

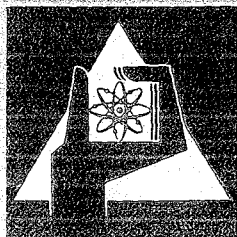
**KERNFORSCHUNGSZENTRUM
KARLSRUHE**

Juni 1973

KFK 1273/1
EUR 4968 d

Projekt Schneller Brüter

1. Vierteljahresbericht 1973



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

KARLSRUHE

KERNFORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE

KFK 1273/1

EUR 4968 d

Projekt Schneller Brüter

1. Vierteljahresbericht 1973

Gesellschaft für Kernforschung mbH, Karlsruhe

Zusammenfassung

Der Bericht beschreibt Arbeiten des 1. Vierteljahres 1973, die im Rahmen des Projektes Schneller Brüter (PSB) bei der Gesellschaft für Kernforschung m.b.H. Karlsruhe oder in deren Auftrag durchgeführt worden sind.

Als einige der wesentlichsten Ergebnisse aus den Teilprojekten seien genannt:

Brennstabentwicklung:

Versuche mit vollsimulierten Mischoxid-Abbrandsystemen ergaben einen starken Einfluß des stöchiometrischen Verhältnisses Sauerstoff:Metall auf die chemischen Wechselwirkungen mit austenitischen Hüllrohrstählen. Demnach läßt der Einsatz von unterstöchiometrischem Brennstoff eine merklich verbesserte Verträglichkeit Brennstoff-Hülle erwarten.

Bei Experimenten im BR2 wurde die Temperatur- und Abbrandabhängigkeit des bestrahlungsinduzierten Kriechens von oxidischem Brennstoff untersucht. Über die Ergebnisse wird im einzelnen berichtet.

Materialuntersuchung und -entwicklung:

In Zeitstand- und Zugversuchen wurden Hüllrohre der in dem Experiment Mol 7A bestrahlten Brennstäbe geprüft. Eine Abhängigkeit der Reststandzeit von der Dosis konnte nicht beobachtet werden, dagegen deutlich von der Bestrahlungstemperatur und damit von der Stärke des Korrosionsangriffs. Die Zugversuche erbrachten die erwartete Erhöhung der Streckgrenze und Zugfestigkeit im bestrahlten Material und eine geringfügige Erniedrigung der Bruchdehnung. Drei verschiedene Werkstoffe wurden verglichen.

Korrosionsversuche und Kühlmittelanalysen:

Der Hochtemperaturprüfstand für Korrosionsversuche in Natrium ist nach anfänglichen Schwierigkeiten in Betrieb gegangen. In Verbindung mit den Natriumversuchsständen des IRB werden Natriumanalysetechniken weiterentwickelt. Isotherme Versuche zur Heißdampfkorrosion im HKW-Loop ergaben einen deutlichen Vorteil der kaltverformten Versionen vor allem der austenitischen Cr-Ni-Stähle.

Physik:

Im Zusammenhang mit Messungen an der Nullenergieanlage SNEAK wird u.a. über Methoden der Spaltratenbestimmung berichtet. An der Anordnung SNEAK 9A-2 wurde der Einfluß von Kontrollstäben auf die Leistungsverteilung im Core des SNR 300 untersucht. Zur Überprüfung des Kerndatensatzes KFK-INR wurden berechnete zentrale Materialwerte mit entsprechenden Meßwerten einiger Benchmark-Anordnungen verglichen.

Sicherheit und Instrumentierung:

Von Rauschmessungen an dem Na-gekühlten Reaktor KNK liegen erste Ergebnisse vor. Sie deuten u.a. darauf hin, daß die Detektierbarkeit der höheren auftretenden Frequenzanteile des Temperaturrauschens des Natriums empfindlich vom Thermoelementdurchmesser abhängt. Ferner wurde eine deutliche Korrelation mechanischer Vibrationen mit dem Neutronenfluß und dem Na-Durchfluß beobachtet.

Technologie:

Verschleißuntersuchungen in Natrium konzentrierten sich auf den Einfluß der Belastung auf das Gleitverhalten von Werkstoffen. Hier wurden Reibungsbeiwerte für die Distanzpflaster an SNR-Brennelementen gemessen. - Zur thermo- und fluiddynamischen Kernausslegung wurde der thermische Einlauf in Brennstab-bündeln bei Na-Kühlung berechnet, ferner der Einfluß der Drallströmung auf die mittleren Teilkanaltemperaturen im Bündelquerschnitt.

Mehrere Berichte befassen sich mit den Entwicklungsarbeiten an Hochleistungs-Heizstäben für Sicherheitsexperimente in Natrium. Weitere experimentelle Arbeiten betrafen hydraulische Versuche an einem SNR-Absorberbündel.

In Heliumströmung wurde der Druckverlust in konzentrischen Ringspalten mit kleinen Durchmesserhältnissen gemessen.

Bei den Studien zu dampfgekühlten schnellen Reaktoren standen die hypothetischen Störfälle weiterhin im Mittelpunkt.

Dieser Bericht wurde zusammengestellt von R. Hüper.

Abstract

The report describes work performed in the 1st quarter of 1973 within the framework of the Fast Breeder Project (PSB) at Gesellschaft für Kernforschung mbH, Karlsruhe or on its behalf.

Here are some of the most important items dealt with in the Project:

Fuel Pin Development:

Experiments with fully simulated mixed oxide burnup systems indicated a strong influence of the stoichiometric ratio between oxygen and metal upon the chemical interactions with austenitic types of cladding steel. Accordingly, the use of sub-stoichiometric fuel seems to greatly improve the compatibility between the fuel and the cladding.

In experiments in the BR2 reactor the temperature and burnup dependence of radiation induced creeping of oxide fuel was determined. The results are covered in detail.

Material Studies and Development:

Cladding tubes of the fuel pins irradiated in the Mol 7A experiment were tested in creep rupture and tensile tests. No dependence on dose of the residual time-to-rupture was found. However, what was discovered was a clear dependence on the irradiation temperature and, hence, on the strength of the corrosive attack. The tensile tests resulted in the expected increase in the yield point and ultimate tensile strength in the irradiated material and a slight reduction of the ultimate elongation. Three different materials were compared.

Corrosion Tests and Coolant Analyses:

The high temperature test rig for corrosion tests in sodium has gone operational after initial difficulties. Sodium analysis techniques are further developed in connection with the sodium test rigs of IRB. Isothermal experiments on superheated steam corrosion in the HKW loop showed a clear advantage of the cold worked versions, above all of austenitic Cr-Ni steels.

Physics:

In connection with measurements conducted on the SNEAK Zero Power Assembly the report also covers methods of determining the fission rate. The SNEAK 9A-2 assembly was used to investigate the influence of control rods on the power distribution in the core of the SNR-300. Calculated central material data were compared with the respective measured values of a few benchmark assemblies to check the KFK-INR data set.

Safety and Instrumentation:

First results are available of noise measurements performed on the sodium cooled KNK reactor with the objective of developing improved methods of failure detection. Among other factors, they indicate that the detectability of the higher frequency fractions in the temperature noise of sodium depend very sensitively on the diameters of the thermocouples. Moreover, a clear correlation was found between mechanical vibrations and the neutron flux and sodium flow.

Technology:

Wear studies in sodium were concentrated upon the influence of stress upon the sliding behavior of materials. Friction coefficients were measured for the distance pads of SNR fuel elements. For thermodynamical and fluid dynamical core design, the thermal influx into fuel pin bundles was calculated for sodium cooling. So was the influence of the drift flow upon the central subchannel temperatures over the cross section of the bundle.

Several reports deal with the development work on high performance heater rods for safety experiments in sodium. Further experimental studies related to hydraulic tests in an SNR absorber bundle.

In a helium flow the loss of pressure was measured in concentric annular gaps with small diameter ratios.

As before, the studies on steam cooled fast reactors were concentrated upon hypothetical incidents.

This report was compiled by R. Hüper.

Inhaltsübersicht ⁺⁾

- 112. Brennstabentwicklung
- 113. Materialuntersuchung und -entwicklung
- 114. Korrosionsversuche und Kühlmittelanalysen
- 121. Physikalische Experimente
- 122. Reaktortheorie
- 123. Sicherheit schneller Reaktoren
- 124. Instrumentierung und Signalverarbeitung zur Kernüberwachung
- 125. Auswirkung von Reaktorstörfällen auf die Umwelt, Aktivitätsfreisetzung
- 126. Natrium-Technologie-Versuche
- 127. Thermo- und hydrodynamische Versuche mit gasförmigen Medien
- 128. Entwurfsstudien zu gas- und dampfgekühlten Brutreaktoren

Erläuterungen

Die Einzelbeiträge sind durch*, F und/oder G gekennzeichnet, je nachdem ob sie vorwiegend dem Bauzugehörigen F+E Programm des SNR 300, dem SNR-Folgeprogramm (für einen Demonstrations-SNR) oder dem Grundlagenprogramm (Hochleistungsbrüter, Gas- und Dampfkühlung, reaktorphysikalische Grundlagen) zuzuordnen sind.

Zur Erleichterung der Suche nach früheren Berichten, deren Fortsetzung der jeweils vorliegende Beitrag bildet, wird der betr. frühere PSB-Vierteljahresbericht zitiert. Fehlendes Zitat bedeutet stets, daß der letzte Beitrag im unmittelbar vorhergehenden PSB-Vierteljahresbericht erschienen ist.

⁺⁾ Teilprojekte mit den zugehörigen PSB-Kennzahlen.

Die Seiten sind innerhalb jedes Teilprojektes durchnummeriert.

Zum Druck eingereicht im Mai 1973

112 BRENNSTABENTWICKLUNG1121 Oxidischer Brennstoff - Laboruntersuchungen1121.0 Herstellung im Labormaßstab*Herstellung von plutoniumhaltigem Brennstoff und Bestrahlungseinsätzen für Kriechexperimente (Projekt FR2/73d)

(Th. Dippel, E. Günther, H. Nagel, M. Wittmann, H. Pollanz, IMF)

An dieser Stelle sollen tabellarisch die wesentlichen Daten für den Brennstoff und die Bestrahlungseinsätze des Projektes FR 2/73d (1, 2, 3) zusammengefaßt werden (Tabelle 1 und 2).

Der Brennstoff vom Typ A und B der Herstellung I wurde folgendermaßen gefertigt: Sintern von 10 mm hohen Tabletten, Einstellen des Außendurchmessers durch spitzenloses Rundschleifen, Zertrennen der Tabletten in Scheiben mit Ultraschall. Der Brennstoff A und B der Herstellung II wurde durch Sintern von Tablettenscheiben mit anschließendem Bohren hergestellt.

Die Gefügebilder (Abbildung 1) zeigen eine homogene Verteilung der Porosität und der PuO_2 -Teilchen in der UO_2 -Matrix. In Einzelfällen können herstellungsbedingte von der Bohrung ausgehende radiale Risse vorhanden sein.

Die Fertigstellung der Einsätze erfolgte in allen Fällen im Plutonium-Labor des IMF/LB, wobei das Einfüllen des NaK und die Schweißarbeiten von RBT durchgeführt wurden.

Literatur

- (1) Th. Dippel, u. a.: KFK-1271/4 (1972) 112-4
- (2) Th. Dippel, u. a.: KFK-1272/1 (1972) 112-2
- (3) Th. Dippel, u. a.: KFK-1272/4 (1972) 112-12

Tabelle 1 Brennstoff und Bestrahlungseinsätze für Projekt FR 2 / 73 d
I. Herstellungszeitraum Dezember 1970 bis 1971

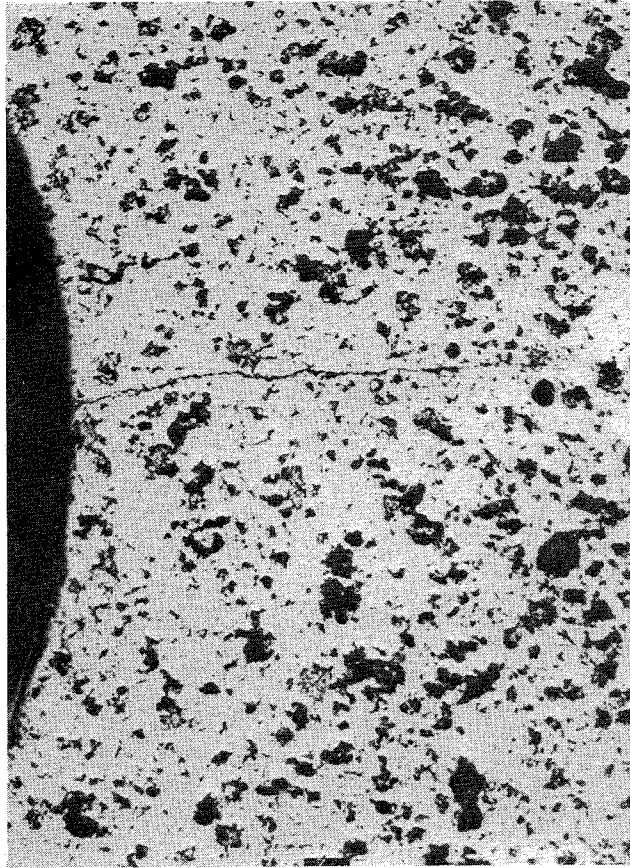
Bezeichnung	<u>Brennstoff Typ A</u> (niedrigdichte Scheiben mit zentraler Bohrung)	<u>Brennstoff Typ B</u> (Scheiben höherer Dichte mit zentraler Bohrung)
<u>Brennstoff</u> Hersteller Zusammensetzung Geometr. Dichte Durchmesser (außen) Höhe Bohrungs-Dmr. Sinterbehandlung	IMF/LB und TUI TUI PuO ₂ : 15 Gew.% (nominal) UO ₂ : 85 Gew.% (nominal) 87,0 %TD 95,5 %TD 5,100 ± 0,01 mm ca. 1 mm 2,00 mm 1600°C / 2 h	
<u>Bestrahlungs-Einsatz</u> Anzahl der Einsätze Br.-Tabletten/Einsatz Mo-Scheiben / Einsatz Brennstoffgewicht Füllmedium	insgesamt 12 Stück je 10 Stück / Einsatz je 9 Stück / Einsatz ca. 1,6 g Brennstoff / Einsatz NaK	

Tabelle 2 Brennstoff und Bestrahlungseinsätze für Projekt
FR 2 / 73 d

II. Herstellungszeitraum Oktober 1972 bis Februar 1973

Bezeichnung	<u>Brennstoff Typ A</u> (niedrigdichte Scheiben mit zentraler Bohrung)	<u>Brennstoff Typ B</u> (Scheiben höherer Dichte mit zentraler Bohrung)
<u>Brennstoff</u>		
Hersteller	IMF / LB	
Zusammensetzung	PuO ₂ : 15 Gew.% (nominal)	
	UO ₂ (nat): 85 Gew.% (nominal)	
PuO ₂	15,20 ± 0,10 Gew.%	- - -
Pu/(U + Pu)	15,22	- - -
O:Me -Verhältnis	- - -	2,00 ± 0,01
Dichte (nominal)	86 %TD	93 %TD
Geometr. Dichte	86,32 ± 0,61 %TD	93,44 ± 0,46 %TD
Durchmesser (außen)	5,525 ± 0,02 mm	5,325 ± 0,02 mm
Höhe	1,18 ± 0,02 mm	1,175 ± 0,02 mm
Bohrungs-Dmr.	2,00 mm	2,10 mm
		davon 2 Einsätze mit 2,20 mm
Sinterbehandlung	1600°C / 2 h (13 Scheiben wurden bei 1600°C/2h nachgesintert und auf verschiedene Einsätze verteilt)	1600°C / 2 h ca. 50% aller Scheiben wurden bei 1660°C/2h nachgesintert)
<u>Bestrahlungs-Einsatz</u>		
Anzahl der Einsätze	4 Stück	4 Stück
Br.-Tabletten/Einsatz	je 10 Stück / Einsatz	
Mo-Scheiben / Einsatz	je 9 Stück / Einsatz	
Brennstoffgewicht	2,28 ± 0,1 g/Einsatz	2,22 ± 0,1 g/Einsatz
Höhe der Br.-Säule	11,80 ± 0,10 mm/E.	11,90 ± 0,15 mm/E.
Füllmedium	NaK	NaK

Bohrung →



ungeätzt
100x

geätzt
200 x

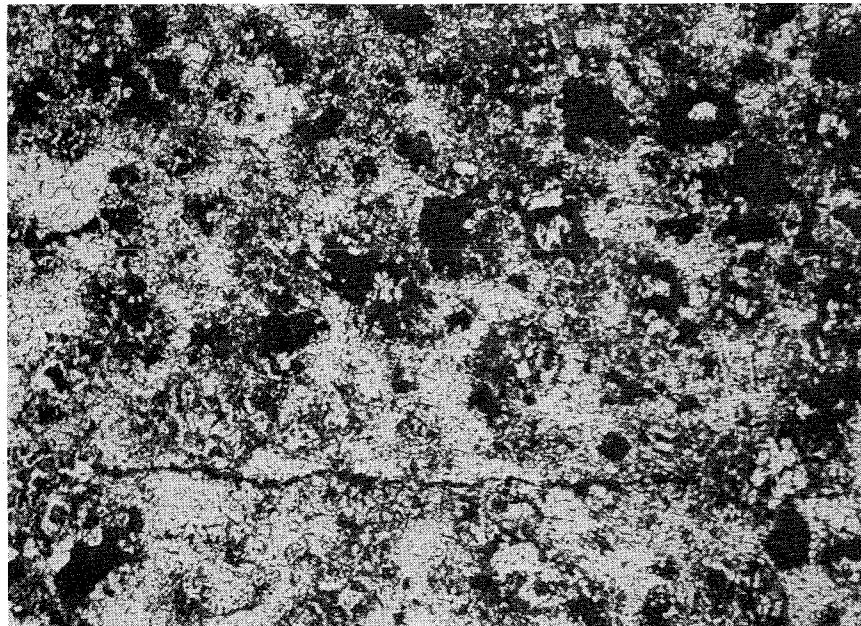


Abbildung 1

$\text{UO}_2(\text{nat}) / \text{PuO}_2$ -Ringscheiben

Brennstoff-Typ A

1121.2 Verträglichkeitsuntersuchungen mit $(U,Pu)O_2$ und simulierten Spaltprodukten (P. Hofmann, O. Götzmann, IMF) *

Reaktionsverhalten von simulierten Abbrandsystemen

Die Verträglichkeitsuntersuchungen mit vollsimulierten Mischoxid-Abbrandsystemen ergaben eine starke O/M-Abhängigkeit der chemischen Wechselwirkungen mit den austenitischen Stählen. In Gegenwart von $(U_{0,75}, Pu_{0,25})O_{1,95}$ konnten die Reaktionen der Spaltprodukte - simulierter Abbrand 10 At.% - mit dem Hüllmaterial nahezu vollständig verhindert werden (Abb. 2). Bei niederem Sauerstoffpotential im Brennstoff sind nur die Spaltprodukte Tellur und Selen in der Lage, mit dem Hüllmaterial zu reagieren; alle anderen Spaltprodukte sind mit der Hülle verträglich. Unter diesen Bedingungen ($O/M < 2.00$) bilden sich auch relativ stabile Cs-Telluride und Cs-Selenide. Te und Se liegen dann abgebunden im Brennstoff vor, und die Reaktionen mit der Hülle, unter Bildung von thermodynamisch stabileren Hüllmaterialchalkogeniden (Cr-Telluride, Cr-Selenide), werden durch die erniedrigten Partialdrücke des Tellurs und Selens stark verzögert. Bei hohen Sauerstoffpotentialen des Brennstoffs ($O/M > 2.00$) bilden sich keine Cs-Chalkogenide, Te und Se können dann mit der Hülle reagieren. Außerdem kommt es bei überstöchiometrischem Brennstoff zu einer - durch das Cs beschleunigten - starken Oxidation der Hülle, wobei die Reaktionen bevorzugt entlang der Korngrenzen verlaufen (Abb. 3).

Der Einsatz von unterstöchiometrischem Brennstoff stellt daher ebenfalls - neben dem Einsatz einer Niobfolie zwischen Brennstoff und Hüllmaterial (Abb. 4) - eine geeignete Maßnahme dar, die Reaktionen der Spaltprodukte und des Brennstoffs mit dem Hüllmaterial zu verringern. Dies gilt zumindest für niedrige und mittlere Abbrände. Das Ausgangs-O/M-Verhältnis des Brennstoffs kann aber nicht beliebig klein gemacht werden, um auch für höhere Abbrände diese Wirkung zu besitzen.

Verträglichkeitsverhalten verschiedener austenitischer Stähle

Das Reaktionsverhalten der verschiedenen untersuchten austenitischen Stähle gegenüber den Kernbrennstoff-Spaltproduktmischungen ist nicht einheitlich. Es hängt von der Temperatur, dem O/M-Verhältnis des Brennstoffs und der Spaltproduktkonzentration ab. Der Stahl vom Typ 1.4401 (SS 316) zeigt ein etwas besseres Verträglichkeitsverhalten als die Stähle 1.4970, 1.4981 und 1.4988,

die sich etwa gleich verhalten (Abb. 5,6,7). Gegenüber hohen Spaltproduktkonzentrationen zeigte der Stahl 1.4988 ein besseres Reaktionsverhalten als die anderen untersuchten austenitischen Stähle.

Verträglichkeitsversuche im axialen Temperaturgradienten

Es wurden die ersten Vorversuche mit simulierten abgebrannten Brüterbrennstäben (6x0,38x350 mm) im axialen Temperaturgradient (400 bis 900°C) durchgeführt. Der Brennstab enthielt einivibriertes $UO_{2,08}$, dem die reaktiven Spaltprodukte Cs, J, Se und Te, entsprechend einem simulierten Abbrand von 10 At.%, zugemischt waren. Vor der Auslagerung im axialen Temperaturgradient wurde der Brennstab bei 700°C ca. 0,5 h isotherm geglüht, um eine homogene Verteilung des Cäsiums im UO_2 zu erhalten (Siedepunkt von Cs: 685°C).

Nach der Wärmebehandlung im Temperaturgradienten (200 h) wurde der Stab axial aufgetrennt und metallographisch präpariert, um das Reaktionsverhalten des Stahles (1.4988) gegenüber der Kernbrennstoff-Spaltprodukt-Mischung zu erfahren. Erste chemische Wechselwirkungen mit dem Hüllmaterial waren bei etwa 400°C festzustellen; bei 900°C betrug die maximale Spaltprodukt-Eindringtiefe etwa 100 µm. Der Reaktionsumfang in Abhängigkeit der Temperatur ist in Abb. 8 wiedergegeben.

Veröffentlichung

P. Hofmann, O. Götzmann: Untersuchungen zum Reaktionsverhalten von Vanadinlegierungen mit simulierten Spaltprodukten in Gegenwart von UO_2 und UC, KFK-1718, 1973

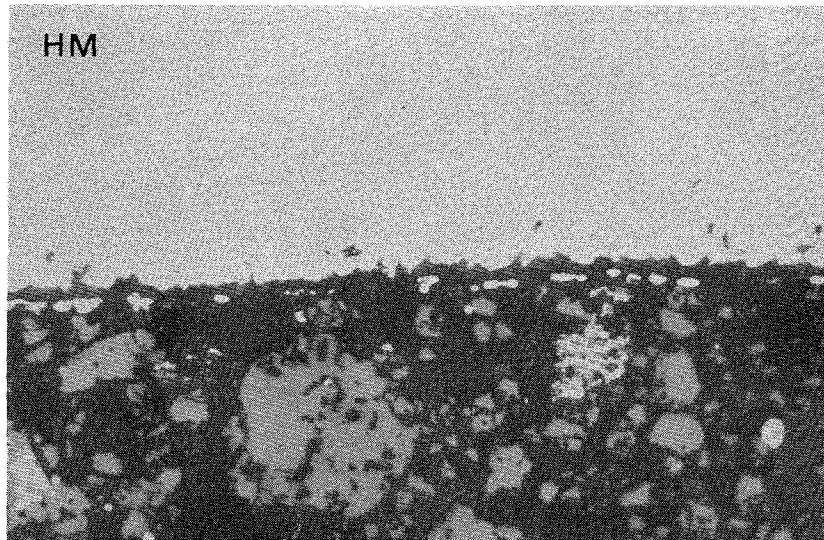


Abb. 2 20 μ m \longleftarrow
 $1.4988+(U,Pu)O_{1.95}$ +Spaltprodukte 800°C/1000 h

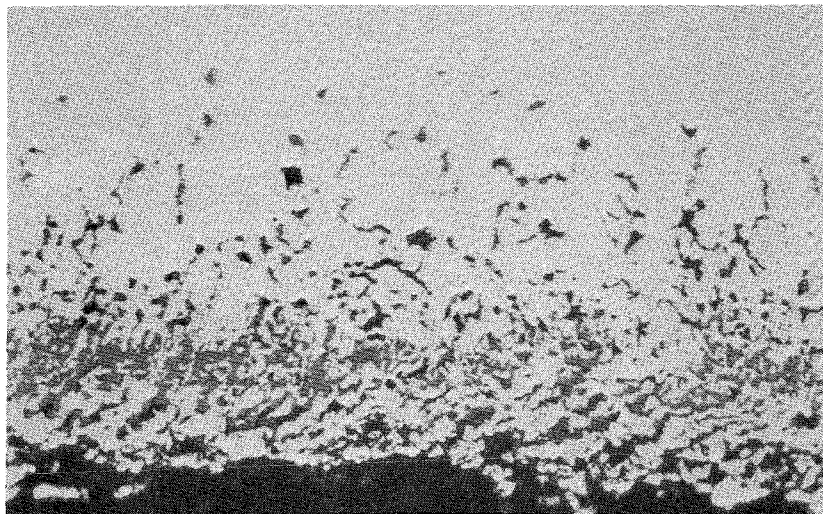


Abb. 3 20 μ m \longleftarrow
 $1.4988+(U,Pu)O_{2.03}$ +Spaltprodukte 800°C/1000 h

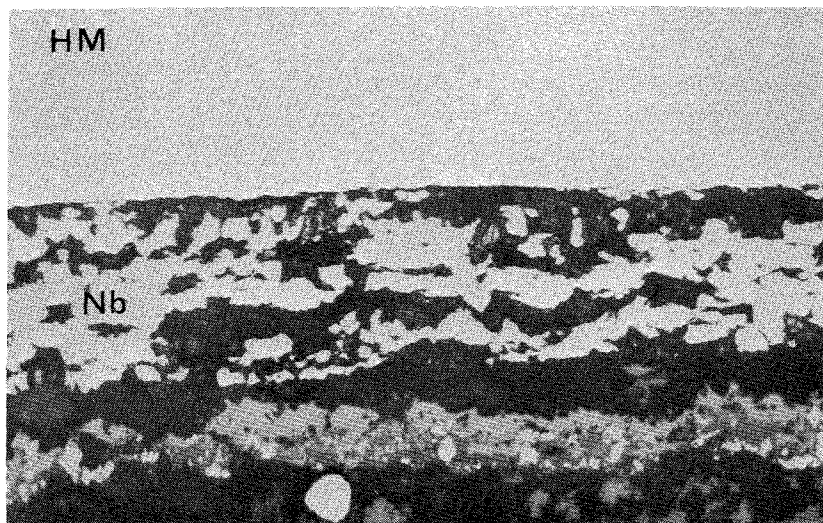


Abb. 4 Nb-Folie: 50 μ m
 $1.4988+(U,Pu)O_{2.03}$ +Spaltprodukte 800°C/1000 h

Spaltprod.: Cs, J, Se, Te, BaO₂, ZrO₂, CeO₂, Nd₂O₃, Mo, Ru, Pd

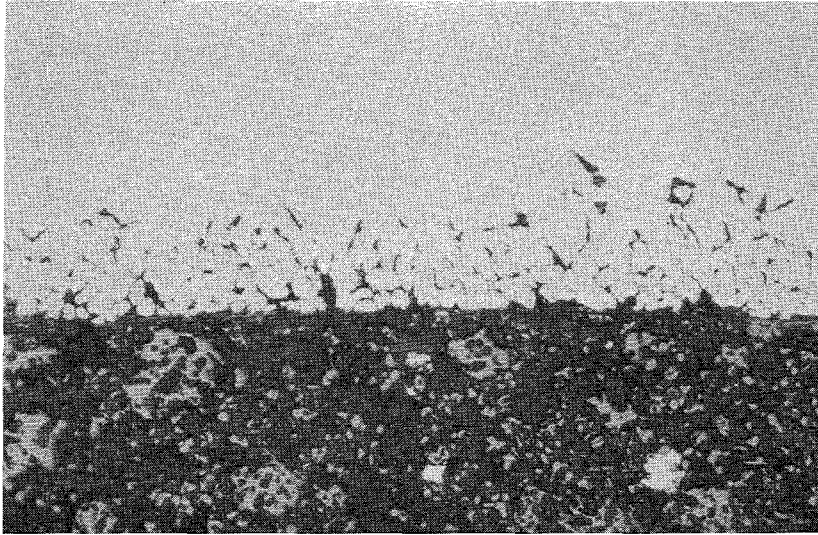


Abb. 5 20 μm \longleftarrow
 1.4401+UO_{2+x}+Spaltprodukte (10 at%) 800°C/1000 h



Abb. 6 20 μm \longleftarrow
 1.4970+UO_{2+x}+Spaltprodukte 800°C/1000 h

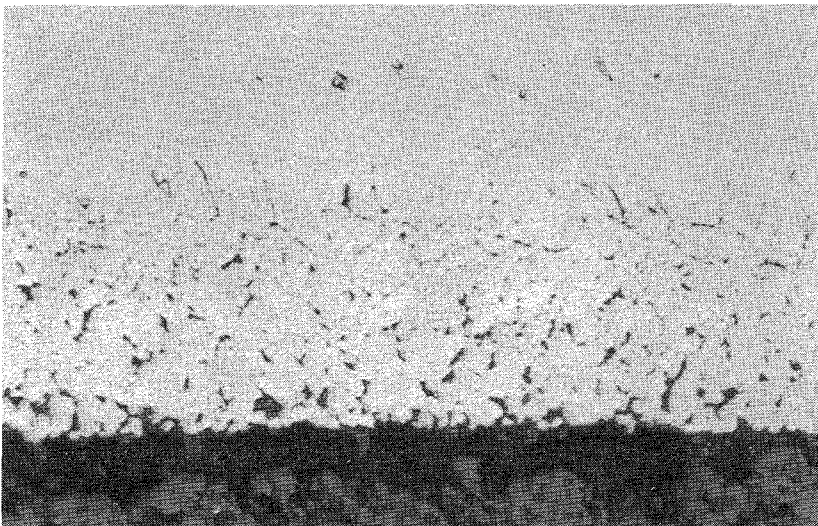


Abb. 7 20 μm \longleftarrow
 1.4988+UO_{2+x}+Spaltprodukte 800°C/1000 h

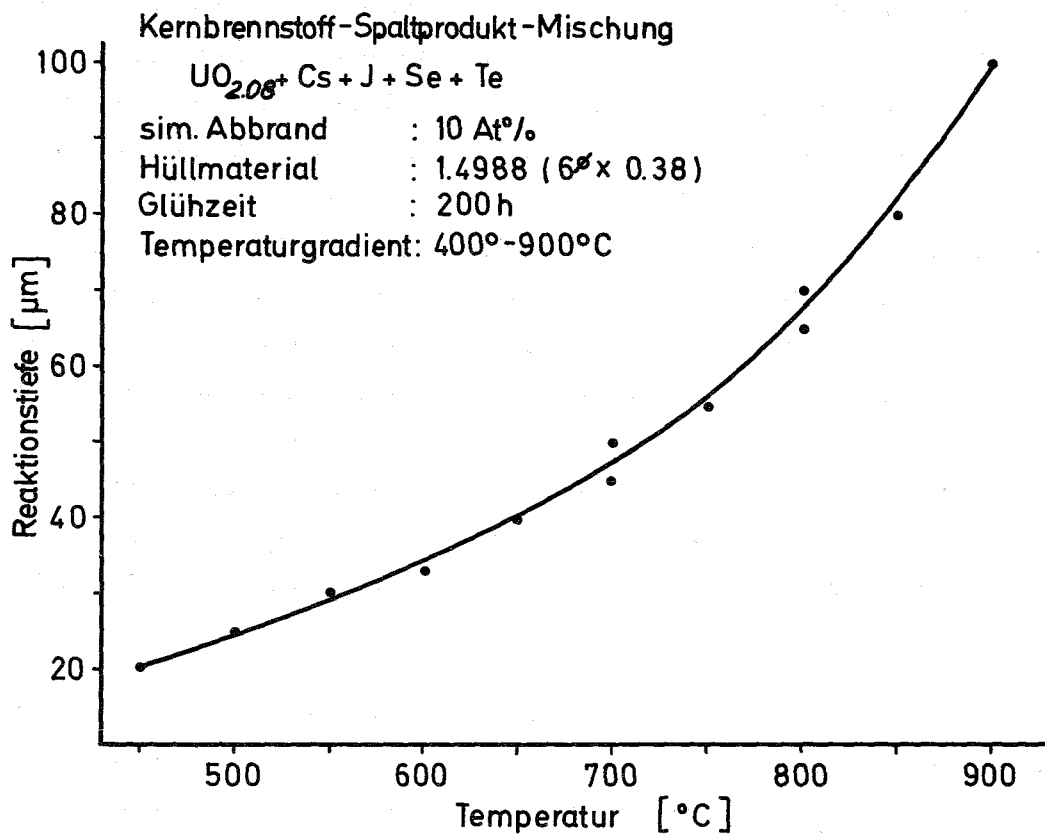


Abb. 8: Spaltprodukt-Eindringtiefen im Stahl 1.4988
nach Auslagerung im axialen Temperaturgradienten
nach 200 h

1122 Bestrahlungsexperimente - Oxid (Parametertests)1122.1 Einzelparametertests1. Einfluß des Abbrandes auf das bestrahlungsinduzierte Kriechen von UO_2 *
(D. Brucklacher, IMF)

Bei Versuchen im FR2 zum Kriechverhalten von hochdichtem UO_2 wurde nachgewiesen, daß die bestrahlungsinduzierte Kriechgeschwindigkeit linear von der Spannung und der Uran-Spaltungsrate abhängt und daß nur eine geringe Temperaturabhängigkeit auftritt [1]. Um den Einfluß der Temperatur und des Abbrandes auf die Kriechgeschwindigkeit unter Neutronenbestrahlung genauer zu untersuchen, wurde im BR 2 (Mol 12/A2) stöchiometrisches UO_2 mit 97-98% der theoretischen Dichte und einer Korngröße von ca. 10 μm bis zu einem Abbrand von 8,5% bei wechselnden Versuchsbedingungen bestrahlt. Die Brennstofftemperatur wurde bei jeweils konstanter Spaltungsrate im Bereich zwischen 250 und 500 °C variiert. Die Probe wurde axial mit Drücken von 0,1 bis 4 kp/mm^2 belastet. Die Uran-Spaltungsrate betrug 6×10^{-9} Spaltungen/Uranatom·s bis zu einem Uran-Abbrand von ca. 2,5% und nahm mit höherem Abbrand auf ca. $3,5 \times 10^{-9}$ Spaltungen/Uranatom·s ab. Die Versuchsbedingungen wurden jeweils nach 100-250 h geändert.

Die im Abbrandbereich von 0,25-2,5% beobachteten Meßergebnisse wurden bereits in einem Zwischenbericht [2] beschrieben. Dabei wurde die Proportionalität zwischen bestrahlungsinduzierter Kriechgeschwindigkeit und angelegter Spannung bestätigt. Aus den mit steigender Temperatur höher werdenden Kriechgeschwindigkeiten wurde eine Aktivierungsenergie von 5200 cal/mol für das Kriechen in UO_2 unter Neutronenbestrahlung errechnet. Bei Abbränden oberhalb 3 bis 4% scheint ein anderer Kriechmechanismus vorzuliegen. In Abb. 9 ist die Verformungsgeschwindigkeit bei 500 °C für verschiedene Abbrände über der Spannung aufgetragen. Bei Abbränden oberhalb 3-4% erhöhte sich der Spannungsexponent für das bestrahlungsinduzierte Kriechen von $n=1$ auf $n=1,5$, während sich der Wert für die Aktivierungsenergie auf 2800 cal/mol erniedrigte. Die Kriechgeschwindigkeit nahm bis ca. 5% bei gleicher Spannungs- und Temperaturabhängigkeit mit steigendem Abbrand zu. Bei Abbränden zwischen 5,5 und 8,5%

wurden keine weiteren Änderungen der Kriechgeschwindigkeit beobachtet. Abb. 10 zeigt den Verlauf der Kriechgeschwindigkeit für 2 verschiedene Temperaturen und Drücke in Abhängigkeit vom Abbrand A. Für die einzelnen Abbrandbereiche läßt sich die Kriechgeschwindigkeit $\dot{\epsilon}^*$ bei Brennstofftemperaturen von 250 bis 500 °C durch folgende Beziehungen wiedergeben:

$$(1) \quad \dot{\epsilon}^* = (5,6/\text{kp mm}^{-2}) \cdot \sigma \cdot e^{-5200/RT} \cdot \dot{S} \quad \text{für } 0,25 < A < 2,5\% \quad 1)$$

$$(2) \quad \dot{\epsilon}^* = F(A) \cdot \sigma^{1,5} \cdot e^{-2800/RT} \cdot \dot{S} \quad \text{für } 3 < A < 5\%$$

$$(3) \quad \dot{\epsilon}^* = (2,1/\text{kp mm}^{-3}) \cdot \sigma^{1,5} \cdot e^{-2800/RT} \cdot \dot{S} \quad \text{für } 5,5 < A < 8,5\%$$

Dabei ist σ die äußere Spannung und \dot{S} die Uran-Spaltungsrate (in Spaltungen pro Uranatom und Zeiteinheit). Die lineare Beziehung zwischen $\dot{\epsilon}^*$ und \dot{S} in Formel (2) und (3) ist noch nicht experimentell nachgeprüft.

1) Durch einen Übertragungsfehler in [2, 3] wurde irrtümlich der Faktor 5,6 mit 0,56 wiedergegeben.

Die in [3] für $\text{UO}_2\text{-PuO}_2$ angegebene Beziehung (1) lautet:

$$\dot{\epsilon}^* = (5,6/\text{kp mm}^{-2}) \cdot \sigma \cdot e^{\frac{-5200}{RT}} \cdot \dot{S} \cdot (1 + 1250 P_{\text{eff}}^2).$$

Literatur

- [1] D. Brucklacher, W. Dienst
Einfluß von Druck und Neutronenfluß auf das Kriechen des Brennstoffs, KFK 1271/4, S. 112-24, 1972
- [2] D. Brucklacher
Einfluß von Druck und Temperatur auf das bestrahlungsin-
duzierte Kriechen von UO_2 , KFK 1272/2, S. 112-56, 1972
- [3] D. Brucklacher, I. Alecu
In-pile-Kriechversuche an porösem $\text{UO}_2\text{-PuO}_2$ -Brennstoff
KFK 1272/3, S. 112-31, 1972

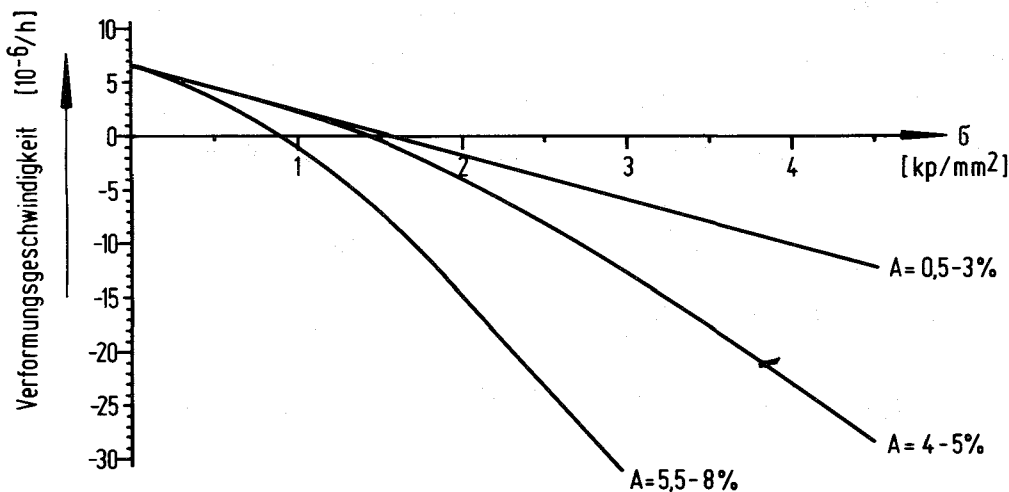


Abb. 9 Verformungsgeschwindigkeit einer UO_2 -Probe (98% TD) unter Bestrahlung bei $500^\circ C$ für verschiedene U-Abbrände in Abhängigkeit von der axialen Druckspannung bei einer Spaltungsrate von $1,5 \times 10^{14} f/cm^3 s$

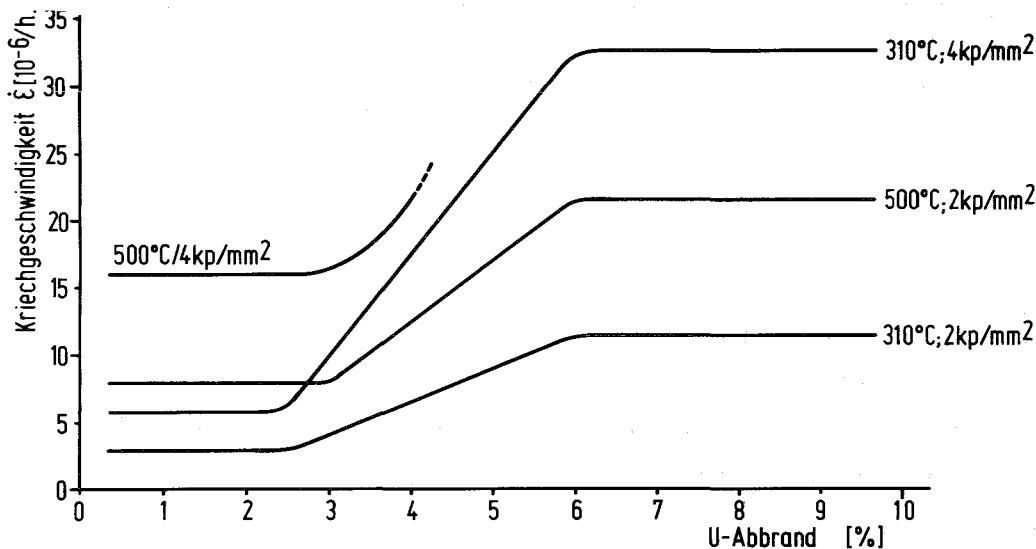


Abb. 10 Kriechgeschwindigkeit einer UO_2 -Probe (98% TD) unter Bestrahlung bei versch. axialen Druckspannungen und versch. Temperaturen in Abhängigkeit vom U-Abbrand bei einer Spaltungsrate von $1,5 \times 10^{14} f/cm^3 s$

2. Bestrahlungsversuche zur Verträglichkeit ^{1)*}

(D. Freund, IMF)

Im Rahmen der Versuchsgruppe Mol-16 werden Brennstabprüflinge mit Mischoxid unterschiedlicher O/M-Verhältnisse bestrahlt, um den Einfluß dieses Parameters auf die Wechselwirkung Brennstoff-Hülle als Funktion von Temperatur und Abbrand untersuchen zu können. Im Berichtszeitraum wurde die Brennstoffspezifikation erstellt und diskutiert. Weitere Aktivitäten betreffen die Vorbereitung von Rechnungen mit dem Programm SATURN-1b²⁾ zur Auslegung dieser Experimente.

1122.2 Integrale Parametertests

1. FR 2-Kapsel-Experimente *

(D. Freund, Th. Dippel, D. Geithoff, P. Weimar, IMF)

Nach Abschluß der Bestrahlung und Nachuntersuchung der 28 Prüflinge der FR 2-Kapselversuchsgruppe 4a wurde eine Dokumentation erstellt, welche neben der Darstellung von Aufgabe und Ziel des Experimentes, Auslegung, Spezifikation und Herstellung der Prüflinge eine detaillierte Schilderung des Bestrahlungsablaufes sowie eine Zusammenstellung sämtlicher Ergebnisse der zerstörungsfreien und zerstörenden Nachuntersuchung enthält [1].

2. Bestrahlungen im FR 2-Helium-Loop^G (D. Freund, IMF)

Die Bestrahlung von Prüflingen der Loop-Versuchsgruppe 5 wurde mit zwei Einsätzen mit Zr-2-Hüllmaterial fortgesetzt, wobei bereits bei Abfahren nach dem 1. Zyklus in beiden Fällen ein Brennstabversagen auftrat. Untersuchungen hierzu sind im vollen Gange. Weiterhin wird die Bestrahlung von Prüflingen mit Incoloy-800-Hüllmaterial vorbereitet.

[1] KFK 1523 (im Druck)

¹⁾ Erster Bericht

²⁾ Vgl. KFK 1272/3, S. 112-1

3. Auswertung von Untersuchungsergebnissen an bestrahlten UO_2 - PuO_2 -Brennstäben *

(W.Dienst, O.Götzmann, G.Ondracek, H.Zimmermann, IMF)

Im Rahmen des Projektes Schneller Brüter werden viele UO_2 - PuO_2 Brennstabproben bestrahlt, um 1) die lebensdauerbegrenzenden Effekte im Bestrahlungsverhalten von Oxidbrennstäben aufzuzeigen, 2) die Wirkung dieser Effekte quantitativ in Abhängigkeit von den Auslegungsdaten und Bestrahlungsbedingungen zu beschreiben und 3) die spezifizierete Einsatzdauer von Schnellbrüter-Brennstäben zu gewährleisten. Die bisher untersuchten Brennstabproben haben bei einem Durchmesser von etwa 6 mm austenitische Chrom-Nickel-Stahlhüllen von 0,4 mm Wanddicke, sie enthalten UO_2 - PuO_2 -Tabletten mit einem PuO_2 -Gehalt von 15-20% und einer Sinterdichte von 84-92% TD. Die Bestrahlung erfolgte bei spezifischen Stableistungen von 350 - 600 W/cm und Hüllinnenwand-Temperaturen von 270 - 630°C. Der Bericht bezieht sich auf die Auswertung von solchen Untersuchungsergebnissen an bestrahlten Brennstäben, die für Aussagen über die Belastung, Verformung und evtl. Beschädigung des Hüllrohres von innen her geeignet sind.

Spaltgasfreigabe

In Abb. 11 sind alle bisher gemessenen Spaltgasfreisetzungswerte in Abhängigkeit vom Abbrand zusammengestellt. Sie nehmen das gesamte Streuband der aus der Literatur bekannten Werte ein, so dass für die Brennstabauslegung kein Verlauf angenommen werden kann (oder von künftigen Messungen erwartet werden kann), der unterhalb der oberen Grenze des Streubandes liegt. Diesem Ergebnis kann durch ein entsprechend grosses Spaltgasplenum im Brennstab Rechnung getragen werden.

Eine bedeutende Unsicherheit bezüglich der Hüllbelastung durch Spaltgasdruck verbleibt jedoch für den Fall von hohen Leistungstransienten. Der lokale Druckaufbau hängt dann von der räumlichen Verteilung des im Brennstoff zurückgehaltenen Spaltgases ab. In diesem Zusammenhang ist die Analyse des mittleren Verlaufes der Spaltgasfreigabe interessant, weil sie -gestützt durch die direkte Messung der im Brennstoff zurückgehaltenen Spaltgasmengen- Aussagen über die Spaltgasrückhaltung in den verschiedenen Brennstofftemperaturzonen liefern kann. Es wird versucht, die Aus-

schöpfung des Spaltgasrückhaltungsvermögens durch eine Reihe von 3 bis 4 Exponentialfunktionen des Abbrandes zu beschreiben, z.B. [1]. Dabei hat sich ergeben, dass die Rückhaltung im wesentlichen durch die äussere Brennstoffzone mit einem Temperaturintervall von etwa 500°C Breite bei einer Spaltgas-Sättigungskonzentration von 1 bis 1,5 At.-% (bezogen auf den U+Pu-Gehalt) gegeben ist, deren Halbwert nach einem Abbrand von 2 bis 4% erreicht wird.

Leervolumen-Verlagerung

Die Belastung der Hülle durch mechanische Wechselwirkung mit dem Brennstoff hängt entscheidend von der Verteilung des Leervolumens im Brennstab ab. Das Leervolumen wird unter Bestrahlung durch die Spaltproduktschwellung des Brennstoffes und durch Verdampfungs-Kondensations-Transport im Temperaturgefälle vermindert bzw. verlagert.

Die ursprüngliche Leervolumenverteilung im Brennstab (Sinterporen, Spalt Brennstoff/Hülle) wird dabei stark verändert. Von besonderer Bedeutung ist der Verbleib des Leervolumens im Spalt zwischen Brennstoff und Hülle, der die Hülle zunächst vor mechanischer Belastung bei einer Brennstoff-Durchmesservergrösserung schützt. Der Spalt wird jedoch bei den hier gewählten Stableistungen (≥ 350 W/cm) meistens schnell, d.h. im Abbrandbereich $\approx 1\%$, geschlossen, wahrscheinlich durch starke Spaltgasschwellung in der inneren, heissen Brennstoffzone. Nur bei sehr niedriger Sinterdichte der Brennstofftabletten unterhalb etwa 85% TD scheint u.U. eine gegenläufige Brennstoffschrumpfung durch bestrahlungsbedingte Nachsinterung zu überwiegen (Abb.12). Demnach dürfte Poren-Leervolumen die Hülle wirksamer gegen mechanische Belastung durch den Brennstoff schützen als Spalt-Leervolumen.

Abb.13 zeigt typische Ergebnisse der Leervolumen-Verlagerung im Brennstoffinnern, die sich vor allem durch den radialen Transport von Sinterporen und die Bildung von Spaltgasblasen ergibt. Aber auch in der relativ kalten Randzone, die von diesen Prozessen nicht betroffen ist, ist eine Verminderung der Porosität eingetreten. Sie kann sowohl durch Spaltproduktschwellung als auch durch bestrahlungsbedingte Nachsinterung gedeutet werden.

Hülldehnung

Hohe mechanische Belastungen des Hüllrohres von innen her resultieren in Durchmesserergrößerungen, die bei Dehnungswerten oberhalb etwa 0,5% zur Rissbildung führen können. Abb.4 zeigt die in verschiedenen Versuchsergebnissen beobachtete plastische Hülldehnung, die wahrscheinlich überwiegend durch mechanische Wechselwirkung mit dem Brennstoff (d.h. nicht durch Spaltgasdruck) verursacht wird. Sie ist als Funktion des Abbrandes dargestellt. Die Messpunkte für die Versuchsgruppe FR 2-4b (Mittelwerte aus dem angegebenen Streubereich) haben sich direkt als Messungen der Stabdiameterergrößerung ergeben, desgleichen die eingetragenen Wertebereiche für die mittlere Durchmesserergrößerung von Brennstäben aus den Versuchsgruppen Mol 7A und 8A. Die geschätzten Messwerte für die DFR-Versuchsgruppen sind die jeweils am heissen Brennstabende gemessenen Hülldehnungen, die nach Abb.5 [2] zum grössten Teil auf plastischer Verformung (d.h. nicht auf Hüllschwellung durch Leerstellen-Poren) beruhen dürften.

Abb.4 zeigt bei Abbränden oberhalb von 4 bis 5% eine Hülldehnungsrate von 0,1 bis 0,2%/Abbrand. Dieses Ergebnis scheint mit vergleichbaren Angaben für hohe Abbrände übereinzustimmen [3 - 6]. Darüber hinaus lassen die Messpunkte der Versuchsgruppe FR 2-4b bei hohem Abbrand eine Abhängigkeit der Hülldehnung von der Brennstoffdichte erkennen; sie ist bei höherer Brennstoffdichte grösser. Dieser Zusammenhang wurde auch von anderen Autoren gefunden [6].

Bis zu einem Abbrand von etwa 4% wurde im allgemeinen keine plastische Hülldehnung nachgewiesen. Der in Abb.4 erkennbare Übergang von einer vernachlässigbaren zu einer deutlich nachweisbaren Hülldehnungsrate bei einem Abbrand von 4 bis 5% ist möglicherweise mit dem Einsetzen starker Spaltgasblasenbildung an Korngrenzen in der äusseren Brennstoffzone in Zusammenhang zu bringen. Es ergeben sich dann Rückwirkungen auf das Schwell- und Kriechverhalten des Brennstoffes, die zur Erhöhung des Kontaktdruckes an der Hülle führen. Gleichzeitig kommt der Beginn fester Haftung zwischen Brennstoff und Hülle in Betracht. Sie ermöglicht im Brennstoff die Bildung von Abkühlungsrissen in Umfangsrichtung, die erst die

Voraussetzung für einen wirksamen Riss-Rastmechanismus zur Aufweitung der Hülle bei Brennstableistungszyklen schaffen. Denn Leervolumenanteile dieser Risse können im radialen Brennstofftemperaturgefälle abtransportiert werden.

Chemischer Angriff des Brennstoffes auf die Hülle

Aus den bisherigen Untersuchungsergebnissen kann der Schluss gezogen werden, dass der Hüllangriff überwiegend durch selektive Oxydation des Cr erfolgt. Abb.16 zeigt das typische Reaktionsbild mit einem ausgeprägten Korngrenzenangriff und einer Reaktionsproduktschicht aus Cr-reichen oxidischen und Fe-Ni-reichen metallischen Bestandteilen. Die Bildung einer Oxidschutzschicht auf Cr_2O_3 -Basis wird wahrscheinlich durch die Anwesenheit von Cs verhindert. Der überschüssige Sauerstoff und das Cs (als Spaltprodukt) wird durch den Abbrand des Oxidbrennstoffes geliefert.

Abb.17 gibt den deutlich systematischen Zusammenhang der beobachteten Hüllangriffstiefe mit der Hüllinnenwandtemperatur wieder. Das angegebene Streuband überlappt sich mit den Angaben anderer Autoren [7]. Der Vergleich mit entsprechenden Angaben [7,8] lässt dagegen keine systematische Vergrößerung der Angriffstiefe mit steigendem Abbrand erkennen, so dass möglicherweise mit einer während der Bestrahlungsdauer abnehmenden Angriffsgeschwindigkeit zu rechnen ist.

Die erwartete Abhängigkeit des oxydierenden Hüllangriffes von dem ursprünglichen O/M-Verhältnis im Brennstoff deutet sich in den Ergebnissen für zwei Brennstäbe mit dem besonders niedrigen Wert $\text{O/M} = 1,965$ an. Sie sind in Abb.17 durch ein besonders schraffiertes Feld berücksichtigt. Auch hier ergibt sich eine Überlappung mit anderen Angaben über die O/M-Abhängigkeit [9].

Literatur

- [1] W.Dienst u.a.; KFK 1727, Januar 1973
 - [2] K.Ehrlich, N.H.Packan; J.Nucl.Mat. 46 (1973) 77
 - [3] C.N.Craig u.a.; Trans.ANS 12 (2), 1969, S.566
 - [4] L.A.Neimark u.a.; ANL-7753, Oct. 1970, S.122 u. 155
 - [5] L.A.Neimark u.a.; Trans.ANS 14, Suppl.1, 1971, S.22
 - [6] C.N.Craig u.a.; Trans.ANS 14, Suppl.1, 1971, S.23
 - [7] K.J.Perry u.a.; Trans.ANS 14, Suppl.1, 1971, S.17
 - [8] W.F.Murphy u.a.; ANL-7833, June 1971
 - [9] J.W.Weber, E.D.Jensen; Trans.ANS 14, 1971, S.175
- } Veröffentl. im Ber.-Zeitraum

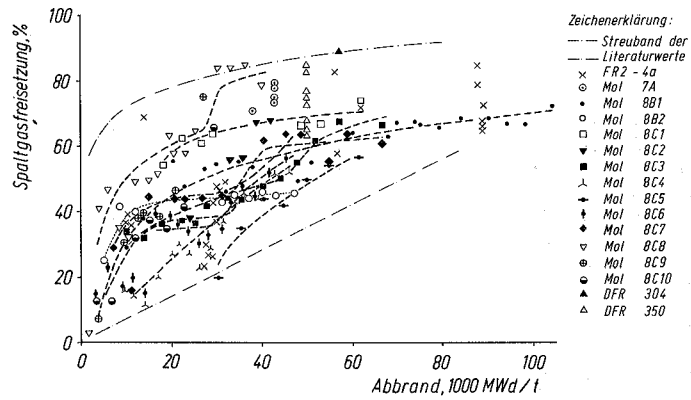


Abb.1: Spaltgasfreisetzung bei UO_2 - PuO_2 -Brennstabbestrahlungen in Abhängigkeit vom Abbrand

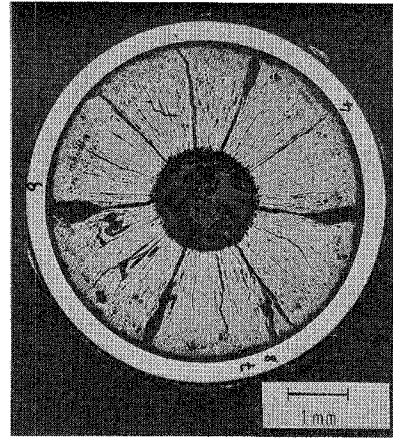


Abb.2: UO_2 - PuO_2 -Brennstabquerschnitt mit unter Bestrahlung verfeinertem Spalt zwischen Brennstoff und Hülle. Brennstoff-Sinterdichte 84,8% TD, Abbrand 5,7%, Stableistung 370 W/cm, ursprüngl. Spalt 90-130 μ m diam.

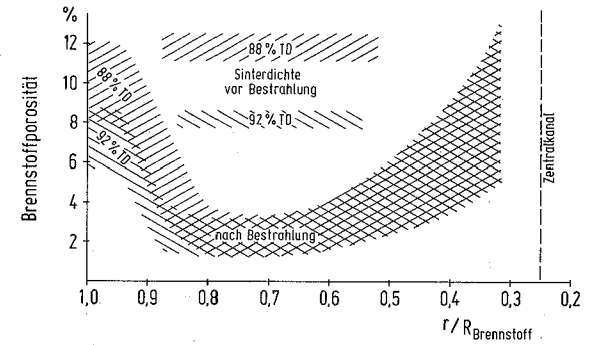


Abb.3: Radialer Porositätsverlauf in UO_2 - PuO_2 -Brennstäben verschiedener Brennstoffsinterdichte nach Abbränden von 1-7% (92% TD) bzw. 3-5% (88% TD)

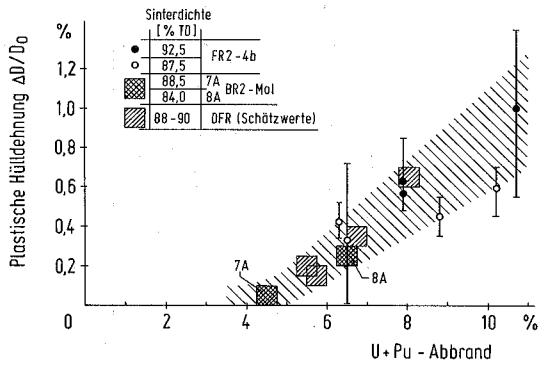


Abb.4: Plastische Hülldehnung in UO_2 - PuO_2 -Brennstäben in Abhängigkeit vom mittleren Abbrand

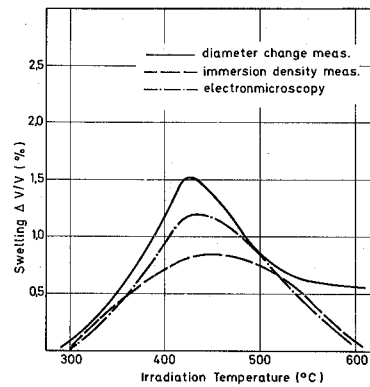


Abb.5: Plastische Hülldehnung als Differenz zwischen UO_2 - PuO_2 -Brennstab-Durchmesservergrößerung und Hüllenschwellung nach einem Abbrand von etwa 6% und einer schnellen Neutronenfluß von $4 \cdot 10^{22}$ n/cm²

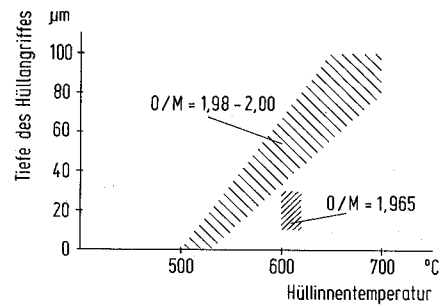


Abb.7: Temperaturabhängigkeit des maximalen Hüllangriffes (Abtrag + Korngrenzenangriff) von Hüllen aus nichtrostenden Stählen durch UO_2 - PuO_2 -Brennstoff (20-27% PuO_2 , 80-93% $U235$ -Anreicherung) nach 5-7% $U+Pu$ -Abbrand

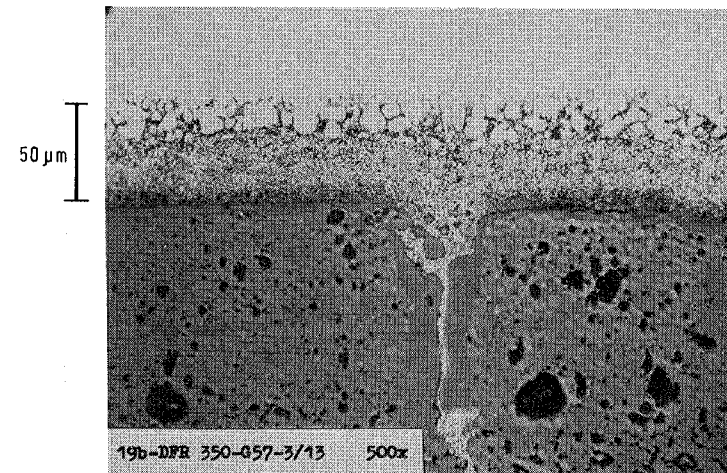


Abb.6: Hüllangriff in einem UO_2 - PuO_2 -Brennstab bei einer Hüllinnenwandtemperatur von 610°C nach etwa 4,5% $U+Pu$ -Abbrand

1123 Kinetische Auswertung bisheriger Nachbestrahlungsergebnisse (O. Götzmann, P. Hofmann, IMF) * 1)

Die bisherigen Ergebnisse über den Hüllangriff in Brennstäben, deren Nachbestrahlungsuntersuchungen in Karlsruhe durchgeführt wurden (es handelt sich dabei um die Versuchsgruppen Mol 7A, Rapsodie Monitor, DFR 304 und DFR 350), sind in der Abb. 18 dargestellt. Sehr deutlich kommt die Abhängigkeit des Hüllangriffs von der Temperatur zum Ausdruck. Unter 500°C wird praktisch kein Hüllangriff gefunden. Bei Temperaturen zwischen 600 und 650°C können schon Hüllschwächungen bis 100 µm auftreten. Als praktisch obere Begrenzungslinie der in Abb. 18 dargestellten gemessenen Angriffstiefen kann man eine Kurve ansehen, für die der mathematische Ausdruck

$$x = 2,65 \cdot 10^{-3} \cdot T^2 - 2,43 \cdot T + 556$$

ermittelt wurde. T ist die Hüllinnentemperatur in °C und x der Hüllangriff in µm.

Eine vollständige kinetische Auswertung muß aber die Zeitabhängigkeit des Hüllangriffs mit einschließen. Eine sinnvolle Zeitabhängigkeit war zwar aus den bisherigen Versuchsergebnissen nicht zu ermitteln; man kann jedoch aufgrund der bisher gemachten Erfahrungen annehmen, daß der Angriff nach einer gewissen Zeit nach einem parabolischen Zeitgesetz oder noch langsamer erfolgt. Für die Auswertung wurde deshalb ein Diffusionsvorgang als geschwindigkeitsbestimmend für den Hüllangriff zugrunde gelegt. Nach dieser Auswertung (vgl. Abb. 19) gilt folgende Zeit-Temperaturabhängigkeit des Angriffs für Temperaturen unter 650°C

$$x = 5,5 \cdot 10^6 \cdot \sqrt{t} \cdot \exp(-50000 \text{ cal}/2 RT)$$

und über 650°C

$$x = 8 \cdot 10^3 \cdot \sqrt{t} \cdot \exp(-26200 \text{ cal}/2 RT)$$

Der Angriff (im wesentlichen Hüllschwächung durch Korngrenzenangriff) x ergibt sich in µm, wenn die Zeit t in Tage eingesetzt wird.

Die Bestrahlungszeit zur Erreichung eines vorgegebenen Abbrandzieles läßt sich aus dem gewünschten Abbrand, der Stabileistung, dem Brennstoffdurchmesser und der Brennstoffdichte errechnen. Setzt man diese Größen für die Zeit in die angegebenen Formeln ein, erhält man folgende Ausdrücke, unter 650°C

$$x = 1,45 \cdot 10^9 \cdot d \cdot \sqrt{A_{\text{eff}}/\chi} \cdot \sqrt{\rho/\rho_{\text{th}}} \cdot \exp(-50\,000/2 RT)$$

und über 650°C

$$x = 2,1 \cdot 10^6 \cdot d \cdot \sqrt{A_{\text{eff}}/\chi} \cdot \sqrt{\rho/\rho_{\text{th}}} \cdot \exp(-26\,200/2 RT)$$

χ = Stabileistung [W/cm]

d = Tabletten-(Stabinnen-)durchmesser [cm]

ρ = Tabletten-(Schmier-)dichte

A_{eff} bezeichnet den Teil des Abbrandgrades, der für den Hüllangriff zur Wirkung kommt. Er ist zu berücksichtigen, wenn man Brennstoff mit unterstöchiometrischem Sauerstoffgehalt einsetzt. A_{eff} errechnet sich wie folgt:

$$A_{\text{eff}} = A - (2,00 - O/M) \cdot 125$$

A = Abbrand [at.%]

O/M bezeichnet das Sauerstoff zu Metall-Verhältnis des eingesetzten Brennstoffs. Die Zahl 2,00 in der Klammer gilt streng genommen nur für ein Mischoxid mit geringem Plutoniumanteil. Für einen Anteil von 10 % PuO_2 im Brennstoff muß hier 1,99 stehen, für 20 % PuO_2 1,98 und für 30 % PuO_2 1,97. Die Zahl 125 in diesem Ausdruck ist ein Maß für die Sauerstofffreisetzungsrates im Brennstoff während des Abbrands. Hier ist eine relativ hohe Freisetzungsrates von 0,008 O/M pro at.% Abbrand zugrundegelegt.

Veröffentlichung

O. Götzmann, P. Hofmann: Bewertung des Verträglichkeitsverhaltens von oxidischen Brennstäben, KFK-1803, 1973

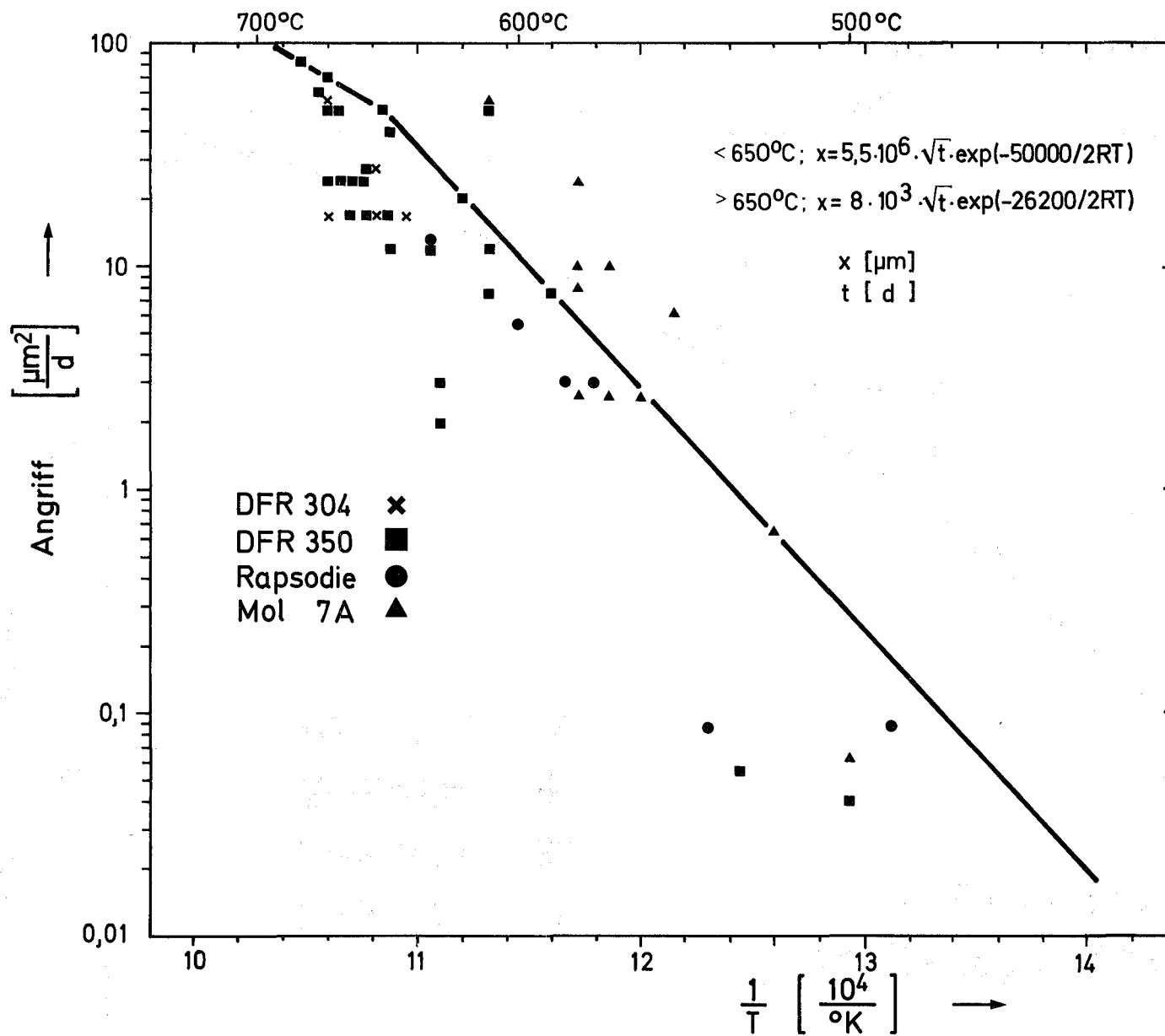


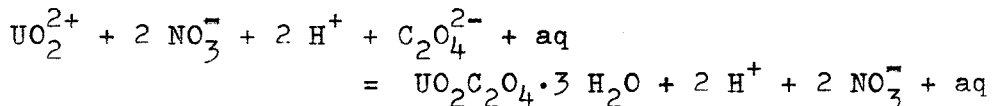
Abb. 19 : Kinetische Auswertung des Hüllangriffs

1124 Brennstäbe mit karbidischem bzw. nitridischem Brennstoff1124.1 Verfahrens- und Geräteentwicklung^GWeitere Untersuchungen zur Herstellung phasenreiner Urankarbid-
nach dem Oxalatverfahren (H. Wedemeyer, IMF)

Eine Beschreibung des Oxalatverfahrens zur Gewinnung phasenreiner Urankarbid-
urankarbid wurde bereits vorgelegt (1). Die Arbeiten an nur uranhaltigem Material wurden
vorerst mit einer Untersuchung zum Löslichkeitsverhalten des Uranyloxalats in Salpetersäure-
Oxalsäure-Lösungen und einer vorläufigen Beurteilung der Sinterfähigkeit des hergestellten
Karbidpulvers abgeschlossen. Die Übertragung dieser Ergebnisse auf die Gewinnung von
Plutoniumkarbid ist für einen späteren Zeitpunkt vorgesehen.

1. Zum Löslichkeitsverhalten des $\text{UO}_2\text{C}_2\text{O}_4 \cdot 3 \text{H}_2\text{O}$

Die Löslichkeit von Uranyloxalat in sauren Lösungen wurde bereits von A. Colani (2) untersucht.
Die Nachprüfung einiger Meßwerte im System Salpetersäure-Uranyloxalat ergab innerhalb
der Fehlergrenzen keine Abweichungen gegenüber den von A. Colani angegebenen Daten.
Die Löslichkeit von Uranyloxalat in verschiedenen salpetersauren Lösungen in Abhängigkeit
von Oxalsäure als Fällungsmittel wurde bestimmt; die Ergebnisse sind in Abbildung 20
wiedergegeben. Hierbei entsprechen 100% Fällung mit Oxalsäure gerade einem Formelumsatz



Die Löslichkeit des Uranyloxalats steigt auch in Gegenwart von freier Oxalsäure mit
zunehmendem Gehalt an Salpetersäure an; aus 10 n HNO_3 wurde bei einem Überschuß
von 200% Oxalsäure noch keine Fällung von Uranyloxalat beobachtet. Bis zu Säuregehalten
von etwa 6 n HNO_3 verbleiben bei einem Überschuß von 100% Oxalsäure jedoch nur
1,5 g Uranyloxalat (wasserfrei) in 100 ml Lösung.

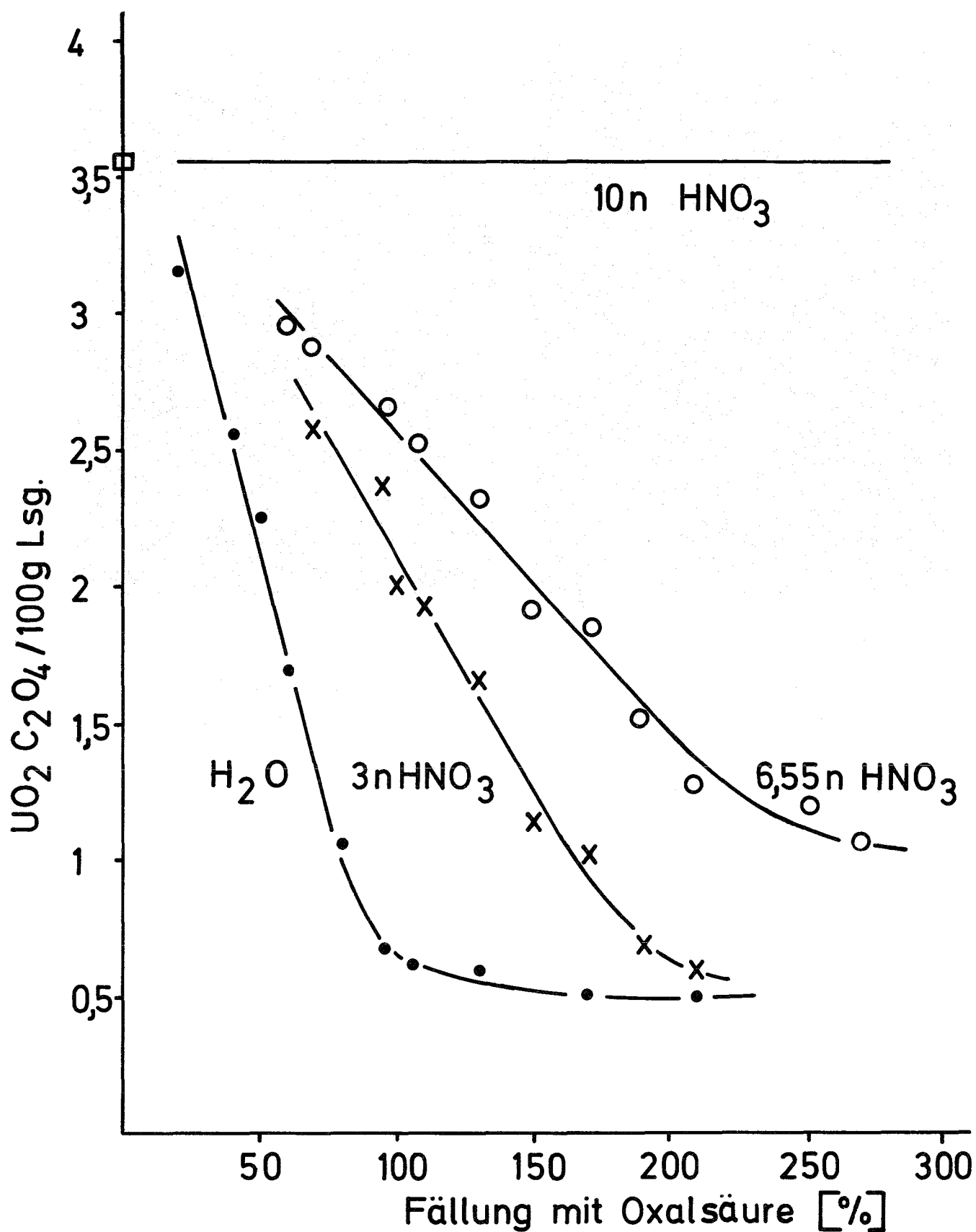
2. Zum Sinterverhalten des nach dem Oxalatverfahren gewonnenen Karbidpulvers

Wie in (1) näher ausgeführt, sind unmittelbar nach der Reaktionsglühung Entaktivierungsglühungen zum Abbau der Pyrophorität des Karbidpulvers durchgeführt worden. Hierbei zeigt sich, daß bei etwa 1650°C eine Verdichtung des Karbidpulvers mit starkem Kornwachstum erfolgt (Abbildung 2a und 2b). Die Chargengröße bei den einzelnen Versuchen ist dabei gegenüber den früheren Versuchen auf 300-500 g Reaktionsmischung erhöht worden.

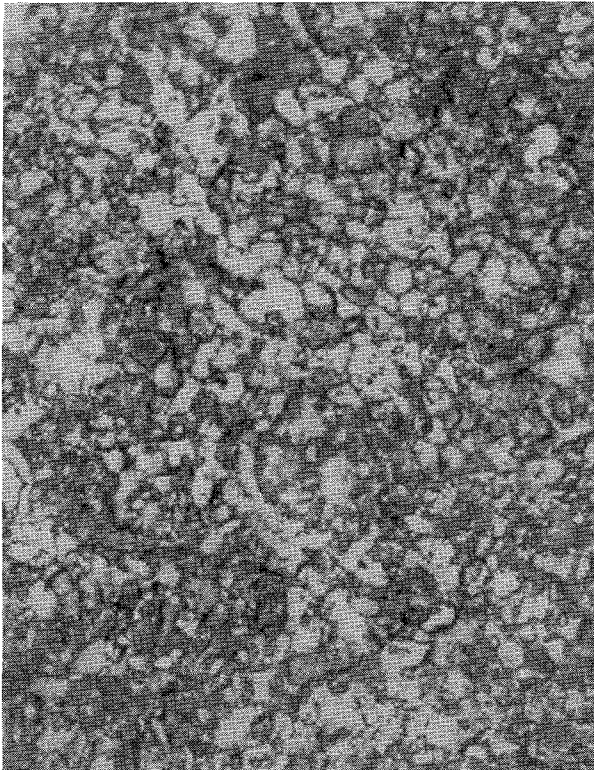
Ein Teil der ausreagierten Tabletten (Entaktivierungsglühung bei 1500-1600 °C) wurde 30 min in einer Spex-Mühle gemahlen, bindemittelfrei zu Tabletten verpreßt und bei 1650-1700 °C / 5 Std. im Vakuum ($< 10^{-4}$ Torr) gesintert. Das Ergebnis der zu > 90 %TD verdichteten Preßlinge ist in Abbildung 22 wiedergegeben.

Literatur

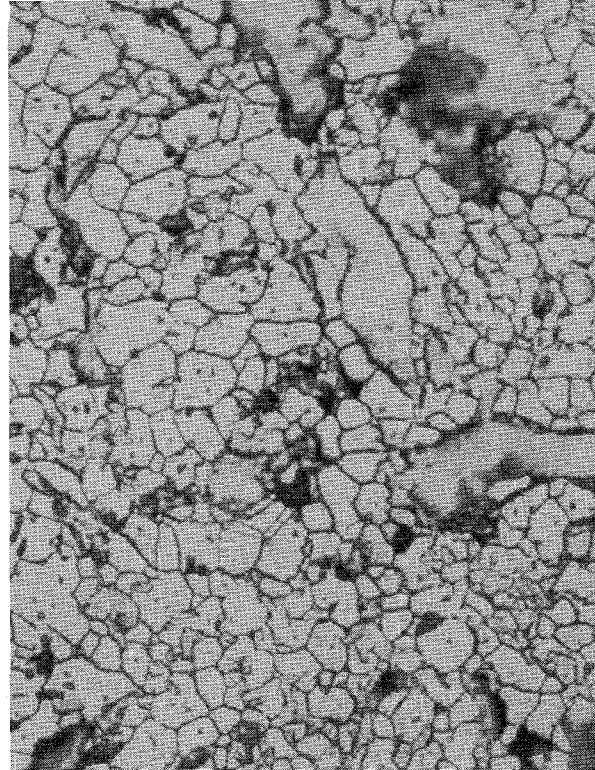
- (1) 2. Vierteljahresbericht PSB: KFK - 1272 / 2 (1972) 112-78
- (2) A. Colani : Bull. Soc. Chim., 37 (1925) 858

Abbildung 10: Löslichkeit von $\text{UO}_2\text{C}_2\text{O}_4 \cdot 3\text{H}_2\text{O}$

in Abhängigkeit vom Fällungsmittel

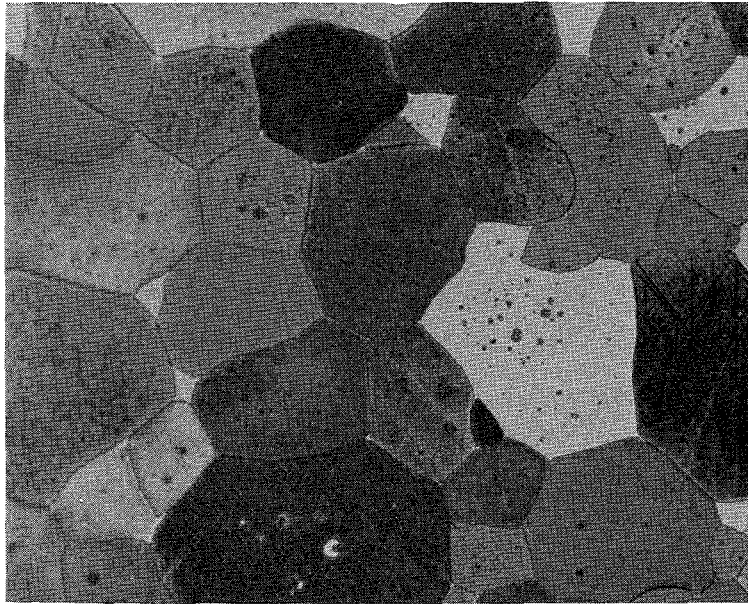


geätzt 1000x
Reaktionsprodukt bei
1500-1600°C, 0,5 h geglüht



geätzt 500x
Reaktionsprodukt bei
1600-1700°C, 0,5 h geglüht

Abbildung 2a und 2b



gasgeätzt

500x

Abbildung 22

Uranmonokarbid 1650-1700°C, 5 h gesintert

1124.3 Bestrahlungsexperimente (Karbid-Brennstoff)^G1. Abbrandbestrahlungen im DFR¹⁾

(D. Freund, O. Jacobi, IMF; G. Mühling, PSB/PL)

Das erste 7-Stab-Bündel (DFR-330/1; mit Na-Bindung) mit karbidischem Brennstoff, das von 1971 bis Oktober 1972 im DFR unter Bestrahlung gewesen war und 50 000 MWd/t Abbrand erreicht hatte, mußte aus dem Reaktor wegen eines noch zu untersuchenden Defektes entfernt werden.

Für die Bestrahlungsexperimente DFR-330/2 (He-Bindung) und DFR-330/3 (Na-Bindung) wurden in Zusammenarbeit mit AEG die Brennstoff- und Brennstabspezifikationen erstellt. Zum Einsatz kommt karbidischer Mischbrennstoff mit 20 Gew.-% Plutonium und Dichten von 83 bzw. 90% th.D. Das Hüllmaterial besteht aus Edelstahl der Werkstoff-Nr. 1.4988 mit Wandstärken von 0,35 mm und 0,5 mm. Bei Hüllinnendurchmessern von 8,5 mm bzw. 8,8 mm ergeben sich Diametralspalte von ca. 0,9 mm. Gleichzeitig wurden Auslegungsrechnungen mit SATURN²⁾ durchgeführt, welche zu einem Anfahrprogramm für den 1. Reaktorzyklus führen.

2. Bestrahlungen im BR 2¹⁾2.1 Stabbestrahlung Mol-11

(H. Fiedler, AEG; D. Freund, IMF)

Die Versuchsreihe Mol-11 soll durch Kapselbestrahlungen zunächst Brennstab-Schwelldaten bei hohen Stableistungen und verschiedenen Karbidbrennstoffen sowohl für Gas- als auch für Na-Bindung liefern.

Nach Ablauf der Bestrahlung des Brennstabes Mol-11/A-1 wurde bei der Durchleuchtung ein Stabdefekt etwa 200 mm vom unteren Ende festgestellt (Abb. 23). Der Abbrand lag nach einer Bestrahlungszeit von ca. 3400 h (Volllastäquivalent) bei ca. 35 MWd/kg. Wie SATURN-1b-Rechnungen zeigen, muß der Stabdefekt unter der Annahme einer mittleren Schwellrate von ca. 2%/ Abbrand bei mittleren

1) Erster Bericht

2) Vgl. KFK 1272/3, S. 112-1

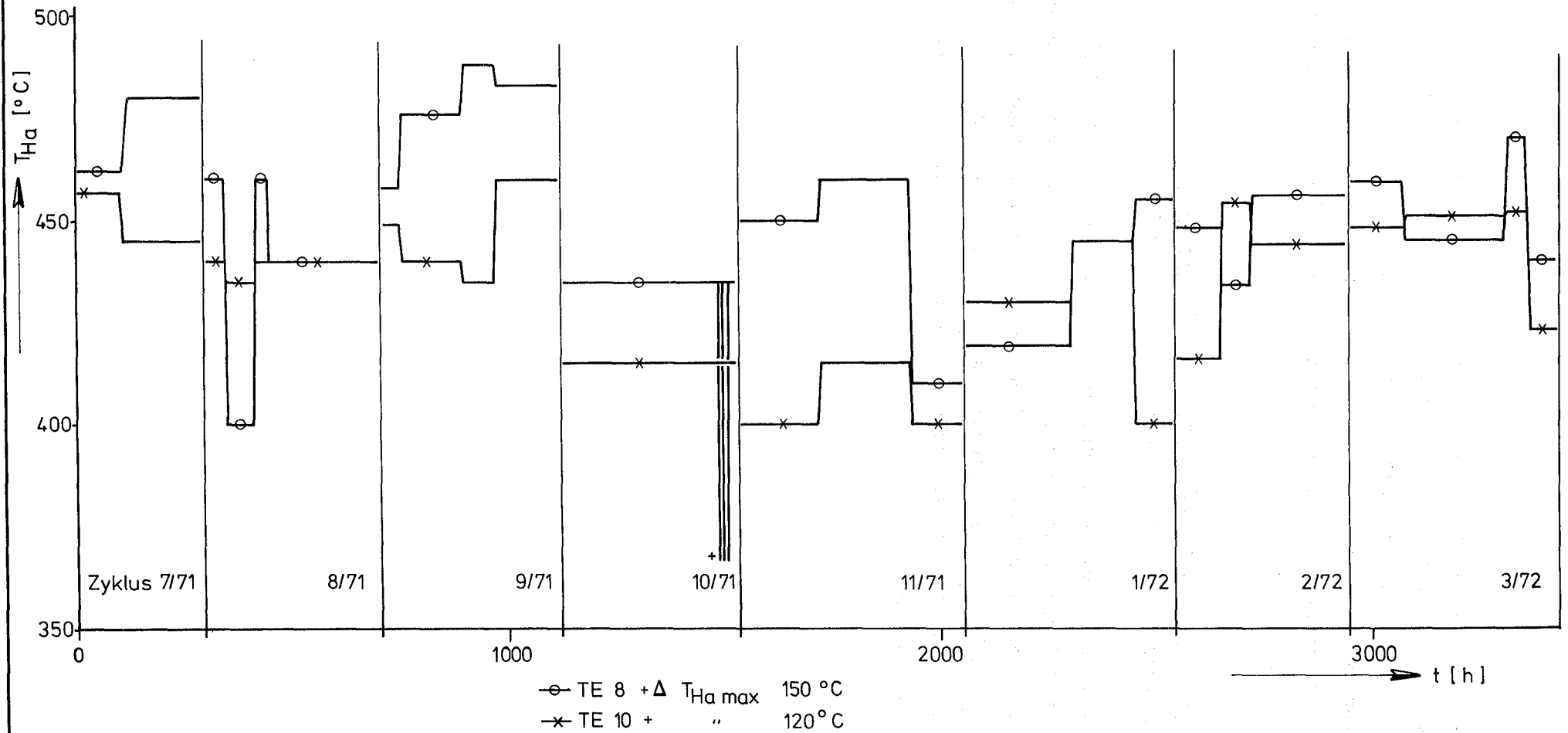
Brennstofftemperaturen von etwa 1300 °C bereits nach einer Bestrahlungszeit von ungefähr 1500 h, d.h. im Zyklus 10/71, aufgetreten sein. Eine gezielte Auswertung der Thermoelementaufzeichnungen zeigt tatsächlich signifikante Temperaturänderungen in diesem Zyklus (Abb. 23). Nach Vorliegen von Ergebnissen der zerstörungsfreien Nachuntersuchung wird eine Schadensanalyse durchgeführt werden.

2.2 Schwell- und Verträglichkeitsexperimente Mol-15

(D. Freund, O. Jacobi, IMF; G. Mühling, PSB/PL)

Die Arbeiten zu dem Experiment Mol-15 betreffen die Erstellung der Brennstoff- und Brennstabspezifikation. In einer ersten Bestrahlungskapsel des modifizierten Kapseltyps Mol-13 werden je zwei Prüflinge mit $(U_{0,75}, Pu_{0,25})^{C-}$ und $(U_{0,75}, Pu_{0,25})_2C_3$ -Brennstoff mit 93% th.D. bestrahlt, um Aussagen über das Schwell- und Verträglichkeitsverhalten der beiden Brennstoffarten machen zu können.

Schadensstelle



112-30

3. Nachbestrahlungsuntersuchungen an Urancarbid

(H. Kleykamp, IMF)

In den letzten Jahren wurde neben zahlreichen Oxidbestrahlungen auch an Hochleistungsbrennstoffen eine Reihe von Bestrahlungsexperimenten begonnen. Hierbei handelt es sich sowohl um Kurzzeit- als auch um Brennstoffauswahl- und Abbrandversuche bis zu 120 MWd/kg Metall, deren Auswertung sich im wesentlichen auf Strukturänderungen und das Schwellverhalten des Brennstoffs sowie die Verträglichkeit mit dem Hüllmaterial beschränkt hat. Die bisherigen Untersuchungen geben jedoch wenig Aufschluß über das Verhalten des Brennstoffs im Temperaturgradienten und die Bildung von spaltproduktartigen Phasen während des Abbrands. Auf diese Fragen geben die Untersuchungen an einer SAP-umhüllten UC-Probe Antwort, die im Loop DIRCE des Reaktors Ispra I bestrahlt worden war. Die Brennstoff- und Bestrahlungsdaten lauten:

Herstellung	UC-Schmelzprobe, > 99 % th.D.
Zusammensetzung	4,96 % C; 135 ppm O ₂ ; < 40 ppm N ₂
Anreicherung	3 % U-235
Durchmesser	25,4 mm
Spaltbreite (radial)	120 µm
Hüllmaterial	SAP 930 (7,0 % Al ₂ O ₃)
Kühlmittel	Diphenyl
Abbrand	6170 MWd/t Metall
max. Stableistung	1880 W/cm
mittl. therm. Neutronenfluß	2,1 · 10 ¹³ n/cm ² ·s
max. Zentraltemperatur	1600°C
max. Oberflächentemperatur	980°C

Die Probe besitzt eine konzentrische Bohrung zur Aufnahme des zentralen Thermoelements (Abb.24). Im Gefüge ließen sich mehrere Phasen nicht erkennen. Die Vickershärte der mit 4,96% C leicht überstöchiometrischen Probe beträgt zwischen 1000 und 1200 kp/mm² bei 50 p Prüflast; eine radiale Abhängigkeit wurde nicht beobachtet. Die Härte liegt also wesentlich höher

als der Literaturwert der Vickershärte für UC von 650 kp/mm^2 ; die Erhöhung ist auf eine Bestrahlungsverfestigung zurückzuführen. Aus dem über dem Radius gemessenen Kohlenstoffprofil ergibt sich eine geringe Zunahme an C im hülnnahen Bereich des Brennstoffs. Kohlenstoffreichere Carbidphasen konnten jedoch nicht identifiziert werden.

In der β - γ -Autoradiographie (Abb.24) ist eine ringförmige Anreicherung an Spaltprodukten bei etwa 40 % des Brennstoffradius erkennbar, innerhalb dessen eine spaltproduktfreie Zone besteht. Spaltprodukte enthaltende Phasen waren jedoch weder im Gefügebild noch bei direkter mikroskopischer Beobachtung erkennbar. Mit der Mikrosonde wurde nach den häufigsten Spaltprodukten im Bereich des in der β - γ -Autoradiographie sichtbaren Spaltprodukt-Maximums durch Punktanalyse gesucht. Die Zr- und Mo-Intensität lag zwar über dem Untergrund, die Elemente waren jedoch nicht als neue Phasen im Röntgenrasterbild erkennbar. Zr ist im Brennstoff homogen verteilt, was auf der vollkommenen Mischbarkeit von UC und ZrC beruht. Im System U-Mo-C liegen die Verhältnisse anders. Stöchiometrisches UC steht unterhalb 1840°C mit Mo und UMoC_2 im Gleichgewicht, wobei die Grenzlöslichkeit von "MoC" in UC unter 1 % liegt. Nach einem Abbrand von 0,7 % sind - bezogen auf den gesamten Brennstoff - 0,06% Mo entstanden, so daß die Grenzlöslichkeit von "MoC" noch nicht erreicht worden ist und auch in überstöchiometrischem UC sich kein UMoC_2 bilden konnte. An einigen Stellen des Brennstoffs wurde eine hohe Ru-Intensität festgestellt; neben U und C wurden auch die Spaltprodukte Tc und Rh sowie in einem Fall Pd nachgewiesen. Die röntgenspezifischen Rasterbilder von Tc, Ru, Rh und U einer Ausscheidung sind in Abb. 25 dargestellt. Diese in der UC-Matrix ausgeschiedene, etwa $14 \mu\text{m}$ große Phase liegt neben einer Pore. Rh scheint nur im Zentrum des Einschlusses vorzuliegen, wie Konzentrationsprofile an der im Probenstrombild markierten Stelle zeigen. Eine korrigierte quantitative Punktanalyse ergab 81,0 % U, 1,8 % Tc, 12,0 % Ru und 2,0 % Rh, so daß daraus ein Atomverhältnis $\text{U}/(\text{Tc}+\text{Ru}+\text{Rh})$ von 68,6:31,4 folgt. C konnte quantitativ nicht erfaßt werden; die Konzentration lag etwas niedriger als in der umgebenden UC-Matrix. Die Systeme U-Tc-C, U-Ru-C und U-Rh-C sind durch die ternären Carbide UTcC_2 , URuC_2 bzw. URhC_2 bestimmt, die mit UC im Gleichgewicht stehen. Palladium bildet mit UC kein ternäres Carbid. Die Grenzlöslichkeit von Ru in UC wird bei einem Abbrand von 0,7 % offensichtlich überschritten, so daß sich die sehr stabile Phase URuC_2 bilden kann. Die Spaltprodukte Tc und Pd werden in geringer Konzentration in dieser Phase stabilisiert. Die durch die Mikrosonde gewonnenen Konzentrationswerte stimmen mit den Zusammensetzungen $\text{U}_2(\text{Tc,Ru,Rh,Pd})\text{C}_2$ und $\text{U}_2(\text{Tc,Ru,Rh})\text{C}_2$ überein.

Die Hülle besteht aus dem Werkstoff SAP 930 mit 7,0 % Al_2O_3 in der Aluminium-Matrix. Im Hüllmaterial befinden sich vereinzelt geschlossene oder zur Oberfläche offene nadelförmige Hohlräume mit einer Länge bis zu 100 μm und einigen μm Breite. Hier haben sich offensichtlich aufgrund von Verunreinigungen Chloride und Sulfide des Aluminiums und Zinks abgelagert. An der inneren Hülloberfläche wurde jedoch keine Unverträglichkeit mit dem Brennstoff beobachtet.

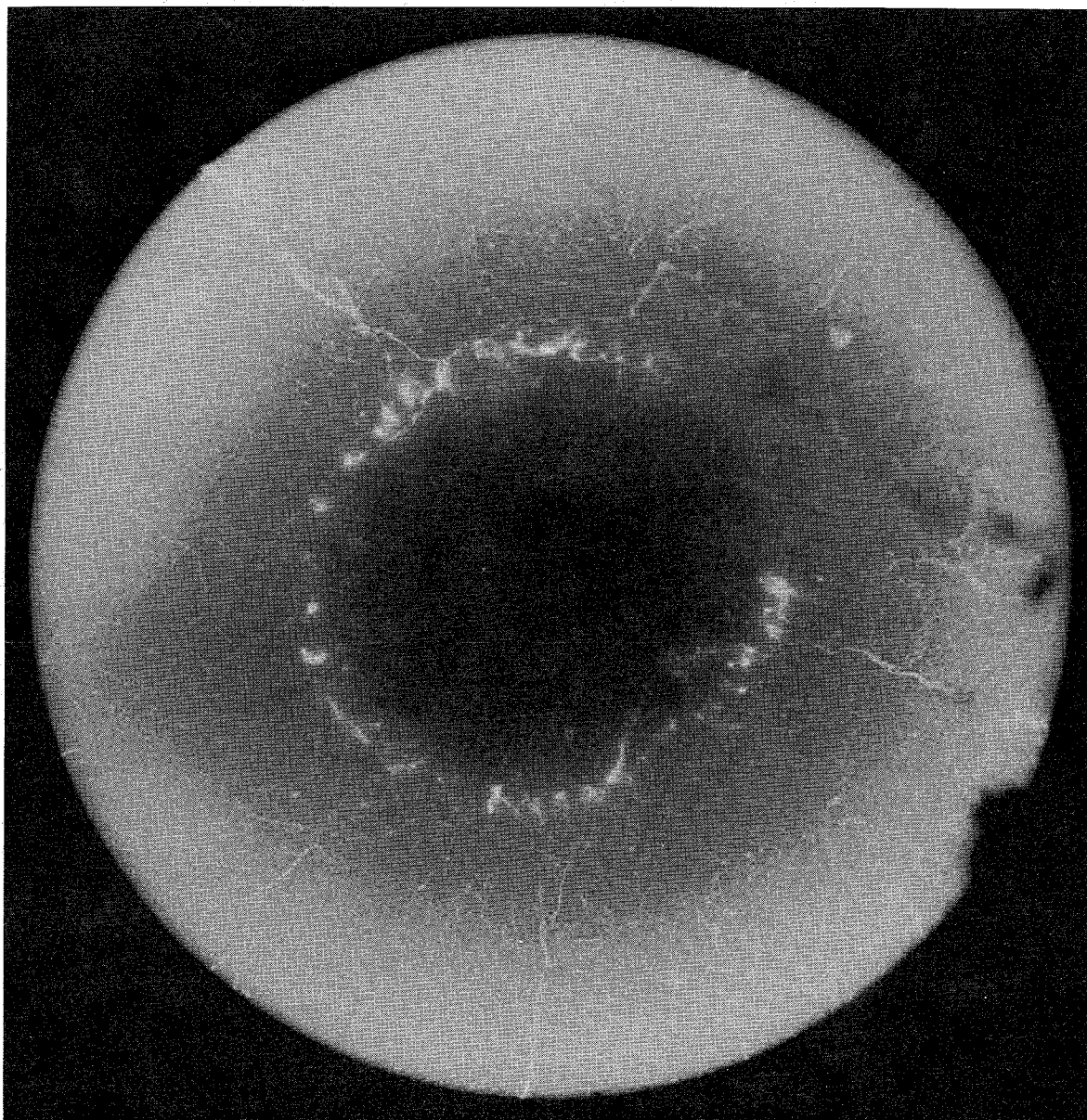
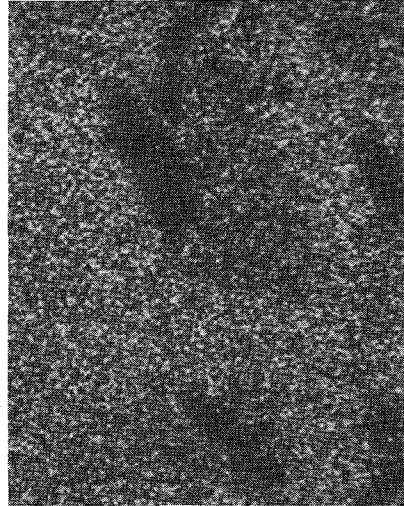


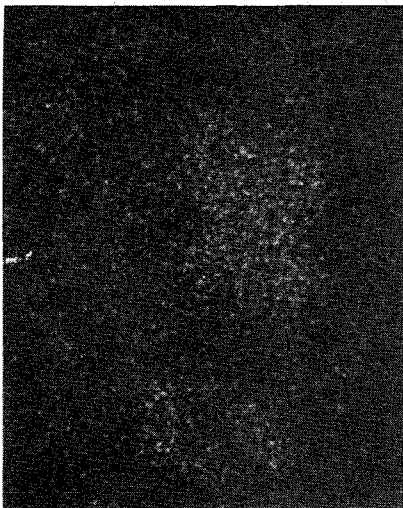
Abb. 24 β - γ -Autoradiographie der bestrahlten UC-Probe (Durchmesser 25,4 mm) nach 0,7 % Abbrand; ringförmige Zone bei etwa 40 % des Brennstoffradius, die die Elemente Technetium, Ruthenium und Rhodium enthält.



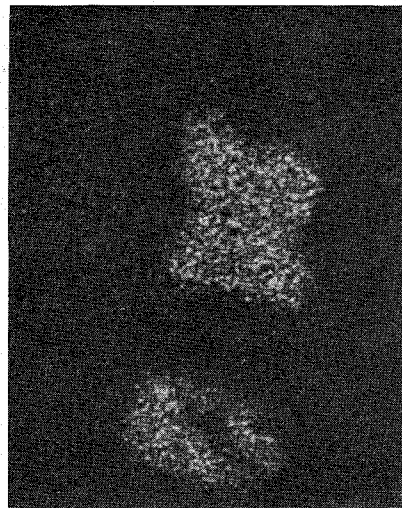
-P.



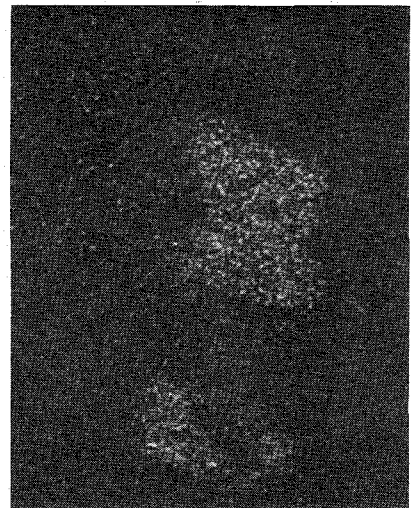
U



Tc



Ru



Rh

Abb. 25 Elektronenoptisches (-P) und röntgenspezifische Rasterbilder einer die Elemente Uran, Technetium, Ruthenium, Rhodium und Kohlenstoff enthaltenden Ausscheidung der Zusammensetzung $U_2(Tc,Ru,Rh)C_2$ in der ringförmigen Zone im Brennstoff.

113 MATERIALUNTERSUCHUNG UND -ENTWICKLUNG1131 Materialuntersuchungen an technischen Legierungen1131.1 Hüllmaterial1131.11 Mechanische und physikalische Eigenschaften technischer Legierungen*1. Mechanische Eigenschaften

(H. Böhm, L. Schäfer, M. Schirra, IMF)

Für das Bestrahlungsprogramm Mol 3 B/2 wurden unbestrahlte Blechproben der Legierung X10NiCrMoTiB 1515 (12R72HV, W.-Nr. 1.4970) in vier verschiedenen Vorbehandlungszuständen bei 700 °C untersucht.

Zustand I = 1150 °C, 30'

Zustand II = 1150 °C, 30' + 800 °C, 23 h

Zustand III = 1150 °C, 30' + 800 °C, 23 h + 15% kv

Zustand IV = 1150 °C, 30' + 15% kv + 800 °C, 23 h

Entsprechend den Bestrahlungsbedingungen waren die Proben zuvor bei 650 °C 5545 h gegläht worden. In Abb. 1a ist für jeden Zustand die Zeitstandfestigkeitskurve eingezeichnet, in Abb. 1b die sekundäre Kriechgeschwindigkeit in Abhängigkeit von der jeweiligen Spannung. Wie schon von früheren Untersuchungen an diesem Legierungstyp bekannt ist, führt eine Kaltverformung zu einer starken Erhöhung der Festigkeitseigenschaften, und zwar sowohl für das Kurzzeit- als auch für das Langzeitverhalten. Wie aus Abb. 1b hervorgeht, zeigen die Werte für die sekundäre Kriechgeschwindigkeit $\dot{\epsilon}$ eine starke Spannungsabhängigkeit, was in den sehr hohen Werten für den Spannungsexponenten n (nach Norton) zum Ausdruck kommt.

Die Zeitstandbruchdehnung nimmt mit zunehmender Standzeit bei allen Zuständen ab. Die nur thermisch behandelten Zustände I und II weisen Bruchdehnungswerte zwischen 10 und 12% auf für Standzeiten $\geq 10^3$ Std. Bei den Zuständen III und IV liegen für Standzeiten $> 10^3$ Std. die Werte um 5%.

Die metallographischen Untersuchungen ergaben, daß die Proben unabhängig vom Vorbehandlungszustand bis zu Standzeiten um 10^3 Std. transkristallin brechen. Erst zu längeren Beanspruchungszeiten werden vereinzelt interkristalline Anrisse bzw. Mischbruch beobachtet.

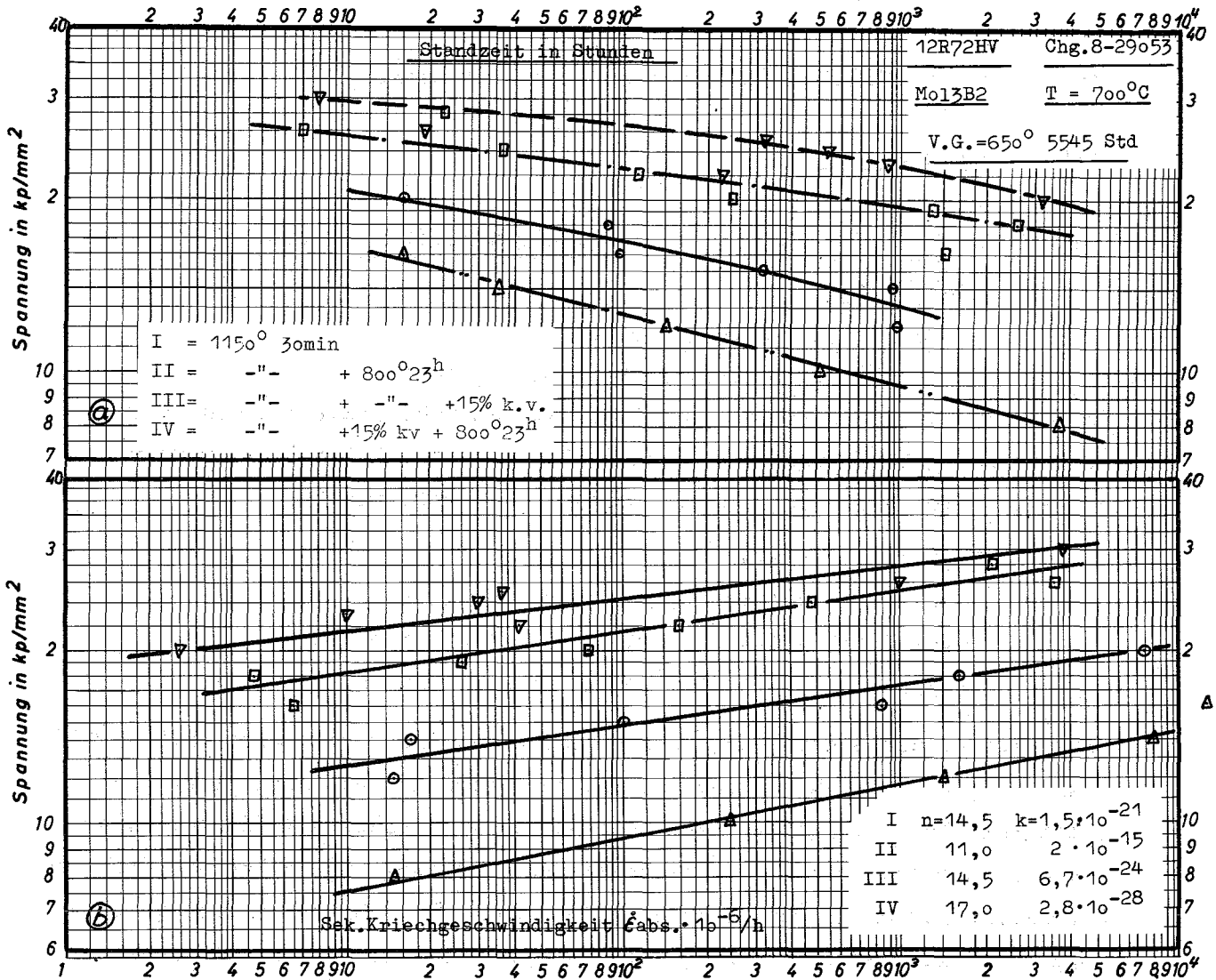


Abb. 1: Standzeit und sekundäre Kriechgeschwindigkeit in Abhängigkeit von der Spannung

Im Anschluß an Zeitstandversuche an Rohren mit linear ansteigendem Innendruck wurden Zeitstandversuche an den gleichen Rohren im einachsigen Spannungszustand mit linear ansteigender Last durchgeführt. Es sollte überprüft werden, ob die bisherigen Ergebnisse bezüglich der Anwendbarkeit der sogenannten life-fraction-Regel von Robinson zur Vorausberechnung von Standzeiten bei ansteigender Last aus Daten bei konstanter Last vom

Spannungszustand der Probe abhängig sind. Da in beiden Fällen mit $k = 0,43$ die gleiche Schädigung bestimmt wurde, bei der Rohre aus dem Werkstoff 1.4981 bei 700°C brechen, ist der Spannungszustand im vorliegenden Falle irrelevant. Außerdem wurde ein Polynom $\dot{\epsilon} = A \cdot \sigma^B + C \cdot \sigma^D$ bestimmt, dessen integrierte Form

$$\epsilon = \frac{A}{B+1} \cdot \sigma^B \cdot t^{B+1} + \frac{C}{D+1} \cdot \sigma^D \cdot t^{D+1}$$

die Kriechkurven der Rohre bei linear ansteigender Last beschreibt.

2. Schweißverhalten ¹⁾

(D. Rodrian, W. Scheibe, IMF)

An zwei Zuständen (I. 15% kv; II. 15% kv + $800^{\circ}\text{C}/23\text{ h}$) des Werkstoffs 1.4961 sind Elektronenstrahlschweißungen vorgenommen worden. Geschweißt wurde sowohl mit der Hochspannungsanlage als auch mit der Niederspannungsanlage und zwar mit gepulstem Strahl, Dauerstrahl, längs- und querpendelndem Dauerstrahl und defokussiertem Dauerstrahl bei verschiedenen Schweißgeschwindigkeiten.

An ungeschweißtem Material wurden folgende Werte ermittelt:

- I. 15% kv : $\sigma_{0,2} \sim 34\text{ kp/mm}^2$; $\sigma_B \sim 38,5\text{ kp/mm}^2$; δ 11% - 20%
 II. 15% kv + $800^{\circ}\text{C}/23\text{ h}$: $\sigma_{0,2} \sim 29\text{ kp/mm}^2$; $\sigma_B \sim 32\text{ kp/mm}^2$;
 δ 17% - 41%

Am nur kaltverformten Zustand sind bezüglich der Streckgrenze und der Zugfestigkeit keine Unterschiede zwischen dem geschweißten und ungeschweißten Material festzustellen. Die Bruchdehnung zeigt dagegen eine deutliche Parameterabhängigkeit und liegt zwischen 3% und 13%. Die höchsten Werte treten bei hohen Schweißgeschwindigkeiten auf. Aus der Versuchsserie sind 80% der Proben in der Schweißnaht und 20% im Grundmaterial gerissen, wobei die im Grundmaterial gerissenen Proben den großen Schweißgeschwindigkeiten bzw. Bruchdehnungen zuzuordnen sind.

Im Schweißverhalten ist der ausgelagerte Zustand dem nur kaltverformten überlegen. Mit den Werten von 29 kp/mm^2 für die Streckgrenze und 32 kp/mm^2 für die Zugfestigkeit sind die Ergebnisse des ungeschweißten Materials erreicht. Die Bruchdehnung schwankt parameterabhängig zwischen 14% und 38% und ist dem ungeschweißten Material durchaus vergleichbar. Auch hier werden die höchsten Bruchdehnungen bei den größten Schweißgeschwindigkeiten

¹⁾ Der Versuch diente zum Vergleich mit ähnlichen Untersuchungen an W.Nr. 1.4981, Vgl. KFK 1272/3, S. 113-5

erzielt. Allerdings sind bei diesem Werkstoffzustand nur 7% (gegenüber 80% bei Zustand I) der untersuchten Proben in der Schweißnaht gerissen.

1131.12 Bestrahlungsversuche*

1. Mechanische Eigenschaften nach Bestrahlung

(L. Schäfer, IMF)

Im Rahmen der Nachbestrahlungsuntersuchungen von Stabbestrahlungsexperimenten wurden in Zeitstand- und Zugversuchen die mechanischen Eigenschaften von Brennstababschnitten aus dem Bestrahlungsexperiment Mol 7A geprüft. Die Proben sind etwa 4 cm lange Rohrabschnitte, aus denen der Brenn- oder Brutstoff entfernt wurde. Die Zugproben werden bei Bestrahlungstemperatur axial belastet. Als Zeitstandproben werden sie an den Rohrenden abgedichtet, mit einer Druckzuleitung versehen und bei 600 °C mit Innendruck belastet. Gemessen werden folgende Größen: Warmstreckgrenze, Zugfestigkeit, Bruchdehnung, Zeitstandfestigkeit und gelegentlich die Kriechgeschwindigkeit. Die zu untersuchenden 7 Brennstabhüllen bestehen aus den austenitischen Stählen X8CrNiMoVNB 1613 (W.-Nr. 1.4988), X8CrNiNb 1613 (W.-Nr. 1.4961) und AISI 316 (13% kv). Die Bestrahlung fand im BR 2 in Mol bei einer Bestrahlungstemperatur von 365 °C bis 580 °C und bis zu einer Dosis von $7 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ ($E > 0,11 \text{ MeV}$) statt.

Die Zeitstandergebnisse legen den Schluß nahe, daß der ganze Brennstab auch im Bereich niedriger Bestrahlungstemperatur und -dosis durch korrosive und mechanische Einflüsse - eventuell auch nach der Bestrahlung - geschwächt worden ist. Dies wird im Bereich der Tieftemperaturversprödung trotz der gewählten Prüftemperatur von 600 °C teilweise kompensiert, so daß dort die Zeitstandfestigkeit am höchsten ist. Eine Dosisabhängigkeit konnte nicht beobachtet werden, wohl aber eine deutliche Abhängigkeit der Reststandzeit von der Bestrahlungstemperatur und damit von der Stärke des Korrosionsangriffes. Damit ist die am meisten geschwächte Stelle des Brennstabes am oberen Übergang von Brennstoff zum Brutstoff zu finden. Entsprechend der relativ geringen Bestrahlungsdosis ist die Zeitstand-Bruchdehnung des Stahles 1.4961 mit mindestens 0,5% gegenüber etwa 5% im unbestrahlten Zustand noch ausreichend hoch.

Die Zugversuche erbrachten die erwartete Erhöhung der Streckgrenze und Zugfestigkeit im bestrahlten Material und eine geringfügige Erniedrigung der Bruchdehnung.

Ein Vergleich der drei Hüllmaterialien zeigt die Überlegenheit des Stahles X8CrNiMoVnb 1613 (W.-Nr. 1.4988) aufgrund seiner hohen Restfestigkeit gegenüber den Stählen 1.4961 und AISI 316.

2. Mechanische Eigenschaften bei Bestrahlung

(K. D. Cloß, K. Herschbach, IMF)

Von den Mol 2-Versuchen liegen jetzt bis auf die Dimensionskontrollen der Langzeitversuche die Bestrahlungsergebnisse von Rohren aus dem Werkstoff Nr. 1.4988 (Charge 25 116) in drei verschiedenen Vorbehandlungszuständen vor. Das Material wurde in folgenden Zuständen eingesetzt:

- I lösungsgeglüht + 5% kaltverformt
- II lösungsgeglüht + 5% kaltverformt + 750 °C/3 h
- III lösungsgeglüht + 5% kaltverformt + 800 °C/2 h

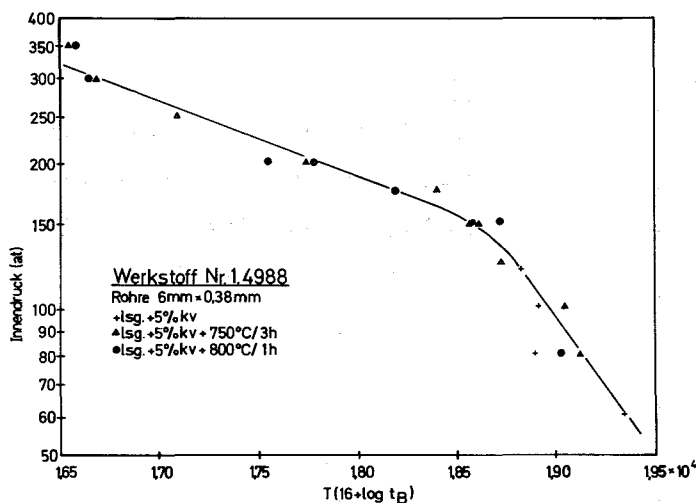


Abb. 2:

Larson-Miller-Darstellung
der in-pile Zeitstandfestig-
keit des Stahls 1.4988

Obwohl sich der Zustand II bei den Paralleluntersuchungen (siehe KFK-1272/2 S. 113-4) den beiden anderen Zuständen vor allem bei Temperaturen von 600 °C und 650 °C leicht überlegen zeigte, lassen die Bestrahlungsergebnisse keine eindeutige Überlegenheit des einen oder anderen Zustandes erkennen. Wie man aus Abb. 2 erkennt, liegen alle Meßergebnisse im Streubereich der eingetragenen Kurve. Gegenüber den unbestrahlten Prüflingen nimmt die Standzeit der bestrahlten Rohrproben leicht ab. Auch bei den Bruchdehnungen sind zwischen den einzelnen Zuständen keine wesentlichen Unterschiede zu erkennen. Für die bestrahlten Prüflinge wurden Bruchdehnungen um oder wenig über 1% gemessen.

Für die Simulationsversuche zum in-pile Kriechen am Zyklotron wurden die Detailzeichnungen für Na-Kapseln abgeschlossen, und alle Teile, die einer weiteren Bearbeitung durch auswärtige Firmen bedürfen, sind bereits fertig. Mit der Fabrikation der übrigen Teile wird Anfang des II. Quartals begonnen. Eine Aufhängevorrichtung für die Kapsel, und insbesondere ein System zur erschütterungsfreien Aufbringung der Last, wurden entworfen und werden Mitte des II. Quartals in die Fertigung gehen. Mit der Fertigstellung der ersten kompletten Kapsel wird zu Beginn des III. Quartals gerechnet.

3. Schwellverhalten

(K. Ehrlich, K. Herschbach, W. Schneider, IMF)

Die Untersuchungen zum Schwellverhalten des Stahls 1.4988 im Bestrahlungsexperiment DFR 350 wurden experimentell abgeschlossen und zum Teil bereits veröffentlicht / 1 /.

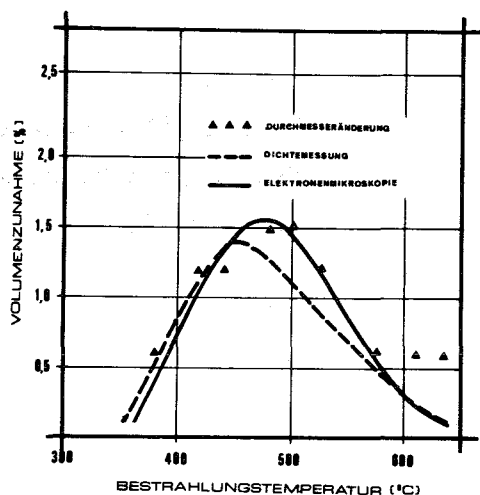


Abb. 3:

Vergleich verschiedener Untersuchungsmethoden zum Schwellverhalten des Stahls 1.4988 im Experiment DFR 350 -

Stab G 21

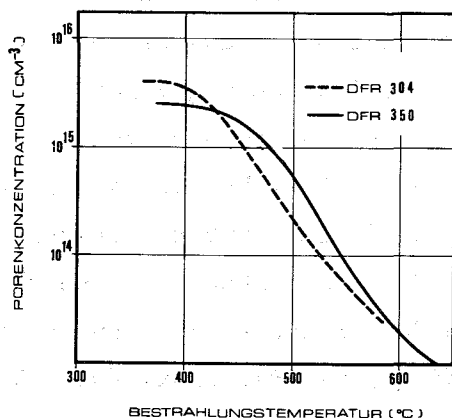


Abb. 4:

Porenkonzentration als Funktion der Bestrahlungstemperatur für den Stahl 1.4988 in den Bestrahlungsexperimenten DFR 304 und DFR 350

In Abb. 3 ist angegeben, wie die aus den verschiedenen experimentellen Untersuchungen (Transmissionselektronenmikroskopie, Dichtemessung und Durchmesseränderung) gewonnenen Daten übereinstimmen. Es ist dabei hervorzuheben, daß die Genauigkeit der elektronenmikroskopischen Untersuchungen bezüglich der Volumenänderung auf $\pm 20\%$ wegen der Unsicherheit in der Foliendickenbestimmung zu veranschlagen ist, ebenso die Angabe der Porenkonzentration. Demgegenüber sind die Werte der mittleren Porendurchmesser sehr viel genauer. Die Dichtemessungen können durch die verbesserte Technik inzwischen auf eine Unsicherheit von $0,1\%$ des Absolutbetrages der Dichte bestimmt werden. Demgemäß kann nach Abb. 3 Übereinstimmung der drei Meßmethoden für Temperaturen $\leq 600^\circ\text{C}$ festgestellt werden. Die Umrechnung der beobachteten Durchmesseränderungen auf entsprechende Volumenänderungen setzt allerdings die Annahme isotropen Volumenschwellens voraus und vernachlässigt mögliche korrosive Abtragungen der Hülle. In Abb. 4 ist der Verlauf der Porenkonzentration als Funktion der Bestrahlungstemperatur für den Stahl 1.4988 aus DFR 304 und DFR 350 angegeben. Ähnlich wie bei der relativen Volumenzunahme $\Delta V/V$ und den mittleren Porendurchmessern ergibt sich eine Verschiebung der DFR 350 Daten zu höheren Temperaturen hin, was mit sehr großer Wahrscheinlichkeit auf Diskrepanzen in den errechneten Hüllmittentemperaturen zurückzuführen ist. Ähnliche Probleme treten auch beim Vergleich der Rapsodie-Schwellenwerte des Stahles 1.4988 mit den experimentell ermittelten Schwellenwerten aus DFR-Experimenten auf. Der Analyse der mittleren Hüllwandtemperaturen bzw. dem Verlauf der Hülltemperaturen als Funktion des Abbrandes ist demnach erhöhte Beachtung zu geben. Die Aufweitung der Hülle bei den höchsten Temperaturen $T > 600^\circ\text{C}$ kann nicht durch Porenbildung erklärt werden und hat wahrscheinlich ihre Ursache in der Wechselwirkung von Brennstoff und Hülle. In den Experimenten DFR 304 und DFR 350 sind die erreichten Neutronenexpositionen vergleichbar. Die Nachuntersuchungen am Rapsodie-Bestrahlungsexperiment gehen programmgemäß weiter.

An Hand einer Modellstudie zum Einfluß der chemischen Spannung auf Porenbildung und in-pile Kriechen wurde aufgezeigt, daß diese gegenüber äußeren Einflüssen überwiegt. Daraus ergibt sich, zumindest bei Anwendung dieses Modells, daß Schwellen durch äußere Spannungen nicht beeinflußt werden kann. Für das Kriechen wird eine lineare Spannungsabhängigkeit wahrscheinlich gemacht. Die Größenordnung der chemischen Spannung an einer Versetzung kann Abb. 5 entnommen werden.

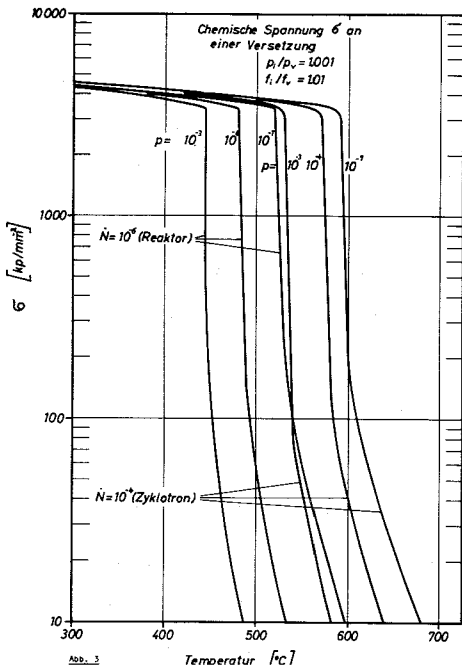


Abb. 5:
Chemische Spannung an einer Versetzung

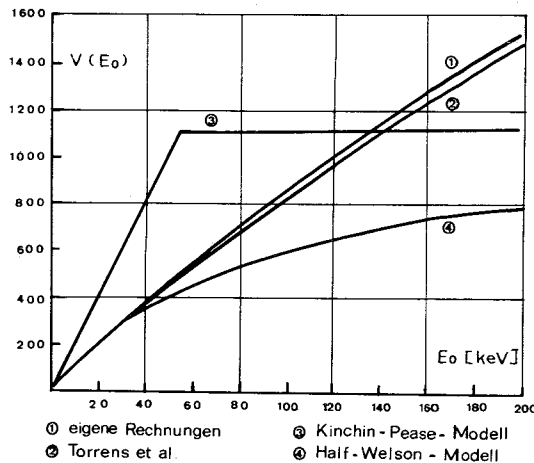
Die Porengrößenverteilungen in Metallen aus VEC-Bestrahlungen lassen sich im allgemeinen gut beschreiben als Gaußverteilungen mit den Kenngrößen μ (μ = häufigster Porendurchmesser) und σ (Verteilungsbreite). Zur Beschreibung der Porengrößenverteilung bei Reaktorbestrahlung wird derzeit versucht, die asymmetrischen Kurven durch zwei Gaußverteilungen zusammengesetzter Funktionen zu beschreiben und signifikante Daten (maximale und minimale Porendurchmesser) zu definieren für weitergehende analytische Betrachtungen.

4. Physikalische Untersuchungen und Strahlenschäden

(D. Kaletta, K. Ehrlich, IMF)

Die von englischer (Nelson et al.) und amerikanischer (Torrens, Robinson und Norgett) Seite vorgeschlagenen Modelle zur atomaren Verlagerung von Gitterbausteinen infolge Neutronen- oder Ionenbestrahlung (displacement damage models) werden bezüglich ihrer physikalischen Voraussetzungen untersucht. Die Modelle basieren im wesentlichen auf der Stoßkinetik zweier Teilchen und legen bei analytischer Betrachtungsweise den Harte-Kugel-Stoß für die Verlagerungskaskade zugrunde (modifiziertes Kinchin-Pease-Modell) bzw. bei numerischer Behandlung die Stoßdynamik explizit (dynamisches Computermodell). Die auf dem Half-Nelson-Modell beruhenden Aussagen

Abb. 6:
Vergleich des Kaskadenfaktors $\nu(T)$ für verschiedene Modelle



führen zwar zahlenmäßig auf nahezu die gleichen Werte, wie sie das Computermodell liefert; das Half-Nelson-Modell ist jedoch bezüglich seiner physikalischen Voraussetzungen für Ionenstöße problematisch.

Eigene analytische Rechnungen auf der Basis exakter Stoßkinetik bestätigen das amerikanische Computermodell mit einer leichten Überschätzung der amerikanischen Werte, da im statischen Modell keine Rekombinations- und Austauschstöße berücksichtigt sind, sondern nur Quellstöße. Als Diskussionsbeispiel sei hier angeführt der Vergleich des sogenannten Kaskadenfaktors $\nu(T)$ für verschiedene Modellvorstellungen (Abb. 6).

Veröffentlichung:

(1) K. Ehrlich,

Das Schwellverhalten eines 16Cr-13Ni-Nb-stabilisierten Stahls bei Neutronen- und Ionenbestrahlung.

Reaktortagung, Karlsruhe, 10.-13. April 1973, Tagungsbericht

... ..

... ..

... ..

... ..

... ..

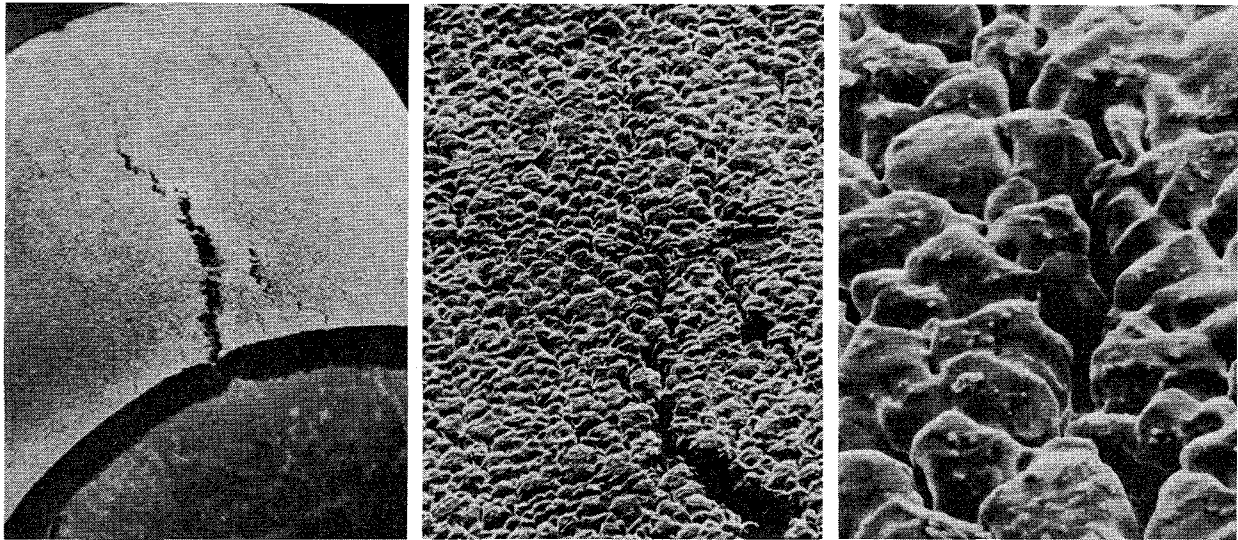
114 KORROSIONSVERSUCHE UND KÜHLMITTELANALYSEN1141 Natriumkühlung*1141.1 Korrosion austenitischer Stähle

(H. U. Borgstedt, A. Marin, Helga Schneider, IMF;

G. Drechsler, G. Frees, K. Hitzig, S. Barth, IRB)

Die Bruchzone von unter Innendruck in Natrium exponierten Proben (Versuch SGAE 1.4 in Seibersdorf, siehe KFK-1272/2) ist mit dem Raster-Elektronenmikroskop und metallographisch untersucht worden. Wie in Abb. 1 gezeigt ist, verläuft der Bruch eindeutig interkristallin, jedoch nicht unbedingt von der natriumbenetzten Oberfläche ausgehend. - Sodann wurde mit den im Seibersdorfer Versuch 1.4 exponierten Proben eine Reihe weiterer Experimente durchgeführt. Befunde aus der Nachuntersuchung der Hüllrohre aus dem Brennstab-Bündel DFR 350 (R. Pejsa, persönliche Mitteilung) waren Anlaß für Versuche, die Anfälligkeit der natriumexponierten Hüllrohre aus austenitischen Stählen gegen interkristallinen Angriff zu überprüfen. Die Versuche an in Natrium korrodierten Proben aus den Werkstoffen 1.4961 und 1.4541, die als stabilisierte Austenite im STRAUSS-Test nicht interkristallin angegriffen werden sollten, ergaben, daß in der durch Natriumkorrosion beeinflussten Zone ein solcher Angriff eintrat. Damit war erwiesen, daß nach dem Einsatz in Natrium bei einer nicht sachgemäßen Lagerung von Hüllrohren ein Kornzerfall, wie er verschiedentlich bei Proben aus dem Bündel DFR 350 beobachtet worden war, als sekundäre Korrosionserscheinung eintreten kann. Ein weiterer Versuch, den Stahl 1.4970 nach 5000 Stunden in Natrium bei 700 °C ähnlichen Bedingungen wie im Falle der DFR-Hüllrohre auszusetzen, ist noch nicht abgeschlossen. Die Proben wurden längere Zeit mit aufgetrocknetem NaOH bei 25 °C der Raumluft ausgesetzt und werden zur Zeit nachuntersucht.

Die Untersuchung von Teilen des Korrosionskreislaufs "Cerberus" aus dem Stahl 1.4541 wurde an Proben aus dem Wärmetauscher 1 des Testteils, das 28 000 Stunden bei 600 °C betrieben worden ist, fortgesetzt. Hauptsächlich die Elemente Cr, Ni und Mn waren in der Downstream-Strecke des Wärmetauschers angereichert. Ni und Mn schienen dabei im Werkstoff selbst in Randschichten aufgenommen zu sein, Cr fand sich nur bei oberflächlichen Ablagerungen von Partikeln. In Downstream- und Upstream-Strecken des Wärme-

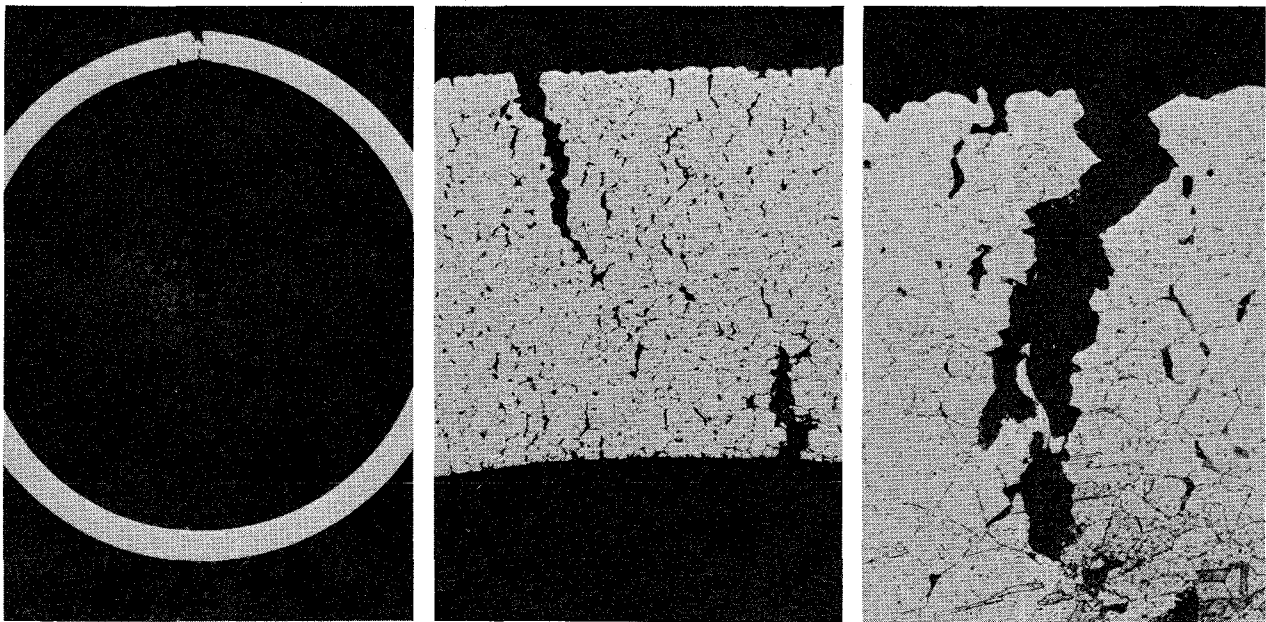


1 mm

0.1 mm

0.02 mm

W.Nr.1.4988, Probe M4: Bruchzone beobachtet im REM



2 mm

0.1 mm

0.04 mm

W.Nr.1.4988, Probe M4: Bruchzone im Schliffbild

Abb. 1: Untersuchung der Bruchzone einer unter Innendruck in Natrium korrodierten Rohrprobe aus dem Versuch SGAE 1.4

tauschers war eine Korngrenzenvertiefung zu beobachten. Das Material war nach dem langen Einsatz in Natrium im STRAUSS-Test auch anfällig für interkristallinen Angriff.

Ca-haltige Partikel traten überall im Rohrsystem auf. Dagegen war V, das in der Teststrecke selbst von Vanadiumkorrosionsversuchen her reichlich in Oberflächenschichten auftrat, nur in Spuren in den Wärmetauscher transportiert worden. In keinem Fall, auch nicht an den allgemein etwas stärker korrodierten Korngrenzen, war ein größerer Teil als 2% der Wandstärke der Rohre von der Natriumkorrosion betroffen. Dagegen zeigte das Material Alterungserscheinungen.

Für den Hochtemperaturprüfstand (HTP) erfolgte zu Beginn des Quartals die Auslieferung der Heizstäbe durch die Herstellerfirma. Die Stäbe wurden mit dem im IRB entwickelten Heizstabprüfgerät (s. 1263.5) wiederholt getestet, bevor sie zum Einbau in die Versuchsstrecken freigegeben werden konnten. Um die hochempfindlichen Heizstäbe vor Zerstörung durch äußere Einflüsse zu schützen, wurden zusätzliche sicherheitstechnische Einrichtungen (s. 1263.5) geschaffen und eingebaut.

Im einzelnen sind die drei Versuchsstrecken mit insgesamt 72 Heizstäben in neun Gruppen unterteilt. Jede Gruppe besitzt ein eigenes Sicherheitssystem. Dieses System spricht in weniger als 10 ms an, sofern

- a) an einem Heizstab der zulässige Strom überschritten wird,
- b) der Durchfluß unter einen vorgegebenen Grenzwert absinkt,
- c) der Natriumspiegel in der zugehörigen Versuchsstrecke zu gering ist.

Mit dem Sicherheitssystem werden die für die Stromversorgung eingesetzten Thyristoren durch eine entsprechende Ansteuerung sofort gesperrt. Die dadurch erreichbaren kurzen Abschaltzeiten sollen verhindern, daß bei einem auftretenden Defekt der betroffene Heizstab abbrennt und darüberhinaus weitere Anlagenteile beschädigt werden. Nach Einbau der Heizstäbe in die Versuchsstrecke erfolgte eine erneute Überprüfung bei Na-Betrieb und Na-Temperaturen von 300 °C, ohne daß dabei die Stäbe selbst in Betrieb genommen wurden. Hierbei wurde ein Heizstab als unbrauchbar ermittelt und ausgetauscht. Während des sich anschließenden Reinigungsbetriebes trat ein Na-Leck an einer Elektrode auf, deren Keramik gebrochen war.

Inzwischen hat der Prüfstand ca. 100 Stunden bei vorgeschriebenen Betriebsbedingungen ohne Störung gearbeitet. Die erforderliche Meßwerterfassung wird mit einer Anlage für 100 Meßstellen durchgeführt. Gegenwärtig werden 35 Temperaturen, 7 Durchflüsse und 8 weitere Signale in stündlichem Zyklus abgefragt. Die anfallenden Daten werden von einem Digitaldrucker mit Datum und Zeitangabe registriert und dienen dazu, den Nachweis für die Einhaltung der gewünschten Betriebsdaten zu dokumentieren.

1141.2 Natriumkorrosionsuntersuchungen an verschleißfesten Werkstoffen

(H.U. Borgstedt, IMF; G. Drechsler, G. Frees, E. Wild, IRB)

Versuch MI-3/1/73

In der Teststrecke 3 des Massetransportprüfstandes wurde eine Korrosionsuntersuchung an den Werkstoffen Nimonic 90 und Inconel 718 unter folgenden Versuchsbedingungen begonnen:

Temperatur im Testteil	600 °C
Temperatur an der Pumpe	500 °C
Sauerstoffgehalt im Na	5 ppm
Strömungsgeschwindigkeit	0,75 m/s
R_e	10^4

Von den für 1500 Stunden vorgesehenen ersten Lauf wurden im Berichtszeitraum über 1200 Stunden bei Sollbedingungen absolviert. Die Überprüfung der Hochleistungsheizstäbe nach 500 und 1000 Stunden ergab positive Resultate.

1141.3 Reinheit und Reinheitskontrolle des Natrium

(H.U. Borgstedt, Helga Schneider, IMF; G. Drechsler, IRB)

Zur Analyse von Natriumproben aus den Natriumprüfständen nach dem Destillationsverfahren wurde die erweiterte Anlage "Nadestan 4" in Betrieb genommen. Analysen von Natriumproben aus verschiedenen Anlagen des IRB und IRE konnten ausgeführt werden.

Galvanische Sauerstoffmonitore mit Luft/Gold als Referenzsystem wurden in Natriumkapseln überprüft, in denen Sauerstoffaustauschreaktionen abliefen wie



Dabei konnte der Zusammenhang zwischen dem Sauerstoffgehalt im Natrium und der Zellenspannung durch die anschließende Analyse der Vanadiumprobe, in der der Sauerstoff durch die Austauschreaktion stark angereichert wurde, nachgemessen werden. Die experimentell leicht auszuführende Methode eignet sich auch zur Nachkalibrierung lange gebrauchter Monitormeßköpfe in Natrium mit niedrigen Sauerstoffaktivitäten.

Da die photometrische Chloridbestimmung nach Silvermann nicht spezifisch für Chlorid ist (eventuell gleichzeitig anwesendes Bromid und Jodid wird miterfaßt), wurde versucht, auch für Chlorid eine Bestimmungsmethode unter Verwendung der Röntgenfluoreszenzspektrometrie auszuarbeiten. Es wurde Chlorid aus der Na-Salzlösung mit Silbernitrat unter Verwendung von Bromid als Spurenfänger ausgefällt und der über ein chloridfreies Mitex-Filter abfiltrierte Niederschlag anschließend röntgenfluoreszenzspektrometrisch gemessen. Dieses Verfahren zeigte bei einer Einwaage von 2 g Natrium-Metall eine Nachweisgrenze von 1,9 ppm Chlorid. Bei den an Na-Proben durchgeführten Halogenbestimmungen zeigte es sich, daß noch Entwicklungsarbeiten in Bezug auf die Probenahme für diese Bestimmungen geleistet werden muß.

In der im Januar 1973 erfolgten Probenahme von Natrium aus dem Versuchskreislauf für Verschleißversuche im IRB wurden folgende Verunreinigungen bestimmt. Bei der Probenziehung betrug die Temperatur in der Harfe 400 °C, der Durchfluß 0,8 l/sec, die Kaltfalle wurde bei 130 °C betrieben.

Cr	Mn	Fe	Co	Cu	Zn	Pb	Bi	Ag	Cd	Sn
3,8	3,85	10,2	0,085	<0,045	0,73	1,2	<0,75	<0,34	<0,75	1,14
4,1	2,3	10,8	0,065	<0,045	0,63	3,2	<0,75	0,47	<0,75	<0,9
Mo	Nb	Zr	Hf	Ta	Ti	Ca	Ba	Cl'	Br'	J'
0,35	0,15	1,5	<0,14	<0,13	1,9	0,9	<0,1	=10	1,2	<0,5
0,41	0,13	0,75	<0,14	<0,13	1,9	0,6	<0,1			

Untersuchung des Probestücks WT 1/R3 aus dem Wärmetauscher 1 aus dem Kreislauf "Cerberus" mit Hilfe der RSV-Glimmentladungslampe: Es ergab sich eine geringe Anreicherung von Nickel und Mangan in den äußeren Randzonen; Ni stieg von 11,3 auf 12,0 und Mn von 1,9 auf 2,2 Gew.-%.

In den beiden Proben S 1 (1.4970) und K 1 (1.4981) wurde nach Einsatz dieser Proben im Versuch SGAE 1.4 nach 5000 Stunden in Natrium bei einer Temperatur von 700 °C der Stickstoffgehalt bestimmt. Er hatte sich bei beiden Materialien im Vergleich zum Ausgangsmaterial erniedrigt:

	Nach Versuch SGAE 1.4	Ausgangsmaterial
	<u> % N</u>	<u> % N</u>
S 1 1.4970	0,021/0,016	0,049
K 1 1.4981	0,005	0,014

1142 Dampf- und Gaskühlung^G

1142.2 Heißdampf-Korrosion unter Wärmeübergang (HKW-Loop)

(V. Casal, F. Erbacher, A. Megerle, J. Vasarhelyi, IRB;
S. Leistikow, IMF)

Im Berichtszeitraum wurden die Untersuchungen von indirekt beheizten Incoloy-800-Stäben im spannungsarm geglühten und elektropolierten sowie im sandgestrahlten Zustand fortgesetzt. Dabei wurden im geglühten Zustand fünf Stäbe bis max. 632 Stunden, im durch Sandstrahlen kaltverformten Zustand drei Stäbe bis max. 837 Stunden exponiert. Die Nachuntersuchung wurde abgeschlossen. Die Abb. 2 zeigt die bislang insgesamt erzielten Einsatzzeiten der beheizten Stabproben in drei Gefüge- resp. Oberflächenzuständen unter Wärmeübergang und der Blechproben in isothermer Versuchsanordnung. Der Einsatz isothermer Blechproben in verschiedenen geglühten und kaltverformten Zuständen während maximal 3500 Versuchsstunden ergab einen deutlichen Vorteil der Korrosionsbeständigkeit für die kaltverformten Versionen, vor allem der austenitischen Cr-Ni-Stähle. Diese bereits im Autoklavenversuch erneut bestätigte Tendenz zeichnet sich also - wie Abb. 3 zeigt - auch für den dynamischen Hochdruckversuch deutlich ab.

Um die durch kurzzeitige Durchflußschwankungen verursachten unerwünschten elektrischen Abschaltungen zu vermeiden, wurde eine programmierbare An- und Abfahrtschaltung entwickelt und gebaut, die mit der Dampfaustrittstemperatur als Führungsgröße dem Sollwerteingang des zugehörigen Leistungsreglers aufgeschaltet wird. Das Gerät wurde probeweise an einer Teststrecke eingesetzt und arbeitet voll zufriedenstellend.

Abb. 2

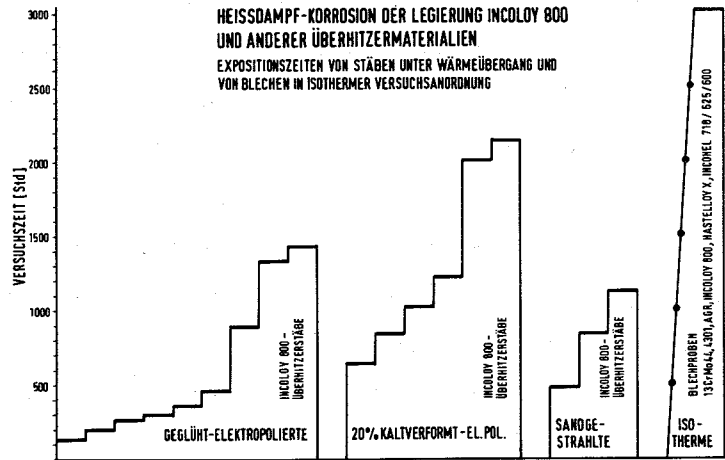
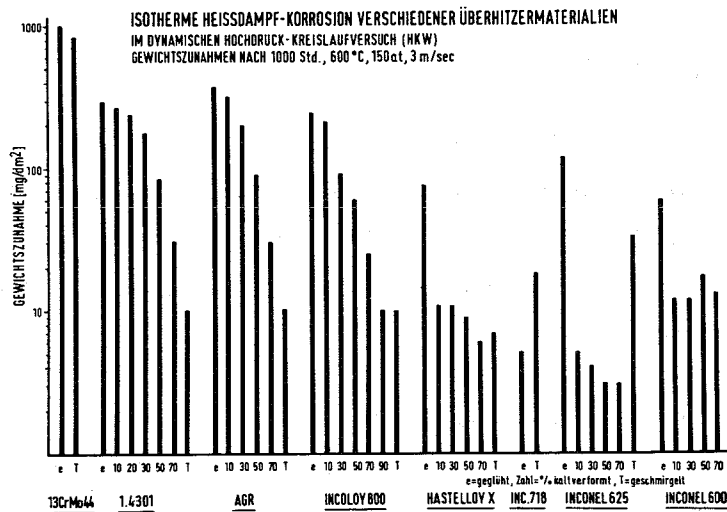


Abb. 3



1142.3 Gas-Korrosion

(S. Leistikow, IMF)

Die Möglichkeit, in einem bestehenden Helium-Kreislauf für Niederschmelzversuche unter Natrium eine Teststrecke für Korrosionsversuche in Helium einzubeziehen, wurde aufgegriffen, und erste vorbereitende Maßnahmen wurden zu technischen Korrosionsversuchen getroffen. Vorgesehen ist die Untersuchung der potentiellen Gasbrüter-Hüllwerkstoffe Nr. 1.4970, 1.4981 und 1.4988 in Helium ($700\text{ }^{\circ}\text{C}$, 30 kp/cm^2 , $70 - 90\text{ m/sec}$). Die Teststrecke für 30 Blechproben von je 2 cm^2 Größe wurde konstruiert und befindet sich im Bau. Die Kontrolle des Verunreinigungsgehaltes im Helium soll durch kontinuierliche Probenahme an verschiedenen Stellen des Kreislaufs mit einem Gaschromatographen und einem Hygrometer durchgeführt werden. Vorversuche in reinstem Helium zur Korrosion des Heizleitermaterials 80Ni-20Cr, das die elektrische Überhitzung des Heliums vollzieht, wurden bei $1000\text{ }^{\circ}\text{C}$ durchgeführt, um die getternde Wirkung der Heizpatrone auf die Konzentration der oxidativen Verunreinigungen im Helium zu bestimmen. Die gravimetrische Kontrolle der Versuche bis 750 Std. zeigte kontinuierliche Gewichtsabnahmen mit einer über die Reaktionszeit leicht abnehmenden Tendenz. Diese dürften dem Verlust an flüchtigem CrO_3 im Gas von meßbarer H_2O - und O_2 -Konzentration zuzuschreiben sein. Die praktischen Auswirkungen auf das Gesamtkreislaufsystem werden nach 1000 Stunden Versuchszeit berechnet werden.

Veröffentlichungen zu 114:

- (1) E. Baumgärtner, H.U. Borgstedt, G. Drechsler
 Untersuchungen des Langzeitverhaltens der Abstützstellen an einem Modell-Brennelement aus Hüllrohren mit sechs integralen Wendelrippen als Abstandshalter in einer isothermen Natrium-Strömung.
 KFK-1723 (Februar 1973)
- (2) S. Leistikow, E. Pott, W. Volz
 Der Einfluß der Kaltverformung auf die Korrosionsbeständigkeit austenitischer CrNi-Stähle in überhitztem Wasserdampf
 3. Statische Autoklavenuntersuchungen des Werkstoffs Nr. 1.4301
 (X5 CrNi 18 9)
 KFK-1773 (März 1973)

Beiträge zu Teilprojekt 115 erscheinen im 2. PSB-Viertel-
jahresbericht 1973.



121 PHYSIKALISCHE EXPERIMENTE1211 Experimentelle Reaktor- und Neutronenphysik1. Neutronenspektrumsmessungen an Eisen-Zylindern mit Rückstoßprotonen-Zählrohren^G

(G. Fieg, M. Stancu, H. Werle, INR)

Es wurden die Neutronenausflußspektren von zwei Eisenzylindern ($\emptyset = 30$ cm) mit Längen von 20.3 und 28.8 cm gemessen. Die kontinuierlich emittierende 14-MeV-Quelle befand sich in der Mitte einer Stirnfläche, und gemessen wurde das aus dem zentralen Bereich ($\emptyset = 10$ cm) der anderen Stirnseite in axialer Richtung austretende Spektrum.

Die Untersuchungen sollten der Überprüfung der Eisenwirkungsquerschnitte dienen, die offenbar recht ungenau bekannt sind. Das zeigt Abb. 1, in der in CADARACHE in einem großen Eisenblock durchgeführte Spektrumsmessungen [1] mit DTK-208-Gruppenrechnungen verglichen sind. Der Vergleich zeigt eine mit dem Abstand von der Neutronenquelle (Core des HARMONIE-Reaktors) zunehmende Diskrepanz, die in der äußersten Meßposition fast einen Faktor 10 beträgt.

In Abb. 2 sind die gemessenen Spektren der beiden Eisenzylinder und das Verhältnis der beiden Spektren dargestellt. Wie Abb. 3 zeigt, stimmen die hier gemessenen und die mit der Flugzeitmethode [2] bestimmten Spektren derselben Eisenzylinder zwischen etwa 100 keV und 4 MeV, abgesehen von durch verschiedene Energieauflösung hervorgerufene Effekte, gut (innerhalb etwa 10%) miteinander überein.

Für eine detaillierte Auswertung der gemessenen Spektren müßten zweidimensionale S_n -Rechnungen mit genügend vielen Energiegruppen (200) durchgeführt werden, was mit den zur Verfügung stehenden Codes nicht möglich ist. Eindimensionale Rechnungen sind wegen der großen seitlichen Leckage unzureichend. Das zeigt Abb. 4, in der für den größeren Zylinder eindimensionale Rechnungen mit und ohne Buckling-Korrektur mit zweidimensionalen Rechnungen verglichen sind.

Die endgültige Auswertung muß daher mit Monte-Carlo-Codes und dem 2-dim. 26-Gruppen-Transport-Code durchgeführt werden, wodurch jedoch die in der Resonanzstruktur der gemessenen Spektren enthaltene Information nicht benutzt werden kann. Es ist daher vorgesehen, eine zweite Meßreihe an Eisenkugeln mit einer Cf-Quelle im Zentrum durchzuführen. Diese Messungen könnten mit dem zur Verfügung stehenden eindimensionalen Transport-Code mit 208 Energiegruppen interpretiert werden.

Literatur

- [1] A. Leridon, CEN CADARACHE
private Mitteilung
- [2] D. Rusch, E. Wattecapms
3. PSB-Vierteljahresbericht 1972
KFK 1272/3

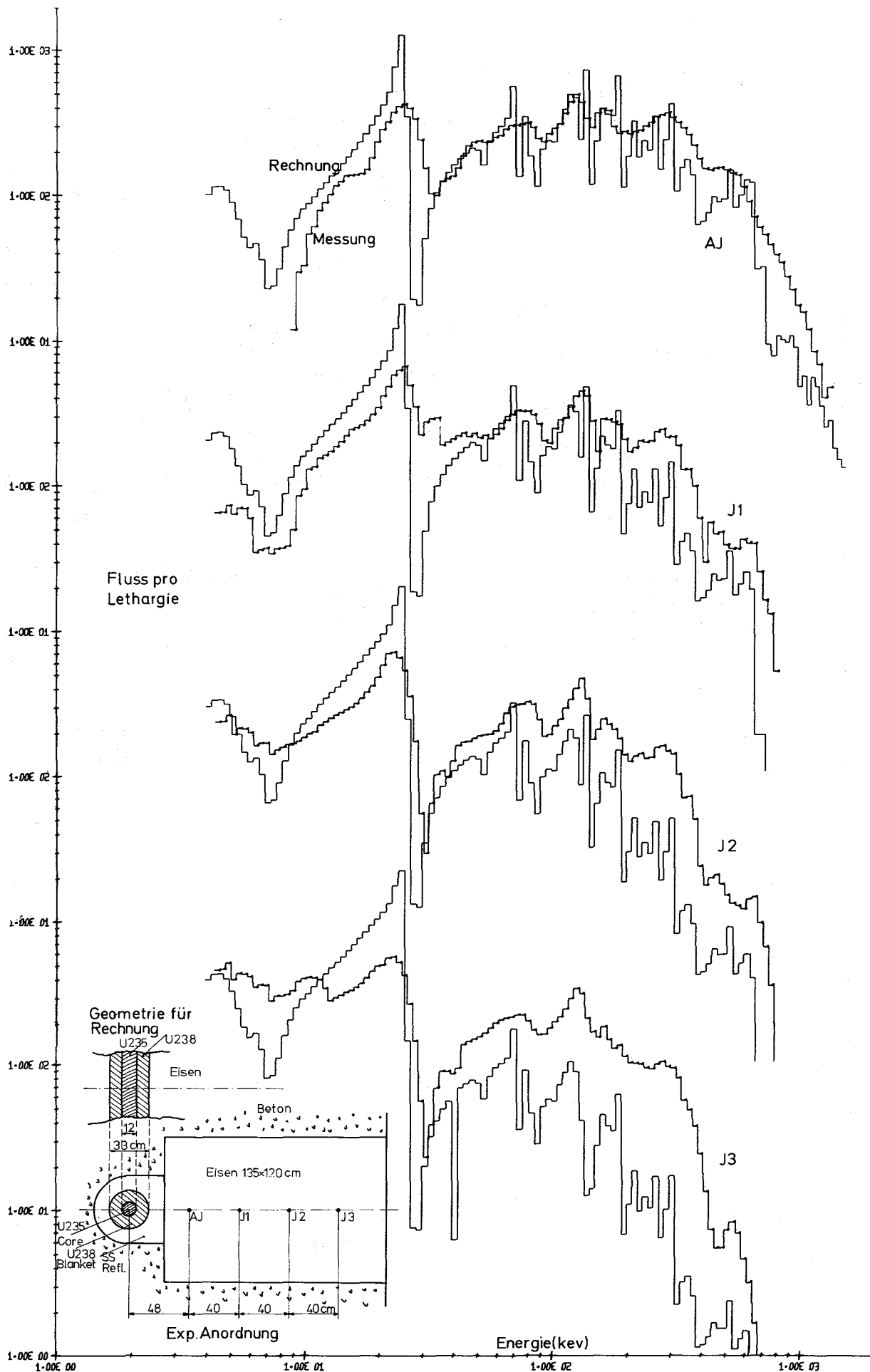
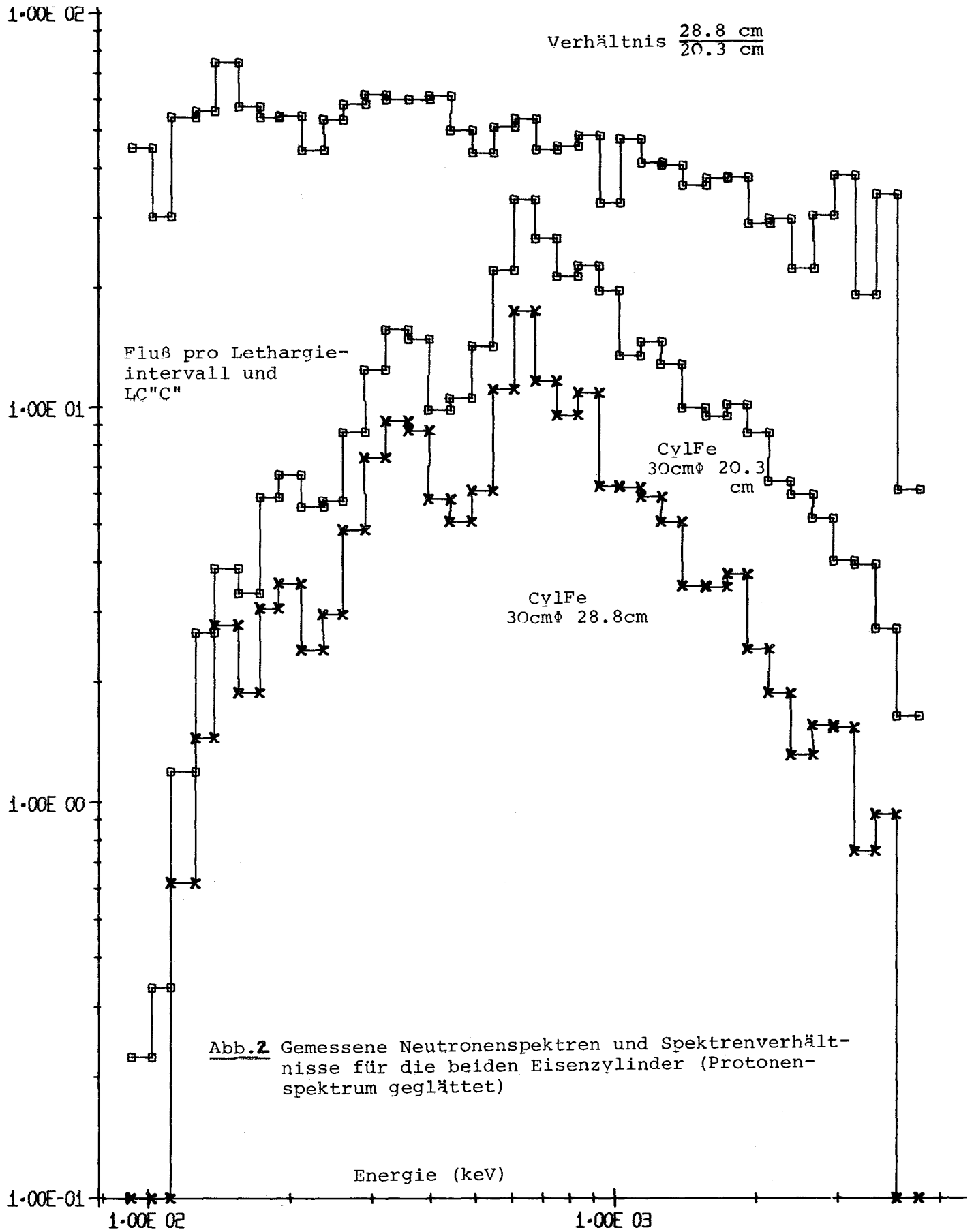


Abb. 1 Harmonie-Eisenblock Vergleich Messung-DTK Rechnung



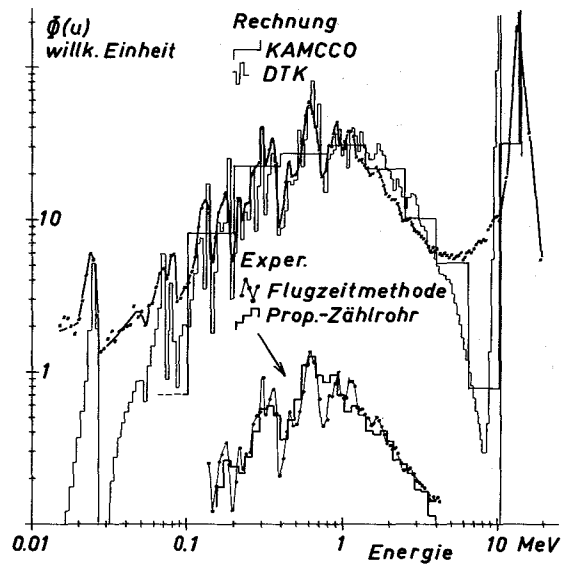
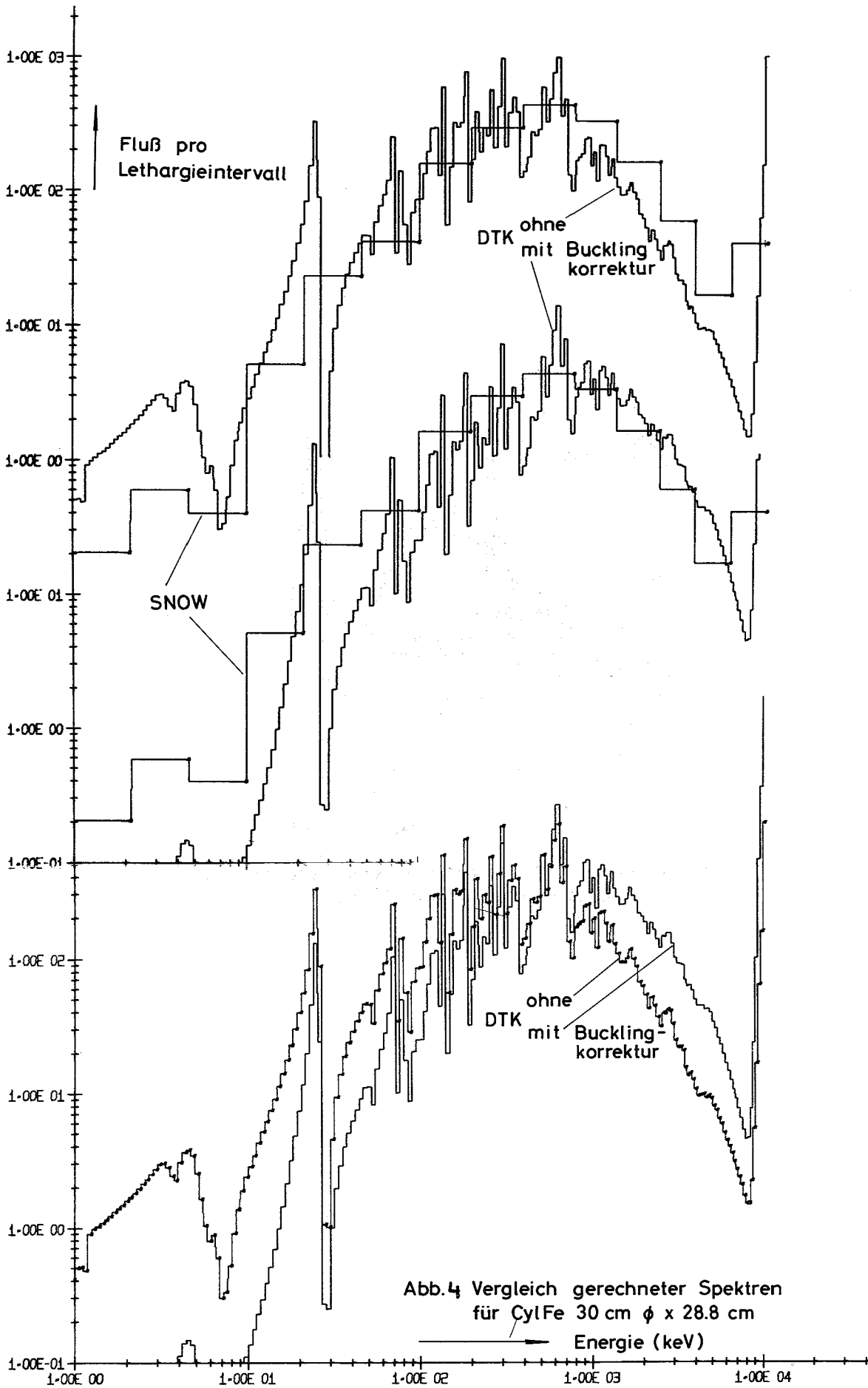


Abb. 3 Vergleich gemessener und gerechneter Spektren vom Eisenzylinder



2. Gamma-Spektroskopie von Spaltprodukten für Ratenbestimmung

Spaltproduktausbeuten von ^{238}U und ^{239}Pu in schnellen Neutronenspektren^G

(W. Scholtyssek, IASR)

Einleitung

In der SNEAK wurden Messungen von Spaltproduktausbeuten bei der Spaltung von ^{238}U und ^{239}Pu durchgeführt. Untersucht wurde die Abhängigkeit der Ausbeuten von der Härte des Neutronenspektrums. Durch Anschluß an frühere Messungen /1/ konnten außerdem absolute Ausbeuten im schnellen Spektrum bestimmt werden.

Meßmethode

In Coremitte und im Blanket von SNEAK-7B bzw. SNEAK-9B wurden Folienpaare - an- und angereicherte metallische Uranfolien bzw. ^{235}U und ^{239}Pu Oxidfolien - im Anschluß an kalibrierte Spaltkammern bestrahlt. Aus den Kammermessungen wurden die Spektralindizes σ_{f8}/σ_{f5} bzw. σ_{f9}/σ_{f5} und die integralen Ratenverhältnisse Core/Blanket ermittelt.

Mit einem hochauflösenden Ge(Li)-Detektor wurden die Spaltprodukt- γ -Spektren der Folien zwischen einigen Stunden und mehreren Tagen nach der Bestrahlung mehrmals gemessen.

Das Verhältnis der Zählraten Z_i der korrespondierenden γ -Linien (Index i) zweier Folien (Index 1 bzw. 2), bezogen auf gleiche Meßzeiten nach der Bestrahlung, ist

$$\frac{Z_i^1}{Z_i^2} = \frac{m^1}{m^2} \cdot \frac{Y_i^1}{Y_i^2} \cdot V_F \quad (1)$$

Dabei ist Y_i die Ausbeute des der γ -Linie zugeordneten Spaltproduktes und m die spaltbare Masse der Folien. V_F ist das Spaltratenverhältnis für die entsprechenden Isotope 1,2:

$$V_F = \frac{\int \sigma_{f1} \phi_1 dE}{\int \sigma_{f2} \phi_2 dE}, \quad (2)$$

wo ϕ der über die Bestrahlungszeit integrierte Fluß ist.

Bei Relativmessung von Folienpaaren (gleicher Ort, gleiche Bestrahlungsgeschichte) vereinfacht sich (2) zu

$$V_F = \frac{\overline{\sigma_{f1}}}{\overline{\sigma_{f2}}}, \quad (3)$$

Ergebnisse

In Spalte 6 und 8 der Tabelle 1 sind die relativen Ausbeuten von $^{238}\text{U}/^{235}\text{U}$ und $^{239}\text{Pu}/^{235}\text{U}$ in schnellen Neutronenspektren (Corezentrum von SNEAK-7B bzw. SNEAK-9B) eingetragen. Absolute Ausbeuten von ^{238}U und ^{239}Pu (Spalte 7 und 9) wurden durch Anschluß an frühere Ausbeutemessungen von ^{235}U in SNEAK-7B (/1/) gewonnen. Als Referenzsatz für thermische Ausbeuten von ^{235}U wurden jüngste Daten von Meek und Rider /2/

verwendet, die sich etwas von den in /1/ verwendeten Referenzwerten unterscheiden. Deshalb werden diese Daten in den Spalten 2-5 der Tabelle 1 nochmals aufgeführt. Der Fehler wird durch Buchstaben hinter den Meßwerten bezeichnet. Es bedeuten:

A :	< 1.5%
B :	1.5 - 3%
C :	3 - 6%
D :	6 -10%

Der Fehler der Referenzwerte wurde dabei nicht berücksichtigt.

In Tabelle 2 werden die Ausbeutemessungen dieser Arbeit und einiger anderer Autoren (/3/, /4/, /5/, /6/) mit einem Referenzsatz verglichen. Als solcher wurden die "empfohlenen Werte" (recommended values) aus /2/ für Spaltneutronenspektren (fast fission), die den gegebenen experimentellen Bedingungen am nächsten kommen, verwendet.

In Tabelle 3 sind die Ausbeuteverhältnisse $Y^{\text{Blanket}}/Y^{\text{Coremitte}}$ ($Y^{\text{B}}/Y^{\text{CM}}$) für ^{238}U (SNEAK-7B) und ^{239}Pu (SNEAK-9B) eingetragen.

Diskussion

Die in Tabelle 1 aufgelisteten Ergebnisse zeigen, daß es mit einer zerstörungsfreien Methode möglich ist, die Ausbeute von bis zu 16 Spaltprodukten mit zufriedenstellender Genauigkeit zu messen. Die relativ großen Fehler bei ^{238}U Messungen können durch höhere Bestrahlungsleistungen und längere Messungen der Spaltprodukt- γ -Spektren reduziert werden. Bei ^{239}Pu -Messungen wirkten sich der ^{239}Pu - γ -Untergrund (Linien bis ca. 800 keV) und Beimengungen anderer Spaltmaterialien in den Folien (^{240}Pu ,

^{241}Pu , ^{238}U) störend aus. Mit Folien höherer ^{239}Pu Konzentration sollte auch hier eine Verbesserung zu erzielen sein.

Tabelle 2 zeigt, daß zwischen den Ergebnissen verschiedener Autoren noch zum Teil erhebliche Diskrepanzen bestehen, die nicht alleine mit Meßfehlern oder spektralen Unterschieden der Anordnungen, in denen gemessen wurde, zu erklären sind. Eine gute Übereinstimmung für alle untersuchten Spaltmaterialien ist nur für I 133 zu finden. Eine Verbesserung der Daten scheint hier möglich und notwendig zu sein.

Tabelle 3 zeigt, daß für ^{238}U und ^{239}Pu innerhalb der Meßgenauigkeit keine Abhängigkeit der Spaltproduktausbeuten von der Härte des Neutronenspektrums in einer schnellen Anordnung nachzuweisen ist. Die über alle Spaltprodukte gemittelten und gewichteten Ausbeuteverhältnisse sind

$$Y_8^B / Y_8^{CM} = 1.004 \pm 0.011$$

$$Y_9^B / Y_9^{CM} = .998 \pm 0.010.$$

Damit ist auch für ^{238}U und ^{239}Pu - wie in /1/ für ^{235}U - gezeigt, daß die integrale Ratenmeßmethode mit NaJ-Detektoren in schnellen Anordnungen geeignet ist. Ihr Vorteil bei der Untersuchung von Ratentraversen, Feinstruktur- und Spektralindexmessungen liegt in der hohen Ansprechwahrscheinlichkeit der Detektoren und damit relativ kurzen Meßzeiten.

Eine differentielle Untersuchung des γ -Spektrums bestrahlter Brennmaterialien wird dann notwendig, wenn Information über einzelne Komponenten des γ -Spektrums verlangt wird, z.B. für Abbrandmessungen (Bestimmung der Konzentration bestimmter Spaltprodukte), Untersuchung der Zusammensetzung des Spaltmaterials oder für Messungen der Wanderung einzelner Spaltprodukte im Brennstoff.

Referenzen

- /1/ W. Scholtyssek
Relative Spaltproduktausbeute von ^{235}U in schnellen und thermischen Neutronenspektren
PSB - 1. Vierteljahresbericht 1972, KFK-1272/1,
EUR 4844d, Seite 121-14
- /2/ M.E. Meek, B.F. Rider
Compilation of Fission Product Yields
NEDO-12154 (1972)
- /3/ R.P. Larsen et al.
 ^{235}U , ^{238}U and ^{239}Pu Fast Fission Yields of Short-Lived Gamma Active Nuclids
Trans. Am. Nucl. Soc. 15/1, 483 (1972)
- /4/ F.L. Lisman et al.
Fission Yields of over 40 Stable and Long-Lived Fission Products for Thermal Fissioned ^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu and ^{241}Pu , and Fast Reactor Fissioned ^{235}U and ^{239}Pu
Nucl. Sci. Eng. 42, 191 (1970)
- /5/ W. Krappel, H. Seufert, D. Stegemann
A Method of Nondestructive Measurement of the Absolute Cumulative Barium 140 Yield of Uranium Irradiated in Thermal and Fast Neutron Spectra
Nuclear Technology 12, 226 (1971)
- /6/ R. Dierckx et al.
Measurement of the ^{140}La Fission Product Yield for Fissions in ^{238}U in a Thermal Reactor Type Spectrum
Journal of Nuclear Energy 25, 85-89 (1971)

Tabelle 1 Absolute Ausbeuten von ^{235}U , ^{238}U und ^{239}Pu in schnellen Neutronenspektren

Massenzahl	Isotop	^{235}U			^{238}U		^{239}Pu	
		$Y_5^{\text{th} +)}$	$Y_5^{\text{F}}/Y_5^{\text{th}}$	$Y_5^{\text{F} ++)}$	$Y_8^{\text{F}}/Y_5^{\text{F}}$	Y_8^{F}	$Y_9^{\text{F}}/Y_5^{\text{F}}$	Y_9^{F}
88	Rb	3.649	1.11 D	4.03 D				
91	Sr	5.722	.903 A	5.16 A	.77 C	3.98 C	.470 B	2.43 C
	Ym	3.502	.909 A	3.18 A			.455 B	1.45 B
92	Sr	5.960	.960 B	5.72 B			.531 B	3.04 B
95	Zr	6.505	.966 A	6.285 A			.829 B	5.21 C
97	Zr	5.934	.978 A	5.803 A	.95 C	5.51 C	.870 B	4.69 B
103	Ru	3.105	1.036 B	3.218 B	1.84 D	5.92 D	2.159 B	6.95 C
105	Ru	.947	1.075 C	1.018 C	2.62 D	2.67 D	4.506 C	4.59 C
131	I	2.774	1.020 A	2.829 A	.93 D	2.63 D		
132	I	4.127	.982 A	4.054 A	1.25 C	5.07 D	1.245 B	5.05 C
133	I	6.762	.980 A	6.629 A	.98 C	6.50 C	1.046 A	6.93 B
135	I	6.386	.951 B	6.076 B	1.08 C	6.56 D	1.013 B	6.15 B
	Xe	6.723	.936 A	6.295 A	1.01 C	6.36 C	1.142 B	7.19 B
140	La	6.322	.922 B	5.827 B	.93 D	5.42 D	.963 B	5.61 C
142	La			5.423 +++)			.741 D	4.02 D
143	Ce	5.887	.873 B	5.139 B	.81 D	4.16 D		

+) Y^{th} : thermische Ausbeuten (Recommended Values aus /2/)

++) Y^{F} : Ausbeuten im schnellen Neutronenspektrum

+++) Recommended Value für Fast Fission aus /2/

Tabelle 2 Vergleich jüngerer Ausbeutemessungen im schnellen Reaktorspektrum

Massenzahl	Isotop	^{235}U			^{238}U		^{239}Pu		
		a)	b)	c)	a)	b)	a)	b)	c)
88	Rb	1.160 D		1.040 B					
91	Sr	.956 A			.883 C		.986 C		1.047 B
	Y	.966 A					.965 B		
92	Sr	1.007 B					1.018 B		1.049 B
95	Zr	1.002 A	1.022 C	1.032 B			1.135 C	1.039 C	1.041 B
97	Zr	1.012 A	.965 B	1.069 B	0.952 C	1.021 B	1.020 B	1.057 B	1.189 B
103	Ru	1.000 B	1.022 C		0.926 D	.979 C	1.064 C	1.080 C	
105	Ru	.727 C			1.039 D		.896 C		
131	I	.881 A	1.071 C	.981 B	.719 D	.989 C			
132	I	.898 A	1.057 C	.986 B	.957 D	.994 C	.940 C	.998 C	1.009 B
133	I	1.004 A		1.014 B	1.004 C		1.016 B		1.013 B
135	I	.965 B			1.156 D		.978 B		
	Xe	.976 A		1.014 B	1.106 C		.965 B		1.012 B
140	La	.987 B	.960 B 1.033 ^{d)} C	1.052 B	.911 D	1.002 B 1.066 ^{d)} D .953 ^{e)} B	1.090 C	1.019 B	1.085 B
142	La						.823 D		1.014 B
143	Ce	.891 B		1.006 B	.918 D				

a) Diese Arbeit relativ zu /2/

b) /3/ relativ zu /2/

c) /4/ relativ zu /2/

d) /5/ relativ zu /2/

e) /6/ relativ zu /2/

Tabelle 3 Relative Ausbeuten von ^{238}U und ^{239}Pu in Blanket und Coremitte einer schnellen Anordnung

Massenzahl	Isotop	Y^B/Y^{CM}	
		^{238}U	^{239}Pu
91	Sr	1.020 B	.981 C
	Ym		.986 B
92	Sr		.996 B
95	Zr		.971 B
97	Zr	1.006 B	.996 B
103	Ru	1.007 C	1.039 C
105	Ru	1.037 D	1.034 C
131	I	.984 C	
132	I	.995 B	1.036 C
133	I	1.016 B	.996 A
135	I	.997 B	1.013 B
	Xe	.955 B	.981 B
140	La	1.005 B	.982 C
142	La		1.081 D
143	Ce	.984 C	

1213 SNEAK*

1. Messung des Einflusses von Kontrollstäben auf die Leistungsverteilung in der SNR 300-Nachbildung SNEAK-9A-2 - Spaltkammertraversen -

(R. Böhme, IASR)

In der SNEAK-Anordnung 9A-2 /1/ wird der Einfluß von Abschalt- und Trimmstäben auf die Spaltratenverteilung in einer SNR 300-Nachbildung untersucht. Es werden drei Meßverfahren angewandt, die sich gegenseitig ergänzen und eine Überprüfung der Resultate ermöglichen:

- a) Messungen von axialen Traversen mit Spaltkammern im Pulsbetrieb an 30 radialen Positionen
- b) Messung von axialen Traversen durch Analyse der Brennstoffaktivierung
- c) Messung von drei radialen Traversen und einigen axialen Traversen durch Aktivierung von Folien aus angereichertem Uran.

Für die große Zahl von Traversenmessungen mit Spaltkammern wurde eine automatische Datenerfassung und -auswertung entwickelt.

Meßanordnung

Die Kammermessungen werden mit je einer kommerziellen Zylinderkammer vom Typ FC4 (Außendurchmesser 6 mm) mit 620 µg ²³⁵U-Belegung bzw. 2600 µg ²³⁸U-Belegung durchgeführt. Uranisotope wurden als Belegung gewählt, da die Leistung in dieser SNR-Nachbildung durch Uranspaltung erzeugt wird.

Zur Reduktion der Leckage in dem für die Messung geschaffenen Kanal wurden die Kammern hintereinander angeordnet und der Restkanal mit einer Materialmischung gefüllt, die der umgebenden Corezone ähnlich ist (Abb. 5). Um die Anlage von elektromagnetischen Störungen im Reaktorgebäude abzuschirmen, erfolgt eine Impedanzwandlung unmittelbar am Ausgang der Spaltkammern. Hochspannung und Signale werden in einem Koaxialkabel von nur 1.3 mm Durchmesser geleitet, das das Neutronenspektrum nur unwesentlich stört.

Im Laufe einer Traversenmessung wird die Anordnung axial durch das Core gefahren. Die Steuerung erfolgt durch den on-line-Rechner Honeywell DDP 124 unter Beachtung einer vorgegebenen Schranke für die statistische Genauigkeit der Zählrate. Die ^{235}U -Kammer erreicht nach Durchfahren der Strecke Δ eine Position, für die der Meßwert der ^{238}U -Spaltkammer bereits im Rechner gespeichert ist. Somit kann die Korrektur der Zählraten für Fremdisotope in den Kammern, die Berechnung der Spaltraten (bezogen auf ein Monitorsignal) und der Ratenverhältnisse am Orte ($Z+\Delta$) erfolgen. Die Resultate werden zur Kontrolle gedruckt und aufgezeichnet. Die auf Magnetband registrierten Daten werden im CEN Cadarache und bei Interatom und Belgonucleaire weiterverarbeitet.

Kalibrierung

Die Anlage wurde in einem Coregebiet kalibriert, in dem die Spaltraten durch eine Folienbestrahlung absolut bestimmt worden waren /2/.

Die Kalibrierung wird durch gelegentliches Messen des Energiespektrums der Spaltprodukte und durch Wiederholung von Traversenmessungen mit anschließender Analyse der Zählstatistik überprüft. Eine Langzeitdrift in den Zählraten in der Größenordnung von 1% wurde beobachtet, deren Ursache noch nicht einwandfrei festgestellt werden konnte.

Ergebnisse

Für jeweils 30 Corepositionen in den zwei Corezonen von SNEAK-9A-2 (Fig. 3 in /1/), wurde bisher die Spaltratenverteilung bei zwei verschiedenen Eintauchtiefen der Kontrollstäbe gemessen. Die Gesamtpaltrate und die ^{235}U -Spaltrate wurden mit $\sigma \approx 0.4\%$, die ^{238}U -Spaltrate mit $\sigma \approx 1\%$ statistischem Fehler gemessen.

Für zwei typische Bereiche der Innen- und Außenzone, jeweils 2.7 cm von einem Kontrollstab entfernt, ist die axiale Spaltratenverteilung in Abb.6 wiedergegeben. Die Vielzahl der Meßergebnisse vermittelt ein hinreichend genaues 3-dimensionales Bild von der Leistungsverteilung bei unterschiedlicher Kontrollstabstellung. Die Meßergebnisse werden von den Interessenten zur Überprüfung ihrer Rechenprogramme benutzt.

Referenzen

- /1/ M. Pinter
PSB - 4. Vierteljahresbericht 1972, KFK-1272/4
1213.6 SNEAK-9A: Geometrischer Aufbau und Meßprogramm
- /2/ H. Küsters et al.
ANS Winter Meeting, Washington 1972
KFK-1632 (im Druck)

121-18

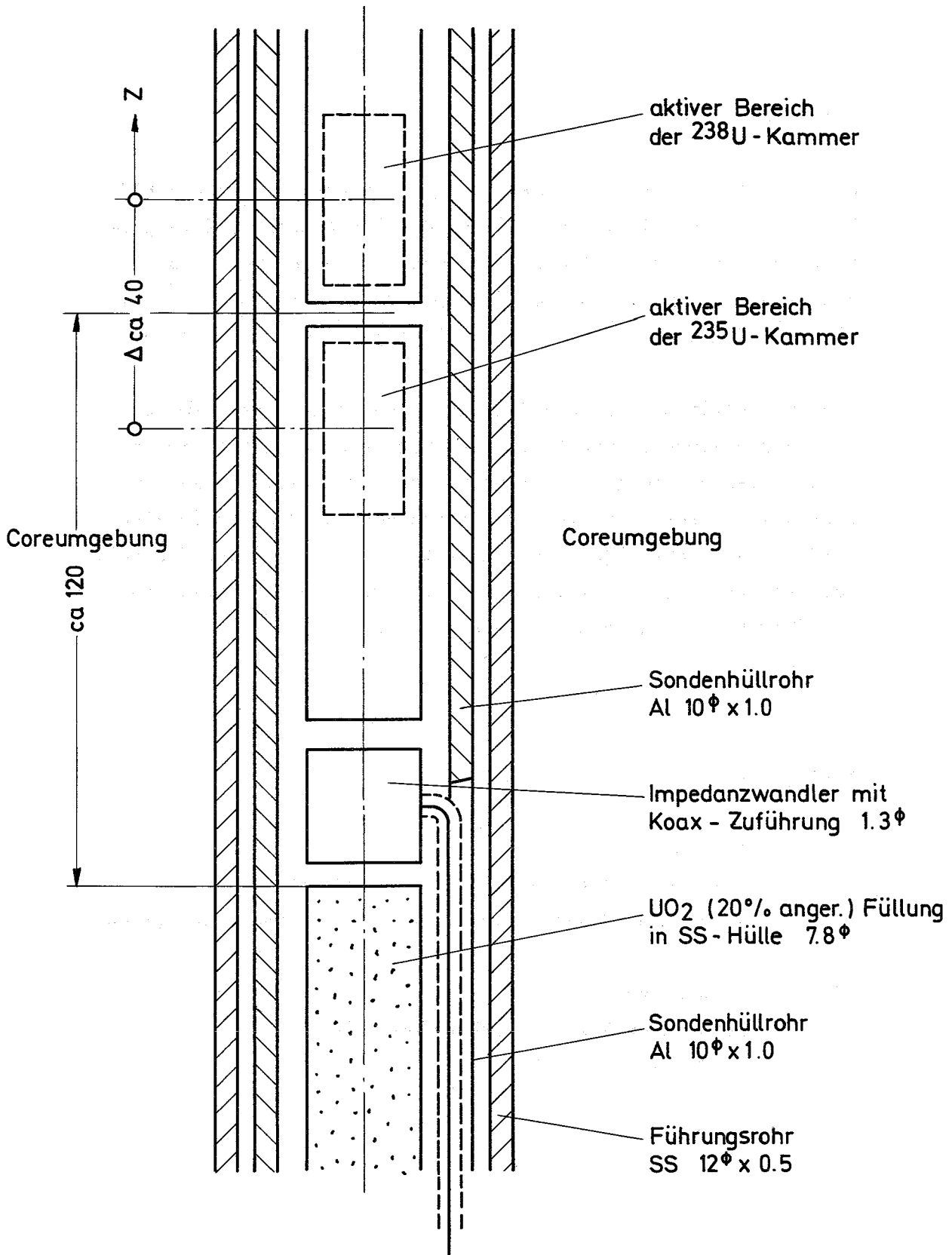
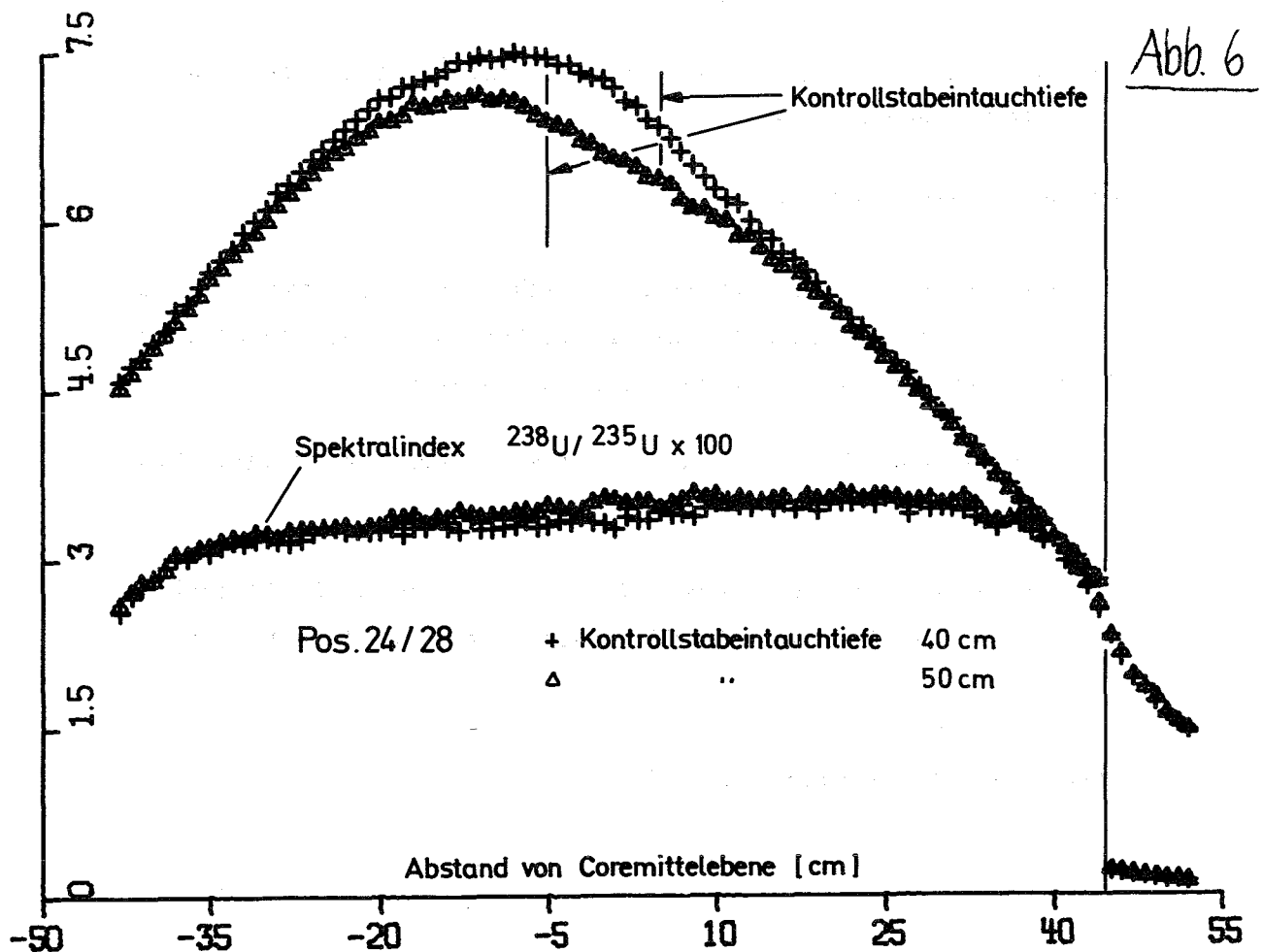
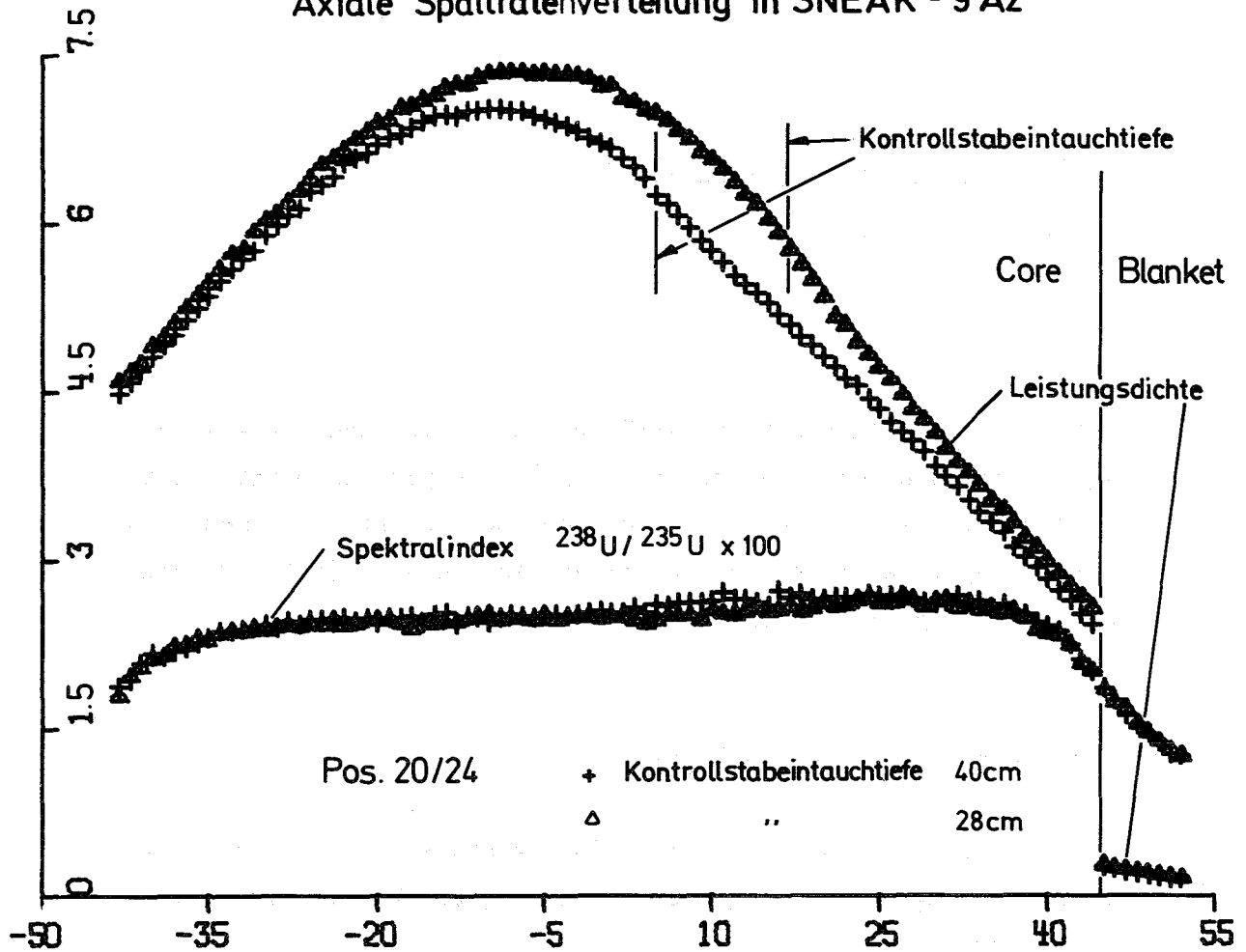


Abb. 5 Sondenkonstruktion für axiale Leistungsverteilungsmessungen (schematisch)

Axiale Spaltratenverteilung in SNEAK - 9 A2



2. Radiale Natrium-Void-Messungen in SNEAK-9B ¹⁾

(G. Jourdan, IASR)

Der Aufbau der Anordnung SNEAK-9B wurde in /1/ beschrieben. In /2/ wurde über den Zweck der radialen Na-Void-Experimente berichtet. In dem gleichen Bericht wurden auch der Aufbau der Experimente und ihre Ergebnisse angegeben. In dem vorliegenden Bericht wird die Auswertung der Experimente beschrieben.

2.1 Nachrechnung der Ergebnisse

Die Nachrechnung der experimentellen Ergebnisse geschah mit verschiedenen Methoden und mit zwei Gruppenquerschnittssätzen. Verwendet wurde:

- a) der MOXTOT-Satz /3/, zum Vergleich mit älteren Ergebnissen in SNEAK-2 und SNEAK-6
- b) der KFKINR-Satz /4/.

Um den Einfluß der Zellstruktur zu berücksichtigen, wurden alle Rechnungen mit heterogenitätskorrigierten Querschnitten durchgeführt. Erstellt wurden diese Querschnittssätze mit:

- a) dem Zellcode ZERA /5/, um mit alten Ergebnissen vergleichen zu können
- b) dem neuentwickelten Code KAPER /6/, mit dessen Hilfe sich anisotrope Diffusionskoeffizienten erstellen lassen. Die

¹⁾ Letzter Bericht in KFK-Ber. 1272/3.

Berücksichtigung dieser Anisotropie kann einigen Einfluß auf die Berechnung von Na-void Effekten haben. Der Einfluß auf axiale Na-void Traversen wurde in /2/ beschrieben. Mit 1-d Rechnungen wurde der Einfluß auf die Nachrechnungen im vorliegenden Fall untersucht.

Einige Rechnungen wurden mit homogenen Querschnitten wiederholt, um den Einfluß der Heterogenität auf den Na-void Effekt zu studieren.

Die für die Nachrechnung verwendeten Rechenmethoden waren:

- a) 2-d k_{eff} Diffusionsrechnungen in R-Z-Geometrie
- b) 2-d Diffusionsrechnungen in R-Z-Geometrie mit anschließender normaler Störungsrechnung
- c) eine modifizierte 2-d Störungstheorie, um die großen Flußänderungen bei den großen Void-Blasen besser berücksichtigen zu können. In dem Fall dieser modifizierten Störungsrechnung wurde der ungestörte adjungierte Fluß und der gestörte reale Fluß verwendet.

2.2 Interpretation der Ergebnisse

Abb.7 zeigt einen Vergleich von Rechnungen, die mit homogenen und heterogenen Querschnitten durchgeführt wurden, mit den experimentellen Ergebnissen. Man sieht, daß die homogenen Rechnungen den Effekt überschätzen. Die unter der Zeichnung stehende Tabelle gibt Aufschluß, welche Terme für die Überschätzung verantwortlich sind.

Abb. 8 zeigt Ergebnisse von Rechnungen, die die anisotropen Diffusionskoeffizienten berücksichtigen. D_{av} steht für den zellgemittelten, D_{\parallel} für den zur Plättchenoberfläche parallelen und D_{\perp}

für den zur Plättchenoberfläche senkrecht stehenden Diffusionskoeffizienten. Der maximale Unterschied in den Rechenergebnissen zwischen Rechnungen mit D_{av} und $D_{||}$ oder D_{\perp} beträgt ungefähr 10%. Generell kann man aber sagen, daß bei diesen Na-void-Zonen, die sich in axialer Richtung nicht über das ganze Core erstrecken, der Einfluß der anisotropen Diffusionskoeffizienten noch nicht zu groß wird.

Mit Hilfe dieser Ergebnisse können nun für die verschiedenen Void-Zonen Korrekturen abgeschätzt werden, die an die Ergebnisse der 2-d Rechnungen angebracht werden. Die 2-d Rechnungen müssen mit D_{av} gerechnet werden, da in dem 2-d Code DIXY keine richtungsabhängigen Diffusionskoeffizienten benutzt werden können.

In Abb. 9 werden die einzelnen Rechenmethoden untereinander und mit den experimentellen Ergebnissen verglichen. Die k_{eff} -Rechnungen und die modifizierte Störungsrechnungen beschreiben das Experiment bei allen Void-Größen gut. Die Rechnungen, die mit normaler Störungstheorie durchgeführt wurden, unterschätzen den Void-Effekt stark. In der Tabelle in Abb. 9 wird der Effekt aufgeschlüsselt und quantitativ gezeigt, welcher Term für die Unterschätzung verantwortlich ist.

Der Vergleich von Rechnungen, die mit den zwei verschiedenen Gruppenquerschnittssätzen gerechnet wurden, zeigt, daß beide Sätze den Effekt beinahe gleich gut beschreiben. Der Unterschied beträgt maximal 4%. Vergleicht man die Rechnungen mit den Experimenten, so sieht man, daß die KFKINR-Ergebnisse in allen Fällen näher beim Experiment liegen.

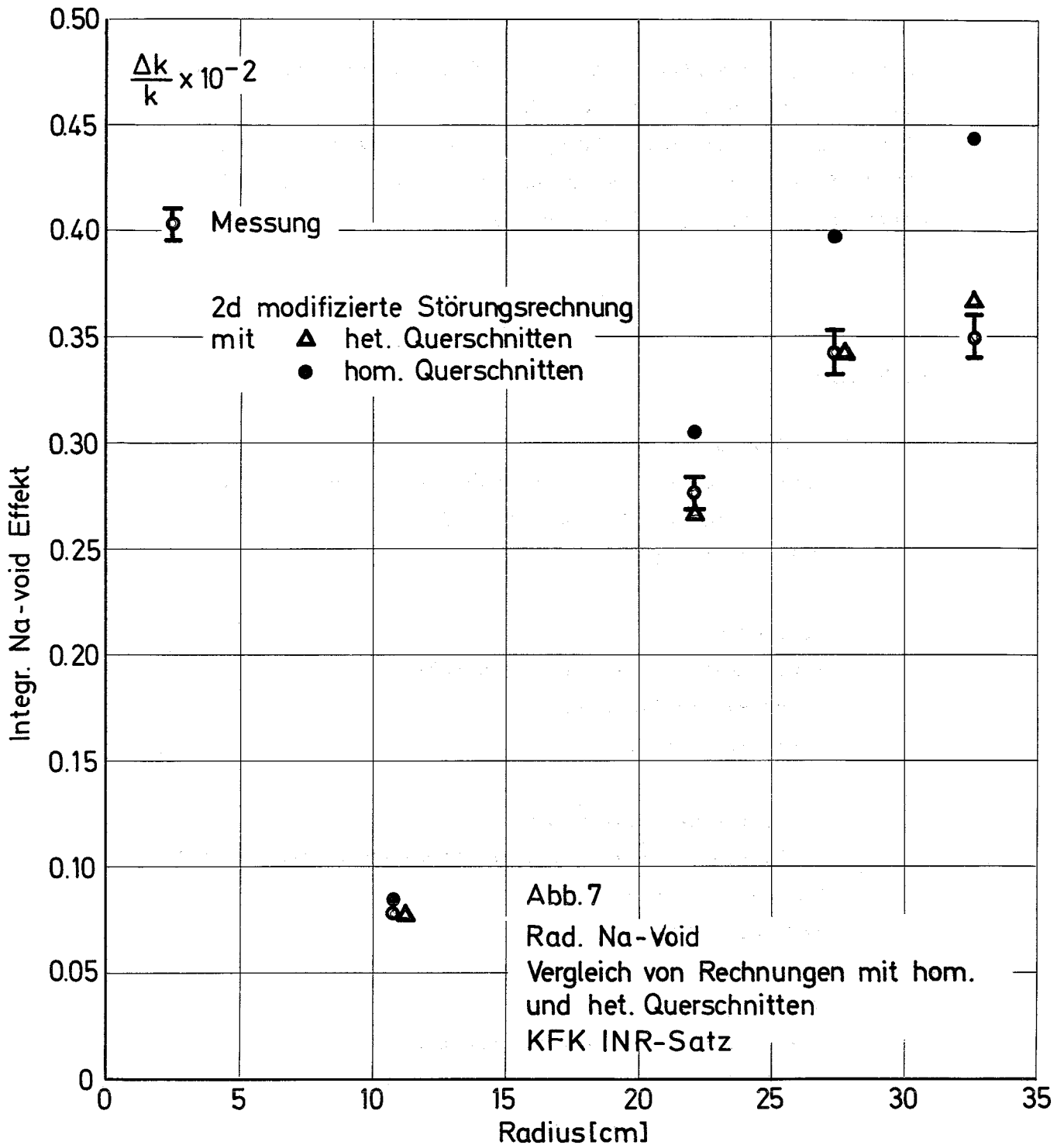
2.3 Schlußfolgerungen

In Abb. 10 werden die experimentellen Ergebnisse mit Resultaten von Rechnungen verglichen, die nach den gewonnenen Erfahrungen geeignet sind, um Na-void Effekte nachzurechnen.

Es sind dies: 2-d heterogene k_{eff} Diffusionsrechnungen in R-Z-Geometrie mit Berücksichtigung der anisotropen Diffusionskoeffizienten. Der verwendete Gruppenquerschnittssatz war der KFKINR-Satz. Man erkennt in allen Fällen eine gute Übereinstimmung zwischen Experiment und Rechnung.

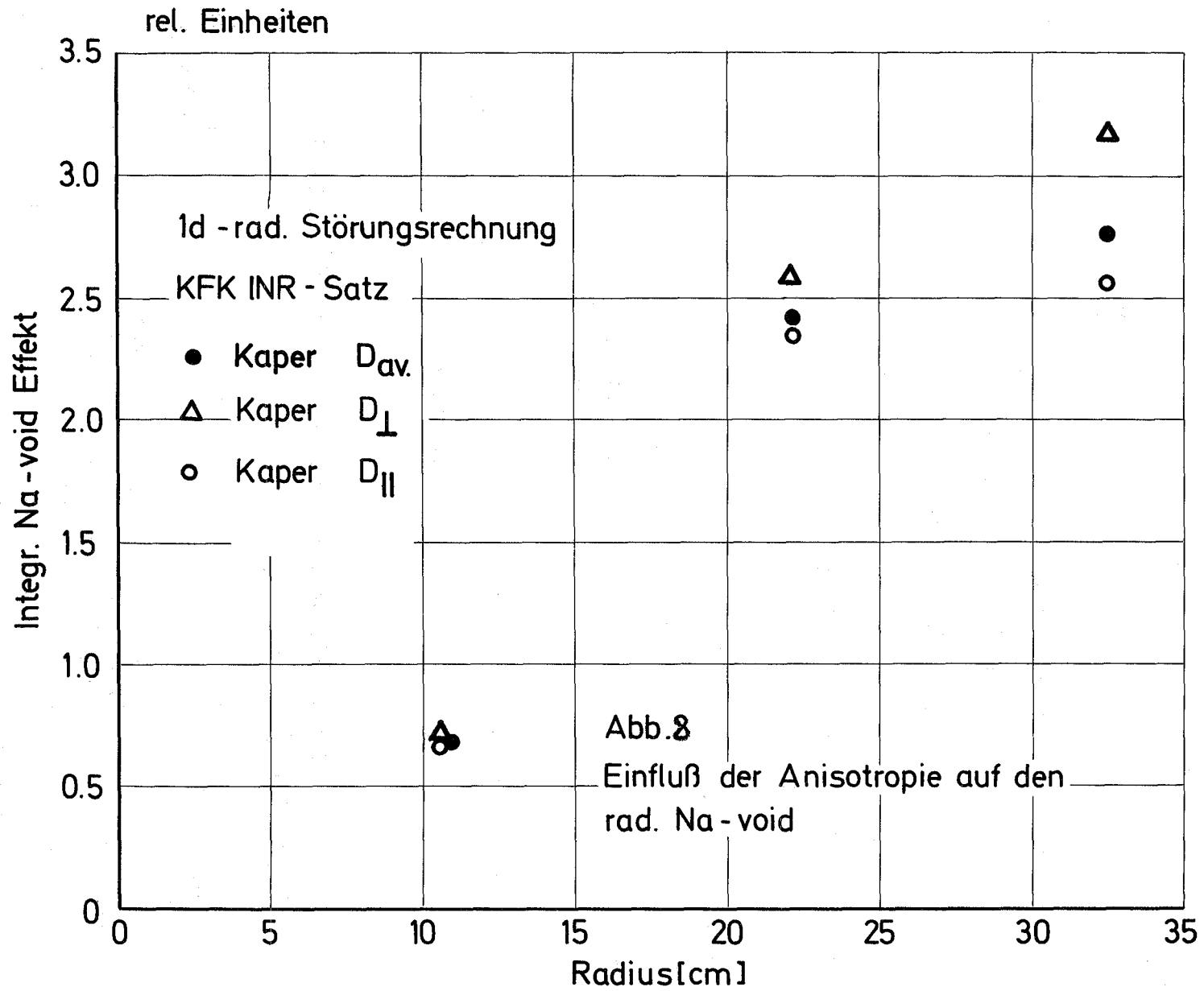
Referenzen

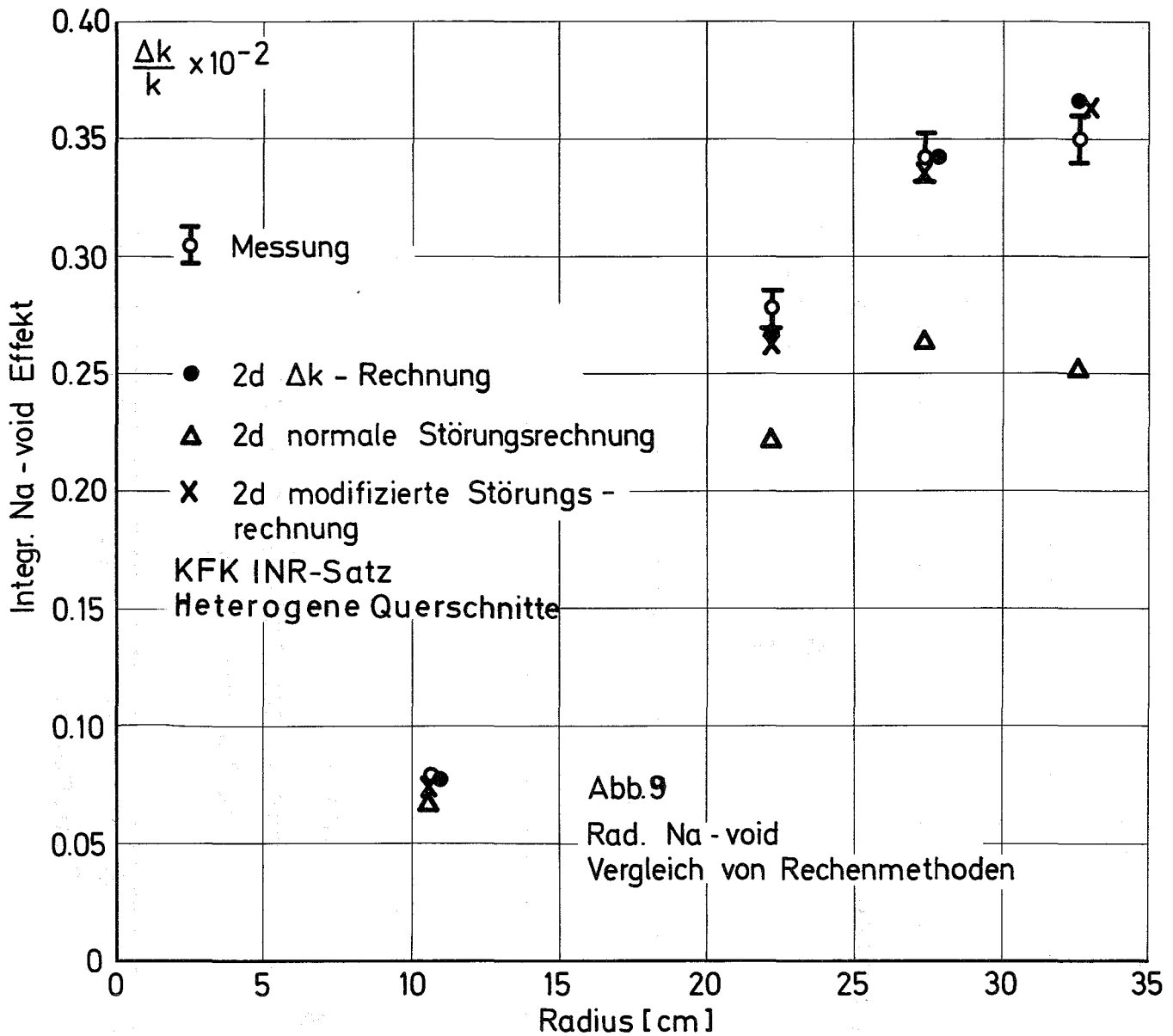
- /1/ G. Jourdan
Geometrischer Aufbau und Meßprogramm von SNEAK-9B
1. PSB-Vierteljahresbericht 1972
KFK-1272/1, Seite 121-22
- /2/ G. Jourdan
Experimente in der Anordnung SNEAK-9B
3. PSB-Vierteljahresbericht 1972
KFK-1272/3, Seite 121-4
- /3/ E. Kiefhaber, J.J. Schmidt
Evaluation of Fast Critical Experiments Using Recent
Methods and Data
KFK-969 (1970)
- /4/ E. Kiefhaber
The KFKINR-Set of Group Constants
KFK-1572 (1972)
- /5/ D. Wintzer
Zur Berechnung von Heterogenitätseffekten in periodischen
Zellstrukturen thermischer und schneller Kernreaktoren
KFK-743 (1969)
- /6/ P.E. Mc Grath, E.A. Fischer
Calculation of Heterogeneous Fluxes, Reaction Rates and
Reactivity Worths in the Plate Structure of Zero Power
Fast Critical Assemblies
KFK-1557 (1972)



Einfluß der Einzelterme auf das Gesamtergebnis (größter void - Fall)

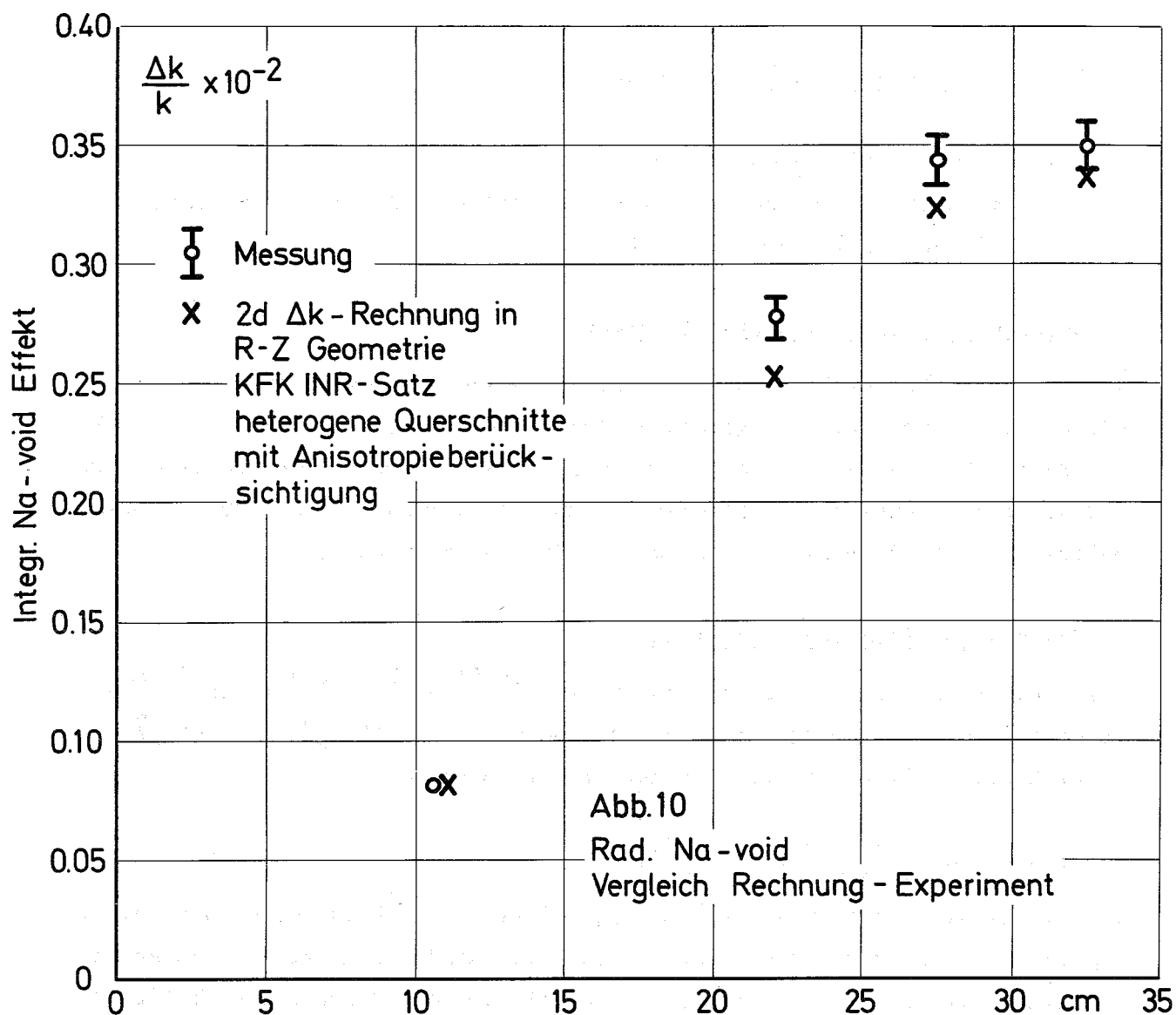
Querschnitte	Einzelterme				Gesamtergebnis
	Capture	Fission	Degradation	Diffusion	
Zera	26.359	-17.425	74.479	-46.864	36.549
homogen	20.214	-2.718	72.394	-45.446	44.444





Einfluß der Einzelterme auf das Gesamtergebnis (größter Void-Fall)

Rechenmethode	Terme				Gesamtergebn.
	Capt.	Fission	Degr.	Diff.	
modifizierte Störungs- rechnung	30.37	- 17.66	67.31		36.45
	80.02			- 43.57	
normale Stö- rungsrechnung	35.67	- 19.07	58.90		25.67
	75.50			- 49.83	



1215 Wirkungsquerschnittsmessungen1215.1 Van-de-Graaff-Beschleuniger

(A. Ernst, S. Liese, D. Roller, J. Nadasdy, H. Beer, R.R. Spencer,
R.E. Bandl, F. Käppler, IAK)

1. Betrieb und Ausbau des Beschleunigers

Die Umbauarbeiten am 3MV Van-de-Graaff-Beschleuniger, deren Ziel die Erhöhung der Stromstärke des gepulsten Ionenstrahls ist, begannen am 22.2.1973. Sie werden bis in das 2. Quartal andauern. Bis zum Beginn der Umbauarbeiten war der Beschleuniger im Berichtszeitraum 1114 Stunden in Betrieb. 70% der Meßzeit wurden für Messungen im Auftrag des PSB aufgewendet.

2. Resonanzen mittelschwerer Kerne

Die Auswertung der Einfangquerschnitte von $^{54,57}\text{Fe}$, $^{50,52,53}\text{Cr}$ und $^{62,64}\text{Ni}$ wurde mit der Bestimmung der Resonanzparameter $\int \Gamma_\gamma$, $g_n \Gamma_\gamma / \Gamma$ bzw. $g_{\gamma-7}$ abgeschlossen. Eine Veröffentlichung wird vorbereitet.

3. Messung von $\bar{\nu}$ für ^{239}Pu und ^{235}U

Im Verlauf der Auswertung der $\bar{\nu}$ -Meßergebnisse für ^{235}U hat es sich gezeigt, daß umfangreiche Rechenprogramme erforderlich sind, um genaue Ergebnisse zu erzielen. Dies betrifft speziell die Korrekturen der Detektorinstabilitäten, wofür die Ansprechwahrscheinlichkeit des Protonenrückstoßzählers berechnet werden muß.

Durch diese Rechnungen hat sich die Auswertung verzögert, die Ergebnisse werden aber im 2. Quartal noch vorliegen.

4. Vorbereitung künftiger Experimente

Vor und während der Umbauphase des Beschleunigers wurden umfangreiche Vorarbeiten für künftige Experimente durchgeführt.

Der 800 l-Flüssigszintillatortank konnte wieder in Betrieb genommen werden, wobei erste Tests eine deutliche Verbesserung sowohl der Energie- als auch der Zeitauflösung erkennen lassen.

Das Ge(Li)-Detektorsystem für die Messung von Gamma-Produktionsquerschnitten wurde nach seiner Auslieferung getestet. Mit ersten Vorarbeiten für das Experiment wurde begonnen.

Die für die Messung von Einfangquerschnitten hochaktiver Isotope ($^{240,242}\text{Pu}$, ^{241}Am) vorgesehenen Moxon-Rae-Detektoren wurden in umfangreichen Laborversuchen getestet und hinsichtlich Impulshöhenverteilung optimalisiert. Eine erste Testmessung an ^{197}Au ergab ein sehr günstiges Peak/Untergrund-Verhältnis.

122 REAKTORTHEORIE1221 Wirkungsquerschnitte und GruppenkonstantenNachrechnung von zentralen Materialwerten für einige Benchmark-Anordnungen der CSEWG^G

(E. Kiefhaber, INR)

Für ausgewählte Benchmark-Anordnungen der Cross Section Evaluation Working Group (CSEWG), USA, wurden die mit dem KFK INR-Satz berechneten Kritikalitätswerte und zentralen Reaktionsratenverhältnisse bereits früher angegeben [1]. Im folgenden werden für 4 dieser Anordnungen die berechneten Resultate für zentrale Materialwerte angegeben und mit den experimentellen Resultaten verglichen, die in den Spezifikationen der CSEWG (einschließlich Errata-sheets) zu finden sind. Die berechneten Werte wurden aus eindimensionalen Diffusionsrechnungen für die Kugelmodelle dieser Anordnungen unter Verwendung von Störungstheorie 1. Ordnung bestimmt. Korrektur für Effekte von Probengröße, Heterogenität des Experimentiereinsatzes oder der umgebenden Core-Zone sowie für die Wechselwirkung zwischen Probe und umgebendem Core-Material sind in den Rechnungen nicht berücksichtigt. Entsprechend den Angaben der CSEWG wurden die Werte für ZPR-3-56B mit einem Faktor 1.052 multipliziert, um die eindimensional berechneten Werte so zu korrigieren, daß sie denjenigen einer zweidimensionalen Rechnung entsprechen.

Tabelle 1: Gemessene und berechnete zentrale Materialwerte ($10^{-5} \Delta k/\text{Mol}$)

Material	ANORDNUNG											
	ZEBRA - 3			ZPR-3-6F			ZEBRA - 2			ZPR-3-56B		
	Exp.	Theor.	T/E	Exp.	Theor.	T/E	Exp.	Theor.	T/E	Exp.	Theor.	T/E
U 235	197 \pm 4	235.0	1.19	137 \pm 5	148.5	1.08	68.4 \pm 0.7	80.0	1.17	78.3 \pm 2.2	85.5	1.09
U 238	-9.9 \pm 0.4	-10.92	1.10	+1.5 \pm 0.5	+2.59	1.73	-5.3 \pm 0.3	-5.77	1.09	-4.95 \pm 0.22	-5.10	1.03
Pu 239	318 \pm 8	381.8	1.20				97.3 \pm 1.2	113.3	1.16	100.5 \pm 2	113.7	1.13
Pu 240							22 \pm 4	22.1	1.00			
U 233				244 \pm 24	270.0	1.11						
Th 232				-12 \pm 2	-15.5	1.29						
Al				+0.23 \pm 0.35	+1.09	4.74	-0.27 \pm 0.1	-0.51	1.88			
B 10	-105 \pm 5	-98.2	0.94	-86 \pm 5	-79.4	0.92	-94 \pm 3	-82.2	0.87	-79.2 \pm 1.1	-73.7	0.93
Be				+4.9 \pm 1.6	+6.52	1.33						
C	-3.9 \pm 0.2	-3.49	0.89	+2.8 \pm 1.2	+3.40	1.21	+0.31 \pm 0.05	+0.07	0.24	-0.338 \pm 0.034	-0.58	1.71
Cr				-0.55 \pm 0.19	-0.19	0.35	-0.6 \pm 0.1	-1.01	1.69	-0.749 \pm 0.073	-0.72	0.96
Cu							-1.8 \pm 0.1	-3.06	1.70			
Fe				-0.9 \pm 0.3	-0.53	0.59	-0.6 \pm 0.1	-1.08	1.81	-0.776 \pm 0.029	-0.79	1.02
H				+56 \pm 23	+45.4	0.81	+15 \pm 1	+14.5	0.97			
Hf				-14 \pm 5	-10.7	0.76	-20.9 \pm 0.4	-16.0	0.77			
Li 6							-39 \pm 2	-34.8	0.89			
Mo				-3.6 \pm 0.6	-5.24	1.46						
Na	-2.5 \pm 0.3	-2.98	1.19	+3.2 \pm 0.9	+1.48	0.46	+0.14 \pm 0.1	+0.10	0.70	-0.232 \pm 0.109	-0.42	1.81
Nb				-5.8 \pm 1.2	-5.76	0.99						
Ni				-1.7 \pm 0.5	-2.63	1.55	-1.2 \pm 0.1	-1.76	1.47	-1.115 \pm 0.037	-1.42	1.27
Ta	-30 \pm 1	-36.5	1.22	-17 \pm 3	-21.2	1.25	-23.2 \pm 0.4	-31.3	1.35	-24.54 \pm 0.91	-28.6	1.16
V				+1.2 \pm 0.4	+0.41	2.93						
W				-7.4 \pm 1.6	-9.80	1.32						
Zr				-0.1 \pm 0.2	-0.87	8.7						

Die experimentellen Werte sind i. a. auf Probengröße null korrigiert. Da die Korrektur für ZPR - 3 - 6F besonders unsicher war, wurden die entsprechenden experimentellen Resultate mit relativ großen Unsicherheiten versehen.

Tabelle 2: Verhältnis von berechneten zu gemessenen Reaktivitätswerten

Assembly	Material	ENDF/B-2	ENDF/B-3	KFKINR
ZEBRA-3	U 235	1.40	-	1.19
	U 238	1.49	-	1.10
	Pu 239	1.32	-	1.20
ZPR-3-6F	U 235	1.19	1.15	1.08
	U 238	1.02	1.67	1.73
	Pu 239	1.10	-	-
ZEBRA-2	U 235	1.28	1.21	1.17
	U 238	1.29	1.19	1.09
	Pu 239	1.20	1.19	1.16
ZPR-3-56B	U 235	-	1.05	1.09
	U 238	-	1.16	1.03
	Pu 239	-	1.09	1.13

Aus dem Vergleich der gemessenen und gerechneten Werte für die vorliegenden Anordnungen lassen sich folgende Schlußfolgerungen ziehen:

- 1) Mit dem KFK INR-Satz werden die Vorzeichen aller Materialwerte richtig bestimmt.
- 2) Die Überschätzung der Materialwerte für die Spaltmaterialien, insbesondere ^{235}U und ^{239}Pu , um 10-20% ist in Übereinstimmung mit den Erfahrungen für andere kritische Anordnungen. Sie könnte zumindest teilweise verursacht sein durch die ungenaue Kenntnis von β_{eff} , da dieser Wert maßgeblich in (inhour) zu den angegebenen experimentellen Werten in (Ak) eingeht.
- 3) Der Materialwert für ^{238}U ist in diesen Anordnungen generell zu wenig negativ, um eine noch bessere Übereinstimmung im Verhältnis Theorie/Experiment mit den Werten für ^{235}U und ^{239}Pu zu erreichen. Für die Anordnung ZPR-3-6F tritt dies besonders gravierend in Erscheinung, da dort die positiven Beiträge noch überwiegen.

Auch mit ENDF/B-3 ergibt sich für den Materialwert von ^{238}U ein sehr hoher Wert für das Verhältnis Theorie zu Experiment in ZPR-3-6F, im Gegensatz zu den Resultaten mit ENDF/B-2 für den gleichen Fall (siehe Tabelle 2).

- 4) Selbst die in Karlsruhe relativ selten in den Rechnungen benutzten Isotope ^{233}U und ^{232}Th zeigen keine schwerwiegenden Diskrepanzen.
- 5) Der Absolutbetrag des ^{10}B -Wertes wird, wie auch in anderen Anordnungen, generell unterschätzt. Eventuell ist die Unterschätzung für ZEBRA-2 besonders ausgeprägt, da in den Rechnungen nicht der nur ungenau bekannte Wasserstoffgehalt (durch Feuchtigkeit des Graphits; siehe [27]) berücksichtigt wurde.
- 6) Bei den Strukturmaterialien Cr, Fe, Ni sind die Abweichungen zwar erheblich, zeigen aber kaum einheitliche Tendenz, abgesehen davon, daß der Absolutbetrag des Materialwertes für Ni anscheinend etwas überschätzt wird.
- 7) Der Absolutbetrag der Materialwerte für Mo, Ta und W wird etwas überschätzt.

- 8) Die festgestellte Unterschätzung des Materialwertes von Wasserstoff ist wegen der großen experimentellen Unsicherheit für ZPR-3-6F und des unsicheren Wasserstoffgehalts für ZEBRA-2 nicht als gesichert anzusehen. Analoges gilt für die Werte von Hf, ^6Li und Nb.
- 9) Bei den Streumaterialien wie Al, C, V, Zr sind größere Unterschiede zwischen Theorie und Experiment nicht erstaunlich, da das zur Erzeugung der Gruppenkonstanten des KFK INR-Satzes verwendete Wichtungsspektrum nicht dem wirklich in den betrachteten Anordnungen herrschenden Neutronenspektrum entspricht und da außerdem bei 26-Gruppenrechnungen für Materialwerte von Streumaterialien prinzipiell erhebliche Unsicherheiten der berechneten Werte zu erwarten sind [3].

Diese Unsicherheit gilt in geringem Umfang auch für den Materialwert von ^{238}U , da in allen hier untersuchten Anordnungen der Degradationsterm bei diesem Materialwert mindestens 25% des Gesamtterms ausmacht.

- 10) Die berechneten Materialwerte von Na ließen sich etwas besser in Übereinstimmung mit den experimentellen Resultaten bringen, wenn, bei der Kompensation von positiven und negativen Beiträgen zum Materialwert, im Degradationsterm die positiven zugunsten der negativen Beiträge etwas stärker ausgeprägt wären. Allerdings sind für Na die berechneten Werte ebenso wie bei den anderen Streumaterialien mit einer ziemlich großen systematischen Unsicherheit behaftet.

Literatur:

- [1] KFK-Bericht 1272/3
 [2] KFK-Bericht 1272/4
 [3] KFK-Bericht 1759



123 SICHERHEIT SCHNELLER REAKTOREN1231 Theoretische Untersuchungen zur Reaktordynamik

Fast Reactor Transient Analysis with Synthesis and few Group Models^G
 (William B. Terney, R. Srivenkatesan¹⁾, INR)

Introduction

Static diffusion theory calculations for fast reactors usually consider 2 or 3 space dimensions and from 26 to over 200 energy groups. Such detail for transient calculations can be prohibitive in cost. Therefore, approximations are needed to reduce the cost of transient studies by either decreasing the number of space dimensions or energy groups. In this paper the problem of reducing the number of energy groups is considered with energy synthesis [1] and flux and (bilinear) flux-adjoint weighting [2] group collapsing schemes.

Transient calculations to test the various procedures were run on a representative, one-dimension, fast breeder power reactor model for partial voiding of the central zone and also for fuel-slumping in the central zone. The results show that energy synthesis with a few [3] trial functions gives excellent agreement with the 26 groups results used as the standard. Comparable results are also obtained with 8 group bilinearly collapsed cross sections, when the initial flux spectra and final adjoint spectra (or vice versa) are used for the weighting.

Calculational Model

In order to economically test the various group collapsing and synthesis methods, the simple, one-dimensional, representative fast breeder reactor used by Stacey [1] in his synthesis studies was considered. The reactor has a single zone core of 175 cm half width with a 50 cm blanket. The partial voiding transient was the same as Stacey's [1] in which the Na concentration in the middle 50 cm of the core was linearly decreased

¹⁾ Delegiert von Bhabha Atomic Research Centre, Bombay, Indien

by 50% in 0.5 seconds, and the Doppler effect was crudely mocked up by linearly increasing the B-10 concentration in this region by 20% in the 0.1 to 0.5 sec interval. The total inserted reactivity was around 50 β . The second transient was initiated by linearly decreasing the Na concentration to zero in the central zone within 20 milli-sec. The fuel concentration was increased by 50% and the B-10 by 130% in the interval 2 to 20 ms to mock up fuel slumping and the Doppler effect (total reactivity β 1.15).

The calculations were carried out using the finite difference, one-dimensional space time program RAUMZEIT [3], which was modified to handle up to 26 energy groups and synthesis. The transient results obtained with the Karlsruhe 26 group set [4] were used as the standard to judge the merits of the various approximations. The results are summarized in Table 1.

Energy Synthesis Results

The basis of the energy synthesis method for spatially dependent transients [1] is to assume that the multigroup flux throughout the reactor may be expanded as a combination of n known spectral functions and n unknown spatially dependent combining coefficients. The expansion is substituted into the time dependent diffusion theory equation, which is then multiplied by an energy dependent weighting function followed by an integration over energy. Carrying this out n times results in the space dependent kinetics equations for the n unknown spatial functions. These equations have the form of the normal diffusion equations for n groups except that now the matrices are full and the elements are the integrals of cross sections times the weighting and trial functions over energy.

For the two transients considered here, three trial functions were used: the averaged unperturbed flux spectra in the blanket and core and the final perturbed flux spectra in the central core zone. The weighting functions were taken as the corresponding adjoint spectra. All were obtained from static, one-dimensional 26 group diffusion theory calculations for the perturbed and unperturbed cases.

The synthesis results for the total powers for both transients are shown in Table 1. The agreement with the exact 26 group results is within 6-7%. For the first case, the agreement is somewhat better than what Stacey [1] obtained, because better trial functions were used. In addition, for both transients agreement of local power distributions is also generally within a few percent.

Few Group Results

Few group calculations were made with group constants obtained from both the normal flux weighted and the bilinear flux-adjoint weighted [2] condensation schemes. The best flux weighted 8 group results using the initial spectra are shown in Table 1 and reveal unacceptable errors. Even going to 12 groups did not improve the results significantly.

Using bilinear weighting with the initial flux and adjoint spectra for the same 8 group structure was much more successful. However for the slumping transient, the errors were still too high, because the reactivity change was not predicted well enough. Table 1 shows that using the initial flux spectra and final adjoint spectra, which would be expected to give good reactivity worths, gave acceptable transient results. Comparable results were obtained using the final flux and initial adjoint.

With bilinear weighting it is necessary to consider the problem of discontinuities which arise at interfaces between regions where both the flux and adjoint weighting spectra are different [5, 6]. It was found that for the flux, the normal few group continuity condition gave the best results. However, for the current it was necessary to use a weighted integral continuity condition where the weighting function was taken as the averaged adjoint spectra at the interface [7, 8].

Conclusions

The transient results obtained here on this simple model indicate that both energy synthesis and bilinearly collapsed cross section schemes are promising, economical approximation tools for fast reactor transients of interest.

With synthesis, a small number of trial functions will suffice. Further tests will be made for more complex, multi-region reactor models, where it may be necessary to use discontinuous synthesis methods to retain the advantages shown here.

For few group calculations, it is apparently necessary to use bilinear weighting with a combination of the initial and final flux and adjoint spectra when extremely accurate reactivity changes (e.g. in the neighborhood of 1 %) are required. Otherwise, using only the initial flux and adjoint spectra is sufficient. In either case, the current discontinuities at the interfaces must be accounted for. Further work is being pursued for more complex reactors where the interface conditions may be even more important.

References

- [1] W.M.Jr. Stacey
Application of Spectral Synthesis Method to the Analysis of Spatially Dependent Fast-Reactor Transients
Nucl.Sci.Eng. 45, 221-226 (1971)
- [2] Ta. Pitterle, C. Maynard
Bilinear Averaging for Diffusion Theory Parameter
Trans ANS, 8, 205 (1965)
- [3] C.H. Adams, W.M. Stacey
RAUMZEIT - A Program to Solve Coupled Time-Dependent Neutron Diffusion Equations in One Space Dimension
KAPL-M-6278, Knolls Atomic Power Lab. (1967)
- [4] E. Kiefhaber
The KFKINR Set of Group Constants, Nuclear Data Basis and First Results of its Application to the Recalculation of Fast Zero Power Reactors.
KFK 1572, Kernforschungszentrum Karlsruhe (1972)
- [5] A.F. Henry
Few-Group Approximations Based on a Variational Principle
Nucl.Sci.Eng., 27, 493-510 (1967)

TABLE 1

TRANSIENT RESULTS FOR TOTAL POWER WITH VARIOUS SCHEMES

PARTIAL VOIDING					FUEL SLUMPING				
Time	26 group	SYNTHESIS	8 g Flux	8 g BILINEAR	Time	26 group	SYNTHESIS	8g Flux	8g BILINEAR
sec	INITIAL FLUX INITIAL ADJOINT				sec	INITIAL FLUX INIT. ADJOINT FINAL ADJOINT			
0	1.0	1.0	1.0	1.0	0	1.0	1.0	1.0	1.0
.05	1.331	1.331	1.346	1.331	.001	1.282	1.276	1.292	1.281
.10	2.037	2.035	2.103	2.033	.002	1.845	1.839	1.891	1.839
.15	2.079	2.079	2.169	2.073	.004	1.718	1.718	1.802	1.719
.20	2.136	2.136	2.247	2.126	.006	1.624	1.628	1.716	1.617
.30	2.346	2.346	2.507	2.326	.010	1.831	1.836	1.961	1.813
.40	2.732	2.736	2.975	2.694	.014	2.877	2.812	3.160	2.812
.50	3.460	3.477	3.863	3.382	.018	11.755	11.508	14.592	10.745
.60	3.721	3.741	4.198	3.628	.020	134.37	124.56	210.760	103.51
Comp. Time for Trans (min)	38	0.25	1.6	1.6	40	0.3	1.7	1.7	1.7

[6] W.M. Stacey

General Multigroup and Spectral Synthesis Equations
Nucl.Sci.Eng. 40, 73-90 (1970)

[7] W.M. Stacey

Variational Flux Synthesis Methods for Multigroup Neutron
Diffusion Theory
Nucl.Sci.Eng. 47, 449-469 (1972)

[8] W.B. Terney

Interface Conditions for Discontinuous Flux Synthesis Methods
Nucl.Sci.Eng. 41, 303-307 (1970)

1232 Spannungs- und Verformungsanalyse von Reaktorbauteilen und Systemen*

1232.4 Verhalten von Reaktorbauteilen unter dynamischer Belastung

1232.41 Entwicklung eines Rechenmodells zur dynamischen Strukturanalyse eines Reaktorcores unter internen Drucktransienten
(H. Zehlein, R. Leis, IRE)

Im Rahmen der Entwicklung eines Rechenmodells zur dynamischen Strukturanalyse eines Schnellbrütercores wird z.Zt. ein theoretisches Modell zur Simulation des Verformungsverhaltens von Brennstabbindeln ("Bündelmodell") (Abb. 1, 2) programmiert. Diese Arbeiten stehen im Zusammenhang mit dem Vorhaben 1235, bei dem u.a. die Querschnittsverformungen von Brennelementen bei explosionsartiger Belastung experimentell ermittelt werden.

Das bisher entwickelte Programmpaket zur statischen und dynamischen Analyse eines Ersatzfachwerks besteht z.Zt. aus fünf Teilen (Abb. 3 und 4):

- A: Problemdefinition
- B: Kräftegleichgewichte
- C: Statische Analyse des statisch bestimmten Grundsystems
- D= U1 & U2: Statisch unbestimmte Kräfte (Redundante)
- E: Knotenpunktverschiebungen.

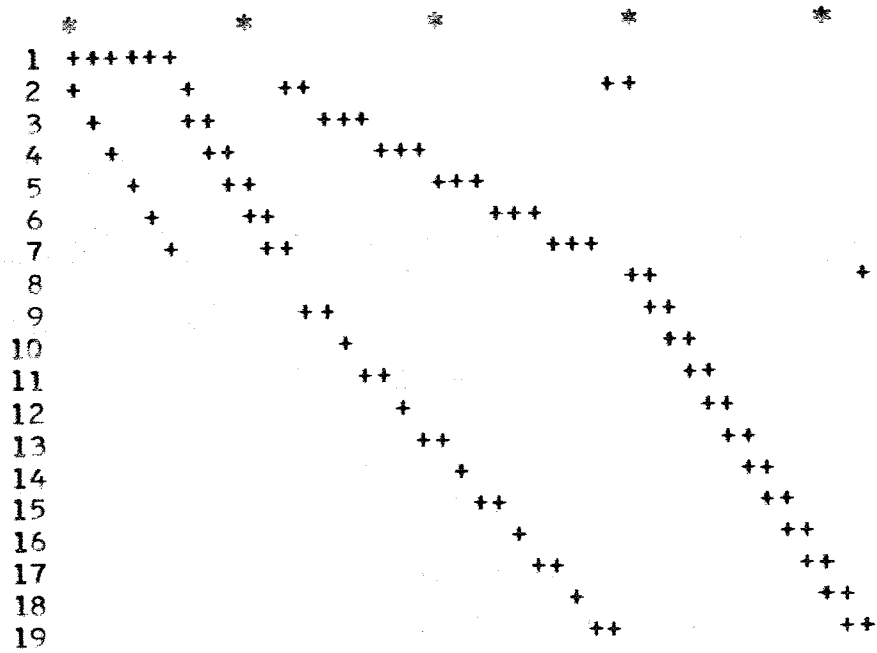


Abb. 1: Inzidenzmatrix für ein 19-Pin-Bündel

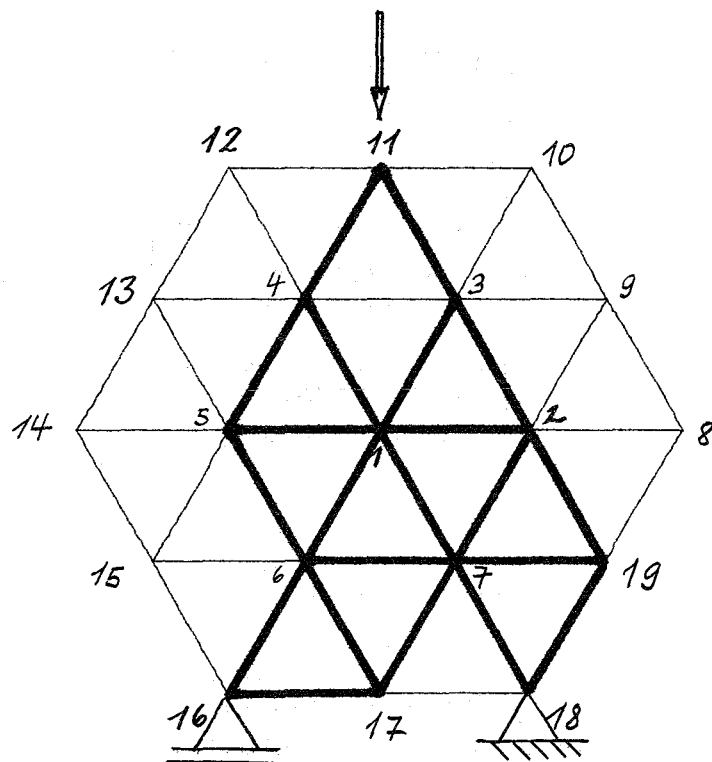


Abb. 2: Fachwerkmodell für ein 19-Pin-Bündel
(Computerplot)

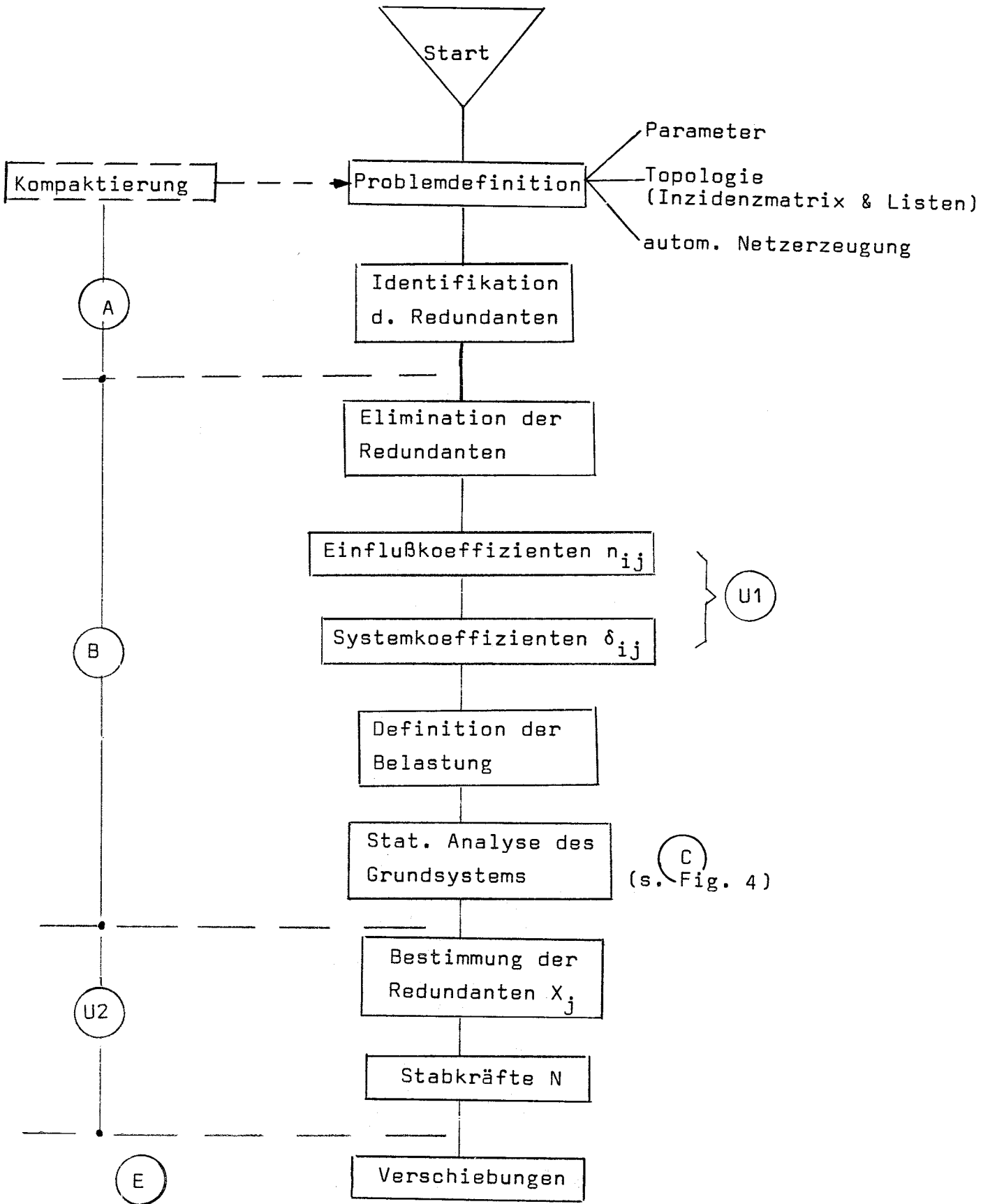


Abb. 3: Flußdiagramm zur Simulation der Pinbündeldeformation

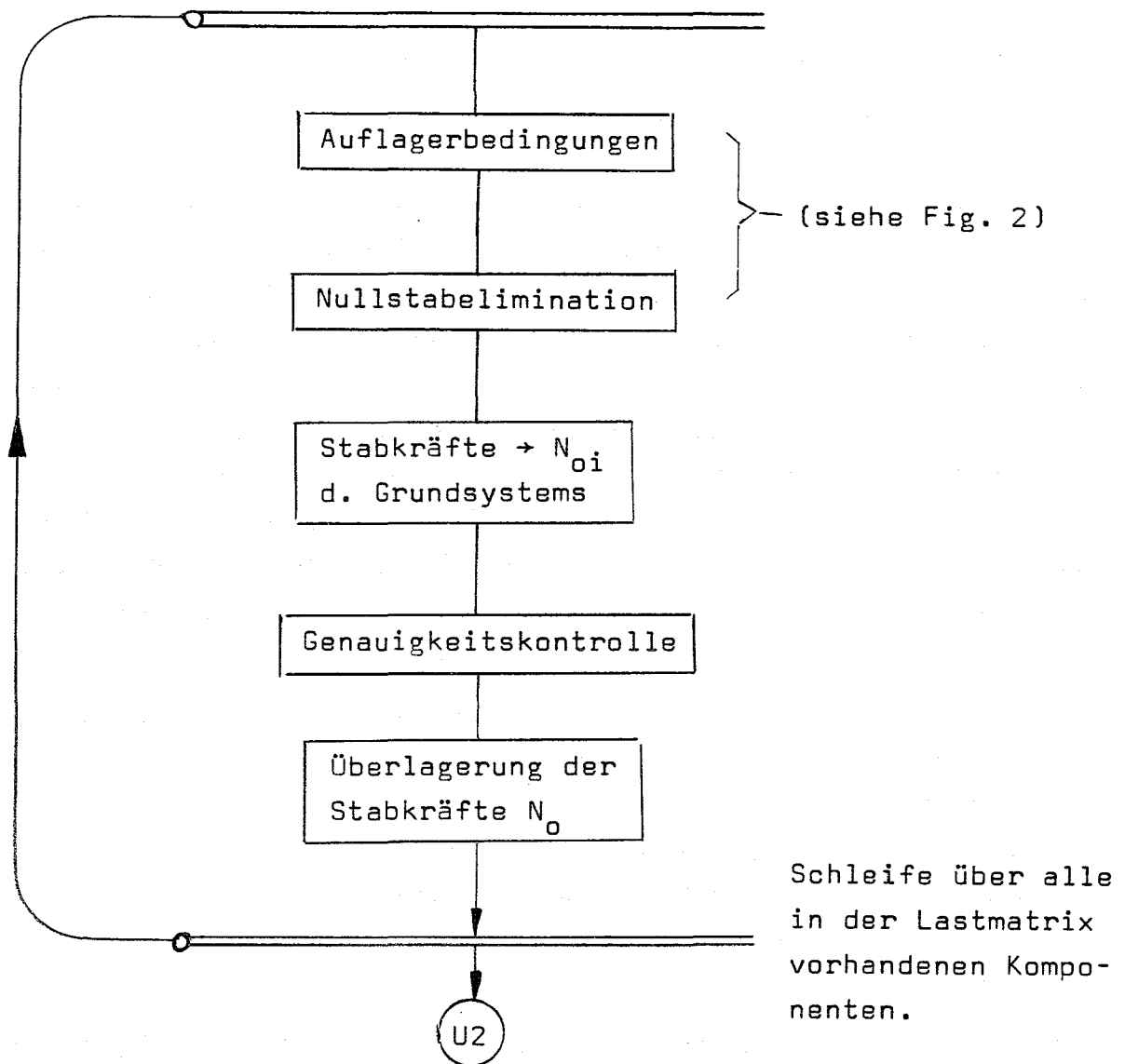


Abb. 4: Programmteil C:
Statische Analyse des Grundsystems

Der Ablauf der Rechnung ist in Abb. 3 und 4 schematisch dargestellt.

Es sei darauf hingewiesen, daß sämtliche topologischen und geometrischen Eigenschaften des Hexagonalnetzes, wie z.B. die Inzidenzmatrix (Abb. 1), die Knotenpunktskoordinaten oder der Grad der statischen Unbestimmtheit des Ersatzfachwerks (Abb. 2) vom Programm selbsttätig gefunden werden (automatische Netzerzeugung). Der Benutzer gibt nur an, wieviel Reihen das Brennstabbündel haben soll. Zur Überprüfung von Eingaben und Ergebnissen stehen geeignete Plotroutinen zur Verfügung. Mit diesen wurde z.B. Abb. 2 hergestellt. Die dort dick ausgezogenen Linien stellen das statisch-bestimmte Restfachwerk dar, wie es vom Programm gefunden wird, wenn man z.B. Knoten 11 belastet und die Knoten 16 und 18 in der dargestellten Weise zu Auflagern macht (s. auch Abb. 4). Auch die aus ökonomischen Gründen eingebaute Elimination der Nullstäbe und die zugehörige Kondensation der Inzidenzmatrix erfolgen automatisch.

Der weitere Ausbau wird zur Erstellung folgender neuer Programmteile führen:

- Kompaktierung des Brennstabbündels
- Dynamische Effekte
- Nichtlineares Verformungsverhalten
- Kinematische Besonderheiten (Randbedingungen)
- Verbesserung der I/O-Routinen.

1232.42 Verformung eines Brennelements durch äußere statische/dynamische Querlasten - Experimente und einfache Theorie
(R. Liebe, IRE)

Im Berichtszeitraum wurden folgende Arbeiten durchgeführt:

1. Berechnung der elastoplastischen Verformung eines leeren Sechseckkastens.

Hierzu wurde der hexagonale Rahmen durch ein dynamisch äquivalentes Feder-Massen-System simuliert. Die unbekannte Verformungscharakteristik des Rahmens wurde zunächst mit Hilfe einer elastisch-ideal plastischen Ersatzfeder angenähert, und die Belastung bestand aus einem vorgegebenen Rechteckpuls. Erste Berechnungen ergaben typische Kraft-Weg, Weg-Zeit-Verläufe, Impulse sowie Energiedissipationen.

2. Berechnung und Konstruktion einer Versuchsanlage.

Die Auslegungs- und Detailberechnungen zum experimentellen Teil des Vorhabens wurden weitergeführt. Auf dieser Basis erfolgte die Vorkonstruktion einer Versuchsanlage für statische und dynamische Belastungsversuche an einem kompletten BE. Die Konstruktion steht kurz vor dem Abschluß.

3. Vorversuche zur Meßtechnik.

Im Zusammenhang mit Meß- und Instrumentierungsfragen sind erste Vorversuche gemacht worden, in denen eine Reihe verschiedener post-yield Dehnungsmeßstreifen und Kleber zur Messung hoher Dehnung untersucht wurden. Die trägheitsarme Messung der großen Kastenverformungen könnte fotoelektrisch erfolgen. Zur Klärung von Einzelfragen wurden Vorversuche an streifenförmigen Photodioden sowie Ketten von Photo-Dioden und -Transistoren begonnen.

4. Versuche zum Materialverhalten bei hohen Dehnungsraten.

Kontakte mit Ispra ergaben, daß die Versuche zum Kastenmaterialverhalten bei hohen Dehnungsgeschwindigkeiten $\dot{\epsilon}$ dort durchgeführt werden können. Erste Probeversuche an verschiedenen Zugproben ($\dot{\epsilon} \approx 100 \cdot s^{-1}$) wurden beendet. Ein Auftrag an Ispra ist in Vorbereitung.

1233 Untersuchung von Kühlungsstörungen*

1233.4 Untersuchungen zum lokalen Sieden in großen Bündeln und SNR-Bündel- ausschnitten

(K. Mattes, K. Schleisiek, IRE)

Im Rahmen der für die Siederversuche erforderlichen Heizstabentwicklung wurden im IRE weitere 3 Heizstäbe getestet. Hierbei handelt es sich um je einen uninstrumentierten und einen instrumentierten Heizstab vom IRB und einen instrumentierten Heizstab der Fa. Pyro-Controle (hergestellt in Lizenz des CEA). Die IRB-Heizstäbe wurden bei einer Leistungsdichte von 170 W/cm^2 , der Heizstab der Fa. Pyro-Controle wurde mit 250 W/cm^2 betrieben. Während die IRB-Heizstäbe erst nach 20 bzw. 5 minütigem Sieden bei Maximalbedingungen ($950 \text{ }^\circ\text{C}$, 170 W/cm^2) ausfielen, versagte der Pyro-Controle-Heizstab schon während des Anfahrbetriebs (Na-Eintritt: $400 \text{ }^\circ\text{C}$, Na-Austritt: $500 \text{ }^\circ\text{C}$, Leistungsdichte: 250 W/cm^2).

1233.5 Theoretische Untersuchungen zum integralen Sieden

(P. Wirtz, IRE) (Letzter Bericht KFK 1272/2)

Das Rechenmodell BLOW 3, das die integralen Siedevorgänge in einem BE bei Pumpenausfall bzw. Blockaden beschreibt, wurde fertiggestellt. Die zur Bestätigung der Modellvorstellungen im Natrium-Kreislauf des IRE durchgeführten Siedeeperimente, die einen Pumpenausfall bei voller Reaktorleistung simulieren sollten, wurden im Berichtszeitraum ausgewertet und durch das theoretische Modell nachgerechnet. Verglichen wurden insbesondere die gemessenen Ejektionsgeschwindigkeiten des flüssigen Natriums und das nach der ersten Ejektion oszillierende Verhalten der Flüssigkeit, da diese Größen für die Anwendung des Modells unter Reaktorbedingungen von wesentlichem Interesse sind. In Abb. 5 ist dazu die in Versuch 16/20 gemessene und gerechnete Geschwindigkeit am Teststreckenaustritt über die Zeit aufgetragen. Danach werden die erste Ejektion sowie die späteren Schwingungen großer Amplituden durch die Nachrechnung gut wiedergegeben. Dagegen treten in dem Übergangsbereich gewisse Verschiebungen auf, die jedoch durch die komplexen dynamischen Vorgänge zu erklären sind, die in der vom Modell durchgeführten deterministischen Weise nicht immer genau zu bestimmen sind. Durch die Nachrechnung der weiteren Versuche konnte gezeigt werden, daß die Wiedergabe der Schwingungen sowohl in Amplitude als auch Frequenz i.a. gut ist, was wesentlich eine Folge der detaillierten Berechnung der axialen Druck- und Temperaturprofile in der Siedezone ist. Das theoretische Modell berechnet Dryout auf der Grundlage reiner Verdampfung, kann jedoch auch ein durch hohe Dampfgeschwindigkeiten im Zweiphasenbereich bewirktes Aufreißen des Flüssigkeitsfilms und eine dadurch hervorgerufene Kühlungsunterbrechung berücksichtigen. Die in den Versuchen festgestellten Zeiten bis zum Erreichen eines Dryout zeigen, daß dieser örtlich und zeitlich statistisch auftritt und daher im Rahmen des Modells in deterministischer Weise nicht exakt bestimmbar ist. Allerdings ist die qualitative Übereinstimmung im Zeitmaßstab zwischen Experimenten und Rechnungen für die Sicherheitsuntersuchungen, für die das Modell verwendet wird, ausreichend.

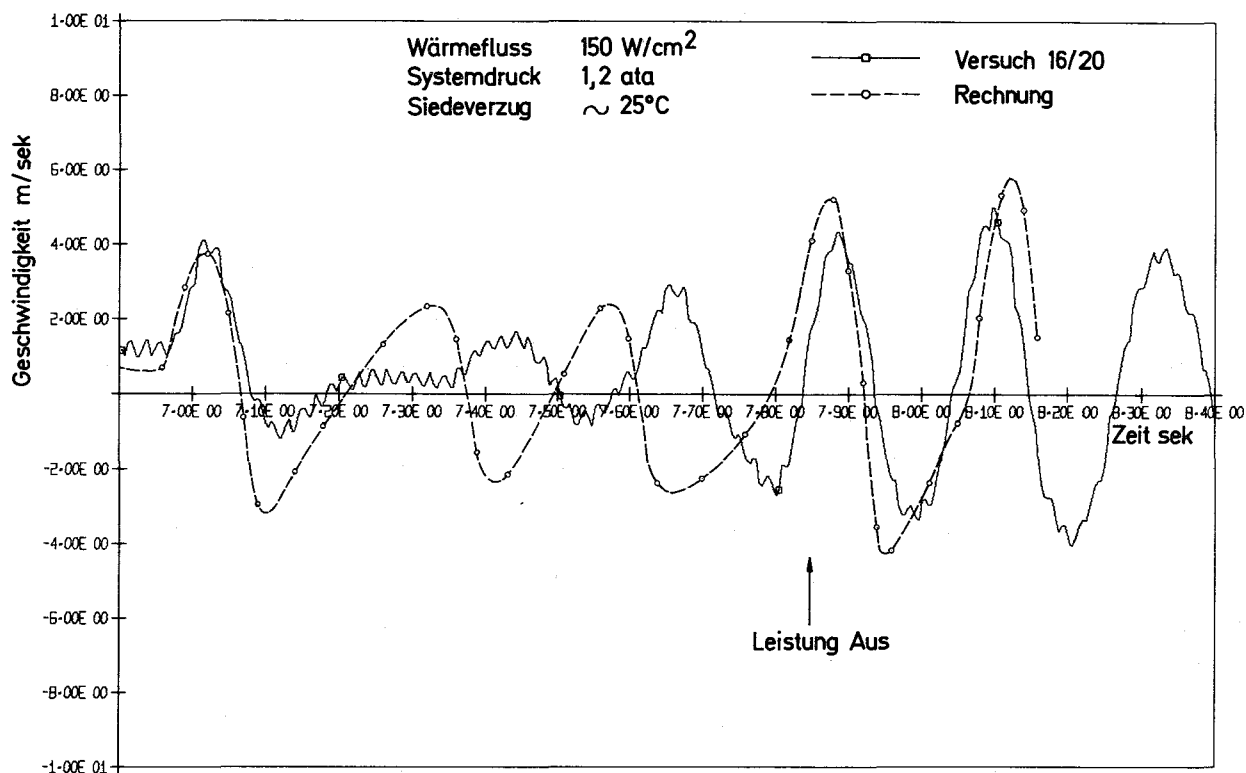


Abb. 5 Schwingung der oberen Flüssigkeitssäule

1234 Störfallverhalten von Brennstäben*1234.5 CABRI-Feasibility-Studie

(B. Kuczera, P. Wirtz, IRE) (Bisher nicht berichtet)

Im Rahmen der Feasibility-Studie für die geplanten Transient Overpower Tests im CABRI-Reaktor wurde das Dynamikprogramm REX so modifiziert, daß die dynamischen Rechnungen für das mit Wasser gekühlte CABRI-Core damit durchgeführt werden können.

Zur Berechnung des Verhaltens der Testbrennstäbe bei transienter Belastung wurde eine spezielle Version des Thermodynamik-Teils von RADYVAR 2 erstellt, die es erlaubt, die im CABRI-Reaktor radial variable Wärmequellverteilung in einem Brennstab zu berücksichtigen.

In einer Parameterstudie des instationären Brennstabverhaltens wurden minimal notwendige stationäre Stableistungen ermittelt, die in der transienten Phase ein ähnliches instationäres Schmelzverhalten des Brennstabs sicherstellen, wie es unter Bedingungen schneller natriumgekühlter Brutreaktoren zu erwarten ist.

1235 Simulation von Brennstoff-Natrium-Reaktionen (BNR) in einem Brennelement und deren Auswirkungen auf die Core-Struktur *

(H. Will, IRE)

Die Simulation der BNR geschieht durch einen sog. Gasgenerator. Bei UKAEA wurden 8 Tests in einem overstrong wrapper durchgeführt. In Abb. 6 sind die an verschiedenen Orten gemessenen Drücke wiedergegeben. Im eigentlichen Modellversuch ist mit niedrigeren Drücken zu rechnen, da infolge der sich einstellenden Verformungen vergrößerte Strömungskanäle geschaffen werden.

Bei gleicher overstrong-wrapper-Geometrie wurden die Druck-Zeit-Verläufe für verschiedene Brennstoffmengen mit einem theoretischen Modell vom IASR berechnet. Die Spitzendrücke in der akustischen Phase lagen sehr viel höher, die Drücke in der sich anschließenden Phase dagegen niedriger als die Drücke bei den gas-generator-Tests. Nachdem die vorliegenden Rechnungen extrem konservativ waren, soll nunmehr durch Einführung einer mixing time sowie einer Strömungswiderstands-Komponente versucht werden, ein realistischeres Bild zu gewinnen.

Nach Vorlage dieser Ergebnisse wird der Druck-Zeit-Verlauf für die top end simulation-Versuche sowie für den Modellversuch festgelegt. Mit der Durchführung ist im Juni 1973 zu rechnen.

1236 Untersuchungen zur Brennstoff-Natrium-Reaktion (BNR) *

1236.1 Theoretische Untersuchungen

1. Verbesserte Version des Programms BRENDY

(H. Jacobs, K. Thurnay, INR)

Es wurde ein neues Programm erstellt, bei dem die numerische Behandlung der Navier-Stokes-Gleichungen verbessert wurde und das außerdem gestattet, zwei Natriumzonen mit verschiedener Höhe der Zellen zu behandeln. Dieses Programm befindet sich im Teststadium.

Die Stoffdaten des Natriums, die von der Subroutine PANA (und den zugehörigen Subroutinen) geliefert werden, werden über den bisher verfügbaren (teilweise noch experimentell bekannten) Bereich hinaus bis zur kritischen Temperatur extrapoliert, wobei die thermodynamische Konsistenz der Daten besonders beachtet wird. Auch diese Arbeit ist noch nicht abgeschlossen.

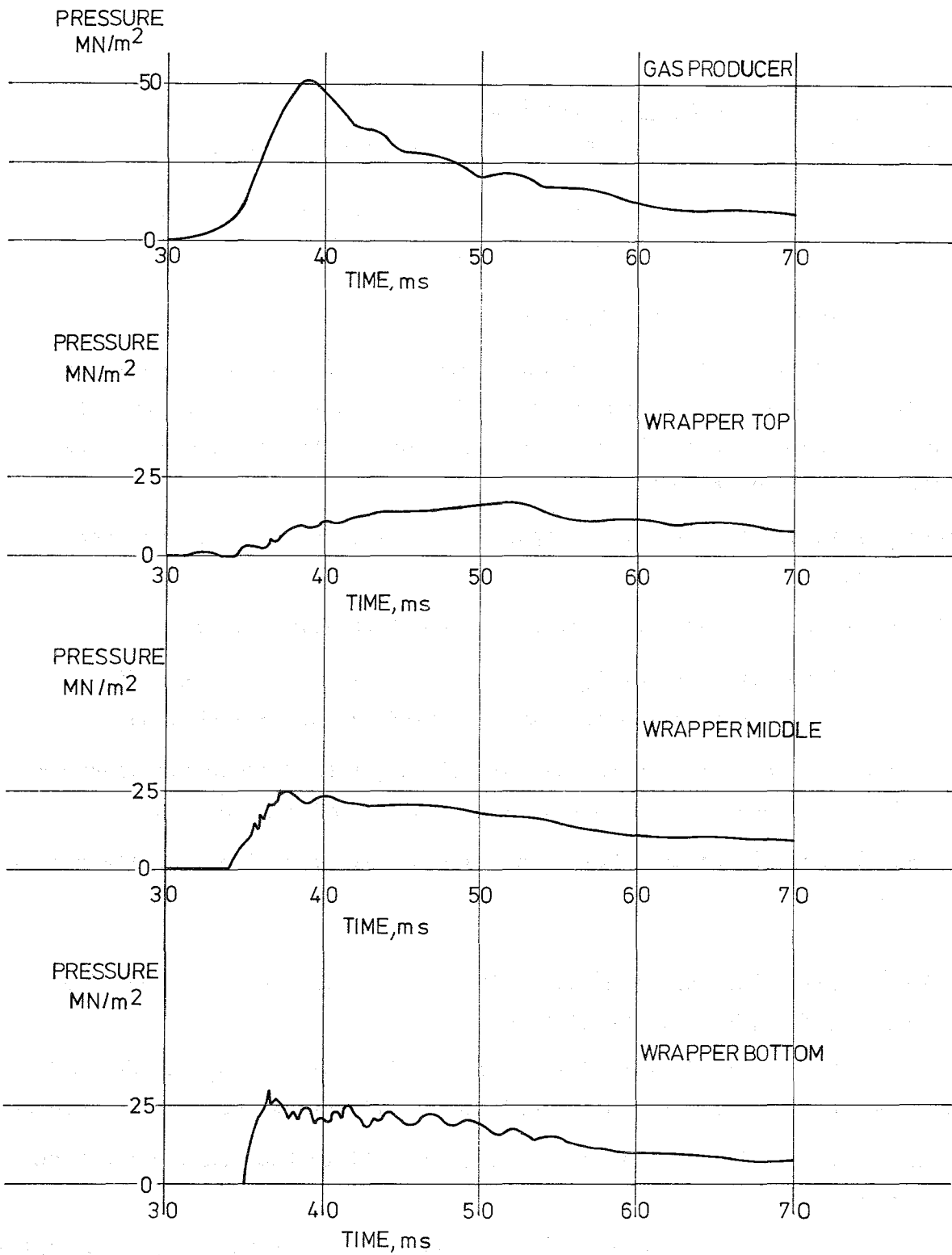


Abb. 6 PRESSURE/TIME PROFILES FROM TEST 6

CHARGE: 285g (1003) 0,017 CORDITE
 170g (603) 0,097 SU CORDITE (TUBULAR)
 120g G.12 GUNPOWDER
 3 PUFFERS

2. Fragmentationsvorgang bei einer BNR* 1)

(L. Caldarola, W.E. KastenberG, G. Koutsouvelis, IASR)

Folgende Studien wurden im Rahmen der Untersuchungen des IASR zur "Brennstoff-Natrium-Reaktion" (BNR) durchgeführt.

Zum Fragmentationsprozeß des Brennstoffes

Systematisch analysiert wurden einige in den USA und England durchgeführte Fragmentationsversuche, bei denen geschmolzene Materialien (Brennstoff) von höherer Temperatur mit kühlen Flüssigkeiten bei tiefer Temperatur in Kontakt gebracht worden waren.

Hierbei wurden die Bedingungen festgestellt, unter welchen die Fragmentation möglich ist.

Der Fragmentationsprozeß ist in Abb. 7 schematisch dargestellt.

Die o.g. Analyse hat auch gezeigt, daß im Falle der BNR die Wege, die in Abb. 7 durch gestrichelte Linien angegeben sind, nicht möglich sind.

Die Schlußfolgerung ist, daß bei der BNR die mögliche Ursache der Fragmentation das Entstehen und Kollabieren von Natriumdampf-Blasen ist.

Es wurde ein Experiment zur Überprüfung der hierzu erstellten Theorie vorgeschlagen [1].

Einfluß der endlichen Geschwindigkeit der Fragmentation des Brennstoffes und seiner Vermischung mit dem Natrium

Die Untersuchungen zum Einfluß der zeitlichen Variabilität der an der BNR teilnehmenden Massen auf die Heftigkeit im Ablauf der BNR wurden fortgesetzt.

Rechenergebnisse, die mittels eines hierzu erstellten Programms erzielt wurden, liegen vor.

In Abb. 8 wird der zeitliche Druckverlauf während der Phase A (d.i. das Zeitintervall vom Zeitpunkt des Inkontaktkommens beider Reaktionspartner bis zum Beginn der Natrium-Verdampfung), und zwar für zwei Werte der sog. Mischungszeitkonstante, dargestellt (von Cho und Wright untersuchter Fall, Particle

1) Letzter Bericht in KFK 1272/3

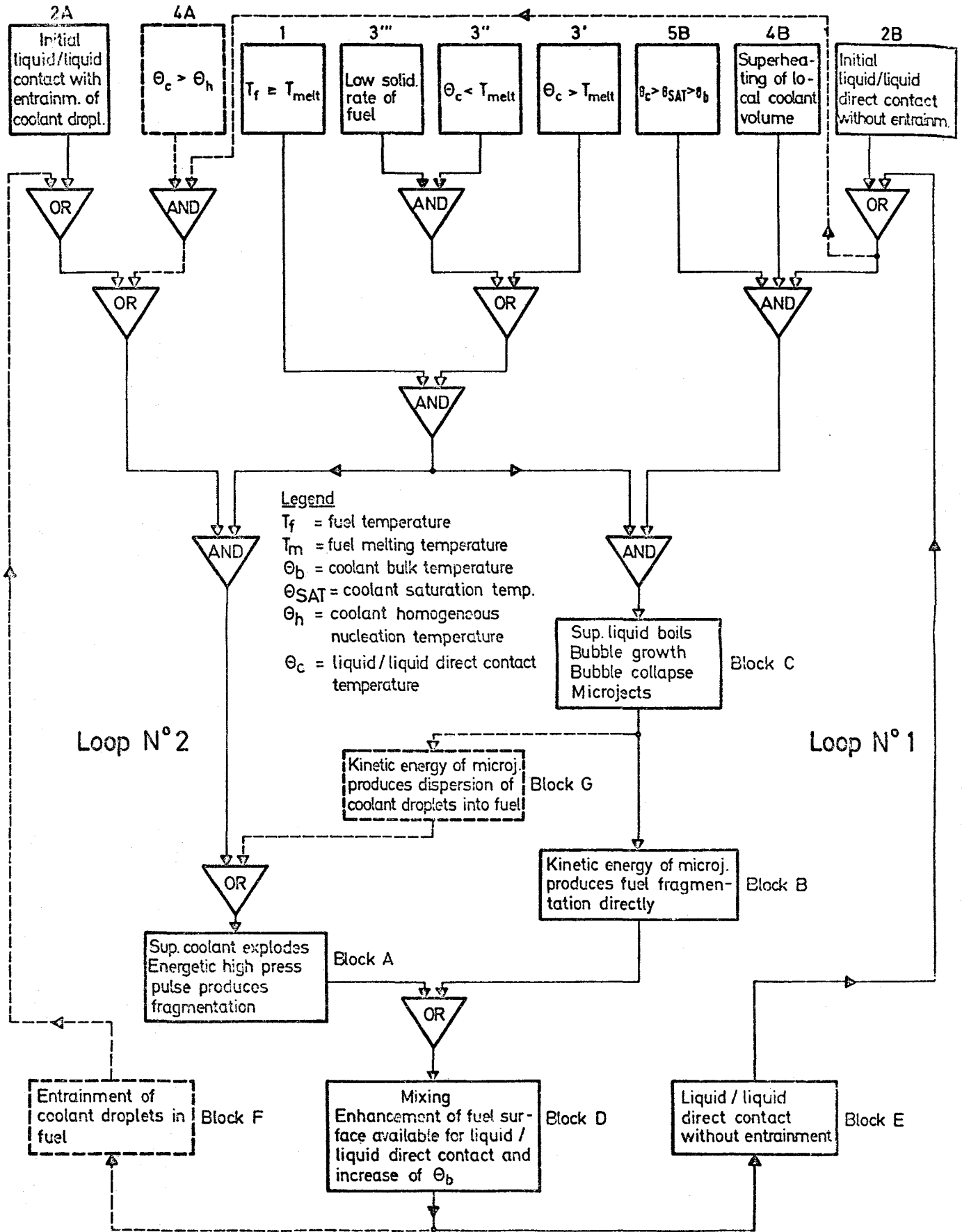


Abb. 7 SCHEMATIC DIAGRAM FOR FRAGMENTATION PROCESS

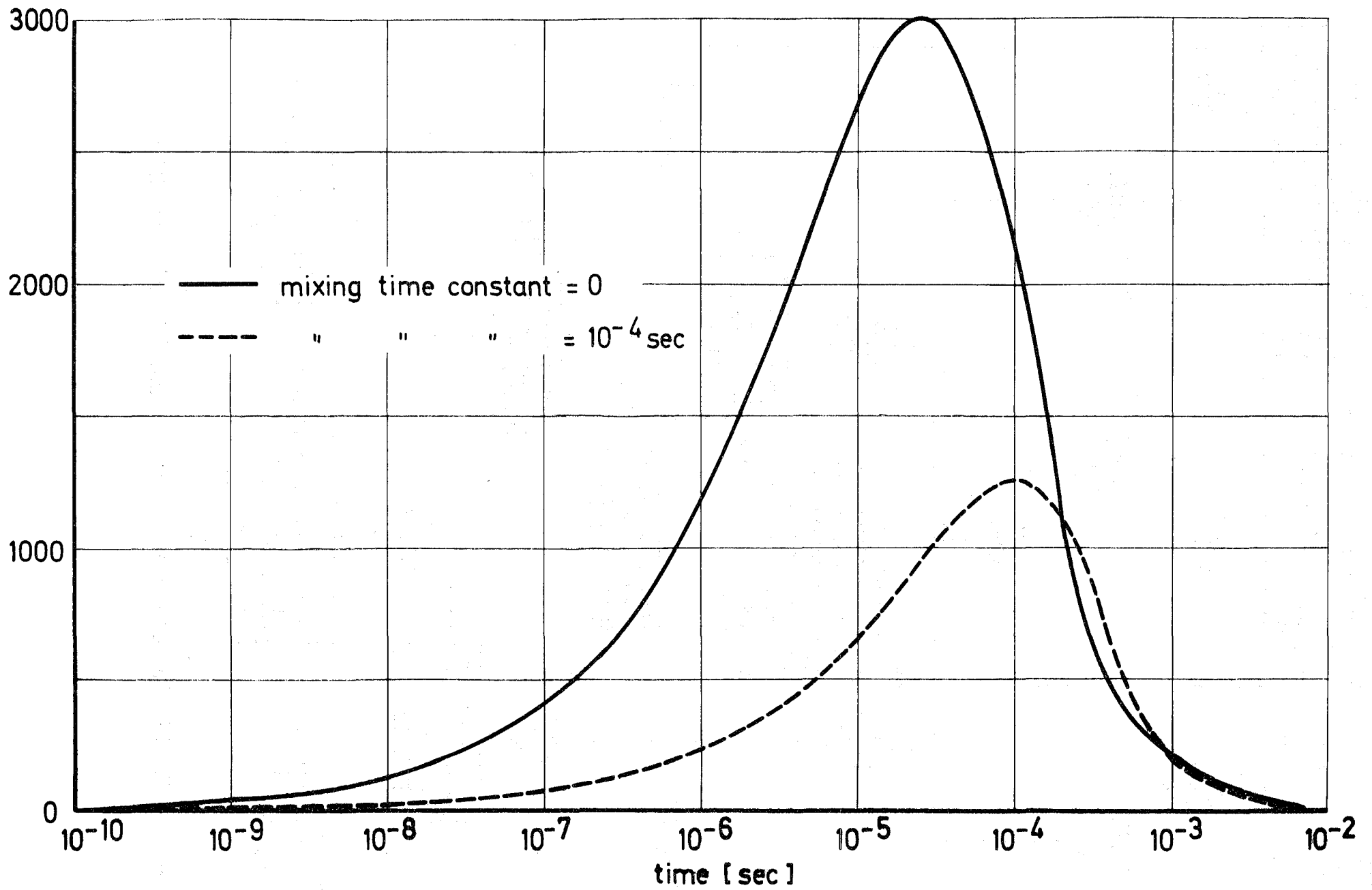


Abb. 8 PHASE A - PRESSURE AS A FUNCTION OF TIME

Radius 170 μ). Das Rechenprogramm ist noch nicht komplett getestet und steht deswegen noch nicht zur Verfügung.

Aus dieser Figur ist der den Druckverlauf reduzierende Einfluß der endlichen Geschwindigkeit der Fragmentation des Brennstoffes und dessen Vermischung mit dem Natrium ersichtlich.

Literatur

[1] L. Caldarola, W. Kastenber
Unveröffentlichte Notiz

1236.2 Experimentelle Untersuchungen

Meßeinrichtung für den BNR-Versuchsstand

(St. Müller, G. Thun, IRB)

Bei den geplanten Versuchen des IRE zur Brennstoff-Natrium-Reaktion (BNR) steht das Problem an, in einem dickwandigen Rohr (150 x 20) die Geschwindigkeiten bzw. die Masse von emporschießenden Natriumagglomerat zu ermitteln.

Als Lösung hierfür bietet sich eine Version des im IRB entwickelten Meßprinzips zur Feststellung von Natrium in Edelstahlrohren an [1], [2].

Zur Überprüfung des Verfahrens für den Einsatz bei BNR-Versuchen wurde ein einfacher Grundlagenversuch durchgeführt. Dabei wurde mit einer ein Edelstahlrohr umgebenden Spulenanordnung die Abhängigkeit der Signalhöhe von Masse und Geschwindigkeit gemessen. Die Strömung des Natriums wurde durch Bewegen von Messingkörpern verschiedener Abmessungen simuliert. Der Aufbau eines senkrecht über der Spule hängenden Rohres (von 9 m Länge) ermöglichte die Vorgabe von (Fall-)Geschwindigkeiten bis zu ca. 12 m/s.

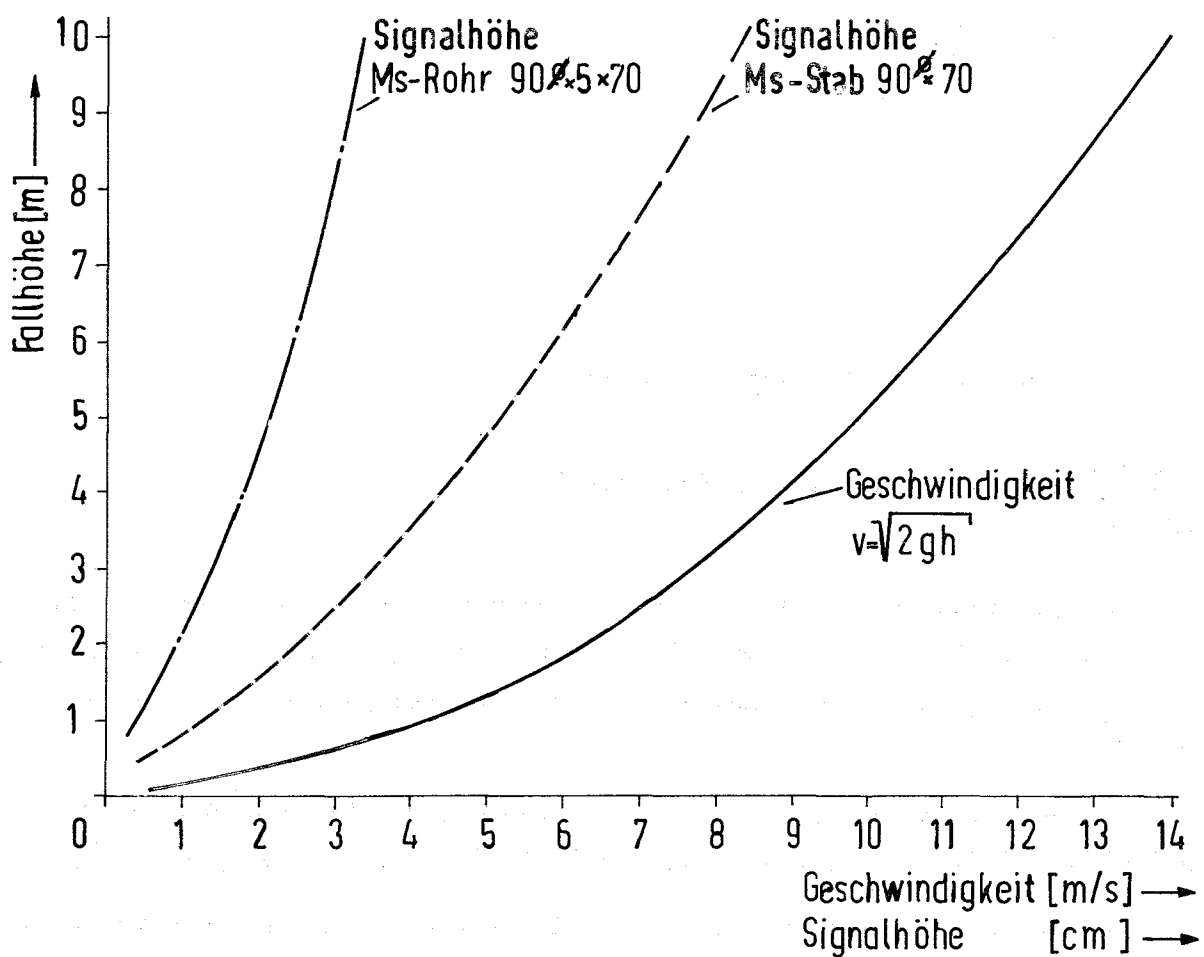


Abb. 9

Mit der Versuchsspule gemessene Signalgröße zweier Probekörper in Abhängigkeit von der Geschwindigkeit

Die Versuche haben ergeben, daß die Messing-Körper (MS entspricht in der elektr. Leitfähigkeit dem Na) beim Durchfallen des Spulenbereiches genügend große Signale über dem Störpegel liefern (s. Abb. 9).

Literatur

[1] PSB 2. Vierteljahresbericht 1971
KFK 1271/2 (Sept. 1971)

[2] PSB 4. Vierteljahresbericht 1971
KFK 1271/4 (Febr. 1972)

1237 Natriumbrandversuche *
(F. Huber, P. Menzenhauer, W. Peppler, W. Till, IRE)

Es wurden Versuche zur Ermittlung der Brandraten offener Flächenbrände durchgeführt, und zwar je ein Versuch mit einer Auffangwanne von ca. 1 m^2 und ca. 4 m^2 Grundfläche. Aus 2,4 m Höhe wurde Natrium von 650°C über einen Strahlzerteiler eingefüllt. Bei der 1 m^2 -Wanne waren es 72 l in 1,4 min (ca. 50 l/min); bei der 4 m^2 -Wanne 232 l in 2,4 min (ca. 100 l/min). Um die Abkühlung des Natriums möglichst gering zu halten - was verschärften Versuchsbedingungen entspricht - , war der Wannenboden isoliert und auf ca. 250°C vorgeheizt.

Der zeitliche Verlauf der Brandrate wurde wie beim vorhergehenden Versuch aus der Wärmebilanz der Abluft ermittelt. Außerdem konnte aus der eingebrachten Natrium-Menge, den Verbrennungsrückständen und der Branddauer die mittlere Brandrate bestimmt werden. Zur Ermittlung der mit der Abluft nach außen transportierten Aerosolmengen wurde aus dem Abluftkanal eine bestimmte Luftmenge über einen Filter abgesaugt, und die Rückstände wurden analysiert.

Bei beiden Versuchen ergaben sich weitgehend übereinstimmende Werte. Während des Einfüllvorganges betrug die Brandrate ca. 250 kg/h. Etwa 70% der in diesem Zeitraum verbrannten Natriummenge trat als Aerosole auf. Danach stellte sich bis zum Brandende eine konstante spezifische Reaktionsrate von ca. $40\text{ kg/m}^2\text{h}$ ein, wobei der kleinere Wannenbrand eher zu einem größeren

Wert tendierte. Während dieser Zeit wurden nur noch 37% des Natriums als Aerosole freigesetzt. Kurz nach dem Einfüllen stieg die Temperatur des Natriums in der Wanne auf 730 °C an und blieb bis zum Brandende auf dieser Höhe.

Mit diesen Versuchen sind die Brandversuche abgeschlossen; der Abschlußbericht wird z.Zt. ausgearbeitet. Die erweiterte Neufassung des Filmes in englischer Sprache ist in Vorbereitung. Die deutsche Fassung ist fertiggestellt und wurde erstmals auf der Reaktortagung 1973 in Karlsruhe gezeigt.

1238 Sicherheitstechnische Verfolgung der SNR-Entwurfsstudien*

1238.2 Zuverlässigkeit an Anlagensystemen schneller Reaktoren

(G. Weber, IASR)

Die Zusammenarbeit mit einer Gruppe des LEM bezüglich der Zuverlässigkeit und Verfügbarkeit des Konzepts der GfK für das Sicherheitsrechnersystem SNR wurde weitergeführt. Die Aufstellung eines Modells für MISS, verbunden mit dem auf integralen Daten arbeitenden Reaktorschutzsystem, wurde eingeleitet. Dabei ist es wegen der noch ausstehenden Konzeptfestlegung und einer mangelnden Übereinstimmung betreffs Abschaltkriterien für MISS noch nicht möglich, zu stark ins Detail zu gehen. Fragen der Methodik konnten jedoch geklärt werden.

Die veränderte Fassung des analytischen Programms von W.E. Vesely ("Kinetic Fault Tree Analysis") kann nun auch durch Überlegungen aus der Erneuerungstheorie gestützt werden [1].

Der von J.D. Murchland und G. Weber vertretene Ansatz wurde damit bestätigt.

Literatur:

- [1] A. Birolini, ETH Zürich, Inst. für Technische Physik, Further Comments on "A Time-Dependent Methodology for Fault Tree Evaluation" (to be published in Engineering and Design)

124 INSTRUMENTIERUNG UND SIGNALVERARBEITUNG ZUR KERNÜBERWACHUNG1241 Nachweis von Durchflußstörungen am Brennelement1241.1 Thermoelement-Erprobung am BR2 *

(K. Heckert, IMF)

Die Bestrahlung von Mantelthermoelementen bzw. Thermoelement (TE)-Meßköpfen ist ein Teil eines Untersuchungsprogrammes, dessen Ziel es ist, Thermoelemente bereitzustellen, die den nuklearen und technischen Bedingungen am SNR genügen. TE-Köpfe stellen eine Simulation der Spitze eines Brennelement-Durchflußmessers dar.¹⁾

Im Rahmen dieses Programmes wird das technologische und physikalische Verhalten der Thermoelemente untersucht. Sie sollen einem Langzeit-Bestrahlungstest unter Natrium - Projektbezeichnung Mol 3H - im BR2 ausgesetzt werden.

Für diese Experimente ist eine Bestrahlungszeit von ca. 1 Jahr, entsprechend einem maximalen schnellen integrierten Neutronenfluß $>0,1$ MeV von $1 \cdot 10^{22}$ n/cm² vorgesehen. Die Bestrahlung wird in einem 6-schaligen Brennelement vom Typ SVIn mit einem nutzbaren Durchmesser von 25,4 mm im Core-Bereich durchgeführt.

Die Bestrahlungstemperaturen für die TE-Köpfe liegen im Bereich von 450 - 750 °C und werden mit 4 Thermoelementen im Inneren sowie 12 Thermoelementen am Mantel der TE-Meßköpfe gemessen.

Die Aufheizung erfolgt durch Absorption von γ -Strahlung. Die Temperaturregelung erfolgt durch die Änderung der Wärmeleitfähigkeit eines von Hand einstellbaren He/Ne-Gemisches im Gasspalt zwischen Na-Kapsel und dem äußeren Kapselrohr.

¹⁾Über TE-Bestrahlungen in nicht-instrumentierten Einsätzen des Typs Mol-1 wurde in KFK-1272/1 berichtet.

In dem Bestrahlungseinsatz sind 5 TE-Meßköpfe angeordnet. Er besteht im wesentlichen aus der inneren instrumentierten Na-Kapsel mit den Meßköpfen, dem äußeren Kapselrohr und dem Einsatzkopf. An diesem sind die mit Sintermetallfiltern ausgerüsteten Gasanschlüsse sowie zwei Durchführungen für Meßkabel der Datenerfassungsanlage montiert. Der Einsatz befindet sich in der Fertigung. Die Meßköpfe werden von der Fa. Interatom beigestellt.

Als Bestrahlungsbeginn ist Mitte 1973 vorgesehen.

1241.4 Temperaturfluktuation am KNK *1)

(L. Krebs, G. Weinkötz, IRB)

Nach Lieferung des Spektrumsanalysators, der in Verbindung mit dem bereits vorhandenen Korrelator eine Funktionseinheit darstellt, konnte mit der systematischen Auswertung der Meßergebnisse begonnen werden.

Insbesondere wurden untersucht:

- A. Die Leistungsdichtespektren der Temperaturrauschsignale am Austritt verschiedener BE-Positionen der KNK bei unterschiedlichen Lastzuständen. Diese Messungen wurden im Herbst 1972 an der KNK durchgeführt.
- B. Die Leistungsdichtespektren der Temperaturrauschsignale von Thermo-
elementen mit unterschiedlichem Durchmesser am Austritt eines 6l-
Stab-
bündels mit elektrisch beheiztem Zentralstab. Diese Versuche wurden im Februar 1972 am NW 80 Na-Kreislauf im IRB vorgenommen.

Zu A.: Abb. 1 und 2 zeigen, daß die Leistungsdichtespektren an den einzelnen BE-Positionen im Core der KNK sehr unterschiedliche Leistungsamplituden aufweisen. Ihre Zuordnung bleibt auch bei einer Leistungsänderung von 22 MW_{th} auf 32 MW_{th} im wesentlichen erhalten.

Die obere Grenzfrequenz des analysierten Rauschsignals wird durch die zur Verfügung stehenden Sonden (Thermoelemente von 1,5 mm Ø) bestimmt.

1) Zuletzt berichtet in KFK 1272/3

Aus Abb. 3 ist ersichtlich, daß sich die Leistungsamplitude über den gesamten ermittelten Frequenzbereich an der BE-Randposition YTIT78 bei einer Laständerung von $18 \text{ MW}_{\text{th}}$ auf $32 \text{ MW}_{\text{th}}$ nahezu verdoppelt.

Zu B.: Einige der aus Messungen am NW-80 out-of-pile Na-Kreislauf des IRB gewonnenen Leistungsdichtespektren sind in der Abb. 4 bis 7 wiedergegeben. Bei dieser Versuchsserie wurden die elektrische Leistung am Zentralstab sowie der Na-Durchsatz variiert und die Temperaturrauschsignale mit Thermoelementen von 0,5 und 1,0 mm \emptyset erfaßt. Aus Abb. 4 entnimmt man, daß mit steigender elektrischer Leistung am Zentralstab bei konstantem Durchsatz die Amplitude der spektralen Leistungsdichte zunimmt. Dieses Verhalten steht in enger Analogie zu den Messungen an der KNK (Abb. 3). Diese Tendenz läßt sich auch in Abb. 5 erkennen, allerdings bewirkt die Erhöhung des Kühlmitteldurchsatzes eine beachtliche Verringerung der Leistungsamplitude. Besonders auffallend ist weiterhin der Rückgang hoher Frequenzanteile in den Rauschsignalen, was auch aus Abb. 6 hervorgeht. Den Einfluß unterschiedlicher Thermoelementdurchmesser verdeutlicht Abb. 7. Die kürzere Ansprechzeit des Thermoelements mit 0,5 mm \emptyset ermöglicht es, die in strömendem Natrium enthaltenen höheren Frequenzanteile zu erfassen. Dies bestätigt die Vermutung, daß zumindest bei bestimmten Reaktorparametern der KNK höhere Frequenzanteile im Temperaturrauschsignal auftreten, die mit den dort eingesetzten Meßfühlern nicht erfaßt werden.

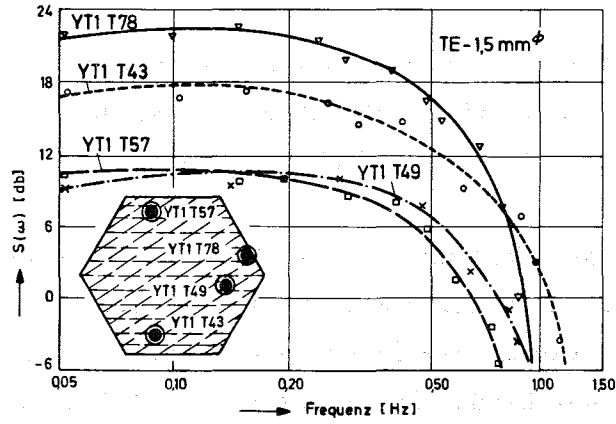


Abb. 1 Leistungsdichtespektrum $S(\omega)$ von Temperaturrauschsignalen am Austritt verschied. BE-Positionen der KNK bei $N_{th} = 32 \text{ MW}$; $Q = 320 \text{ m}^3/\text{h}$; $t_{Austr.} = 495^\circ\text{C}$

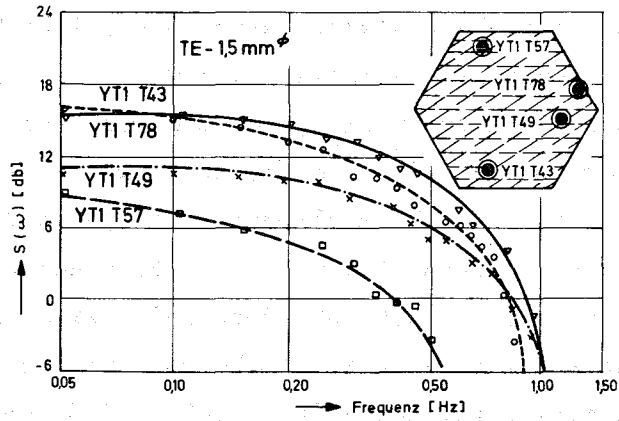


Abb. 2 Leistungsdichtespektrum $S(\omega)$ von Temperaturrauschsignalen am Austritt verschied. BE-Positionen der KNK bei $N_{th} = 22 \text{ MW}$; $Q = 210 \text{ m}^3/\text{h}$; $t_{Austr.} = 495^\circ\text{C}$

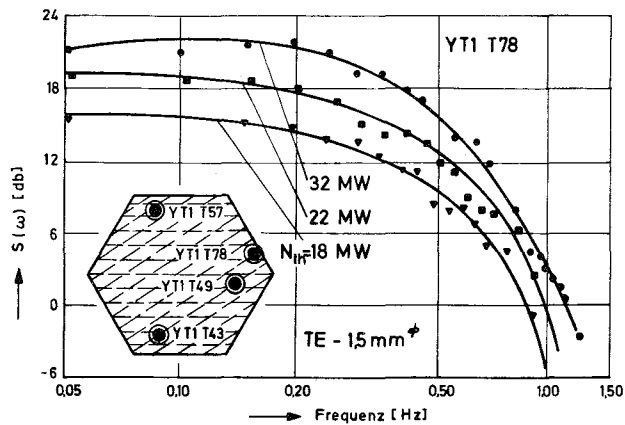


Abb. 3 Leistungsdichtespektrum $S(\omega)$ eines Temperaturrauschsignals am Austritt der BE-Position YTI T78 der KNK in Abhängigkeit von der Reaktorleistung; $t_{Austr.} = 495^\circ\text{C}$

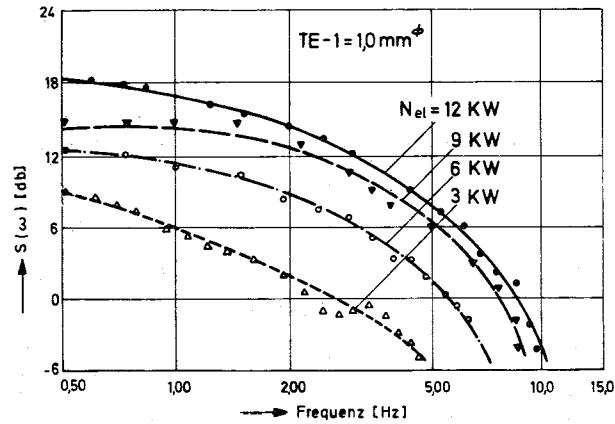


Abb. 4 Leistungsdichtespektrum $S(\omega)$ eines Temperaturrauschsignals am Austritt eines 61-Stabbündels in Abhängigkeit von der el. Leistung am Zentralstab bei $Q = 8 \text{ m}^3/\text{h}$ Na-Durchsatz; $t_{\text{Austr.}} = 350^\circ\text{C}$

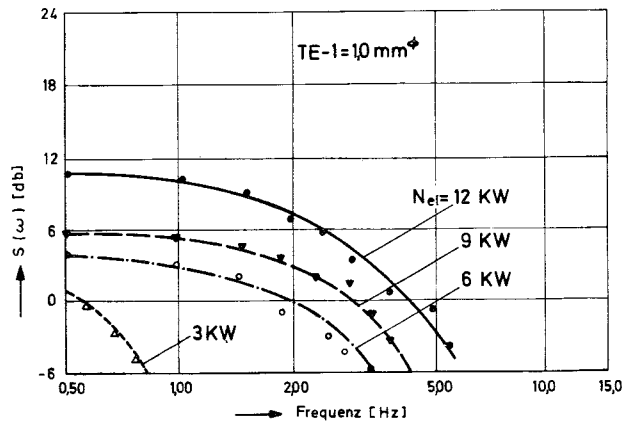


Abb. 5 Leistungsdichtespektrum $S(\omega)$ eines Temperaturrauschsignals am Austritt eines 61-Stabbündels in Abhängigkeit von der el. Leistung am Zentralstab bei $Q = 16 \text{ m}^3/\text{h}$ Na-Durchsatz; $t_{\text{Austr.}} = 350^\circ\text{C}$

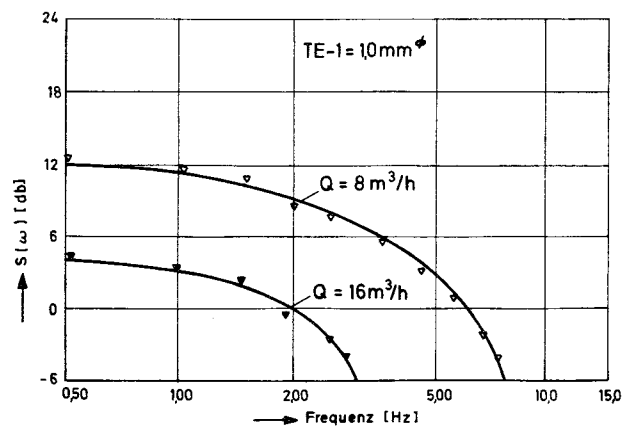


Abb. 6 Leistungsdichtespektrum $S(\omega)$ eines Temperaturrauschsignals am Austritt eines 61-Stabbündels in Abhängigkeit vom Durchfluß bei konstanter Heizleistung am Zentralstab $N_{\text{el}} = 6 \text{ KW}$; $t_{\text{Austr.}} = 350^\circ\text{C}$

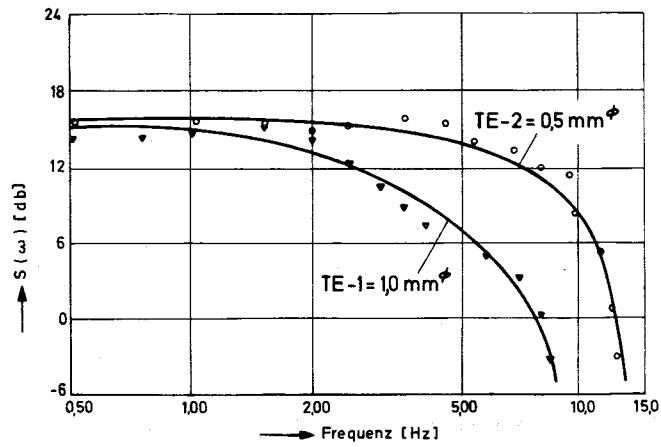


Abb. 7 Leistungsdichtespektrum $S(\omega)$ von Temperaturrauschsignalen am Austritt eines 6l-Stabbündels in Abhängigkeit vom Thermoelementdurchmesser.
 $Q = 8 \text{ m}^3/\text{h}$; $t_{\text{Austr.}} = 350^\circ\text{C}$; $N_{\text{el}} = 9 \text{ KW}$

1244 Akustische Meßverfahren in Natrium1244.1 Ultraschall-Meßtechnik in Natrium*

(H. Arnswald, R. Bartholomay, H. Rohrbacher, H. Will, IRE)

Ein Teil der bei der Industrie in Auftrag gegebenen Hochtemperatur-Ultraschallköpfe wurde angeliefert und in einer Prüfvorrichtung unter Wasser getestet. Mehrere Lithium-Niobat Sensoren mit verschiedenen starken Membranen und Halterungen wurden auf ihre Vielfach-Eigenresonanzen untersucht, teilweise modifiziert und für den Einbau in die Ultraschall-BE-Positionierungseinrichtung vorbereitet.

Parallel hierzu läuft die Entwicklung eigener Ultraschalltransducer unter Verwendung X-45 ⁰-geschnittener Lithium-Niobatscheiben. Dabei wird ein spezielles Verfahren zur Kontaktierung des Piezo-Materials mit seinem akustischen Diaphragma untersucht.

1244.3 Akustische Meßtechnik in Natrium-Systemen^F

(H. Arnswald, R. Bartholomay, P. Govaerts, H. Rohrbacher, IRE)

Die ersten Plots der am KNK-Tankaufleger und an den Primär- und Sekundärpumpen aufgenommenen Schallspektren liegen vor. Das autokorrelierte Leistungsspektrum der Primär-Pumpengeräusche zeigt bei Reaktor-Null-Leistung einen deutlichen Abfall der Leistungsdichte des Pumpengeräuschs mit zunehmender Frequenz. Die Auswertung zeigt einen energiereichen Grundwellenbereich zwischen 15 bis 25 Hz. In dem sich daran anschließenden Bereich bis 2 kHz werden keine herausragenden Einzelfrequenzen festgestellt.

Im Berichtszeitraum wurden bei 59% Reaktorleistung erneut die Schallspektren über die am Tankaufleger angebrachten Sensoren aufgezeichnet und zur Auswertung vorbereitet.

1249 Rauschanalyse an der KNK^{F1)}

(F. Mitzel, P. Hoppé, INR)

Die Methoden der Rauschanalyse werden am Reaktor KNK I bei Leistungsbetrieb angewandt mit dem Hauptziel, sie zu einem Hilfsmittel zur Früherkennung sich anbahnender Störungen im Reaktor zu entwickeln. Außerdem sollen diese Messungen zur experimentellen Überprüfung von Rückkopplungsmechanismen, Leistungskoeffizienten und Zeitkonstanten sowie der Ursachen von inhärenten Reaktivitätsmodulationen dienen. Hierzu werden Neutronenflußschwankungen bei verschiedenen Reaktorbetriebsparametern, wie z.B. Leistung, Kühlmitteldurchfluß und Kühlmittelaufheizspannen gemessen und analysiert. Zur Interpretation der Neutronenflußmessungen werden diese mit den Fluktuationen der Kühlmittelintritts- und Austrittstemperatur, des Kühlmitteldurchflusses sowie mit Schall- bzw. Druck- und Vibrationsmessungen verglichen. Da die normale Betriebsinstrumentierung für diese Messungen nur in sehr begrenztem Maße verwendbar ist, waren umfangreiche Vorarbeiten für geeignete Meßapparaturen notwendig. Das bisherige Meßprogramm während der Inbetriebnahmephase des Reaktors mußte praktisch vollkommen den Bedingungen des Inbetriebnahmeprogramms untergeordnet werden, so daß bisher Rauschmessungen bei verschiedenen Betriebsbedingungen nur sehr begrenzt möglich waren. Es konnten jedoch Rauschmessungen bei einigen Leistungspegeln bis zu maximal 33 MW_{th} durchgeführt werden. Referenzmessungen bei abgeschaltetem Reaktor dienten zur Überprüfung des Untergrunds.

Die verschiedenen Meßsignale, bisher maximal 10, wurden gleichzeitig auf Magnetband gespeichert und off-line mit einem Korrelator analysiert. Zur Darstellung im Frequenzbereich wurden aus den Auto- und Kreuzkorrelationsfunktionen mit Hilfe der Fast Fourier Transformation die zugehörigen spektralen Leistungsdichten bzw. spektralen Kreuzleistungsdichten berechnet.

Die in einem Reaktor bei Leistungsbetrieb auftretenden Fluktuationen hängen entscheidend vom Reaktortyp, d.h. von der Core-Auslegung und den thermohydraulischen Eigenschaften ab. Infolgedessen sind im voraus keine genaueren diesbezüglichen Aussagen möglich. Die Analyse der Meßdaten konzentrierte sich daher zunächst darauf, allgemeine Informationen über die spektrale Verteilung der Signale zu gewinnen, deren Reproduzierbarkeit zu testen und die

1) Erster Bericht

Abhängigkeit von der Reaktorleistung zu überprüfen. Dabei ergaben sich folgende Resultate:

Alle bisher an der KNK durchgeführten Messungen waren zufriedenstellend reproduzierbar. Die spektrale Leistungsdichte des Neutronenflusses weist im Bereich von 0 bis 150 Hz eine von der Leistung abhängige Verteilung mit einigen Resonanzstellen auf. Im Gegensatz zur Kühlmittelintrittstemperatur, welche nur ganz niederfrequente Fluktuationen im Bereich unterhalb 1/10 Hz aufweist, zeigt die mittlere Brennelementaustrittstemperatur im Bereich von 0.02 Hz bis 2 Hz ein charakteristisches Spektrum. Die obere Grenze ist dabei durch die Trägheit der Thermoelemente bedingt. Die Mittelwertbildung erfolgte jeweils über insgesamt 5 Thermoelemente. Es wurden verschiedene Kombinationen getestet, dabei zeigten sich nur relativ geringfügige Unterschiede in der Spektralverteilung. Die spektrale Leistungsdichte des Kühlmitteldurchflusses ist in beiden Primärkreisläufen sehr ähnlich. Ihre charakteristische Form weist im gemessenen Bereich von 180 m³/h bis 340 m³/h Nardurchsatz eine deutliche Abhängigkeit von diesem Mittelwert auf. Mit den Schwingwegaufnehmern wurden Vibrationen des Reaktortanks im Bereich von 0,7 bis 100 Hz untersucht. Dabei zeigten die spektralen Leistungsdichten im Bereich von 2 Hz bis 20 Hz mehrere deutlich ausgeprägte Resonanzstellen. In den Kreuzkorrelationsmessungen mit zwei am Reaktortank um 180° versetzten Schwingwegaufnehmern finden sich die meisten der beobachteten Resonanzstellen wieder (Abb. 7). Die dabei außerdem beobachtete Phase von 180° deutet auf eine gleichmäßige Horizontalbewegung des Reaktortanks in diesem Frequenzbereich hin. Ein Vergleich von Messungen bei verschiedenen Leistungen bzw. Kühlmitteldurchsätzen ergibt, daß sich die Charakteristik der spektralen Kreuzleistungsdichte nicht verändert, jedoch eine Verschiebung der Resonanzstellen stattfindet (Abb. 7).

Außerdem wurde eine deutliche Korrelation der Vibrationen mit dem Neutronenfluß und dem Kühlmitteldurchfluß im Primärkreislauf beobachtet (Abb. 8 und 9), wobei die Kühlmitteldurchflußschwankungen des einen Primärkreislaufes stärker mit dem Neutronenfluß und den mechanischen Vibrationen korreliert sind als die des anderen. Ein Vergleich dieser Ergebnisse mit theoretischen Modellen wird zur Zeit durchgeführt.

Weitere Analysen der bisherigen Daten, vor allem unter Einbeziehung von Kreuzkorrelationen mit den Kühlmitteltemperaturschwankungen, sollen die bisherigen Informationen ergänzen.

Von künftigen Messungen mit einer erweiterten Apparatur, insbesondere mit den In-Core-Detektoren, werden noch aufschlußreichere Daten erwartet. Die vorgesehene Automatisierung der Rauschmessungen soll deren kontinuierlichen Vergleich mit anderen Reaktorparametern ermöglichen.

Abb. 7a Spektrale Kreuzleistungsdichte für zwei Schwingwegaufnehmer
Leistung 55%, Kühlmitteldurchfluß 340 m³/h

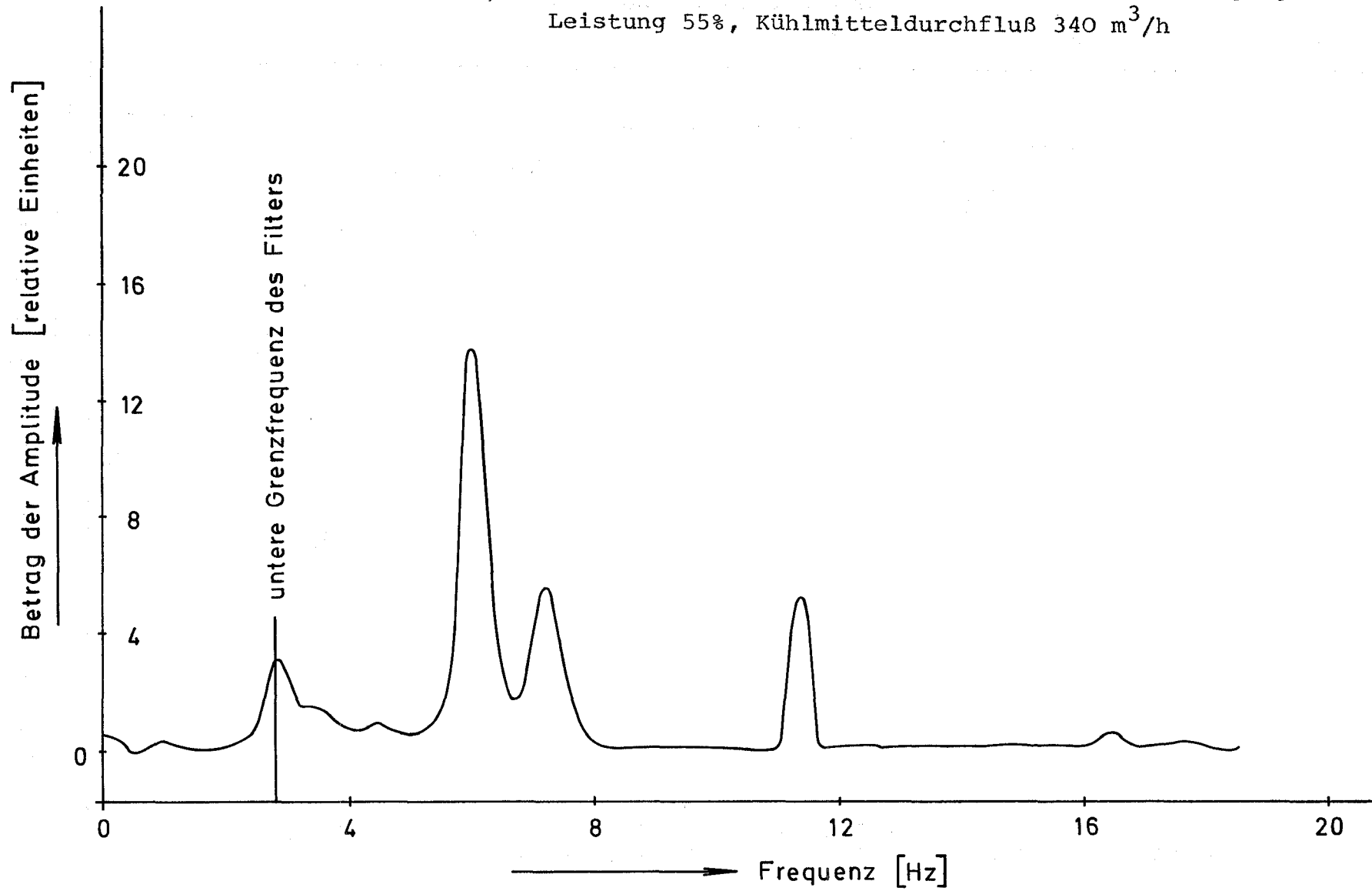


Abb. 7b Spektrale Kreuzleistungsdichte zwischen beiden Schwingwegaufnehmern
Leistung 30%

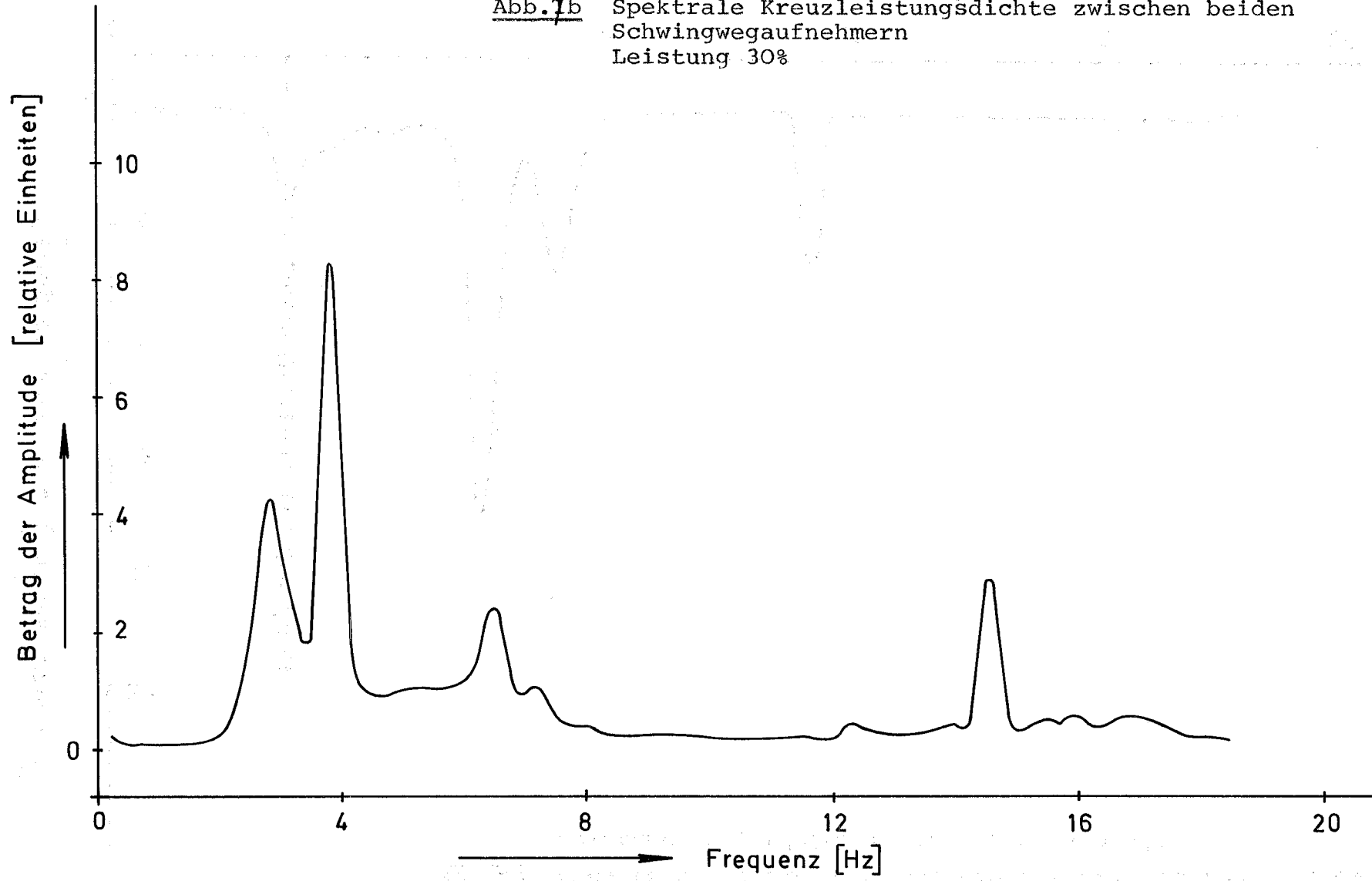


Abb. 8 Spektrale Kreuzleistungsdichte zwischen Schwingwegaufnehmer A und Neutronenfluß
Leistung 55%, Durchfluß 340 m³/h

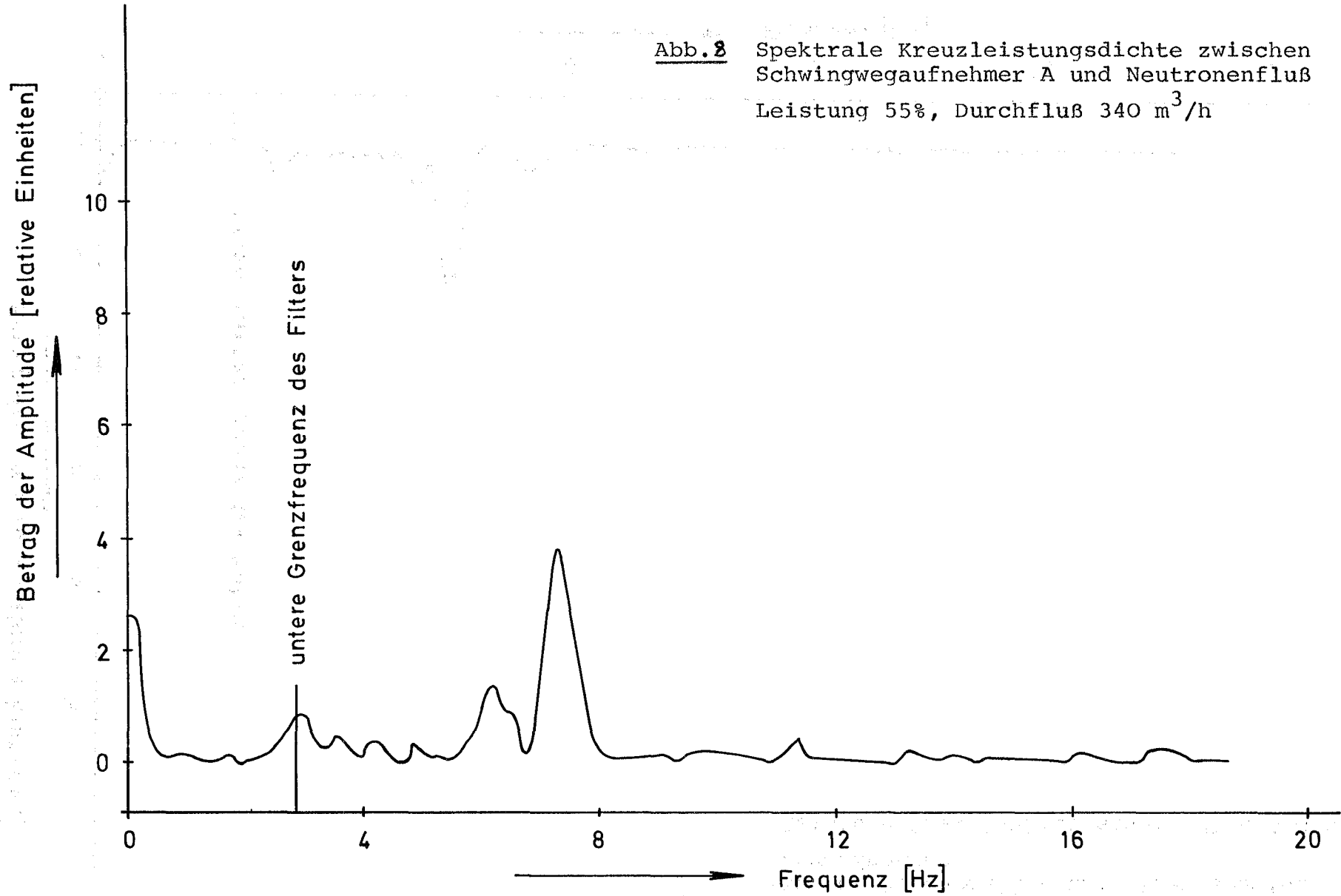
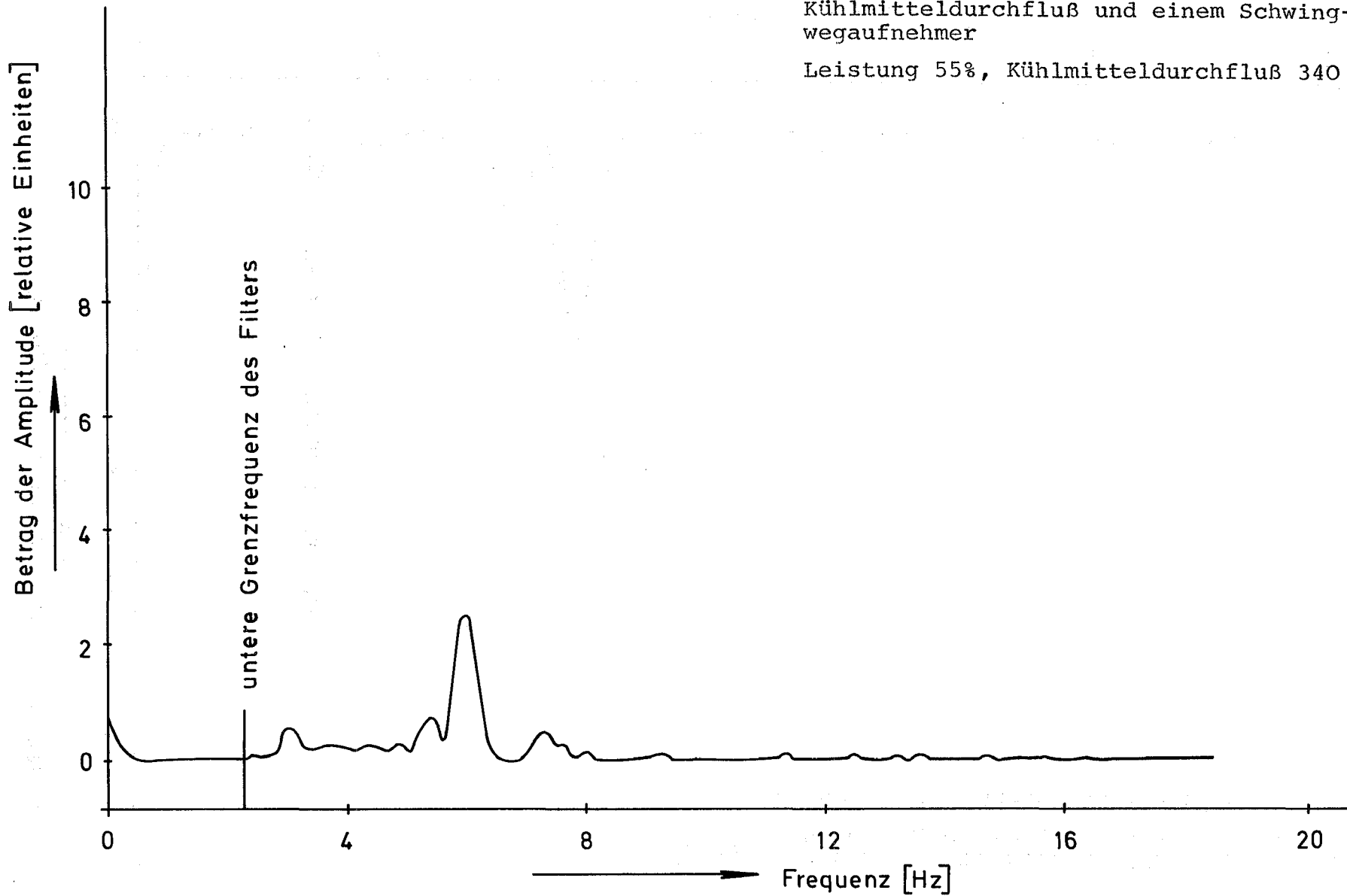


Abb. 9 Spektrale Kreuzleistungsdichte zwischen
Kühlmitteldurchfluß und einem Schwing-
wegaufnehmer

Leistung 55%, Kühlmitteldurchfluß 340 m³/h



125 AUSWIRKUNG VON REAKTORSTÖRFÄLLEN AUF DIE UMWELT; AKTIVITÄTSFREISETZUNG1252 Versuche zum NatriumbrandErmittlung der Natriumoxid-Aerosolerzeugungs- und Ablagerungsraten*

(L. Böhm, S. Jordan, W. Schikarski, IASR/RPU)

Einleitung

Das Meßprogramm und die Meßanordnung des Natriumbrand- und Schwebstofffilter (NABRAUS)-Programmes wurden an anderer Stelle⁺⁾ ausführlich besprochen.

Hier soll über weiterführende Messungen und über eine theoretische Deutung der Meßergebnisse berichtet werden.

Meßergebnisse

- 1) Es wurden Brände bei 4 Sauerstoffkonzentrationen 0,8 %, 10 %, 21 % und 43 % O₂ und relativen Feuchten um 50 % mit je 2000 g Natrium durchgeführt. In allen Fällen ergab sich qualitativ derselbe Aerosolmassenkonzentrationsverlauf von Natriumoxid mit der Zeit, wie Abbildung 1 zeigt. Man erkennt ein ausgeprägtes Maximum der Aerosolkonzentration und einen darauffolgenden monotonen Abfall der Konzentration. Auch die Lage der Kurven zueinander ist interessant. Die Kurve, die zur Anfangssauerstoffkonzentration von 43 % gehört, verläuft am tiefsten, über ihr liegen in der Reihenfolge abnehmender O₂-Konzentration die 3 anderen Kurven.
- 2) Aus dem zeitlichen Verlauf der Sauerstoffabnahme während des Brandes in einem abgeschlossenen Gefäß kann man die Oxidationsrate bestimmen. In Abbildung 2 ist für drei Sauerstoffanfangskonzentrationen, 0,8, 21 und 43 %, der Brandverlauf aufgetragen. Die Steigung der Kurven ist ein Maß für die Oxidationsrate Q. Vergleicht man den zeitlichen Verlauf von

⁺⁾ Beitrag zum 3. Vierteljahresbericht 1972 des PSB, KFK-1272/3

Natriumoxidaerosolmassen-Konzentration c_M und Oxidationsrate Q , siehe dazu Abb. 3, dann erkennt man, daß der Zeitpunkt maximaler Oxidationsrate etwa mit dem des Massenkonzentrationsmaximums übereinstimmt.

- 3) Der Einfluß der Feuchte im Kessel auf die Aerosolbildung wurde quantitativ untersucht (Abb. 4).

Es wurden zwei Versuche mit je 250 g Natrium bei 21 % Sauerstoff und bei 28 bzw. 80 % rel. Feuchte durchgeführt. Die Aerosolkonzentration bei 80 % rel. Feuchte war über den gesamten Meßzeitraum kleiner als bei 28 % rel. Feuchte.

- 4) In der Tabelle 1, Abb. 5, wurden die von uns gemessenen Aerosolerzeugungsraten eingetragen. Parameter sind die Sauerstoffkonzentration, Brandfläche und die Branddauer.

Wir fanden, daß die Aerosolerzeugungsrate fast unabhängig von der Brandfläche ist und mit der Sauerstoffkonzentration deutlich zunimmt.

- 5) Bereits einfache physikalische Annahmen genügen, um unsere experimentellen Ergebnisse zu deuten:

Dazu unterteilt man den gesamten Konzentrationsverlauf in zwei zeitlich aneinandergrenzende Bereiche.

- a) Im 1. Bereich soll eine zeitliche veränderliche Aerosolerzeugung und eine thermophoretische Abscheidung bis zum Brandende stattfinden.
- b) Im 2. Bereich soll die Aerosolerzeugung zu Ende sein, aber es sollen Thermophorese und Sedimentation die Abscheidung der Aerosole weiterhin bestimmen.

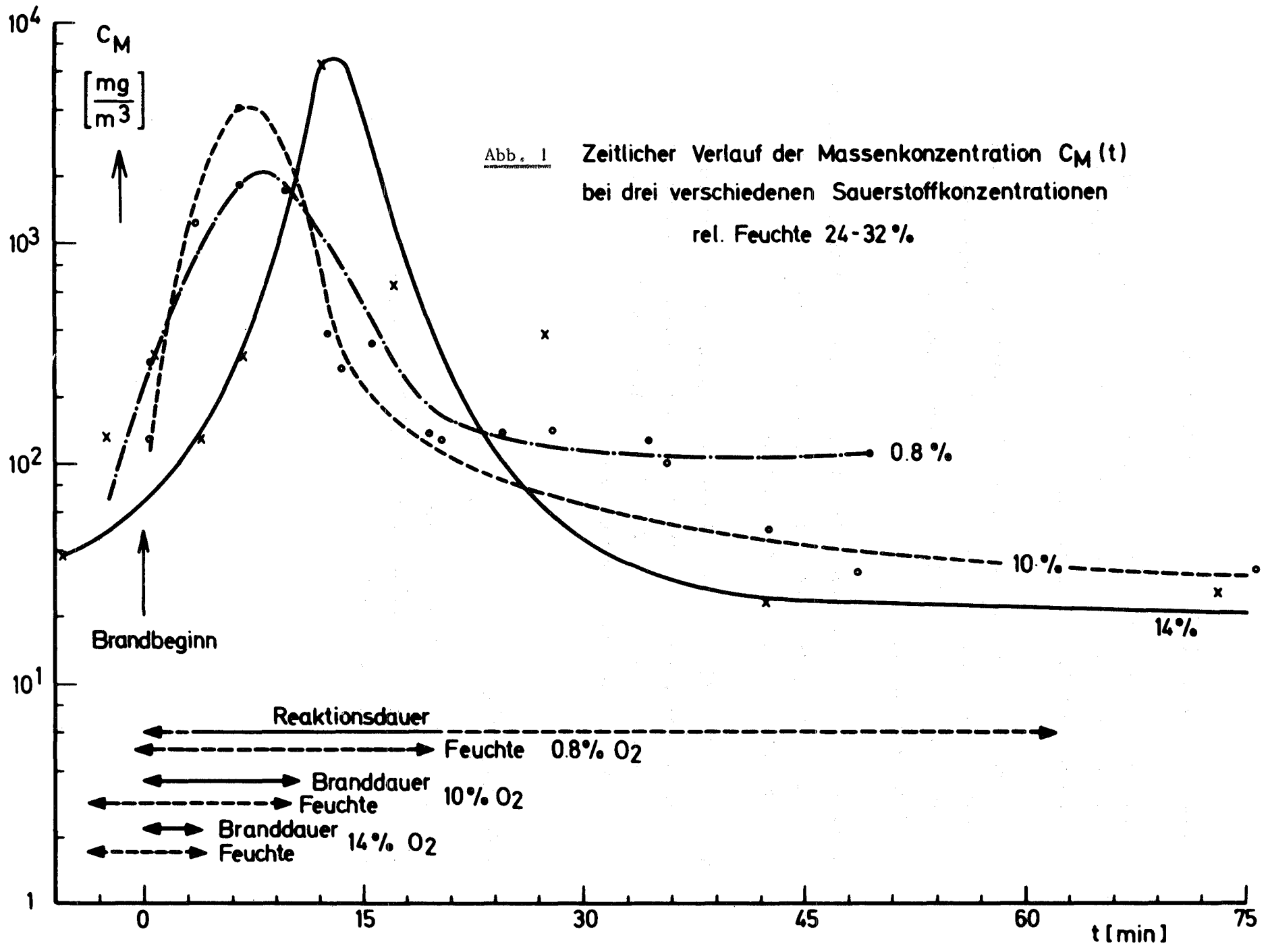
Die Abb. 6 zeigt einen Versuch bei 21 % O_2 und 30 % rel. Feuchte. Die gestrichelte Kurve gibt das Experiment wieder, die ausgezogene Kurve erhält man aus der Rechnung. Es ergibt sich eine gute Übereinstimmung zwischen modelltheoretischer Rechnung und dem Experiment.

Schlußfolgerungen aus den bisherigen Ergebnissen

- 1) Die Aerosolerzeugungsraten sind im Bereich der experimentellen Grenzen fast unabhängig von der Brandfläche, aber deutlich proportional der Sauerstoffkonzentration.
- 2) Die maximalen Massenkonzentrationen bei großen und kleinen Sauerstoffkonzentrationen liegen etwa bei 1 - 10 g/m³. Im mittleren Konzentrationsbereich (15 - 35 % O₂) können höhere Werte (10 - 40 g/m³) auftreten.
- 3) Es gibt nur einen geringen Einfluß der Feuchte. Eine hohe rel. Feuchte hat eine geringere luftgetragene Natriumoxidaerosolkonzentration zur Folge, als eine kleinere rel. Feuchte.
- 4) Mit Hilfe einfacher Modellvorstellungen (also der physikalischen Einzelprozesse, wie Aerosolerzeugung, Thermophorese und einer die Koagulation berücksichtigenden Sedimentation) kann man sich den Massenkonzentrationsverlauf erklären.

Veröffentlichung:

L. Böhm, S. Jordan, W. Schikarski,
Aerosolverhalten bei Natriumbränden im SNR-Containment,
Reaktortagung 1973, Karlsruhe



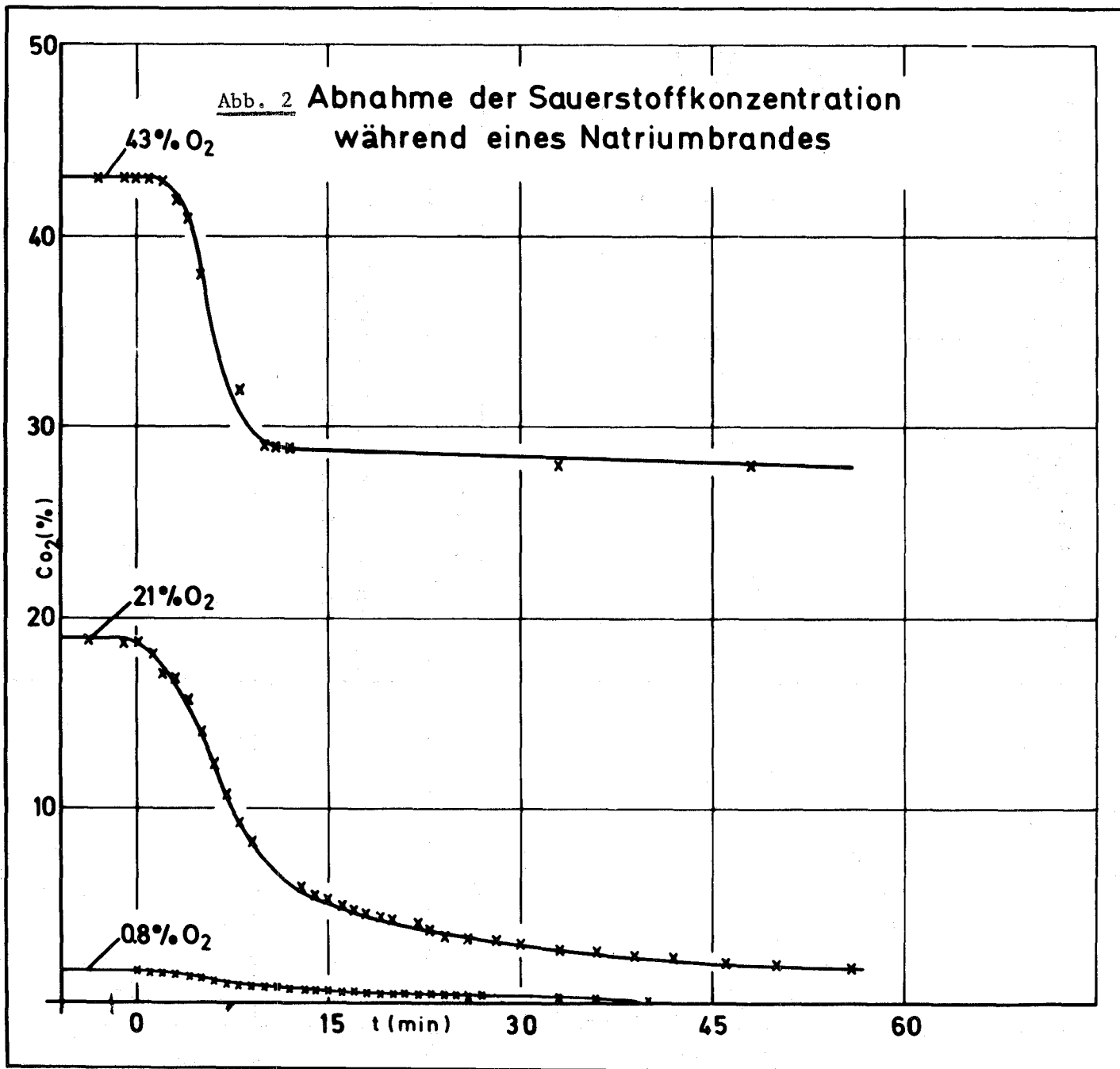


Abb. 3

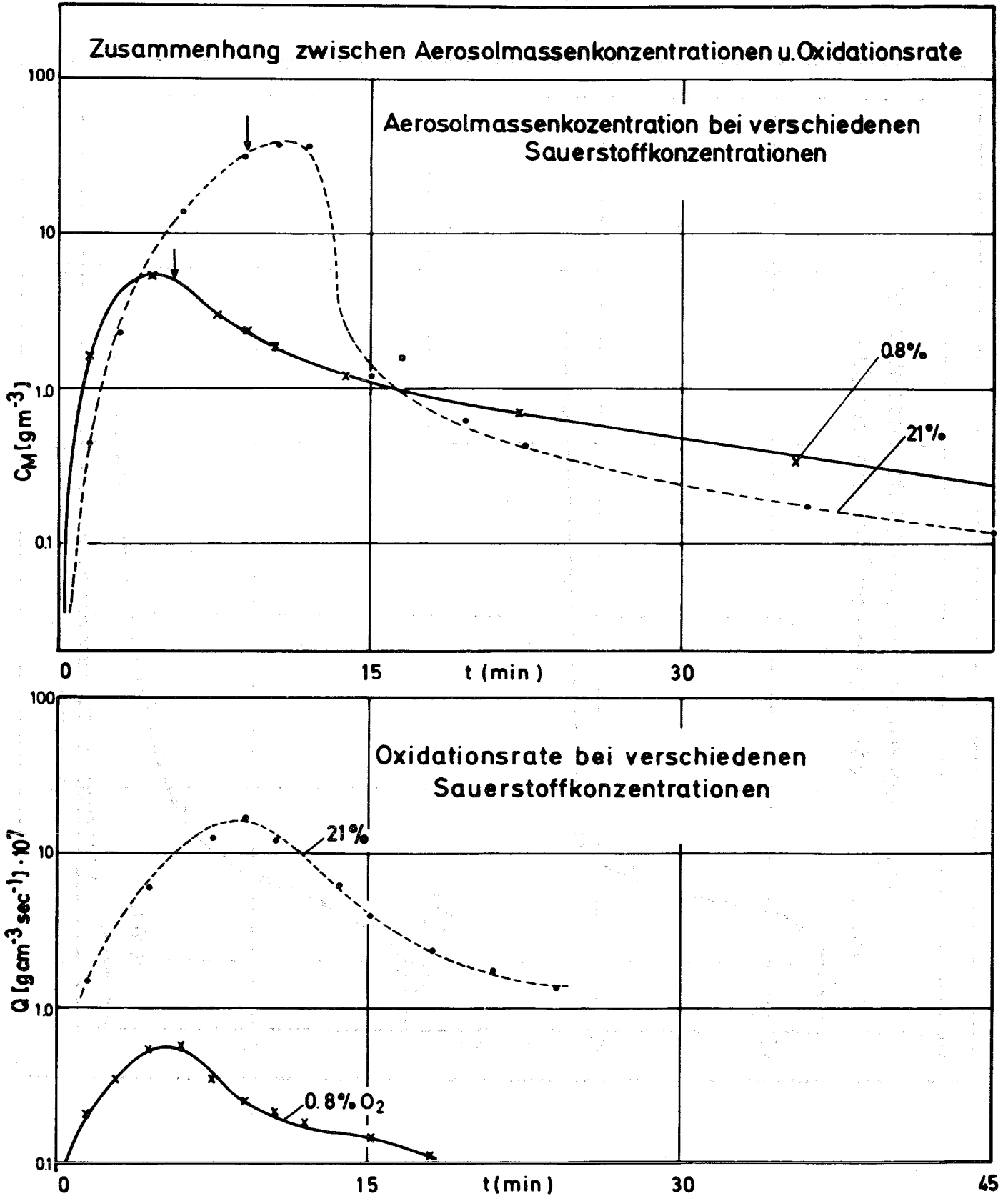


Abb. 4 Aerosolmassenkonzentrationen bei Natriumbränden
mit verschiedenen relativen Anfangsfeuchten
250g Natrium, 21% O₂

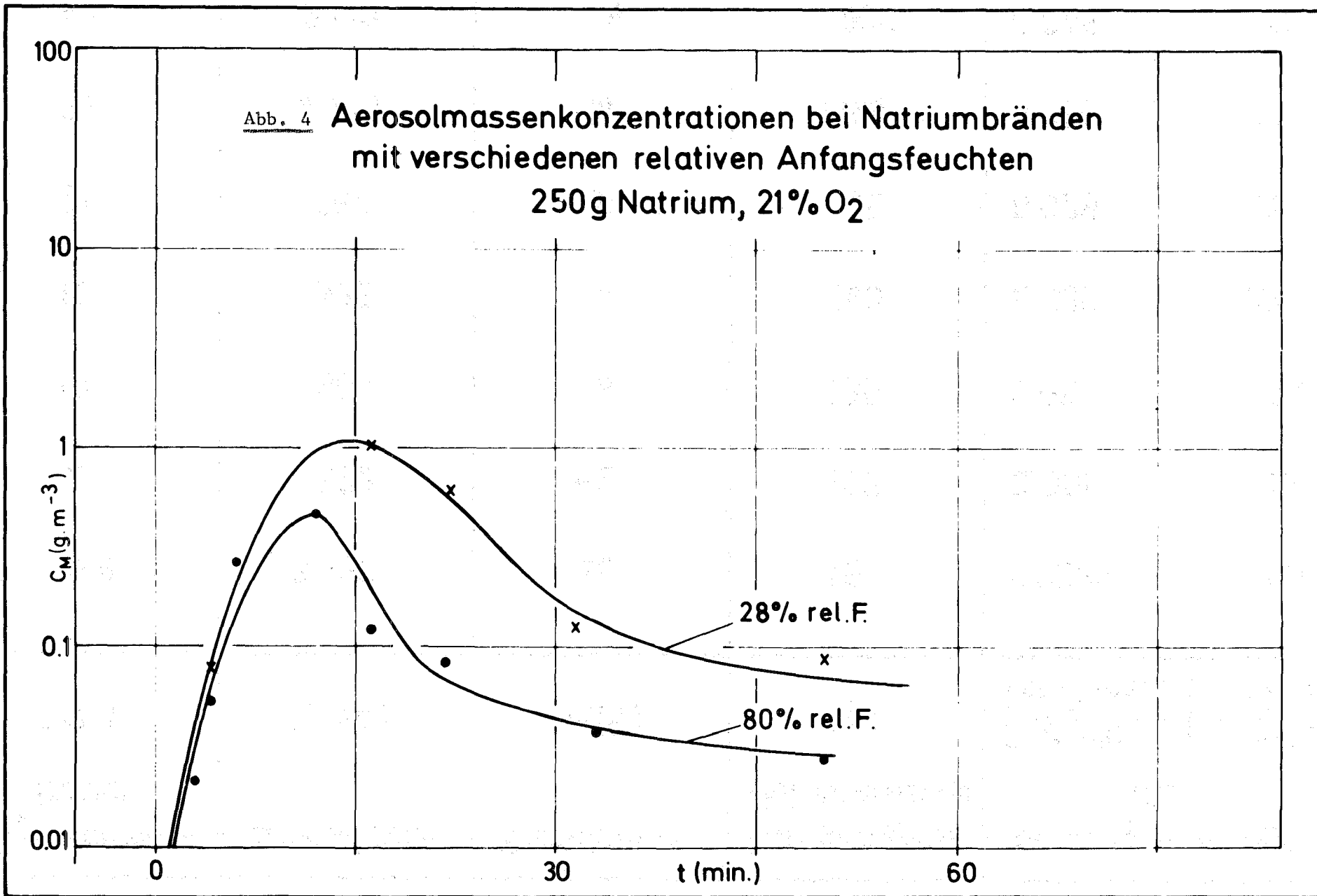
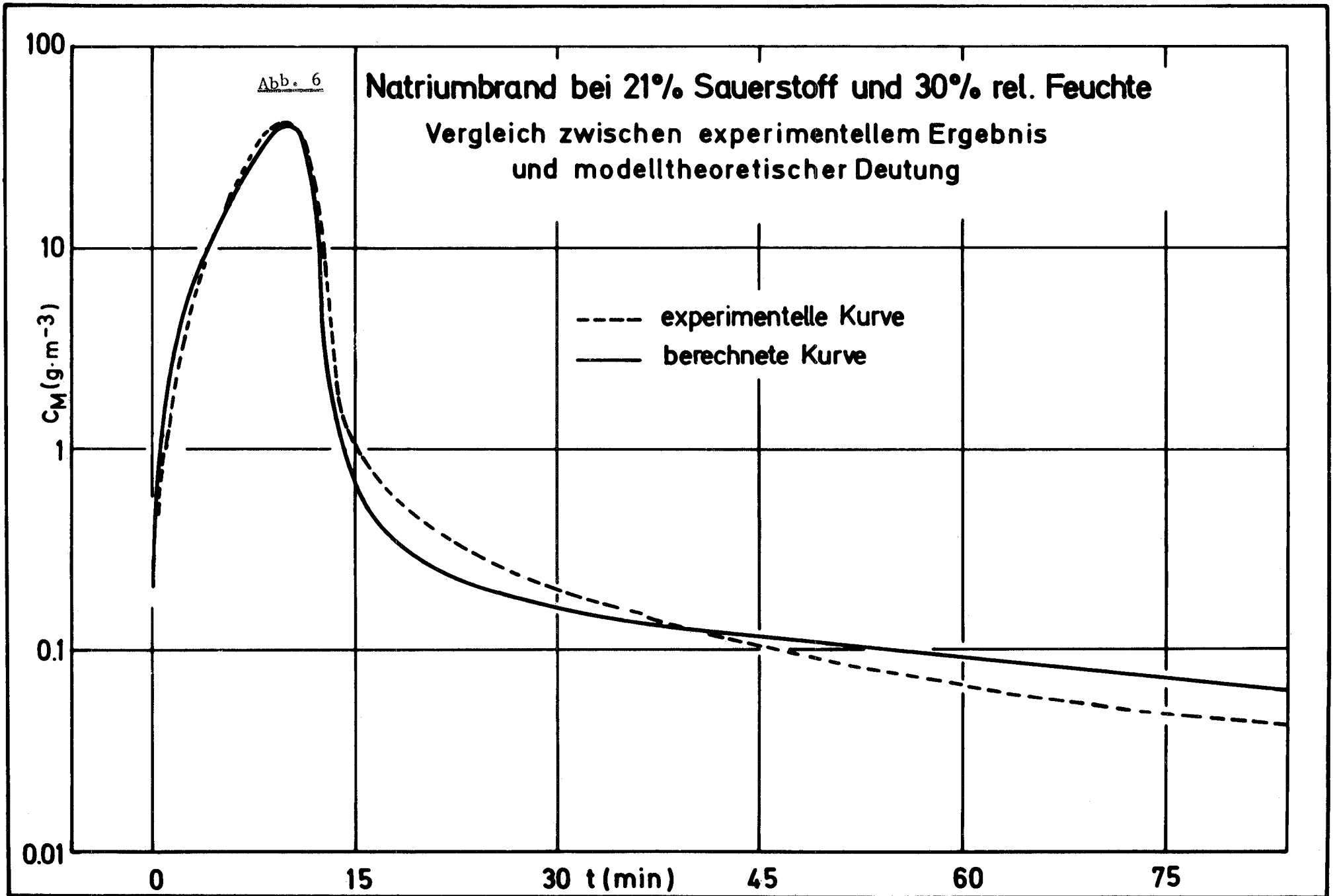


Abb. 5

O ₂ -Konzentration [%]	Brandfläche [cm ²]	Branddauer [min]	Luftgetragene Natriummenge [g]	Aerosolerzeugungsrate [$\frac{\text{g} \cdot \text{Na}}{\text{cm}^2 \cdot \text{min}}$] [$\frac{\text{kg} \cdot \text{Na}}{\text{m}^2 \cdot \text{h}}$]	
0.8	3 080	60	464	0.0025	1.5
2	392	62	107	0.004	2.4
10	864	6	135	0.014	8.4
14	935	4	149	0.036	22
21	758	6	135	0.029	18
21	4 770	14	1194	0.018	11
43	2 110	8	800	0.048	29



126 NA-TECHNOLOGIE-VERSUCHE1262 Untersuchungen von Reaktorbauteilen1262.2 Betriebsverhalten von Wälzlagern^F

(K. Kleefeldt, IRE) (zuletzt berichtet in KFK 1272/3)

Die Versuchsvorbereitungen hierzu sind mit der Erprobung der Vorrichtung in der NABEA abgeschlossen worden, so daß die 1. Phase, Grundsatzversuche zur Werkstoffauswahl, nach Auslieferung der ersten Prüflager aus Sonderwerkstoffen voraussichtlich im Mai 1973 beginnen kann.

Der Probetrieb bestand aus den Versuchen 0.1 und 0.2 mit Kugellagern aus gewöhnlichem Wälzagerstahl, wobei die für die 1. Phase definierten Standardbetriebsbedingungen (400 °C Na-Temperatur, 800 kp Axiallast, 200 min⁻¹ Drehzahl, 100 h Laufzeit) angestrebt wurden. Im Versuch 0.1 wurde eines der vier eingesetzten Lager bereits nach 6000 Umdrehungen bei einer Axiallast von 430 kp so stark beschädigt, daß der Versuch abgebrochen werden mußte. Die vorläufigen Nachuntersuchungen zeigten starke Aufrauungen und Materialaufschiebungen auf den Laufflächen, die vermutlich in kurzer Zeit zum völligen Festfressen des Lagers geführt hätten. Die übrigen Lager waren hingegen nur schwach aufgeraut und zeigten ein Reibmoment von 6-8 kpcm (gegenüber ca. 4 kpcm in Öl/Fett bzw. ca. 1 kpcm in Wasser). Ihr Zustand war noch als gut zu bezeichnen. Wegen dieses schnellen Ausfalls eines Lagers wurde im Versuch 0.2 abweichend von den Standardbedingungen eine Axiallast von nur ca. 100 kp aufgebracht. Der Versuch lief über 100 h einwandfrei ohne Anzeichen einer Erhöhung des Reibmomentes, welches aufgrund der Messung weniger als 0.5 kpcm betrug. Der Verschleiß war hingegen unzulässig stark.

Diese Vorversuche haben die Erwartung bestätigt, daß Wälzagerstähle für eine Anwendung in Natrium unbrauchbar sind. Sie haben andererseits gezeigt, daß die Versuchsvorrichtung für die geplante Aufgabe⁺ geeignet erscheint, wenngleich sich zwei Verbesserungsmaßnahmen als zweckmäßig erwiesen haben: (1) Eine Schwingungsdämpfung des Reibmomentenaufnehmers und (2) der Einbau einer Probenentnahmeverrichtung zur Überwachung des Oxidgehaltes im Na, deren Bedeutung in letzter Zeit bei Reib- und Verschleißuntersuchungen deutlich

⁺)d.h. Grundsatzversuche mit Sonderwerkstoffen anstelle gewöhnlicher Wälzagerstähle

geworden ist. Beide Verbesserungen wurden eingeleitet.

Daneben wurde ein Rechenprogramm LAPAS (Lagerpassung) begonnen, das die Bestimmung der geeigneten Passung zwischen Ring und Gehäuseteil für die hier interessierenden Werkstoffe, Temperaturen, Geometrien unter Berücksichtigung zulässiger Spannungen und Verformungen erlaubt.

1262.3 Versuche zur Werkstoffpaarung unter Natrium*

1262.31 Verschweißversuche

(F. Huber, K. Mattes, IRE)

Der letzte Verschweißversuch der Versuchsphase III/A ist durchgeführt worden. Hierbei wurden Proben mit gedrehter Oberfläche aus den Werkstoffen Stellite 6, Colmonoy 4, Inconel 718 und 1.4981 eingesetzt. Die Versuchstemperatur betrug 380°C , die Anpreßzeit 72 h und die Anpreßkraft 1100 kp. Unter diesen Bedingungen verschweißte keine der eingesetzten Paarungen.

Nach diesem Versuch wurde die Natriumbehälteranlage für den Einsatz der Vorrichtungen für die Versuchsphase III/B sowie für die Untersuchungen von Wälzlagern gemäß Punkt 1262.2 umgebaut.

Mit den Verschweißuntersuchungen der Phase III/B wird im 2. Quartal 1973 begonnen.

1262.32 Verschleißuntersuchungen in Natrium

(E. Wild, K.J. Mack, IRB)

Untersuchung des Einflusses der Belastung auf das Gleitverhalten von Werkstoffen in flüssigem Natrium.

Zwischen den Distanzplustern an den Brennelementen des SNR 300 werden Pressungen bis 5 kp/mm^2 oder darüber erwartet. Daraus stellte sich die Frage, in wie weit die bei früheren Versuchen unter Standardparametern ($\sigma_N \leq 0,8 \text{ kp/mm}^2$) ermittelten Reibungsbeiwerte für den Originalfall Gültigkeit haben.

Zur Beantwortung dieser Frage wurden in der neuen Teststrecke für translatorisch-oszillierende Bewegung Versuche durchgeführt, bei denen unter Konstanthaltung aller übrigen Parameter die Belastung bis $150 \text{ kp} \hat{=} 6 \text{ kp/mm}^2$ variiert wurde.

Konstante Parameter

Bewegung:	Oszillierend; Amplitude <u>+</u> 5 mm
Gleitgeschwindigkeit:	10 mm/min
Natriumtemperatur:	600 °C
O ₂ -Gehalt des Na:	10 ppm

Die Belastung wurde nach jeweils 10^3 mm Gleitweg stufenweise um 10 kp erhöht. Nach den in Abb. 1 aufgetragenen Ergebnissen ist bei Werkstoffen mit größerer Härte ein Einfluß der Normalbelastung auf die Reibkraft zu erkennen. Bei dem warmfesten austenitischen Stahl 1.4961 und der Nickelbasislegierung Inconel 718 zeigte sich dagegen eine der Belastung direkt proportionale Reibkraft. Diese Unterschiede werden allgemein mit dem werkstoffabhängigen Übergang vom elastischen zum plastischen Kontakt zwischen den Mikrospitzen der Kontaktflächen erklärt. Bei weniger harten Werkstoffen kann dieser Übergang bereits zum Zeitpunkt der ersten statischen Belastung (also vor dem Einsetzen der Relativbewegung) erfolgen, wodurch sich der lineare Verlauf der Kurven für 1.4961 und Inconel erklären läßt.

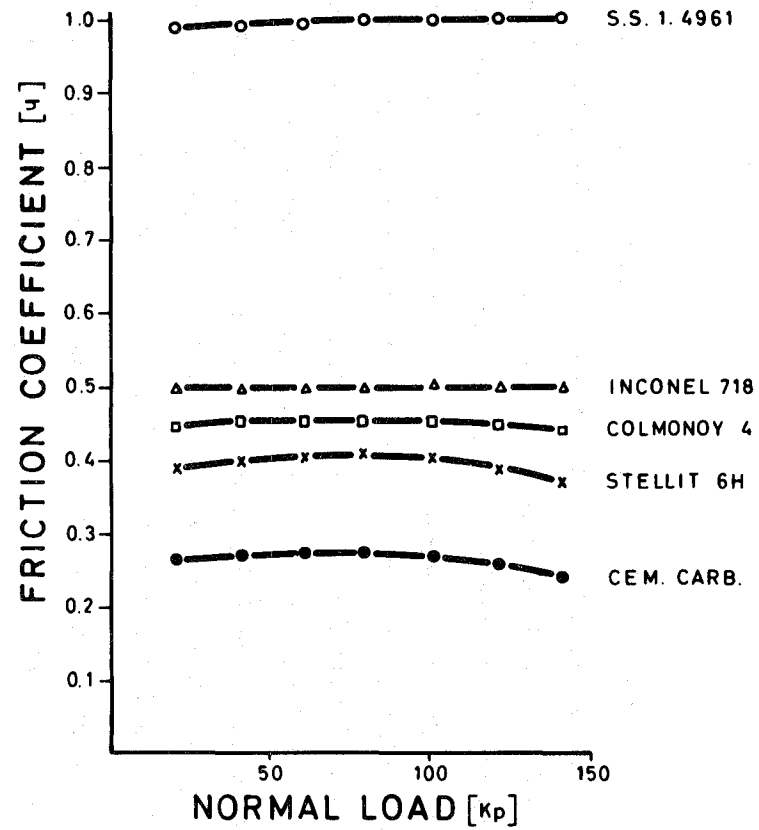
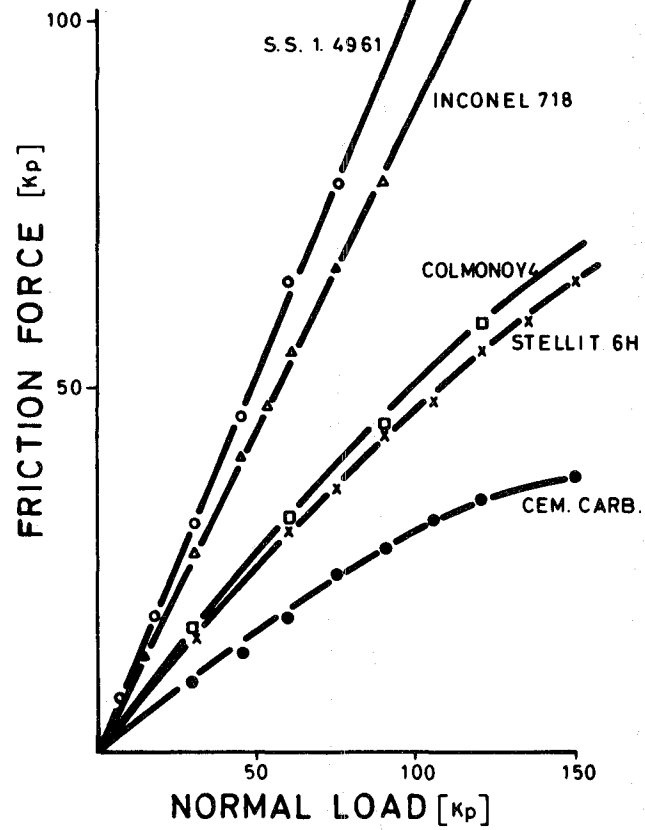
In den Versuchseinrichtungen von Interatom, TNO und GfK werden weitere aufeinander abgestimmte Versuche unter Variation der Natriumtemperatur durchgeführt, die sich voneinander nur durch die Probengeometrien unterscheiden. Die Ergebnisse sollen gemeinsam ausgewertet und miteinander verglichen werden.

Veröffentlichungen:

E. Wild, K.J. Mack

The Friction Characteristics of Steel and Alloys in Liquid Sodium.

Internat. Conf. for Liquid Alkalimetals, Nottingham 4.-6.4.1973



FRICTION BEHAVIOUR OF MATERIALS IN LIQUID SODIUM

Abb. 1

GFK-KARLSRUHE
IRB

1263 Untersuchungen zur thermo- und fluiddynamischen Kernausslegung1263.1 Bestimmung von Temperaturfeldern in Brennstabbündeln*1)Berechnung des thermischen Einlaufes in Brennstabbündeln bei Flüssigmetallkühlung (S. Malang, H.M. Politzky, K. Rust, IRB)

Bei der Untersuchung des Wärmetransportes in strömenden Flüssigmetallen wird der thermische Einlauf in der Regel vernachlässigt. Eine solche Vernachlässigung ist in zahlreichen Fällen, wie z.B. bei längsdurchströmten Brennstabbündeln, nicht zulässig. Die analytische Berechnung des Temperaturfeldes im Einlaufbereich ist selbst für einfachste Kühlkanalgeometrien schwierig und nur mit zahlreichen Vereinfachungen möglich. Meistens wird angenommen, daß der Einfluß des turbulenten Wärmeaustausches im Vergleich zur molekularen Wärmeleitung vernachlässigbar klein ist. Zahlreiche Experimente haben gezeigt, daß dies bei Strömungen in runden Rohren bis zu Pe-Zahlen von etwa 600 eine gute Näherung darstellt. Experimentelle Untersuchungen zur Bestimmung des Massen- und Wärmeaustausches zwischen den Unterkanälen eines natriumgekühlten Stabbündels haben ergeben, daß dieser Wärmeaustausch um ein Vielfaches größer ist, als es bei molekularer Wärmeleitung der Fall wäre. Hieraus kann geschlossen werden, daß die turbulenten Austauschgrößen parallel zu den Kanalwänden wesentlich größer sind als senkrecht zur Wand. Diese Anisotropie hat zwar nur einen geringen Einfluß auf den Wärmetransport von der Wand zum Kühlmittel. Sie muß jedoch berücksichtigt werden bei der Untersuchung des Wärmetransportes zwischen den einzelnen Unterkanälen.

Vereinfacht wird das Problem durch die vernachlässigbar geringe Temperaturabhängigkeit der Stoffgrößen ρ , c_p und ν . Hierdurch ist es möglich, die Geschwindigkeitsverteilung und die turbulenten Austauschgrößen für den Wärmetransport getrennt von der Berechnung des Temperaturfeldes zu bestimmen. Mit diesen Vereinfachungen unter zusätzlicher Vernachlässigung der axialen Wärmeleitung wurde ein Rechenverfahren zur Bestimmung des Temperaturfeldes im Einlaufbereich bei Flüssigmetallströmung entwickelt. Hierbei können das Geschwindigkeitsfeld sowie die orts- und richtungsab-

1) Letzter Bericht in KFK 1272/3

hängigen turbulenten Austauschgrößen für beliebige Kühlkanalgeometrie bei beliebigen Anfangs- und Randbedingungen berücksichtigt werden. So läßt sich z.B. bei der Bestimmung des Temperaturfeldes in einem Stabbüdel die azimutale Wärmeleitung in den Stäben berücksichtigen.

Bei dem Rechenverfahren wird ein Koordinatensystem verwendet, das sich mit der mittleren Kühlmittelgeschwindigkeit in Strömungsrichtung bewegt. Damit läßt sich das Problem sehr einfach mit einem auf der Relaxationstheorie der Thermodynamik beruhenden Differenzenverfahren lösen.

1263.2 Untersuchungen im exzentrischen Ringraum*

(S. Fenyi, IMF; D. Weinberg, IRB)

Aus den experimentellen Untersuchungen im exzentrischen Ringraum sollen Temperaturverteilungen sowie turbulente Austauschgrößen angegeben werden. Geschieht die Ermittlung der Austauschgrößen über den Temperaturgradienten, so ist dazu ein Rechenprogramm erforderlich. Hierfür bietet sich das in [1] vorgeschlagene und in [2] erweiterte Modell an. Für einen speziellen Fall wurden Ergebnisse in [3] mitgeteilt. Ziel der jetzigen Untersuchungen war es, die Rechenmethode auf den zweidimensionalen Fall des exzentrischen Ringraums zu erweitern. Diese Geometrie erforderte es, Bipolarkoordinaten zu benutzen.

Da für das zu verwendende nichtlineare Turbulenzmodell nur Differenzenverfahren in Frage kommen, wurde die Genauigkeit dieser numerischen Methode für den laminaren Fall geprüft, für den eine analytische Lösung existiert.

Aus der Literatur ist ein Vergleich [4] zwischen analytischer Lösung und einer $O(h^4)$ -Näherung bekannt. Die numerischen Ergebnisse sind auf zwei dezimale Stellen verglichen mit der analytischen Lösung genau. Am numerischen Aufwand für die $O(h^4)$ -Näherung gemessen ist die erreichte Genauigkeit gering. Mit kaum größerem Aufwand wurde die $O(h^6)$ -Differenzenformel angewendet, die eine vierstellige Übereinstimmung mit den analytischen Werten ergibt (Tab. 1). Die Matrixinversion wird jedoch problematischer. In [5] wird dazu näher Stellung genommen.

Die Abb. 2 stellt die Geschwindigkeitsverteilung für den Fall $r_1/r_2 = 0,500$, $\epsilon = 0,296$ dar.

Literatur

- [1] N.I. Buleev
Theoretical model of the mechanism of turbulent exchange in fluid flows
AERE-Trans 957 (1963)
- [2] H. Ramm, K. Johannsen
Radial and tangential turbulent diffusivities for heat and momentum transfer in liquid metals
Trogir, Jugoslawien, 6.9.-11.9.1971
- [3] PSB - 2. Vierteljahresbericht 1972
KFK 1272/2 (Okt. 1972), 1263.2
- [4] P. J. Redberger, M.E. Charles
Axial laminar flow in a circular pipe containing a fixed eccentric core.
Can. J. Chem. Engng. 40 (1962), 148 - 151
- [5] S. Fenyi, D. Weinberg
Berechnung der zweidimensionalen laminaren Geschwindigkeitsverteilung für den exzentrischen Ringraum
(in Vorbereitung)

Tabelle 1: Geschwindigkeitsverteilung im exz. Ringraum
 $r_1/r_2 = 0,500$; $\xi = 0,296$; $v = +\pi$

$u (v = +\pi)$	analyt.Lösung	$O(h^4)$ -Näherung	$O(h^6)$ -Näherung
1.4436	0.0	0.0	0.0
1.3874	0.201027	0.20012	0.201025
1.3312	0.378384	0.37665	0.378390
1.2750	0.528041	0.52557	0.528051
1.2187	0.644523	0.64123	0.644535
1.1625	0.720483	0.71695	0.720497
1.1063	0.746097	0.74226	0.746102
1.0500	0.708168	0.70436	0.708156
0.9938	0.588883	0.58556	0.588843
0.9376	0.363980	0.36180	0.363903
0.8814	0.0	0.0	0.0

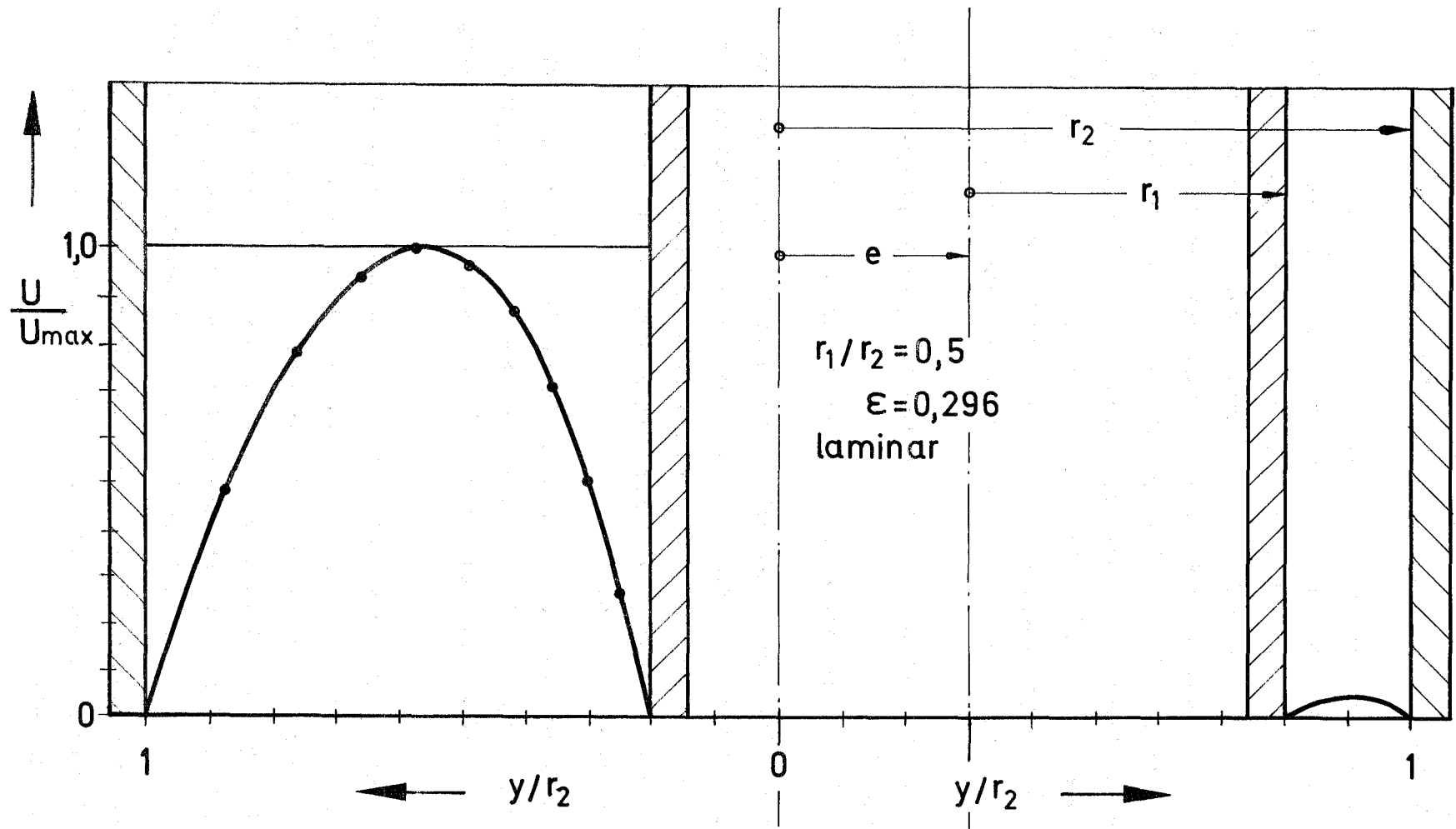


Abb.2 Laminares Geschwindigkeitsprofil in einem exzentrischen Ringraum an der Stelle $\varphi = 0^\circ$ ($v = +\pi$), $r_1/r_2 = 0,500$, $\epsilon = 0,296$

1263.3 Lokale Wärmeübergangsmessungen an Bündelgeometrien *1)

(M. Kolodziej, R. Möller, H. Tschöke, IRB)

Die Konstruktion der Teststrecke für Bündel mit beheizten Stäben wurde einschließlich der Einbauten und Instrumentierung in ihrer Grundkonzeption fertiggestellt. Wesentliches Merkmal der weiterentwickelten Meßanordnung ist eine Einheit aus drei benachbarten drehbaren Stäben (in der bisherigen Konzeption waren die drehbaren Stäbe aus konstruktiven Gründen getrennt voneinander angeordnet), die an beliebiger Stelle im 19-Stabbündel angeordnet werden kann und deren Abdichtung nach außen mittels einer einheitlichen Gefrierstopfbuchse erfolgt. Diese Anordnung gestattet jetzt u.a. die lückenlose Bestimmung der Temperaturprofile derjenigen Stabwandabschnitte, die einen interessierenden charakteristischen Unterkanal einschließen.

1263.4 Untersuchungen zur Kühlmittelquervermischung in Na-gekühlten Brennelementen*

(K. Bätzke, E. Baumgärtner, H.H. Frey, H. Hoffmann, IRB)

Wendelförmige Abstandshalter (Wendeldrähte, Wendelrippen) verursachen entlang der Bündelkastenwand eine Drallströmung, welche dem Drehsinn der Abstandshalter folgt. Der Einfluß dieser Drallströmung auf die mittleren Teilkanaltemperaturen im Bündelquerschnitt wurde rechnerisch mit Hilfe von [1] untersucht. Es ergab sich:

- Temperaturdifferenzen zwischen Teilkanälen im Wandbereich werden durch die Drallströmung abgebaut. Dies gilt insbesondere für Wendelrippen-Abstandshalter. Der Effekt ist umso größer, je geringer die Wendelsteigung ist.
- Die Drallströmung bewirkt im Schiefastfall eine Harmonisierung der Temperaturvariation am Umfang der Kastenwand. Dieser Effekt ist umso wirksamer, je intensiver kühleres Fluid in heißere Zonen gelangt (Abb. 3). Bei gleicher Bündellänge und Bündelgröße ist die sich einstellende Temperaturdifferenz gegenüberliegender Brennelementkastenwände umso geringer, je kleiner die Wendelsteigung (Abb. 3a, 3b) und je kleiner das Bündel ist (Abb. 3c).
- Die maximalen, mittleren Teilkanaltemperaturen im Bündelquerschnitt im Schiefastfall werden nur dann abgebaut, wenn sie unmittelbar im Bereich der Kastenwand auftreten.

1)Zuletzt berichtet in KFK 1272/3

Diese Rechnungen wurden in ersten Schiefplastexperimenten an einem partiell beheizten 61-Stabbündel mit Spiraldrahtabstandshalter in Natrium-Strömung untermauert.

Hierbei wurden die Rechenergebnisse durch Variation des dem Drehsinn der Abstandshalter folgenden Strömungsanteils ("EF" gemäß Definition in [17]) den experimentell ermittelten Kühlkanal-Mittentemperaturen im Bereich der Kastenwand zugeordnet.

Um einen Einblick in die kastenwandnahen Strömungsverhältnisse zu erhalten, wird eine Teststrecke erstellt, in welche die für die Quervermischungsversuche benutzten Stabbündel eingesetzt werden können (Abb. 4). Die Bündel sind in der Teststrecke axial zu verschieben, die richtungsabhängige Strömung im Bereich der Kastenwand visuell zu beobachten.

Literatur

[17] W. Baumann

MISTRAL-II, Thermohydraulischer Mischströmungsalgorithmus für Stabbündel.

KFK-1605

1263.5 Entwicklung elektrischer Heizelemente*

1. Erprobung von Heizstäben

(V. Casal, E. Graf, W. Hartmann, G. Henrich, IRB)

Das Ziel der ersten Entwicklungsstufe ist es, Heizstäbe für Sicherheitsexperimente (1233) in flüssigem Natrium zu entwickeln und zu erproben. Sie sollen mit den äußeren Abmessungen eines Schnell-Brüter-Brennstabes herstellbar sein und bei max. Natriumtemperaturen von 950 °C Leistungsdichten von 170 W/cm² ermöglichen. Die geforderte Lebensdauer soll mindestens 10 Stunden betragen und mindestens 100 Schnellabschaltungen gewährleisten.

Die bisherigen Ergebnisse der experimentellen Erprobung haben gezeigt, daß bei den geforderten Leistungsdaten mit den entwickelten Heizleitern Standzeiten von mindestens 30 h möglich sind bei zusätzlicher 300-maliger schockartiger Zu- und Abschaltung der Leistung. Bei diesen Zyklen schwankten die Natriumaustrittstemperaturen in der Teststrecke zwischen 950 und 650 °C. Abb. 4 zeigt einen Längsschliff durch einen derartigen Heizstab.

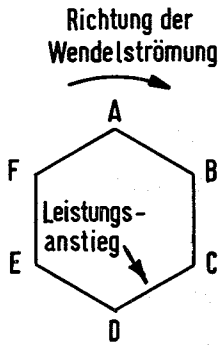


Abb. 3a

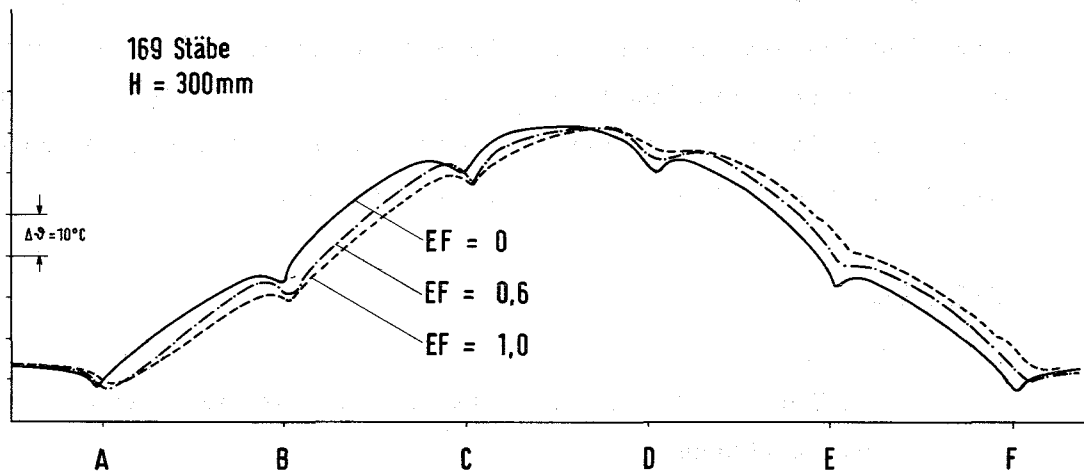
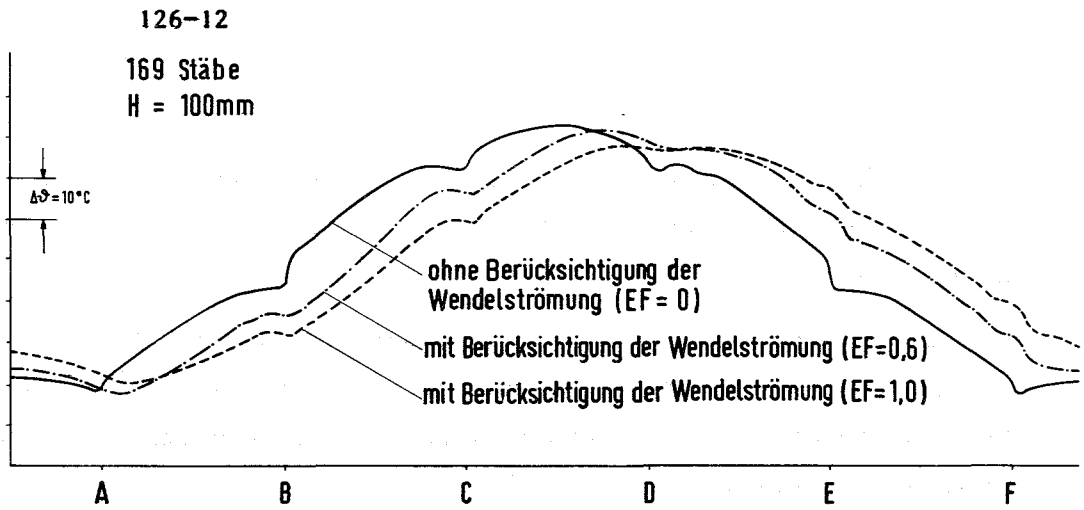


Abb. 3b

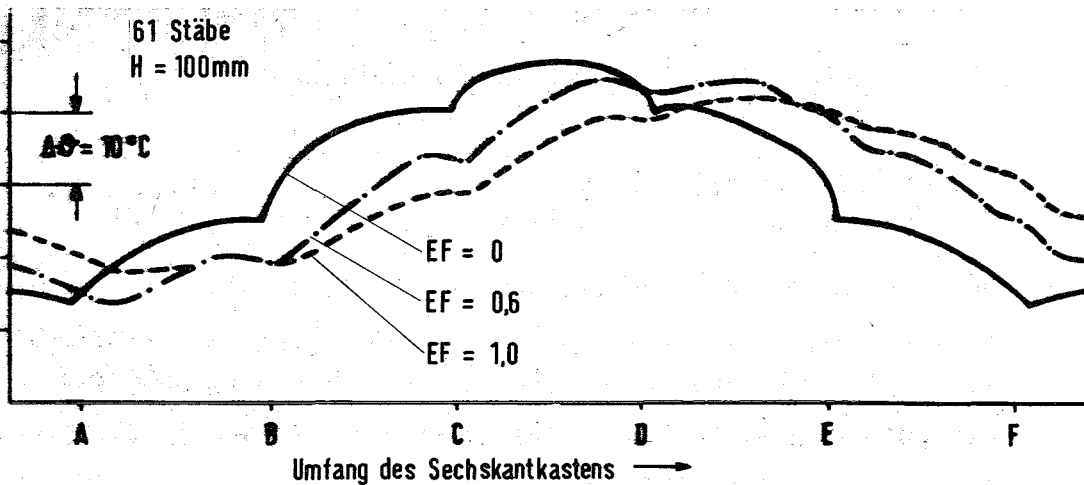


Abb. 3c

Betriebsdaten:

mittlere Stableistung: 485 W/cm
Na- Aufheizspanne: 180 ° C
Extreme Schiefast: $\Delta X = 20\text{W/cm}$
pro Stabreihe
Mischrate: 30%/cm (H=100)
10%/cm (H=300)

Geometrie des Bündels:

Abstandshalter: 1 Wendeldraht
Steigungshöhe H= 100, 300mm
Stabanordnung: hexagonal p/d = 1,32
Stablänge: 1000 mm (beheizt)
Stabdurchmesser: 6 mm

Abb.3 Mittlere Kühlmitteltemperaturen in den Teilkanälen am Umfang der Kastenwand

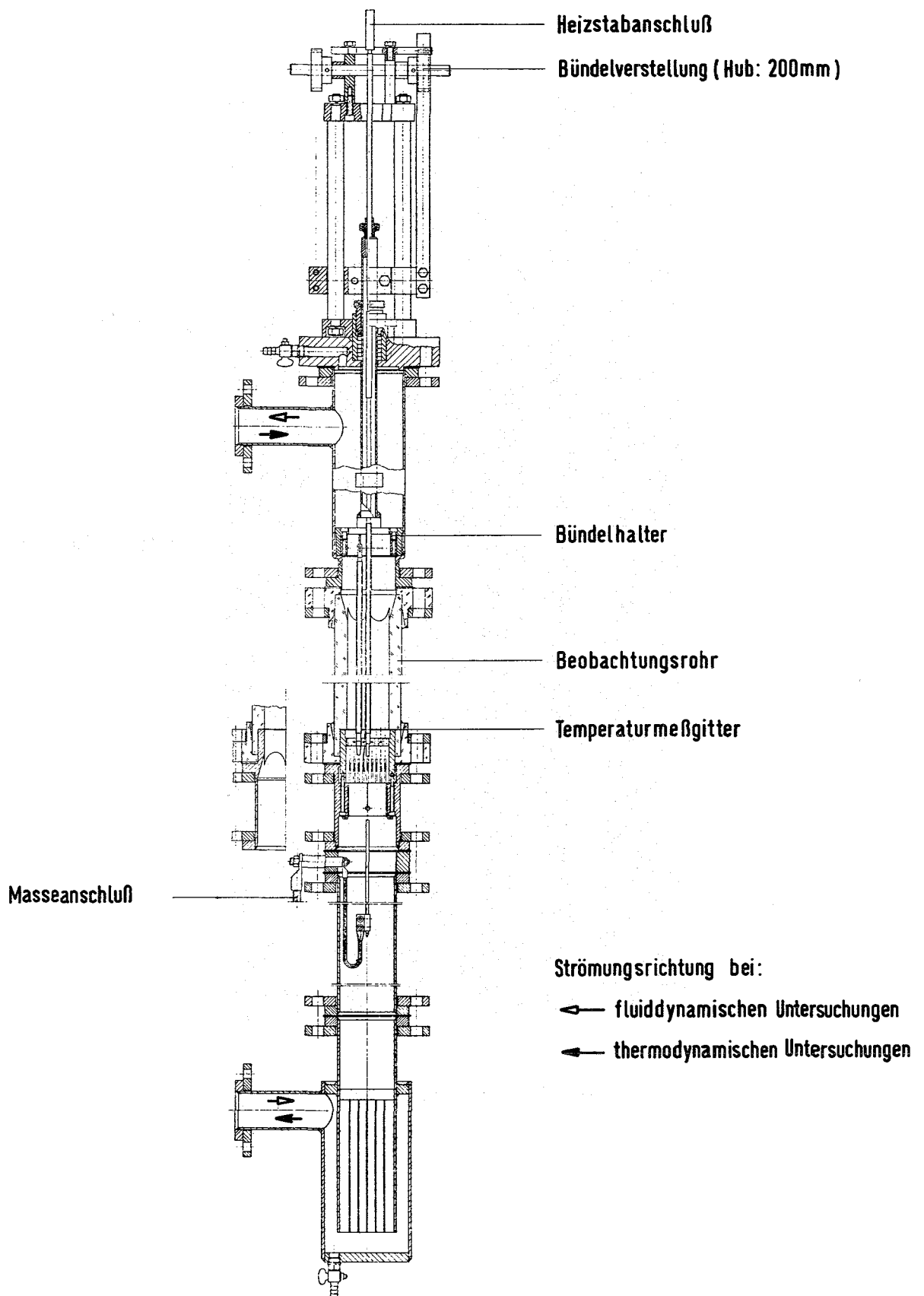
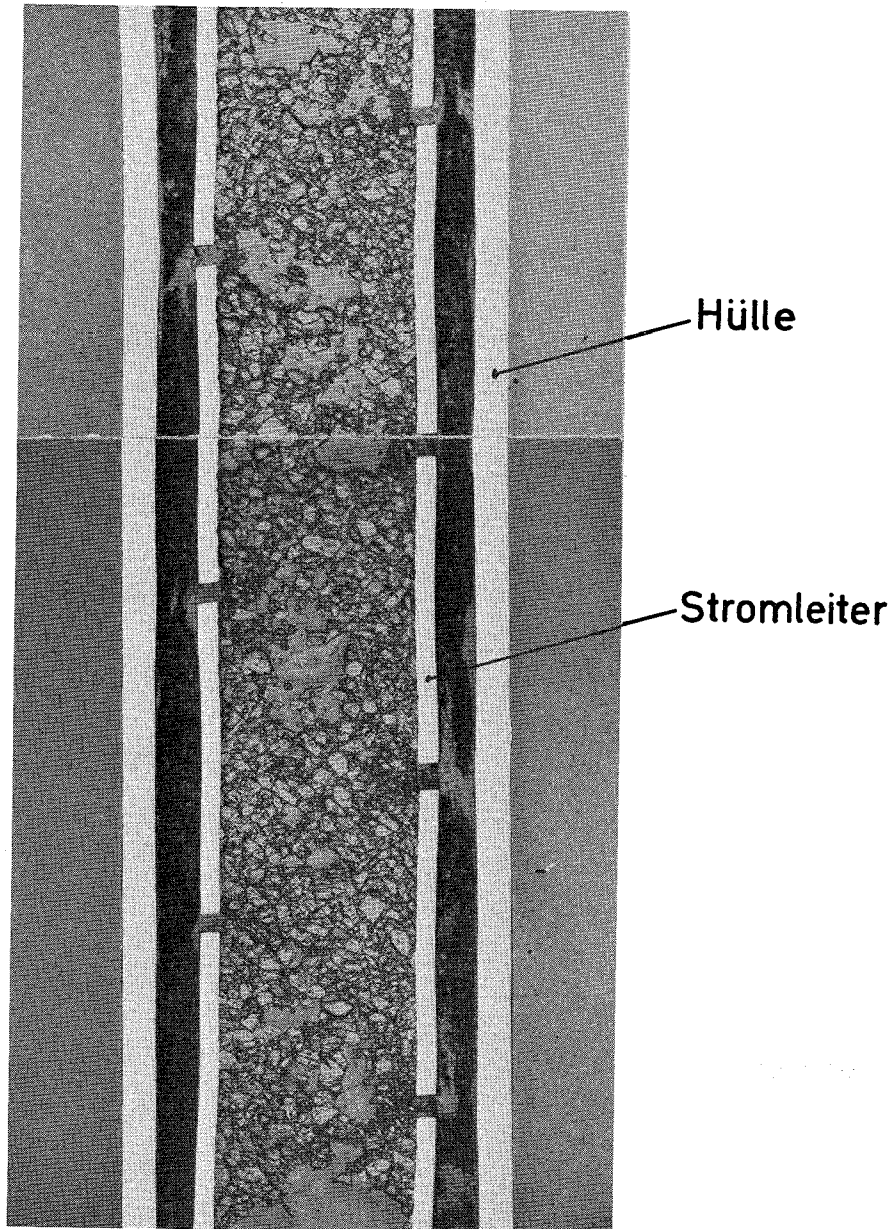


Abb. 4 Untersuchungen von Strömungsvorgängen in der Bündelrandzone-Teststrecke



Außendurchmesser 6mm

Abb. 5 Längsschliff durch einen elektrischen Heizstab mit Bornitridisolation.

2. Heizstabprüfgerät

(K. Hitzig, IRB)

Mit dem Heizstabprüfgerät lassen sich hauptsächlich Fehler des Isolationsmaterials und an Kontaktstellen ermitteln. Dazu werden die Stäbe einzeln mit einem sinusförmigen Prüfstrom bis 80 A beaufschlagt. Ist der Stab fehlerbehaftet, so erfolgen kurzzeitige Änderungen seines Widerstandes (im Millisekundenbereich). Die hierdurch hervorgerufenen Stromänderungen werden mit einer geeigneten Elektronik erfaßt und mit einem Zähler registriert. Die Prüfung mehrerer 100 Stäbe hat bisher folgendes gezeigt:

- 1) Alle Stäbe zeigen fast ausnahmslos nach ihrer Fertigstellung bei einer Prüfzeit von 1 h bis zu 10 Durchschläge. Hierdurch findet eine gewisse Regeneration des Stabes statt.
- 2) Stäbe, die bei einer Prüfzeit von wiederum 1 h erneut mehrere Durchschläge aufweisen, müssen als ungeeignet angesehen werden. Dennoch eingebaute Stäbe haben durchweg eine kurze Lebensdauer erbracht.
- 3) Stäbe, die von Anfang an mehr als 10 Durchschläge/h aufweisen, sollten nicht eingesetzt werden.
- 4) Dieses Verhalten gilt sowohl für Stäbe mit Magnesiumoxid als auch mit Bornitridisolation.

Insgesamt wurden für folgende Versuche einzelne oder mehrere Heizstäbe getestet:

Korrosionsversuche, Natrium	(1141.1, 1141.2)
Korrosionsversuche, Dampf	(1142.2)
Heizstabentwicklung	(1263.5)
Siederversuche, IRE	(1233.4)
Bestrahlte Heizstäbe der Fa. Interatom	

3. Sicherheitssystem

(K. Hitzig, IRB)

Zur Überwachung des Betriebszustandes einzelner Heizstäbe oder von Heizstabgruppen wurde ein Sicherheitssystem zur Schnellabschaltung der elektrischen Stromversorgung entwickelt und gebaut. Hauptziel dieser Entwicklung war es, zu gewährleisten, daß bei auftretenden Defekten ein Abbrennen bzw. Abschmelzen des Heizstabes und damit eine Beschädigung der gesamten Teststrecke vermieden wird. Dies wurde auf folgende Weise realisiert:

Der einem Heizstab zugeführte Strom liefert über einen Shunt eines der möglichen Überwachungssignale. Die Signale eines oder mehrerer Heizstäbe werden nach ihrer Gleichrichtung und Verstärkung auf Odereingänge des Sicherheitssystems geschaltet. Überschreitet der größte anstehende Istwert den an einem Digitalpotentiometer eingestellten Grenzwert, so führt dies zu einem Abschaltsignal.

Weitere mögliche Überwachungssignale sind der Durchfluss, oder beispielsweise der Höhenstand einer Flüssigkeit. Man erhält auch hier Abschaltsignale, sobald ein vorgewählter Grenzwert unterschritten wird. Durch eine entsprechend ausgelegte Elektronik konnte die Zeit vom Beginn der Überschreitung eines vorgegebenen Grenzwertes bis zum Anstehen des Abschaltsignals unter 0,5 ms gehalten werden. Dieses Abschaltsignal wirkt bei einer Stromversorgung mit Thyristoren und Transduktoren direkt auf deren Ansteuerung. Damit erreicht man Gesamtabschaltzeiten unter 10 ms. Bei Gleichstromversorgung wirkt das Abschaltsignal auf einen Schnellschalter, dessen Abschaltzeit von der Industrie mit etwa 5 ms angegeben wird.

Um noch kürzere Abschaltzeiten zu erreichen, wurde ein Thyristorschalter entwickelt und gebaut. Der fertiggestellte Prototyp erlaubt es, Gleichströme bis etwa 250 A in einer Zeit von weniger als 1 ms abzuschalten.

Folgende Prüfstände wurden bereits mit entsprechenden Anlagen ausgerüstet oder sind im Bau:

Korrosionskreislauf (HTP), Natrium	(1141.1, 1141.2)
Korrosionskreislauf (HKW), Dampf	(1142.2)
Heizleiterprüfstand	(1263.5)
Versuchskreislauf, Interatom	

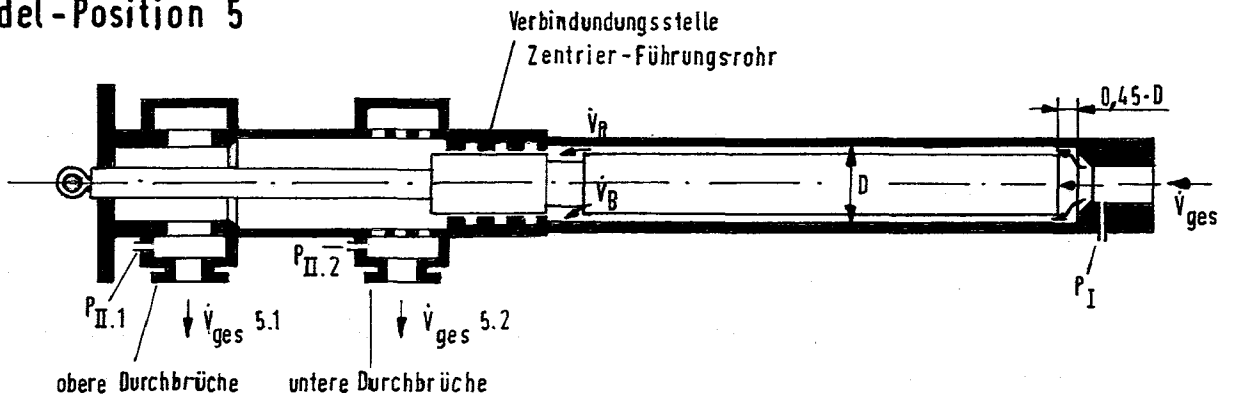
1264 Hydraulische Untersuchungen am SNR-300-Absorber*
(K. Marten, IRB)

Die im IV. Quartal 72 durchgeführten Versuche zur Interpretation der Druckverlustbeiwerte des Absorber-Bündels wurden durch einen weiteren Versuch ergänzt. Bei den bisherigen Betrachtungen war davon ausgegangen worden, daß in dem Spalt zwischen Füllstäben und Bündelhüllrohr der Durchsatz dem Flächenanteil entspricht. Bei einer mittleren Spaltbreite von 0,21 mm ist der Flächenanteil am freien Bündelquerschnitt 6,5%, der anteilige Durchsatz bei

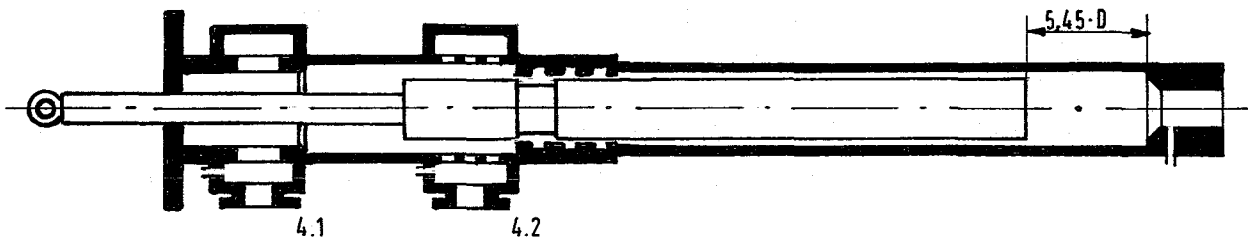
max. Druckverlust aber nur 1,4% des Bündeldurchsatzes. Da der Anteil am Bündeldurchsatz vernachlässigbar klein ist, wurden die Druckverlustbeiwerte ohne Berücksichtigung der Spaltfläche berechnet. Die so ermittelten Werte weichen max. 3% von den an einem 19-Stabbündel hexagonaler Anordnung ($p/d = 1,125$, $H = 600$ mm) ermittelten Werten ab. Im Berichtszeitraum wurden bei 4 Bündelpositionen (Abb. 6) und konzentrischem Ringraum die Durchsatzverteilungen zwischen Bündel und Ringraum sowie der Gesamtdruckverlust des Absorbers in Abhängigkeit vom Gesamtdurchsatz gemessen. Bei den verschiedenen Bündelpositionen strömte einmal der Gesamtdurchsatz durch die oberen Durchbrüche (5.1; 4.1; 3.1; 2.1) und das andere Mal durch die unteren (5.2; 4.2; 3.2; 2.2). Das Ergebnis dieser Untersuchungen kann wie folgt zusammengefaßt werden (Abb. 7):

- 1.) Es besteht die Abhängigkeit: $\Delta p_{ges} \sim v_{ges}^2$.
Die Bandbreite von Δp_{ges} für alle Bündelpositionen liegt bei $\pm 10\%$.
- 2.) In der untersten Bündelposition 5 (voll eingefahrenes Bündel) ist der das Bündel durchströmende Anteil am Gesamtdurchsatz im Mittel 15%, während bei den Bündelpositionen 4, 3 und 2 der Anteil im Mittel 30% beträgt. Der höhere Bündelanteil ist durch die Drosselwirkung der Verbindungsstelle von Zentrier- und Führungsrohr im Ringraum zu erklären. Die ansteigende Tendenz des Bündelanteils am Gesamtdurchsatz mit zunehmendem Gesamtdurchsatz ist mit den unterschiedlichen Abhängigkeiten der Reibungsbeiwerte vom Durchsatz für Bündel und Ringraum zu erklären.

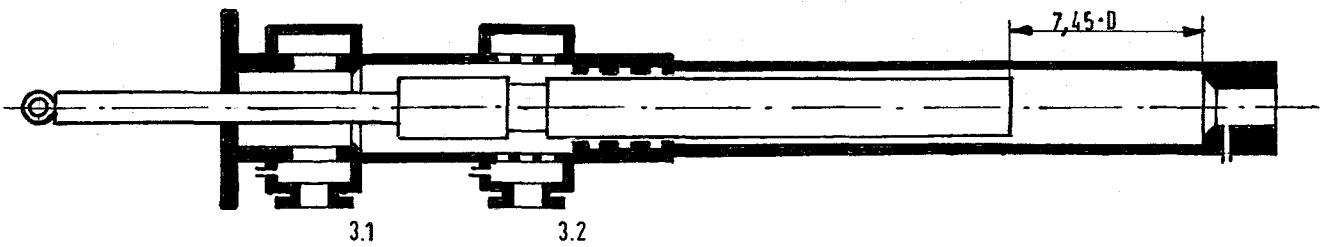
Bündel-Position 5



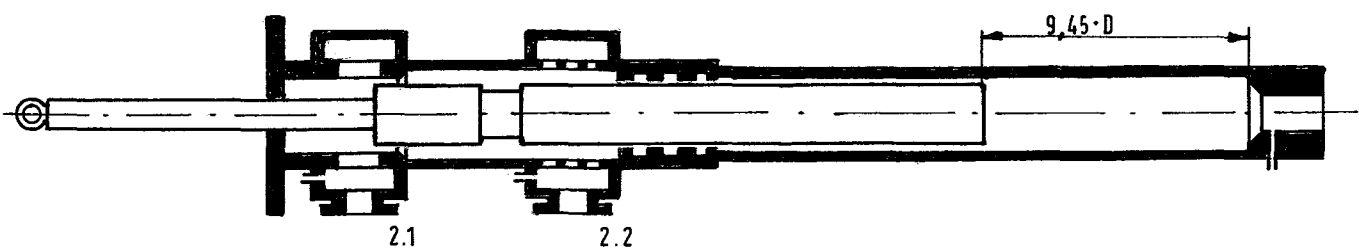
Bündel-Position 4



Bündel-Position 3



Bündel-Position 2



Wenn obere Durchbrüche offen (5.1;4.1;3.1;2.1) sind untere geschlossen und umgekehrt !

Abb.6 Absorbermodell - Schema

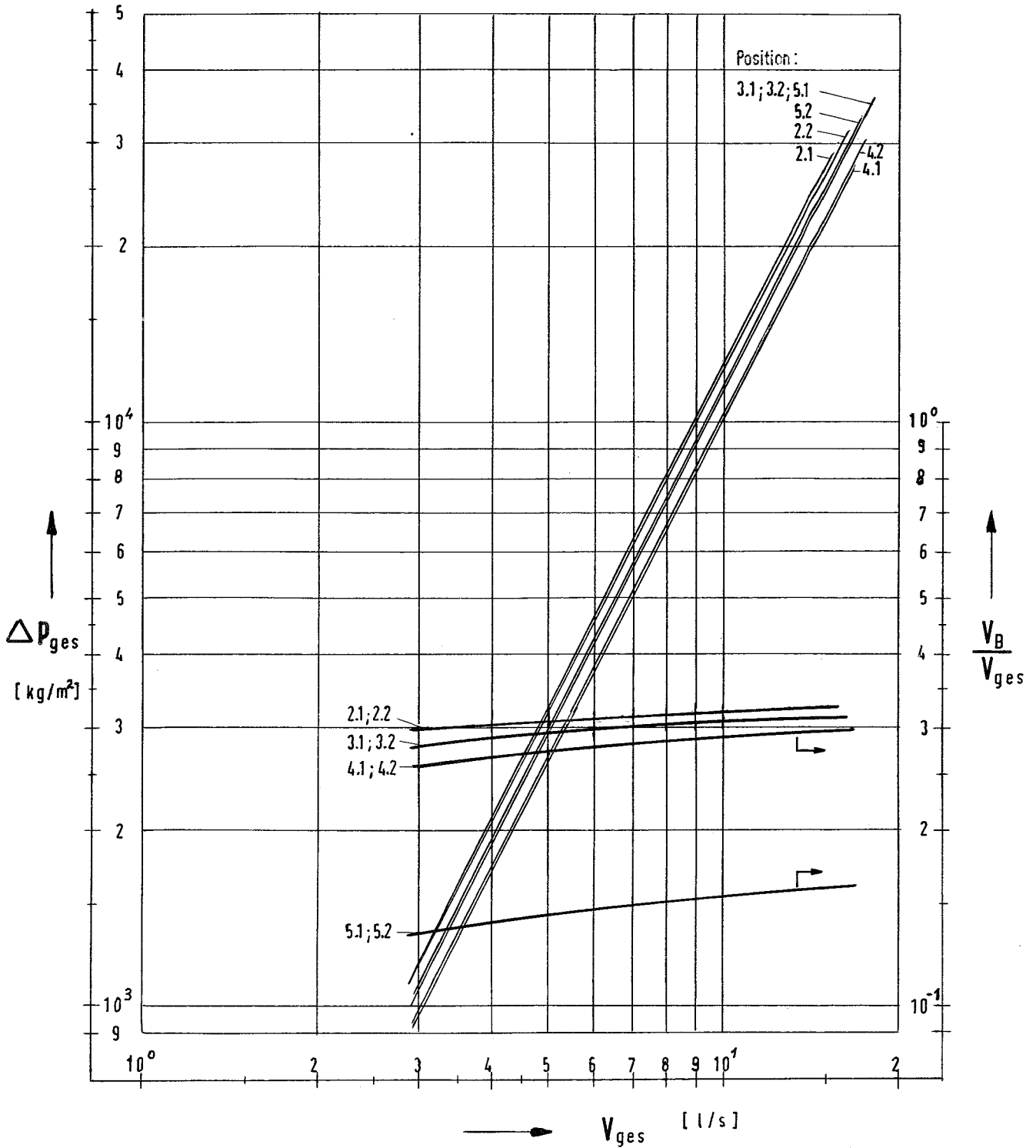


Abb. 7 Gesamtdruckverlust und Durchsatzverteilung in Abhängigkeit vom Gesamtdurchsatz und den Bündelpositionen (Wassertemperatur 80°C)

127. THERMO- UND HYDRODYNAMISCHE VERSUCHE MIT GASFÖRMIGEN MEDIEN1271 Grundlagenexperimente zum Impuls- und Wärmetransport in StabbündelnDruckverlust in konzentrischen Ringspalten mit kleinen Durchmesser-
messerverhältnissen (K. Rehme, INR)⁺

Für einen Reynoldszahl-Bereich von $Re = 2 \cdot 10^4$ bis $2 \cdot 10^5$ wurden der Druckverlust, die Schubspannungs- und die Geschwindigkeitsverteilung in der Strömung an drei verschiedenen Ringspalten mit den Durchmesser-
messerverhältnissen $\alpha = 0.02$; 0.04 und 0.1 untersucht. Hier wird über die Druckverlustmessungen berichtet.

1. Versuchsanlage

Die Versuche wurden an einem offenen Luftversuchsstand durchgeführt. Ein GHH-Schraubenverdichter liefert 0.33 Kg/s Luft mit einem Druck von 4 bar . Über einen Luftkühler, der eine Temperaturregelung der Luft gestattet und einen Wasserabscheider gelangt die Luft in eine Blendenmeßstrecke. Von dort tritt die Luft über ein Filter, in dem Partikel größer als 1 Mikron ausgeschieden werden und einen Schalldämpfer in die Teststrecke ein. Am Eintritt zu dieser Teststrecke liegt ein Strömungsgleichrichter, der im wesentlichen aus einer Lochplatte und einem Drallzerstörer in Form paralleler Röhrrchen besteht.

Die eigentliche Teststrecke besteht aus einem vertikal angeordneten gezogenen Kreisrohrkanal aus Messing mit einem Innendurchmesser von $d_2 = 99.97 \text{ mm}$ und einer Länge von 7500 mm . Die gesamte Länge ist aus drei Schüssen von je 2500 mm zusammengesetzt. Dieser Kanal wurde vorher zu Messungen im Kreisrohr benutzt /1/.

In diesen Kanal wurde im Falle des Durchmesser-
messerverhältnisses $\alpha = 0.1$ ein gezogener Edelstahlstab von $d_1 = 9.98 \text{ mm}$ Durchmesser eingebracht.

⁺) Letzter Bericht: KFK 1272/3

Dieser Stab war ebenso wie das Außenrohr aus drei Teilen von je 2500 mm zusammengesetzt. Außer an den Positionen am Ein- und Austritt wurde der Stab durch zwei Abstandshalter in den Ebenen, wo Außenrohr und Stab unterbrochen waren, in einer konzentrischen Lage fixiert. Am Austritt ist eine Erweiterung auf $d = 140$ mm angebracht, auf der sich der Abstandshalter etwa 60 mm nach dem Austritt befindet. Dieser Abstandshalter ist so gefertigt worden, daß sich die Stege verschieben lassen. Dadurch kann eine genaue konzentrische Lage der Kernrohre eingestellt werden. Ausgemessen wird die konzentrische Lage durch einen Abtaster, wobei über elektrischen Kontakt der Abstand auf 0.01 mm genau bestimmt werden kann.

Als Abstandshalter wurden Stege von 10 mm Länge verwendet, die auf der der Strömung zugewandten Seite gut abgerundet waren und stromabwärts spitz zuliefen. Zunächst wurden Abstandshalter mit drei um 120° versetzten Stegen mit einer Wandstärke von $s = 0.5$ mm verwendet, damit die Strömung möglichst wenig gestört wird.

An den Meßergebnissen der Geschwindigkeits- und Turbulenzverteilung auf zwei zueinander senkrechten Radien zeigte sich dann, daß die Strömung noch sehr stark durch die Abstandshalter beeinflusst war, obwohl die Meßebene 25 Durchmesser des Außenrohres nach dem letzten Abstandshalter lag. Daher wurden die Abstandshalter geändert, und zwar wurden vier um 90° versetzte Stege verwendet, wodurch auf den beiden zueinander senkrechten Radien keine Unterschiede in der Geschwindigkeits- und Turbulenzverteilung mehr festgestellt werden konnten. Diese Symmetrie wurde allerdings durch den Abstandshalter erzwungen, die Störungen der Geschwindigkeits- und Turbulenzverteilung konnten dadurch natürlich nicht beseitigt werden. Leider war es im Falle des 10 mm-Kernstabes nicht möglich, ohne Abstandshalter über die gesamte Länge von 7500 mm auszukommen.

Für die Durchmesserhältnisse $\alpha = 0.02$ bzw. 0.04 wurden Aluminiumdrähte von $d_1 = 1.98$ mm bzw. 3.96 mm Durchmesser als Kern verwendet. Diese Drähte wurden am Eintritt und Austritt durch je einen Abstands-

halter mit verstärkten Stegen von $s = 2.5$ mm Dicke fixiert. Über die gesamte Rohrlänge war kein weiterer Abstandshalter angebracht, so daß sich bis zur Meßebene am Austritt die Strömungsverteilung über 75 Außenrohrdurchmesser ausbilden konnte. Dies wurde dadurch erreicht, daß der Draht gespannt und durch eine Feder im Abstandshalter am Eintritt stets unter Spannung gehalten wurde.

2. Auswertung und Ergebnisse

Der Druckverlustbeiwert λ ist definiert zu

$$\lambda = \frac{\Delta p / \Delta L}{\frac{\rho_f}{2} \bar{u}_m^2} \quad (1)$$

mit \bar{u}_m als der über den Strömungsquerschnitt gemittelten Strömungsgeschwindigkeit, ρ_f als der Dichte der feuchten Luft und mit dem Druckgradienten $\Delta p / \Delta L$.

Die Reynoldszahl errechnet sich über die Beziehung

$$Re = \frac{\rho_f \bar{u}_m d_h}{\eta}, \quad (2)$$

wobei η die dynamische Viskosität und

$$d_h = d_2 - d_1 \quad (3)$$

den hydraulischen Durchmesser bezeichnet.

Der Druckverlust in den drei untersuchten Ringspalten wurde für eine Meßlänge von $L = 2106$ mm bestimmt. Die daraus ermittelten Druckverlustbeiwerte sind in Abb. 1 über der Reynoldszahl dargestellt. Zum Vergleich wurde das Reibungsgesetz für Kreisrohre nach MAUBACH /2/

$$\frac{1}{\sqrt{\lambda}} = 2.035 \text{ Lg } Re \sqrt{\lambda} - 0.989 \quad (4)$$

miteingetragen. Aus den gemessenen Druckverlustbeiwerten ergeben sich folgende Schlußfolgerungen:

- 1) In sehr guter Übereinstimmung mit der theoretisch ermittelten Abhängigkeit, wie sie von EIFLER /3/, TIEDT /4/, MAUBACH /5/ und QUARMBY /6/ angegeben wurde, steigen die Druckverlustbeiwerte mit wachsendem Durchmesser Verhältnis leicht an. Dabei fallen die Meßergebnisse für $\alpha = 0.02$ bei $Re \sim 10^5$ mit den Kreisrohrwerten nach Gl. (4) zusammen und liegen für $\alpha = 0.04$ etwa 1.7 % und für $\alpha = 0.1$ etwa 4 % höher als die Kreisrohrwerte.
- 2) Die Schlußfolgerung von LAWN und ELLIOTT /7/, daß die Druckverlustbeiwerte für parallele Platten etwa 5 % über den Kreisrohrwerten liegt, ist offenbar richtig, besonders wenn man auch die theoretischen Aussagen dazu berücksichtigt. Die weitere Schlußfolgerung von LAWN und ELLIOTT, daß dieser Grenzwert mit wachsendem Durchmesser Verhältnis von oben erreicht wird, wird durch die neuen Meßergebnisse nicht bestätigt. Die Meßergebnisse von LAWN und ELLIOTT für den Ringspalt mit einem Durchmesser Verhältnis von $\alpha = 0.088$, die etwa 8.5 % über den Kreisrohrwerten liegen, sind offensichtlich fehlerhaft.
- 3) Wie mehrfach theoretisch gezeigt werden konnte /3,4,5/ steigt der Druckverlustbeiwert ausgehend von den Kreisrohrwerten rasch auf einen Wert nahe am Wert für parallele Platten an und ändert sich für einen großen Bereich von Durchmesser Verhältnissen praktisch nicht mehr. Dieses Verhalten wird durch die experimentellen Ergebnisse von BRIGHTON /8,9/, JONSSON /10/ und QUARMBY /11/ bestätigt, wobei die BRIGHTON'schen Meßergebnisse allerdings mit 8 - 15 % über den Rohrwerten recht hoch liegen.
- 4) Ein Verlauf des Druckverlustbeiwertes über dem Durchmesser Verhältnis mit einem Maximum bei $\alpha = 0.6$, wie von BARTHEL'S /12/ festgestellt wurde, trifft daher ebenso wenig zu wie eine Abnahme des Druckverlustbeiwertes mit steigendem Durchmesser Verhältnis, die in der Gleichung von DAVIS /13/ enthalten ist. Die kürzlich veröffentlichten Meßergebnisse von BALL und AZER /14/, die bis zu 30 % über den Kreisrohrwerten liegen, sind daher für glatte Ringspalte mit Sicherheit falsch.

Literatur:

- /1/ K. Rehme
Untersuchungen der Turbulenz- und Schubspannungsverteilung
an einem Kreisrohr mit einem Hitzdraht-Anemometer,
KFK 1642 (1972)
- /2/ K. Maubach
Reibungsgesetze turbulenter Strömungen, Chemie-Ing.-Technik
42 (15), pp. 995 - 1004 (1970)
- /3/ W. Eifler
Über die turbulente Geschwindigkeitsverteilung und Wandreibung
in Strömungskanälen verschiedener Querschnitte. Dissertation
Technische Hochschule Darmstadt (1968)
- /4/ W. Tiedt
Berechnung des laminaren und turbulenten Reibungswiderstandes
konzentrischer und exzentrischer Ringspalte, Chemiker-Ztg./
Chem. Apparatur 90, pp. 813 - 821 (1966), 91, pp. 17 - 25,
149 - 155, 299- 311, 569 - 576, 968 - 975 (1967), 92,
pp. 76 - 89 (1968)
- /5/ K. Maubach
Reibungsgesetze turbulenter Strömungen in geschlossenen, glatten
und rauhen Kanälen von beliebigem Querschnitt
Dissertation Univ. Karlsruhe, Externer Bericht INR-4/69-22
des Kernforschungszentrums Karlsruhe (1969)
- /6/ A. Quarmby
An analysis of turbulent flow in concentric annuli, Appl. Sci.
Res. 19, pp. 250 - 273 (1968)
- /7/ C.J. Lawn and C.J. Elliott
Fully developed turbulent flow through concentric annuli,
C.E.G.B. Report RD/B/N1878 (1971)

- /8/ J.A. Brighton
The structure of fully developed turbulent flow in annuli,
Ph. D. Thesis, Purdue University (1963)
- /9/ J.A. Brighton and J.B. Jones
Fully developed turbulent flow in annuli, J. Basic
Engineering 86D, pp. 835 - 844 (1964)
- /10/ V.K. Jonsson
Experimental studies of turbulent flow phenomena in eccentric
annuli, Ph. D. Thesis, University of Minnesota,
Minneapolis (1965)
- /11/ A. Quarmby
An experimental study of turbulent flow through concentric
annuli, Int. J. Mech. Sci. 9, pp. 205 - 221 (1967)
- /12/ H. Barthels
Darstellung des Wärmeüberganges in konzentrischen Ringspalten
unter Benutzung der Analogie zwischen Impuls- und Wärmeaus-
tausch. Report Jül-506-RB (1967)
- /13/ E.S. Davis
Heat transfer and pressure drop in annuli
Trans. ASME 65, pp. 755 - 760 (1943)
- /14/ H.D. Ball and N.Z. Azer
Experimental investigation of eddy diffusivities of air
in turbulent annular flow, Proc. 1972
Heat Transfer and Fluid Mechanics Institute, San Fernando
Valley, June 14 - 16, 1972, Stanford Univ. Press, pp. 19 - 38
(1972)

Veröffentlichungen im Berichtszeitraum:

(1) K. Maubach

Rough annulus pressure drop - Interpretation of experiments and recalculation for square ribs, Int. J. Heat Mass Transfer 15, pp. 2489 - 2498 (1972)

(2) K. Rehme

Pressure drop performance of rod bundles in hexagonal arrangements, Int. J. Heat Mass Transfer 15, pp. 2499 - 2517 (1972)

(3) K. Rehme

Pressure drop correlations for fuel element spacers Nuclear Technology 17, pp. 15 - 23 (1973)

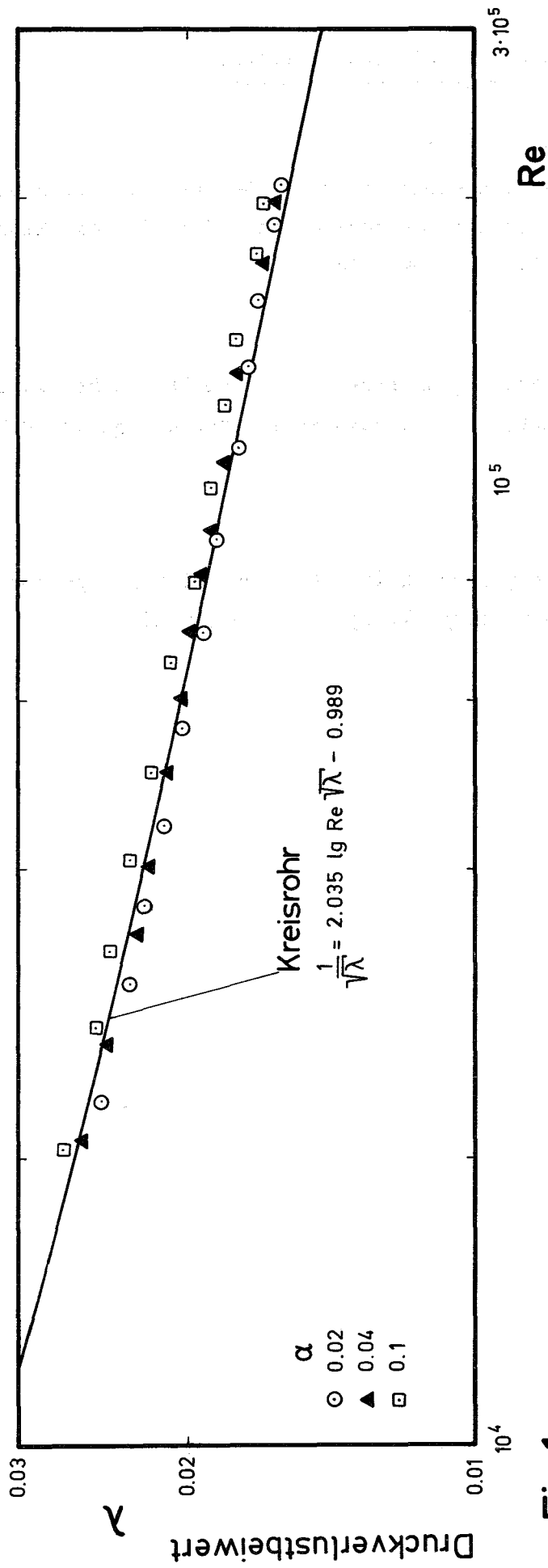


Fig.1

128 ENTWURFSSTUDIEN FÜR GAS- UND DAMPFGEKÜHLTE BRUTREAKTOREN1285 Studien zu dampfgekühlten schnellen Reaktoren^G
(Zusammengestellt von F. Erbacher, IRB und G.Lill, AEG)

Im Berichtszeitraum standen die hypothetischen Störfälle weiterhin im Mittelpunkt der Untersuchungen. Eine vom PSB veranlasste und von Interatom erarbeitete Stellungnahme zu den Sicherheitsuntersuchungen für dampf- und gasgekühlte schnelle Reaktoren, die alle von den Genehmigungsbehörden als konzeptentscheidend angesehenen Fragenstellungen aufzeigen soll, ergab ein recht positives Bild für den DSR.

Das Programm zur Berechnung der Vorgänge bei hypothetischen Kühlmittelverlustunfällen wurde weiter ausgetestet. Die Erstellung eines Programms zur Beschreibung der Notkühlphase wurde weitergeführt.

Die Ermittlung des Volumendurchsatzes durch den Kern nach dem Bruch einer Heißdampfleitung ergab einen nahezu konstanten Verlauf während des einige Minuten dauernden Abbaus des Kühlmitteldrucks im Druckgefäß. Nach erfolgter Schnellabschaltung ist damit eine ausreichende Kühlung der Brennelemente während der ersten Zeit der Nachwärmephase gewährleistet, kritische Hüllrohrtemperaturen werden nicht erreicht. Im Rahmen dieser Untersuchungen erwies es sich als erforderlich, die Auslegung der Dampfgebläse zu überarbeiten und die Kennlinienfelder neu zu ermitteln.

Unter realistischeren Annahmen über Plutonium- und Spaltproduktaufbau im axialen Brutmantel wurde die Reaktivitätszunahme des Kerns beim partiellen Fluten neu berechnet. Es ergaben sich günstigere Resultate.

Zu den Betriebsvorgängen Lenzen und Fluten wurden umfangreiche Parameterrechnungen mit dem Ziel durchgeführt, evtl. vorhandene kritische Zustände aufzufinden. - Das DSR-Druckabbausystem wurde entsprechend der neuen SWR-Konzeption abgeändert. - Ein weiterer Bearbeitungspunkt war der Spannungsaufbau im Reaktordruckgefäß bei schnellen Drucktransienten. - Zum Verhalten des niedergeschmolzenen Kerns wurden nukleare und thermodynamische Rechnungen durchgeführt.

Die vom IRE erstellte statistische Heißkanalanalyse - parallel für Gas- und Dampfkühlung Schneller Brüter - hatte für den DSR eine Reihe von Eingangsdaten verwendet, die nach heutigem Wissen nicht mehr realistisch sind. Um die Vergleichbarkeit der Heißkanalfaktoren sicherzustellen, wurden inzwischen genauer bekannte DSR-Daten für eine weitere Heißkanalrechnung in einer neuen Datenliste zusammengestellt.

Der zweite Halbjahresbericht 1972 wurde fertiggestellt.

Beiträge zum Teilprojekt 129 (Entwurfsstudien zu natriumgekühlten Brutreaktoren) erscheinen voraussichtlich im nächsten PSB-Vierteljahresbericht.

