinfachung der Coreinstrumentierung und Erhöhung der Verfügbarkeit des Reaktors erreicht werden kann. Für die Früherkennung lokaler Kühlungsstörungen bieten sich insbesondere der Nachweis verzögerter Neutronen im Natrium und die Gammaspektroskopie des Schutzgases an. Ein Monitor für verzögerte Neutronen wurde im Langzeitbetrieb in der Primärzelle der KNK erfolgreich erprobt. Experimente mit defekten Testbrennstäben werden zur Zeit vorbereitet. Die Messungen am HSD-Loop des FR 2 mit verschiedenen Brennstäben und Schadensarten haben bereits interessante Ergebnisse im Bezug auf die Freisetzungsraten von Spaltprodukten und Brennstoff aus defekten Stäben geliefert. Mit dem CEA wird zur Zeit über eine deutsche Beteiligung an den in den Reaktoren SILOE und PEGASE geplanten Defect-Fuel-Programmen diskutiert.

Die Möglichkeit des Nachweises von Natriumsieden über den Reaktivitätseffekt wird im INR untersucht [14]. Es wurde ein hydro-pneumatischer Siedesimulator entwickelt, mit dessen Hilfe auf verschiedenen Corepositionen im FR 2 Sieden simuliert wurde. Die resultierenden Neutronenflussschwankungen wurden von der normalen Neutronenflußinstrumentierung nicht registriert, konnten jedoch in allen Fällen in der spektralen Leistungsdichte nachgewiesen werden. In einer zur Zeit laufenden Systemstudie wird untersucht, ob auf diesem Wege eine Siededetektion beim SNR möglich ist. Erste Ergebnisse zeigen, daß integrales Natriumsieden überall im Core innerhalb von 3 sec nachzuweisen ist, außer den Brennelementen des 7. und 8. Rings im Übergangsbereich zwischen der Zone mit positivem und negativem Kühlmittelreaktivitäts-Koeffizienten.

Eine andere Möglichkeit zur Detektion von Siedevorgängen ist der Einsatz akustischer Meßverfahren. Voraussetzung dafür ist die Kenntnis des für den Reaktor typischen individuellen Background-Noise im gesamten Betriebsbereich einerseits und der zu erwartenden Siedespektren andererseits. So wurde zunächst in Karlsruhe über 20 Monate hinweg das Background-Noise des KNK-Reaktors aufgezeichnet und ausgewertet. Wie nicht anders zu erwarten war, stellten sich die Natriumpumpen als die größten Störquellen heraus. Trotz völlig gleicher Bauformen weichen die spektralen Leistungsdichten der einzelnen Pumpen stark voneinander ab. Abb. 11 zeigt in einer Zusammenstellung das Pumpen-Leistungsspektrum einer Sekundärpumpe für den



GFK
IRE

Akustisches Leistungsspektrum einer
KNK-Sek.-Pumpe (Meßstelle QS1)

Abb.11

Bereich 0 - 20 kHz in einer Parameterdarstellung als Funktion der Drehzahl.

Die Siedegeräusche sollen bei allen in der Vorbereitung befindlichen Siedeexperimenten aufgezeichnet werden, insbesondere bei den Großbündelexperimenten in Petten und im IRE. Erst danach wird eine Aussage möglich sein, wie groß die Chancen der akustischen Meßverfahren zur Erfassung von Siedevorgängen im Reaktorcore sind.

Veröffentlichungen zum Thema Propagationsstörfall:

- [1] D. Smidt
Arbeiten zur Reaktorsicherheit. Statusbericht 1972 des Projektes
Schneller Brüter. KFK-Bericht 1603 (S. 106 ff)
- [2] K. Gast, KFK-Bericht 1380 (1971)
- [3] K. Gast, D. Smidt; Nucl. Eng. Design 14 (1970) p. 12-22
- [4] P. Basmer, D. Kirsch, G.F. Schultheiß; KFK-Bericht 1548 (1972)
- [5] D. Kirsch; KFK-Bericht 1794 (1973)
- [6] D. Kirsch
Vortrag auf dem Int. Meeting on Reactor Heat Transfer,
Karlsruhe, Oct. 9-11 (1973)
- [7] D. Kirsch, P. Basmer, G. Grötzbach; Vortrag auf der
DAtF/KTG-Reaktortagung 1974, Berlin
- [8] A.D. Gosmann et al.; Vortrag auf dem Int. Meeting on Reactor
Heat Transfer, Karlsruhe, Oct. 9-11 (1973)
- [9] K. Schleisiek; KFK-Bericht 1914 (1974)
- [10] M. Cramer, B. Dorr;
KFK-Bericht 1906 (1974)
- [11] P. Wirtz; KFK-Bericht 1858 (1973)
- [12] Theoretische Untersuchungen zur Brennstoff-Natrium-Wechselwirkung.
KFK 1273/2 (S. 123-32 bis 123-40)
KFK 1272/3 (S. 123-16 bis 123-25)
- [13] K. Gast et al.; Vortrag auf der ANS Topical Conf. Fast Reactor
Safety, Beverly Hills, Calif., April 2-4 (1974)
- [14] J. Erhardt, M. Edelmann;
DAtF/KTG-Reaktortagung, Berlin 1974

Schlußwort und Ausblick

P. Engelmann ⁺⁾

Meine Damen und Herren!

Der heutige Statusbericht hat Ihnen, wie ich hoffe, durch die Übersichtsvorträge über die F+E Arbeiten, den SNR 300 und die KNK und durch die Einzelvorträge den Stand des Projektes deutlich gemacht.

Auf vielen Gebieten haben die Arbeiten, wie Sie gesehen haben, einen hohen Grad der Verfeinerung erreicht, der über die Bedürfnisse des SNR 300 bereits hinausgeht, aber im Hinblick auf eine Optimierung größerer Systeme wichtig ist. Auf dem Gebiet Reaktorsicherheit mag die Darstellung etwas verwirrend gewesen sein. Als Kernforschungszentrum befassen wir uns überwiegend mit der Analyse solcher Unfälle, die nach menschlichem Ermessen gar nicht vorkommen. Diese Tatsache fand in den Einzelvorträgen ihren Niederschlag. Sie sollten aber vor Augen haben, daß der Na-Brüter als praktisch druckloses System mit einem auch bei Atmosphärendruck flüssigen Kühlmittel gegenüber vielen Unfällen eine große inhärente Sicherheit besitzt, z.B. hinsichtlich der Notkühlung.

Der erfolgreiche Start der ersten Prototypreaktoren BN 350, PFR und vor allem des Phenix-Reaktors hat bewiesen, daß die Na-Technologie auch bei großen Anlagen beherrscht werden kann, und hat den Beginn einer neuen Phase der Brüterentwicklung markiert, die auf die Errichtung der ersten Brütergroßkraftwerke zielt. Die Markteinführung der schnellen Brüter steht hiermit jedoch erst am Anfang und wird noch viele Probleme aufwerfen, zu deren Lösung die Kernforschungszentren Beiträge leisten können. Auf der BNES Conference on Fast Power Reactors in London vor 2 Wochen haben alle Länder, die in der Schnellreaktorentwicklung führend sind, die Bedeutung der begleitenden F+E Arbeiten in dieser Phase der Entwicklung betont und hervorgehoben.

Welches sind nun unsere Aufgaben in den Jahren 1974/75? (Abb.) Ich beginne mit dem KNK Reaktor in Karlsruhe. Nach dem Betrieb als KNK I wird er zum schnellen Testreaktor KNK II umgebaut. Wir müssen unsere Versuche am

⁺⁾ Dr. Peter Engelmann, Leiter des Projektes Schneller Brüter der Gesellschaft für Kernforschung m.b.H., Karlsruhe

KNK I abschließen und die Nutzung von KNK II als schnellen Testreaktor vorbereiten. Um das damit gegebene Potential voll für die Brüterentwicklung nutzen zu können, sind wir auch auf das Verständnis und die Mitarbeit der Genehmigungsbehörden und Gutachter angewiesen, die ebenfalls den KNK II als Versuchsreaktor sehen und akzeptieren sollten, damit wir nicht unter wesentlich ungünstigeren Bedingungen arbeiten müssen als unsere ausländischen Konkurrenten.

Der SNR 300 wird auch in der kommenden Zeit den größten Teil unserer Kräfte erfordern, um die Aufgaben des bzFE Programms termin- und sachgerecht zu erfüllen. Hier geht es 1974/75 vor allem um folgende wichtigen Zwischenergebnisse:

- Abschluß der Arbeiten für die Hüllmaterialentwicklung, für das Brennstabkonzept und das Brennelementkonzept,
 - Bereitstellung der Daten für die Festlegung des Brennstoff- und Absorberanreicherungsgrades,
 - Bereitstellung von Rechenergebnissen zur Tankbelastung bei Bethe-Tait Störfällen für die Kerne Mark Ia und Mark II des SNR 300,
- sowie um Fragen im Zusammenhang mit der Instrumentierung und dem Sicherheitsrechner.

Im SNR-Folgeprogramm ist Unterstützung zu leisten bei der Klärung prinzipieller Fragen des SNR 2, u.a. durch Beiträge zum Reaktorkern- und Primärkreiskonzept und zur Sicherheitsphilosophie. Weiterhin ist parallel zu den Vorentwurfsarbeiten der Industrie das planungsbegleitende F+E Programm für den SNR 2 auszuarbeiten.

Das BMFT hat der GfK die Federführung für die Aufstellung und Verfolgung eines weiterführenden Sicherheitsforschungsprogramms für schnelle Brüter übertragen. Dieses Programm, in das viele unserer über den SNR 300 hinaus zielenden Sicherheitsarbeiten integriert werden, muß aufgestellt, mit allen betroffenen Gruppen abgestimmt und in Angriff genommen werden.

Beim Alternativbrennstoff Karbid müssen die Herstellverfahren erprobt werden mit dem Ziel einer klaren Produktqualifikation. Das weiterführende Bestrahlungsprogramm, das den Einsatz eines vollen Karbidbrennelementes im KNK II ab 1977 vorsieht, muß energisch vorbereitet werden.

Bei der Gasbrüterentwicklung wird im nächsten Jahreszeitraum zusammen mit der KWU, der KFA Jülich und dem BMFT das weitere Vorgehen zu klären sein.

Last not least möchte ich als Ziel für 1974/75 die Fertigstellung einer Umwelt-Studie für Schnelle Brüter im Bereich der Bundesrepublik Deutschland bzw. der Debenelux-Länder nennen.

Ich hoffe, daß Ihnen der heutige Statusbericht den Eindruck vermittelt hat, daß das Projekt Schneller Brüter ein lebendiges Projekt ist, das sich seit dem letzten an dieser Stelle abgehaltenen Statusbericht gewandelt und der neuen Aufgabenteilung zwischen Industrie und Zentren angepaßt hat.

Wir sehen es heute als unsere Aufgabe an, die Industrie bei der Fortentwicklung der schnellen Brüter zu marktgängigen Anlagen zu unterstützen, daneben aber auch die Regierungen, die Versorgungswirtschaft und die Öffentlichkeit sachkundig zu beraten.

Ich möchte die Veranstaltung schließen mit dem Dank an die Mitarbeiter des Projektes, dem Dank an alle, die durch ihre Teilnahme am Statusbericht ihr Interesse für unsere Arbeit gezeigt haben und an die Vortragenden und Organisatoren, die zum Gelingen der Veranstaltung beigetragen haben.