

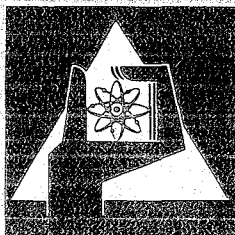
**KERNFORSCHUNGSZENTRUM
KARLSRUHE**

Dezember 1973

KFK 1273/3
EUR 4971 d

Projekt Schneller Brüter

3. Vierteljahresbericht 1973



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

KARLSRUHE

KERNFORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE

KFK 1273/3

EUR 4971 d

Projekt Schneller Brüter

3. Vierteljahresbericht 1973

Gesellschaft für Kernforschung mbH, Karlsruhe

Zusammenfassung

Der Bericht beschreibt Arbeiten des 3. 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:

Brennstab- und Materialentwicklung:

Als Hauptprobleme der Brennstabtechnologie erscheinen die chemische und die mechanische Wechselwirkung zwischen Brennstoff und Hülle sowie das Hüllmaterialschwellen.

- Nach experimentellen Daten der Innenkorrosion hängt die Korrosionstiefe der Hüllrohre infolge der chemischen Einwirkung von Brennstoff und Spaltprodukten nur schwach vom Abbrand, aber stark von der Temperatur und vom Verhältnis Sauerstoff/Metall des Brennstoffs ab.
 - Die mechanische Wechselwirkung zwischen Oxidbrennstoff und Hülle ist in erster Linie durch den instationären Teil der Bestrahlungsgeschichte (Zyklen, Laständerungen) bestimmt, weniger dagegen durch den Brennstoffschwelldruck und Spaltgasdruck. Das Rechenprogramm PAUK ergibt gute Übereinstimmung mit den Versuchsergebnissen.
 - Untersuchung des Porenwachstums unter Bestrahlung hat gezeigt, daß die für den SNR 300 in Betracht gezogenen Hüllmaterialien im lösungsgeglühten Zustand im Bereich 450-500 °C ähnlich wie der in den USA ausgewählte Stahl schwellen. Das zweite Maximum der Durchmesseränderung, das bei bestrahlten Stäben beobachtet wurde, ist anscheinend nicht auf Porenwachstum zurückzuführen. Eine Verringerung des Schwellens wird von Kaltverformung der Werkstoffe erwartet.
- Bei der Karbidbrennstoffentwicklung wird eine Intensivierung der F+E Arbeiten angestrebt. Die Gründe hierfür werden in dem Bericht im Zusammenhang mit der Möglichkeit dargelegt, bei der Markteinführung schneller Brüter die kostenoptimale Strategie und die Populationsstrategie zur Konvergenz zu bringen.

Physik:

Im Rahmen der SNR-300-Nachbildungen wird über zusätzliche Messungen des Kontrollstabeinflusses auf die Leistungsverteilung in der Anordnung SNEAK-9A-2 berichtet.

Wirkungsquerschnittsmessungen am Van-de-Graaff-Beschleuniger ergaben vor allem Resonanzparameter von Co-59. Der Gruppensatz KFK INR wurde durch Nachrechnung einiger Reaktivitätswerte für SNEAK-5C überprüft.

Ein zweidimensionales Removal-Diffusions-Abschirmprogramm wurde verfügbar gemacht.

Sicherheit und Technologie:

Simulationsversuche am FR2 zur Untersuchung von Nachweismethoden der durch Na-Sieden hervorgerufenen Reaktivitätsstörungen werden im Hinblick auf mögliche SNR-Anwendung analysiert.

Neutronendetektoren zur Kernüberwachung werden ebenfalls im FR2 erprobt; Versuche in der KNK sind in Vorbereitung. Ferner wird über Messungen in der KNK berichtet, die dem Einfluß des primären Kühlmitteldurchsatzes auf die Rauschspektren von Reaktortankbewegungen und Neutronenfluß gelten.

Zum Verhalten von Faser- und Sandbettfiltern gegenüber Natrium- bzw. Natriumoxid-Aerosolen liegen erste Versuchsergebnisse vor.

Zwischenergebnisse der fluiddynamischen Erprobung von Absorberstabbündeln liegen vor. Sie betreffen u.a. den Natriumdurchsatz im Bündel relativ zum Gesamtdurchsatz und den Aufschwimmpunkt.

An einem Luftkreislauf wurde im Hinblick auf Brennelemente gasgekühlter Brüter gezeigt, daß nicht nur bei glatten, sondern auch bei rauhen Rohren keine hot spots unter Abstandshaltern zu erwarten sind.

Dieser Bericht wurde zusammengestellt von R. Hüper.

Summary

This report is a description of activities performed within the framework of the Fast Breeder Project (PSB) with Gesellschaft für Kernforschung mbH, Karlsruhe, or on behalf of it in the period covering the 3rd quarter of 1973.

The major results derived from the sub-projects include:

Fuel Rod and Materials Development

The main problems in fuel rod technology turn out to be the chemical and mechanical interactions between the fuel and the cladding as well as cladding material swelling.

- According to experimental data on internal corrosion, the corrosion depth of the cladding tubes due to the chemical attack by the fuel and fission products, depends only slightly on the burnup, but to a strong degree on the temperature and the oxygen/metal ratio in the fuel.

- The mechanical interaction between oxide fuel and cladding is predominantly determined by the unsteady part of the irradiation history (cycles, load cycling) and less determined by the fuel swelling pressure and the fission gas pressure. The computing program PAUK yields good agreement with the experimental results.

- The investigation into void growth under irradiation has shown that the cladding materials considered for SNR 300 in the solution-annealed state have a swelling behavior between 450 and 500 °C resembling that of the cladding steel selected in the United States. The second maximum of change in diameter, which was observed with irradiated rods, does not seem to be attributable to void growth. It is expected that swelling decreases as a result of material cold working.

Increased efforts will be devoted to r & d work in the field of carbide fuel development. The reasons given in the report are related to the possibility of converging the cost optimum strategy and the population strategy when introducing fast breeders on the market.

Physics

Within the framework of SNR 300 mockups additional measurements are reported concerning the influence of the control rods on the power distribution in the SNEAK-9A-2 assembly.

Cross-section measurements performed at the Van-de-Graaff accelerator yielded especially resonance parameters of Co-59. The group set KFK INR was checked by verification of some reactivity values of SNEAK-5C.

A two-dimensional removal diffusion shielding program was made available.

Safety and Technology

Simulation experiments carried out at FR2 to study the methods of detection of reactivity disturbances caused by sodium boiling are being analyzed with a view to possible application in SNR 300.

Neutron detectors for core monitoring are also tested in FR2, experiments to be performed in KNK are being prepared. Furthermore, measurements in KNK are reported which are related to the influence of the primary coolant throughput on the noise spectra of reactor tank movements and the neutron flux.

Preliminary test results are available on the behavior of fibre and sandbed filters with respect to sodium and sodium oxide aerosols, respectively.

Intermediate results have been obtained of fluid-dynamic testing of absorber rod bundles. These are, among others, data on sodium throughput in the bundle relative to the total throughput as well as on the point of levitation.

It was demonstrated for an air circuit that with respect to fuel elements of gas-cooled breeders hot spots are not to be anticipated below spacers in smooth and in roughened tubes.

This report has been prepared by R. Hüper.

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-Fol-geprogramm (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.

Die folgenden Institute der GfK haben zu dem vorliegenden Vierteljahresbericht beigetragen:

- IAK = Institut für angewandte Kernphysik
- IASR = Institut für angewandte Systemtechnik und Reaktorphysik
- IMF = Institut für Material- und Festkörperforschung
- INR = Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik
- IRB = Institut für Reaktorbauelemente
- IRE = Institut für Reaktorentwicklung
- RBT = Reaktorbetrieb und Technik

Ferner liegen Beiträge von den Firmen Alkem G.m.b.H. und Kraftwerk Union AG sowie von der TU Hannover vor.

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

⁺⁾ Teilprojekte mit den zugehörigen PSB-Kennzahlen.

Die Seiten sind innerhalb jedes Teilprojektes durchnummeriert.

Zum Druck eingereicht im November 1973.

112 BRENNSTABENTWICKLUNG1121 Oxidischer Brennstoff - Laboruntersuchungen1121.2 Untersuchung thermodynamischer und chemischer Eigenschaften *1. Kinetik des Hüllangriffs durch simulierten abgebrannten Oxidbrennstoff *

(P. Hofmann, O. Götzmann, IMF)

In /1/ wurde die Kinetik des Hüllangriffs durch simulierte oxidische Abbrand-systeme in Abhängigkeit vom O/M-Verhältnis des Brennstoffes, vom Abbrand und von der Temperatur für den austenitischen Stahl 1.4988 beschrieben. Es blieb zu untersuchen, wie sich die verschiedenen austenitischen Stähle als potentielle Hüllwerkstoffe relativ zueinander verhalten, d.h. welcher Stahltyp das beste out-of-pile Verträglichkeitsverhalten zeigt. Außerdem sollte ein Vergleich des Verträglichkeitsverhaltens von austenitischen und ferritischen Stählen durchgeführt werden. Es wurden deshalb Experimente mit simuliertem abgebrannten Oxidbrennstoff und austenitischen Stählen (1.4401, 1.4970, 1.4981, 1.4988) sowie ferritischen Stählen (DT02, DY01) durchgeführt. Der simulierte Abbrand betrug 10 und 20 At.-%, die Temperaturen variierten zwischen 550 und 750 °C, die Glühzeiten betragen 500 und 1000 h.

Anhand der ersten Versuchsergebnisse lassen sich folgende qualitative Aussagen über das Reaktionsverhalten der Stähle mit dem simulierten Oxidsystem ($UO_{2.08} + Cs + J + Se + Te$) machen:

Bei einem simulierten Abbrand von 10 At-% zeigt der austenitische Stahl 1.4401 das beste und der Stahl 1.4988 das schlechteste Verträglichkeitsverhalten. Die Stähle 1.4970 und 1.4981 liegen dazwischen und verhalten sich bis ca. 700 °C nahezu gleich.

Die ferritischen Stähle zeigen ein besseres Verträglichkeitsverhalten als die austenitischen Stähle, wobei sich der Stahl DY01 offenbar besser verhält als der Stahl DT02.

Die Ergebnisse werden hinsichtlich der Kinetik des Hüllangriffs quantitativ ausgewertet und zu einem späteren Zeitpunkt erläutert.

* BzFE-Nr. 313.1

2. Herstellung von korrodierten Hüllrohrproben*

(P. Hofmann, O. Götzmann, IMF)

Es soll durch out-of-pile Untersuchungen der Einfluß von chemischen Wechselwirkungen des Brennstoffs und der Spaltprodukte mit dem Hüllmaterial auf das Festigkeitsverhalten der Hülle ermittelt werden /1/. Besonders wichtig ist es dabei zu erfahren, wie stark die Zeitstandfestigkeit der Hüllrohre durch Korngrenzenreaktionen beeinträchtigt wird. Bei homogenen Hüllangriffen (Volumenreaktion) kann man bei Festigkeitsbetrachtungen i. a. die Tiefe der Reaktionszone gleich der Wandstärkenschwächung setzen, da die Reaktionszone keinen Beitrag zur Festigkeit des Hüllmaterials mehr liefert. In welchem Umfang die Reaktionszone bei Korngrenzenangriff noch einen Beitrag zur Festigkeit der Hüllrohre liefert, sollen Zeitstandversuche ergeben.

Die Versuchsproben für die Zeitstanduntersuchungen sind etwa 50 mm lange Hüllrohre der Abmessungen 6x0,38 mm. Sie bestehen aus den austenitischen Stählen 1.4401, 1.4970, 1.4981 und 1.4988, die teilweise mit unterschiedlichem thermischen und mechanischen Vorbehandlungszustand (Kaltverformung, Auslagerung) zum Einsatz kommen. Die gewünschten Korngrenzenreaktionszonen von 70, 140 und 210 μm Tiefe werden durch Cs_2CO_3 erzeugt, das mit den austenitischen Stählen bevorzugt entlang der Korngrenzen reagiert. Die Cs_2CO_3 -Menge beträgt ca. 0,25 g pro 1 cm^2 Hüllrohroberfläche. Die Proben wurden bei 650 und 700 $^\circ\text{C}$ geglüht. Temperaturen von 700 $^\circ\text{C}$ waren nur beim Stahl 1.4970 erforderlich, da sich bei den Vorversuchen für diesen bei 650 $^\circ\text{C}$ sehr lange Glühzeiten ergeben haben (Abb. 1).

Nach dem Glühen wurden die Proben metallographisch präpariert und die Tiefe der Reaktionszone durch Ausmessen der ungeätzten Proben unter dem Lichtmikroskop ermittelt. Eine Ätzung der Stahlproben zur besseren Sichtbarmachung der Reaktionszonen war nicht erforderlich. Die geätzten Proben ließen gegenüber den ungeätzten Proben keine Veränderung im Reaktionsumfang erkennen.

Ähnlich wie bei den Vorversuchen entstanden auch bei den Hauptversuchen bei großen Reaktionstiefen ($> 140 \mu\text{m}$) tangentielle und radiale

* BzFE-Nr. 313.1

/1/ KFK-Bericht 1273/2

Risse im Hüllrohr, deren Ursache noch nicht geklärt ist.

Die tangentialen und radialen Risse waren aber nicht in allen Stählen nachzuweisen und wurden auch nie gleichzeitig beobachtet. Wie sich die untersuchten austenitischen Stähle hinsichtlich der Rissbildung im einzelnen verhalten, kann man der nachfolgenden Tabelle 1 entnehmen.

Tab. 1: Tangentiale und radiale Rissbildung in austenitischen Hüllrohrproben nach Glühungen bei 650 bzw. 700°C in Gegenwart von Cs_2CO_3

Hüllmaterial	Vorbehandlungszustand LG = Lösungsgeglüht KV = Kaltverformt	Prozentsatz der Proben			
		mit tangentialen Rissen		mit radialen Rissen	
		Reaktionstiefe		Reaktionstiefe	
		< 140 μm	$\geq 140 \mu\text{m}$	< 140 μm	$\geq 140 \mu\text{m}$
1.4401, IMF	LG+15%KV	-	50	-	33
1.4970, IA	LG+13%KV+800°C/2h	-	-	-	-
1.4970, IMF	LG+15%KV	-	-	-	55
1.4981, IA	LG+13%KV	-	-	-	-
1.4981, IMF	LG+5%KV	-	36	-	36
1.4988, IMF	LG+5%KV+800°C/1h	-	64	-	36

Überraschend ist dabei folgendes:

- Bei keiner Stahlprobe der Fa. Interatom (1.4970, 1.4981) waren tangentiale oder radiale Risse festzustellen, obwohl die Stähle des gleichen Typs der GfK (IMF) Rissbildung erkennen lassen (vgl. die Stähle 1.4970 und 1.4981).
- Der Stahl 1.4970 (IMF) zeigt keine tangentiale Rissbildung. Bei 55% der Hüllrohrproben waren jedoch radiale Risse festzustellen, die in keinem Fall über die eigentliche Reaktionszone hinausgingen.
- Der Stahl 1.4988 verhielt sich hinsichtlich der Rissbildung am schlechtesten; alle Proben waren gerissen (tangential oder radial).
- Rissbildung war nur bei Proben mit Reaktionstiefen $\geq 140 \mu\text{m}$ festzustellen.

Eine Erklärung für dieses Verhalten kann bis jetzt noch nicht gegeben werden. Unterschiedliche Präparation oder Glühbehandlung ist sicherlich nicht die Ursache, da alle Proben gleichzeitig hergestellt und geglüht wurden.

Die Herstellung der etwa 120 korrodierten Hüllrohrproben für die Zeitstanduntersuchungen, die bei der Fa. Interatom und der GfK durchgeführt werden, wurde abgeschlossen. Der Hüllangriff durch das Cs_2CO_3 wurde kinetisch ausgewertet (Abb. 2) und die Ergebnisse mit denen der Vorversuche verglichen (Abb. 1). Während sich bei den Vorversuchen die Stähle 1.4401, 1.4981 und 1.4988 in ihrem Reaktionsverhalten gegenüber Cs_2CO_3 etwa gleich verhielten (Abb. 1), zeigen die gleichen Stähle bei den Hauptversuchen ein z.T. stark unterschiedliches Verhalten (Abb. 2). Selbst Stähle des gleichen Typs, aber unterschiedlicher Vorbehandlung, zeigen bezüglich der Kinetik des Hüllangriffs erhebliche Abweichungen voneinander.

Das unterschiedliche Reaktionsverhalten der Stähle ist ein Hinweis dafür, dass neben der chemischen Zusammensetzung der Stähle auch deren thermischer und mechanischer Vorbehandlungszustand einen grossen Einfluss auf das Reaktionsverhalten besitzt, da er insbesondere die Korngrösse und die Morphologie der Karbidausscheidungen bestimmt. Während beim Stahl 1.4970 die Korngrössen der beiden untersuchten Stähle verschieden sind, wodurch sich das unterschiedliche Reaktionsverhalten teilweise erklären lässt, trifft das für den Stahl 1.4981 jedoch nicht zu. Die beiden 1.4981-Stähle besitzen etwa gleich grosses Hüllmaterialkorn, trotzdem ist die Geschwindigkeit des Hüllangriffs des stärker kaltverformten Stahles (IA, 13%) erheblich grösser als bei dem geringer kaltverformten Stahl (IMF, 5%). Offenbar findet beim geringer kaltverformten 1.4981 zunächst eine Reaktionshemmung statt, wofür die um den Faktor 70 kleinere Geschwindigkeitskonstante K im Vergleich zum stärker kaltverformten 1.4981 spricht. Die kleinere Geschwindigkeitskonstante K ist der Grund dafür, dass trotz des wesentlich grösseren Exponenten n der Reaktionsumfang bei 650°C bis zu Glühzeiten von ca. 400 h unterhalb des stärker kaltverformten 1.4981 liegt (Abb. 2).

Insgesamt zeigt auch bei den Hauptversuchen der austenitische Stahl 1.4970 -wie bei den Vorversuchen- die grösste Passivität gegenüber dem Cs_2CO_3 . Um die gleichen Reaktionszonen zu erhalten wie bei den übrigen Stählen, sind deutlich grössere Glühzeiten (Abb.1) oder höhere Temperaturen erforderlich (Abb.2). Da das Reaktionsverhalten der Stähle gegenüber reaktiven Medien offenbar recht komplex ist, bedarf es zur Klärung der verschiedenen Einflüsse des Vorbehandlungszustands der Stähle auf die chemischen Reaktionen weiterer gezielter Experimente. Ausserdem muss dabei berücksichtigt werden, dass auch der Zustand der aggressiven Medien den Reaktionsumfang beeinflusst. Dies gilt ganz besonders für das stark hygroskopische Cs_2CO_3 , dessen Reaktionsverhalten gegenüber den Stählen vom H_2O -Gehalt abhängt. Die Präparationsarbeiten werden in Handschuhboxen unter Schutzgas durchgeführt, um entsprechende Einflüsse zu kontrollieren.

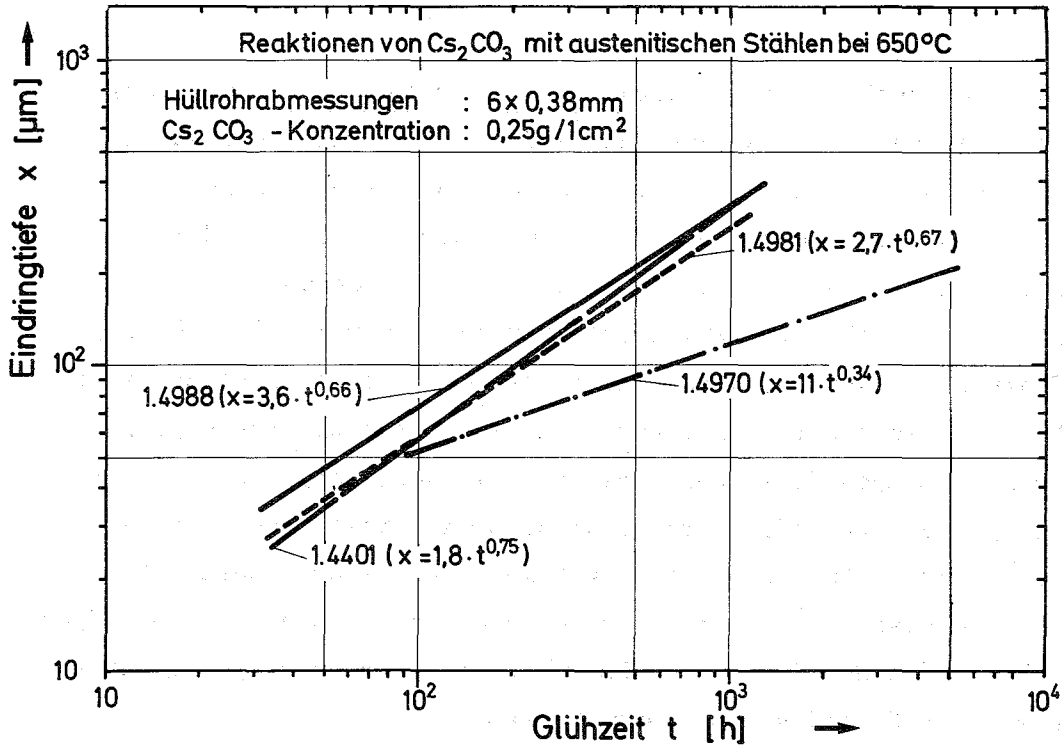


Abb. 1: Reaktionsumfang der chemischen Wechselwirkungen von Cs_2CO_3 mit austenitischen Stählen nach Glühungen bei 650°C (Vorversuche)

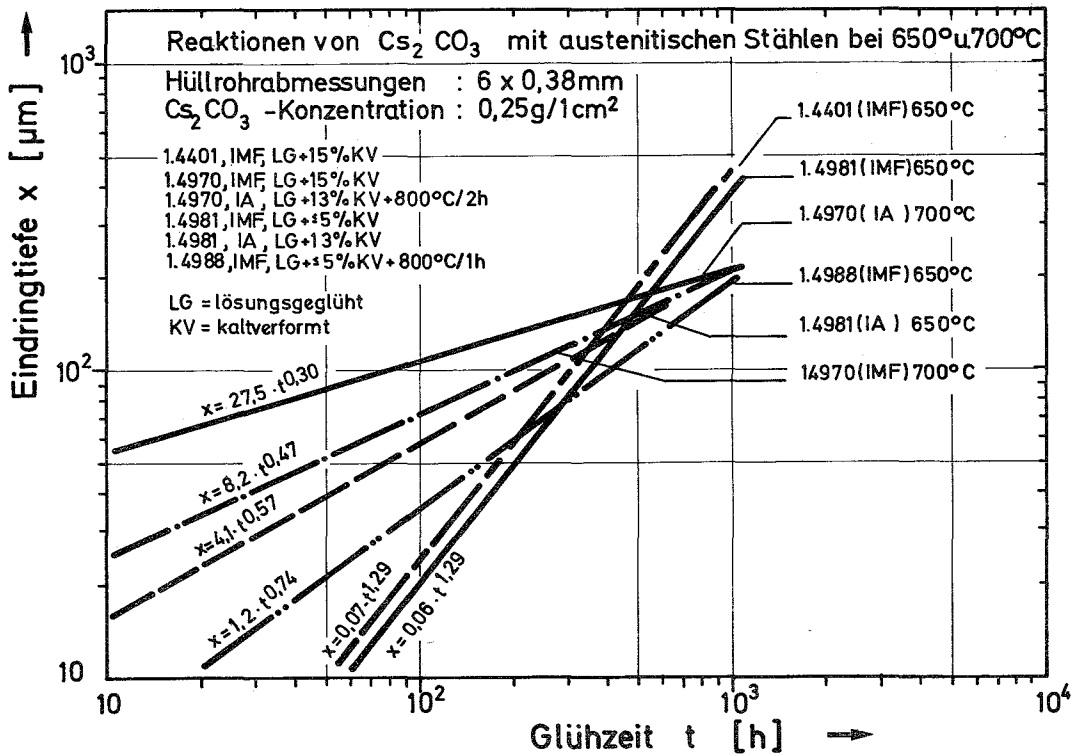


Abb. 2: Reaktionsumfang der chemischen Wechselwirkungen von Cs_2CO_3 mit austenitischen Stählen nach Glühungen bei 650°C und 700°C (Hauptversuche)

3. Metallbeschichtung von Oxidbrennstofftabletten zur Sauerstoffgetterung * 1)

(H. Schneider, IMF)

Die an keramischen Modellkörpern erprobten Arbeitsbedingungen zur Beschichtung mit Niob durch Reduktion von NbCl_5 mit Wasserstoff wurden nun auf die Beschichtung von UO_2 -Tabletten übertragen. Nach verschiedenen Versuchen ergaben sich folgende günstige Arbeitsbedingungen:

Ofentemperatur:	1.000 °C
Beschichtungstemperatur:	800 °C
NbCl_5 -Verdampfertemperatur:	160-170 °C
H_2 -Durchfluß Verdampfer:	15 l/h
H_2 -Durchfluß Reaktionsrohr:	205 l/h

Um einen möglichst niedrigen Chloridgehalt in den abgeschiedenen Schichten zu erhalten, wurden die beschichteten Tabletten nach erfolgter Beschichtung noch eine Stunde bei der Abscheidungstemperatur im Wasserstoffstrom gehalten und anschließend im Helium-Strom erkalten gelassen. Dabei erfolgte die Gasführung in umgekehrter Richtung, so daß ein Herüberdiffundieren von Chlorid aus dem Verdampfer unterbunden wurde. In so beschichteten Tabletten wurden vom IRCh 22 ppm bzw. 30 ppm Chlorid pro Pellet bestimmt.

Die abgeschiedenen Metallüberzüge sind dicht und, wie Schliffbilder zeigen, auch sehr gleichmäßig (Abb. 3). Die Abscheidungsrate liegt bei ca. 10 mg/Tablette/Stunde. Zur Zeit werden die für Verträglichkeitsuntersuchungen benötigten 50 Tabletten mit Niob beschichtet.

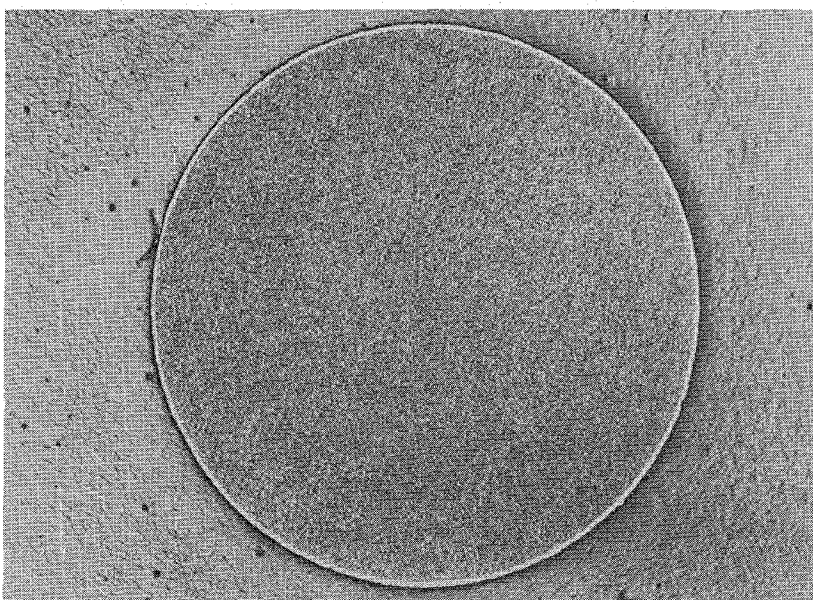


Abb. 3

* BzFE-Nr. 313.1

4. Vergleich berechneter Sauerstoffverteilungen in unterstöchiometrischen Mischoxidbrennstäben mit dem Ergebnis einer Bestrahlungsnachuntersuchung
(M. Bober, G. Schumacher, INR) *1)

Aus Betrachtungen der Sauerstofftransportprozesse, die im Temperaturgradienten ablaufen, folgt, daß in unterstöchiometrischen Mischoxidbrennstäben eine starke Reduktion des Verhältnisses $O/(U+Pu)$ in der Umgebung des Zentralkanals und die Einstellung eines nahezu stöchiometrischen Zustandes in der äußeren Brennstoffzone zu erwarten ist /1, 2/, (1). Bis vor kurzem lagen keine Bestrahlungsnachuntersuchungen der Sauerstoffverteilung in unterstöchiometrischem Brennstoff vor. Erst in einer kürzlich veröffentlichten Arbeit wurde an einem bestrahlten Brennelement aus dem Verhältnis MoO_2 zu Mo ein Ergebnis gefunden, das die erwartete Sauerstoffverteilung bestätigt /3/. Dieses Ergebnis soll nun mit Verteilungen verglichen werden, die aus Thermodiffusionsrechnungen folgen. Dabei soll sich zeigen, wie weit die aus out-of-pile Experimenten gewonnenen Daten /4/ auf die Berechnung der radialen Sauerstoffverteilung in Brennelementstäben anwendbar sind.

Die Sauerstofftransportmodelle, die auf dem Druckausgleich der Verhältnisse CO/CO_2 und H_2/H_2O in der Gasphase /1/ oder auf einem kombinierten Gasphasen/Festkörper-Transportmechanismus /2/ beruhen, sind auf den Transport des Sauerstoffs in der inneren dichten Brennstoffzone nicht anwendbar, weil sich die Sauerstoffverteilung in diesem Bereich mit Temperaturen über $1500^\circ C$ rasch durch Diffusion in der festen Phase einstellt. Aus Untersuchungen der Kinetik des Sauerstofftransports im Mischoxidbrennstoff /5/ folgt, daß der Diffusionskoeffizient des Sauerstoffs in unterstöchiometrischem Mischoxid $(U_{0,8}Pu_{0,2})O_{2-y}$ im Temperaturbereich über $1500^\circ C$ größer als $10^{-7} \text{ cm}^2/\text{sec}$ sein muß, so daß angenommen werden kann, daß sich der stationäre Zustand der radialen Sauerstoffverteilung im Brennstab durch Thermodiffusion in der festen Brennstoffmatrix einstellt. Die Berechnung läßt sich mit der Überführungswärme der Sauerstoffleerstellen

$$Q_V^* = -(30 \pm 15) \text{ kcal/mol}$$

durchführen, die in einem Thermodiffusionsexperiment mit $(U_{0,85}Pu_{0,15})O_{2-y}$ bei einem mittleren $O/(U+Pu)$ -Verhältnis von 1,98 im Temperaturbereich zwischen 1900 und $2350^\circ C$ bestimmt wurde /4/. Es ist vorteilhaft, die Sauerstoffverteilung über den Transport der Sauerstoffleerstellen zu

* BzFE-Nr. 314.2

1) Zuletzt berichtet in KFK 1272/3

ermitteln, weil die Verteilung der Leerstellen im Sauerstoffteilgitter des unterstöchiometrischen Brennstoffs als verdünnte Lösung betrachtet werden kann. Der Transport von Leerstellen entspricht einem äquivalenten Transport von Sauerstoffionen in der entgegengesetzten Richtung.

Der stationäre Zustand der radialen Sauerstoffverteilung im Brennelement kann mit der Gleichung

$$\frac{1}{y} \frac{\text{grad } y}{\text{grad } T} = - \frac{Q_v^*}{RT^2} \quad (1)$$

berechnet werden, die für eine verdünnte Lösung der Sauerstoffleerstellen im Mischoxid gilt (1). Die Größe $y=2-O/(U+Pu)$ bedeutet die Abweichung vom stöchiometrischen Zustand und entspricht der Konzentration der Sauerstoffleerstellen, T ist die absolute Temperatur und R die allgemeine Gaskonstante. Das Ergebnis der Berechnung ist in Abb.4 für einen $(U_{0,8}Pu_{0,2})O_{2-y}$ -Brennstoff mit verschiedenen Stöchiometriezuständen an der Brennstoffperipherie und einer Brennstoffaußentemperatur von 1150 K dargestellt. Wie aus Gl.(1) folgt, hängt die Sauerstoffverteilung nur von der Temperatur ab. Die Steigungen der Graden in der $\log y/T^{-1}$ -Darstellung sind proportional zu Q_v^* . Durch Einführung der Plutoniumvalenz

$$v_{Pu} = 4-2y/x_{Pu} \quad (2)$$

anstelle von y in Abb.4 erhält man Sauerstoffverteilungen, die unabhängig von der Plutoniumkonzentration sind und auf andere Mischoxidbrennstoffe übertragen werden können. Die Größe x_{Pu} in Gl.(2) ist der Molenbruch von Plutoniumoxid.

Zum Vergleich errechneter Thermodiffusionsverteilungen des Sauerstoffs mit der Verteilung, die in der Nachbestrahlungsuntersuchung gefunden wurde /3/, muß das radiale Temperaturprofil des Brennstabes herangezogen werden. Der Querschnitt des Brennstabes wird in Ringzonen eingeteilt und die Gl.(1) als Differenzgleichung geschrieben, um das Ergebnis der Nachbestrahlungsuntersuchung zu fitten. In Abb.5 sind zwei errechnete Verteilungen für das $O/(U+Pu)$ -Verhältnis in Abhängigkeit vom relativen Brennstoffradius dargestellt, die für ein mittleres $O/(U+Pu)$ -Verhältnis von 1,991 unter Verwendung der Temperaturverteilung des Bestrahlungsexperiments /3/ erhalten wurden. Die eingezeichneten Kreise geben das Ergebnis der Nachbestrahlungsuntersuchung wieder, die ausgezogene Kurve wurde mit einem Q_v^* -Wert von -30 kcal/mol und

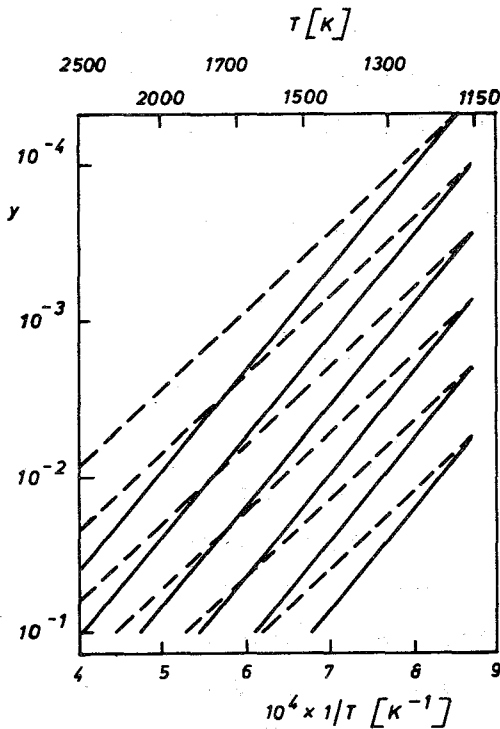


Abb. 4

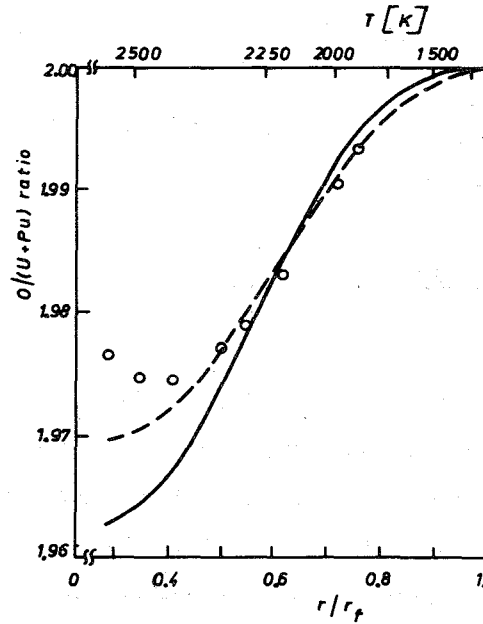


Abb. 5

Abb. 4: y als Funktion von $1/T$ nach Gl.(1) für verschiedene Stöchiometriezustände an der Brennstoffperipherie bezogen auf $(U_{0,8}Pu_{0,2})O_{2-y}$ mit einer Brennstoffaußentemperatur von 1150 K. Ausgezogene Linien: $Q^* = -30$ kcal/mol, gestrichelte Linien: $Q^* = -23$ kcal/mol.

Abb. 5: Vergleich des Ergebnisses von Nachbestrahlungsuntersuchungen eines im EBR II bestrahlten Brennstabes (Kreise) /3/ mit radialen Sauerstoffverteilungen, die aus Thermodiffusionsrechnungen mit $Q^* = -30$ kcal/mol (ausgezogene Linie) und -23 kcal/mol (gestrichelte Linie) erhalten wurden. Brennstoff: $(U_{0,8}Pu_{0,2})O_{2-y}$, mittleres $O/(U+Pu)$ -Verhältnis: 1,991, Brennstoffaußentemperatur: 1150 K.

die gestrichelte Kurve mit einem Q^* -Wert von -23 kcal/mol erhalten. Man erkennt, daß die mit $Q^* = -30$ kcal/mol errechnete Kurve die Sauerstoffverteilung, die in der Bestrahlungsnachuntersuchung gefunden wurde, nicht befriedigend wiedergibt, daß jedoch mit einer mittleren effektiven Überführungswärme für die Sauerstoffleerstellen von

$$Q^* = -23 \text{ kcal/mol}$$

eine ziemlich gute Anpassung erzielt wird. Der im bestrahlten Brennstab gefundene Anstieg von $O/(U+Pu)$ in der Nähe des Zentralkanals, dargestellt durch die Kreise in Abb. 5, ist durch kein Sauerstofftransportmodell im Temperaturgradienten zu erklären. Jedoch ist der Einfluß dieser Differenz zwischen errechneter und gemessener Kurve auf das Verhalten des Brennstabes ver-

nachlässigbar. Die gleichen Kurven, die hier numerisch errechnet wurden, können auch durch ein graphisches Verfahren erhalten werden, wenn man geeignete Geraden einer $\log y/T^{-1}$ -Darstellung, wie in Abb. 4 wiedergegeben, nach Maßgabe des Temperaturprofils im betrachteten Brennstab in die Darstellung der Abb. 5 überträgt.

Wenn man von dem Fehler, mit dem der Q_V^* -Wert in dem out-of-pile Experiment bestimmt wurde /4/, und von dem möglichen Einfluß der Spaltprodukte absieht, könnte die Abweichung von 7 kcal/mol durch einen elektrostatischen Potentialgradienten ϕ , der von der Thermokraft in Richtung des Temperaturgradienten im Brennstoff aufgebaut wird, bewirkt werden. Der Einfluß eines elektrostatischen Potentials auf die Überführungswärme kann in einem Zusatzterm berücksichtigt werden (1). Man erhält so für die effektive Überführungswärme der Sauerstoffleerstellen die Darstellung

$$Q_V^* = Q_V^* + ZT \text{ grad } \phi / \text{grad } T, \quad (3)$$

worin Z die elektrische Ladung ist, welche von den Sauerstoffleerstellen mitgeführt wird. Sie entspricht der Ladung, die beim Transport eines Mols Sauerstoff in der entgegengesetzten Richtung überführt wird. Die Abweichung von 7 kcal/mol von der Überführungswärme Q_V^* würde bei einer Temperatur von 2000 K der Einwirkung einer Thermokraft von $E = 75 \mu\text{V/K}$ entsprechen, was für das n-leitende Uran-Plutonium-Mischoxid plausibel erscheint.

Ein unerwartetes Ergebnis der Bestrahlungsnachuntersuchung /3/ war, daß der Brennstoff schon in der Anfangsphase der Bestrahlung leicht unterstöchiometrisch wurde und daß die radiale Verteilung von $O/(U+Pu)$, die in Abb. 5 wiedergegeben ist, während des Abbrandes unverändert blieb. Als Ursache wird die Sauerstoffaufnahme durch die Hülle bei der Brennstoff-Hüll-Reaktion angegeben /3/. Die mit dem Thermodiffusionsmodell von uns errechnete Sauerstoffverteilung entspricht einem theoretischen Wert für $O/(U+Pu)$ an der Brennstoffoberfläche von 1.99985. Dieser Wert müßte sich in dem Bestrahlungsexperiment an der Brennstoffperipherie unter dem Einfluß des chemischen Potentials des Sauerstoffs auf der Hüllinnenseite eingestellt haben.

Obwohl die Abhängigkeit der Überführungswärme von der Temperatur und von $O/(U+Pu)$ nicht bekannt ist, kann der mittlere Wert von -23 kcal/mol, mit dem

die Anpassung in Abb. 5 durchgeführt wurde, benutzt werden, um die radiale Sauerstoffverteilung in Brennstäben näherungsweise zu berechnen.

Die durchgeführten Betrachtungen zeigen, daß unter dem Einfluß des Temperaturgradienten im Reaktor mit der Sauerstoffabgabe des Mischoxids an die Hülle schon bei einem mittleren $O/(U+Pu)$ von 1,99 zu rechnen ist, weil die Brennstoffperipherie praktisch stöchiometrisch ist. Will man nicht schon von Anfang an Brennstoff-Hülle-Reaktionen haben, muß man mit stärker unterstöchiometrischem Brennstoff beginnen. Bei einem anfänglich mittleren $O/(U+Pu)$ von 1,96 in Mischoxid mit 20 mol% Plutoniumoxid erreicht man den Grenzwert für die Sauerstoffabgabe erst nach 6% Abbrand.

Literaturhinweise:

- /1/ M.H. Rand, L.E.J. Roberts
Proc. IAEA Symp. Thermodynam.Nucl.Mater., Wien, 1 (1966) 3
- /2/ E.A. Aitken
J.Nucl.Mater. 30 (1969) 62
- /3/ I. Johnson, C.E. Johnson, C.E. Crouthamel, C.A. Seils
J.Nucl.Mater. 48 (1973) 21
- /4/ M. Bober, C. Sari, G. Schumacher
J.Nucl.Mater. 39 (1971) 265
- /5/ M. Bober, S. Dorner, G. Schumacher
KFK 1272/3, S. 112-15
IAEA/SM-173, Symp. on Fuel and Fuel Elements for Fast Reactors,
Brüssel, 2.-6. Juli 1973

Veröffentlichung im Berichtszeitraum:

- (1) M. Bober, G. Schumacher
Material Transport in the Temperature Gradient of Fast Reactor Fuels.
Adv. in Nucl.Science and Technol., Vol.7 (1973) 121

1122 Bestrahlungsexperimente - Oxid (Parametertests)1. Mechanische Wechselwirkung zwischen Brennstoff und Hülle*

(A. Gerken, PSB)

Aufgrund neuerer Arbeiten ist die mechanische Wechselwirkung zwischen Brennstoff und Hülle offenbar in erster Linie durch den instationären Teil der Bestrahlungsgeschichte (Zyklen, Laständerungen) bestimmt. Bisher hatte man die mechanische Wechselwirkung vorwiegend auf den Brennstoffschwelldruck zurückgeführt, der jedoch nach heutigem Wissen bei U/PuO₂-Brennstoff und Dichten unterhalb 90 % TD vernachlässigbar ist (wegen der hohen strahleninduzierten Kriechgeschwindigkeit).

Im FR2 und BR2 wurden in den letzten Jahren über 50 (U,Pu)O₂-Brennstoffstäbe bis zu Abbränden von 120.000 MWd/tM in Kapseln bestrahlt, die ganz beträchtliche Hüllrohraufweitungen aufweisen, z.T. über 2 % $\Delta d/d$ (Tab.2+3). Weder der Spaltgasdruck noch der Brennstoffschwelldruck können dafür die Ursache sein. Die vorliegenden Ergebnisse decken sich gut mit entsprechenden amerikanischen Arbeiten der letzten Jahre.

Schon die erste Durchsicht der Meßprotokolle erhärtete die Vermutung, daß es sich bei den Hüllaufweitungen um rein zyklische Effekte handeln muß. Bei mehreren Kapseln gab es nämlich, trotz identischer Brennstäbe, Zyklenzahl und Bestrahlungszeit, trotz fast gleicher mittlerer Stableistung und gleichen Endabbrand der einzelnen Stäbe einer Kapsel, sehr oft große Unterschiede in deren Hüllaufweitungen (z.B. 0,4 %; 1,2 %, und 2,5 % $\Delta d/d$). Die Ursache dafür kann nur in dem einzigen Unterschied, nämlich dem zeitlichen Verlauf der Stableistung innerhalb der Zyklen gesucht werden.

Zur Aufklärung dieser Zusammenhänge wurde das Rechenprogramm PAUK (plastische Aufweitung der Hülle durch zyklische Belastung) entwickelt. Es vergleicht die thermischen Dehnungen von Brennstoff und Hülle vor und nach einer Abschaltphase als Funktion der Stableistung und anderer das Temperaturprofil bestimmender Größen. Es ermittelt dann die plastische Hüllaufweitung unter Berücksichtigung der Rißstruktur im Brennstoff, der elastischen Dehnungsgrenzen von Brennstoff und Hülle, der Kriechfähigkeit des Brennstoffes und des Anfahrzeitschemas für den Zyklus. Die Entwicklung und Kalibrierung der Teilmodelle erfolgte am experimentellen Material der KVE-Vg.4 (ca. 35 Stäbe mit Abbränden von 50 - 120.000 MWd/tM).

Die Computeranalyse zeigte, daß offenbar die folgenden Parameter das Ausmaß der mechanischen Wechselwirkung entscheidend prägen:

* BzFE-Nr. 461.5

- Die Stabileistung

Ist sie nach dem erneuten Start höher als vor der Abschaltung, dann folgt daraus eine verstärkte Wechselwirkung Brennstoff/Hülle.

- Der Wärmeübergang Brennstoff/Hülle

Jede Abschaltung verschlechtert den Wärmeübergang, besonders auch durch die neu hinzugekommenen peripheren Risse im Brennstoff. Dadurch kommt es beim Reaktorstart für eine gewisse Zeit lang zu einem überhöhten Temperaturprofil im Brennstoff, was seinerseits über die zusätzliche Brennstoffausdehnung zu einer mechanischen Wechselwirkung Brennstoff/Hülle führt.

- Die Rißbildung

Sie verhindert beim frischen Brennstoff praktisch jede stärkere mechanische Wechselwirkung (bis ca. 30.000 MWd/tM), da die einzelnen Bruchstücke in der Brennstoffrandzone noch nicht zu einem tragenden Brennstoffring zusammengewachsen sind. Andererseits wird durch die neuen Rißflächen (besonders die peripheren Risse) der Brennstoffradius vergrößert, und damit kommt es beim erneuten Reaktorstart frühzeitig zu einer mechanischen Wechselwirkung von Brennstoff und Hülle (ab etwa 60 % Nennlast). Diese Neubildung von Rißvolumen bei jedem Abschaltvorgang ist jedoch nur dann gravierend, wenn vorher die alte Rißstruktur weitgehend ausgeheilt werden konnte. Deshalb muß der Abstand zwischen zwei Zyklen genügend groß sein (ca. 3.000 MWd/tM), damit bei jedem Zyklus neu eine mechanische Wechselwirkung zwischen Brennstoff und Hülle stattfinden kann.

- Die Anfahrsgeschwindigkeit

des Reaktors nach erfolgtem Reaktorstop (oder Leistungsreduktion). Ist sie groß (im Bereich von Minuten von 0-100 % Nennlast), dann kann der Brennstoff seine größere thermische Ausdehnung nicht durch das Kriechen abbauen, der Brennstoff verhält sich elastisch/starr/plastisch. Im anderen Fall kommt ein gewisser Kriechbetrag hinzu, der u.U. ausreichen kann, um den gesamten Wechselwirkungsablauf unterhalb der elastischen Dehnungsgrenze der Hülle zu halten. Eine vorläufige Abschätzung ergab, daß dies gewährleistet werden kann, wenn der Reaktor (oder das Experiment) den Bereich von 60 bis 100 % Nennlast langsam durchfährt, und zwar in ca. 6 Stunden.

Die Abb.6 zeigt das hier analysierte experimentelle Datenmaterial, wobei $\Delta d/d$ über dem Abbrand aufgetragen ist. Man erkennt aus dem Bild keinerlei Zusammenhänge. Die Abb. 7 zeigt die gleichen Meßwerte im Vergleich mit den Ergebnissen des Rechenprogrammes PAUK. Die Übereinstimmung (45° Linie) ist überraschend gut, trotz der z.T. stark vereinfachenden Teilmodelle.

Experiment		FR2	FR2	FR2	BR2
Parameter		KVE-Vg.4a	KVE-Vg.4b	KVE-Vg.5b	Vg.-Mo1 8B
Herstellung	Anzahl der Stäbe	28	35	18	2
	davon ausgewertet *	12	22	12	1
	Stabdurchmesser (mm)	7,4x0,5	6x0,38	4,6x0,3	6x0,38
	Hüllmaterial	1.4988	1.4988	1.4988	1.4988
	Brennstofflänge (mm)	80	80	80	500
	Schmierdichte (% TD)	80-84	80-84	80	80
	Brennstoffdichte (% TD)	86-92	96-92	86	86
	rad.Spaltweite (μ)	ca.100	ca.90	ca.70	ca.90
	Pu-Anteil (w/o)	15	20	30	20
	U-235-Anteil (w/o)	U_{nat}	U_{nat}	U_{nat}	93%U235
	Tabl.Oberfläche	ungeschl.	ungeschl.	ungeschl.	ungeschl.
	BET-Oberfläche d. Pulver ($\frac{m^2}{g}$)	1,5-2	1,5-2	1,5-2	1,5-2
	Mischzeit der Pulver (h)	2	2	2	2
	Pu-Verteilung	homogen **	homogen **	homogen **	homogen **
Betrieb	Abbrand (MWd/kgM)	10-90	10-90	10-120	80-100
	Stableistungsbereich (W/cm)	600-200	500-200	400-250	450-300
	Hülltemperatur(innen) ($^{\circ}C$)	550-250	700-350	450-250	700-450
	Anzahl der Zyklen	10-22	10-22	8-15	30
	mit Schnellschlüssen	ca.20-50	ca.20-50	ca.15-40	ca.60

* Stäbe mit Abbränden ≤ 40 MWd/kgM wurden nicht ausgewertet, ebenso beim Vorliegen von Betriebsstörungen

** Mischkristallanteil ca. 10 %

Tab. 2 Herstellungs- und Betriebsdaten der ausgewerteten Versuchsgruppen im FR2 und BR2

Experiment	Einsatz Nr.	Stab Nr.	erreichter*) Abbrand (MWd/tM)	Brennstoffdichte		Stabaufweitung (gemessen) (%)
				Tabl.d. %TD	Schmierd. %TD	
KVE- Vg.4a	37	A16	60.000	85	80	0,0
		A15	60.000	85	80	0,35
		B14	57.000	92	86	0,7
	38	A22	85.000	85	80	0,2
		A21	76.000	85	80	0,2
		A20	75.000	85	80	0,35
	40	A28	82.000	85	80	0,2
		A25	79.000	85	80	0,2
		A27	85.000	85	80	0,5
	41	A18	56.000	85	80	0,15
		A23	60.000	85	80	0,15
		A17	50.000	85	80	0,15
KVE- Vg.4b	47	4B/4	85.000	90	84	0,4
		4B/3	85.000	90	84	1,2
		4B/2	87.000	90	84	2,5
	48	4B/9	79.000	90	84	0,1
		4B/8	74.000	90	84	0,7
		4B/7	84.000	90	84	1,2
	49	4B/5	78.000	90	84	1,6
		4B/11	100.000	90	84	0,2
		4B/12	110.000	90	84	1,8
	55	4B/10	123.000	90	84	2,2
		4B/15	60.000	86	80	0,35
		4B/14	67.000	86	80	1,0
	56	4B/13	64.000	86	80	1,2
		4B/18	58.000	86	80	0,1
		4B/17	60.000	86	80	0,35
	57	4B/16	64.000	86	80	0,7
		4B/21	77.000	86	80	0,4
		4B/20	88.000	86	80	0,7
58	4B/19	91.000	86	80	1,1	
	4B/24	110.000	86	80	0,3	
	4B/23	99.000	86	80	0,6	
KVE- Vg.5b	77	4B/22	86.000	86	80	0,6
		5B/4	108.000	86	80	0,15
		5B/3	115.000	86	80	0,3
	80	5B/2	127.000	86	80	0,8
		5B/7	113.000	86	80	0,4
		5B/6	115.000	86	80	0,55
	81	5B/5	109.000	86	80	0,8
		5B/9	90.000	86	80	0,1
		5B/8	92.000	86	80	0,6
	82	5B/1	95.000	86	80	0,8
		5B/12	87.000	86	80	0,3
		5B/11	91.000	86	80	0,6
Mol 8B	8B/1	B1	110.000	86	80	0,2

*) aus den Betriebsprotokollen ermittelt

Tab. 3 Bestrahlungsdaten der ausgewerteten Versuchsgruppen

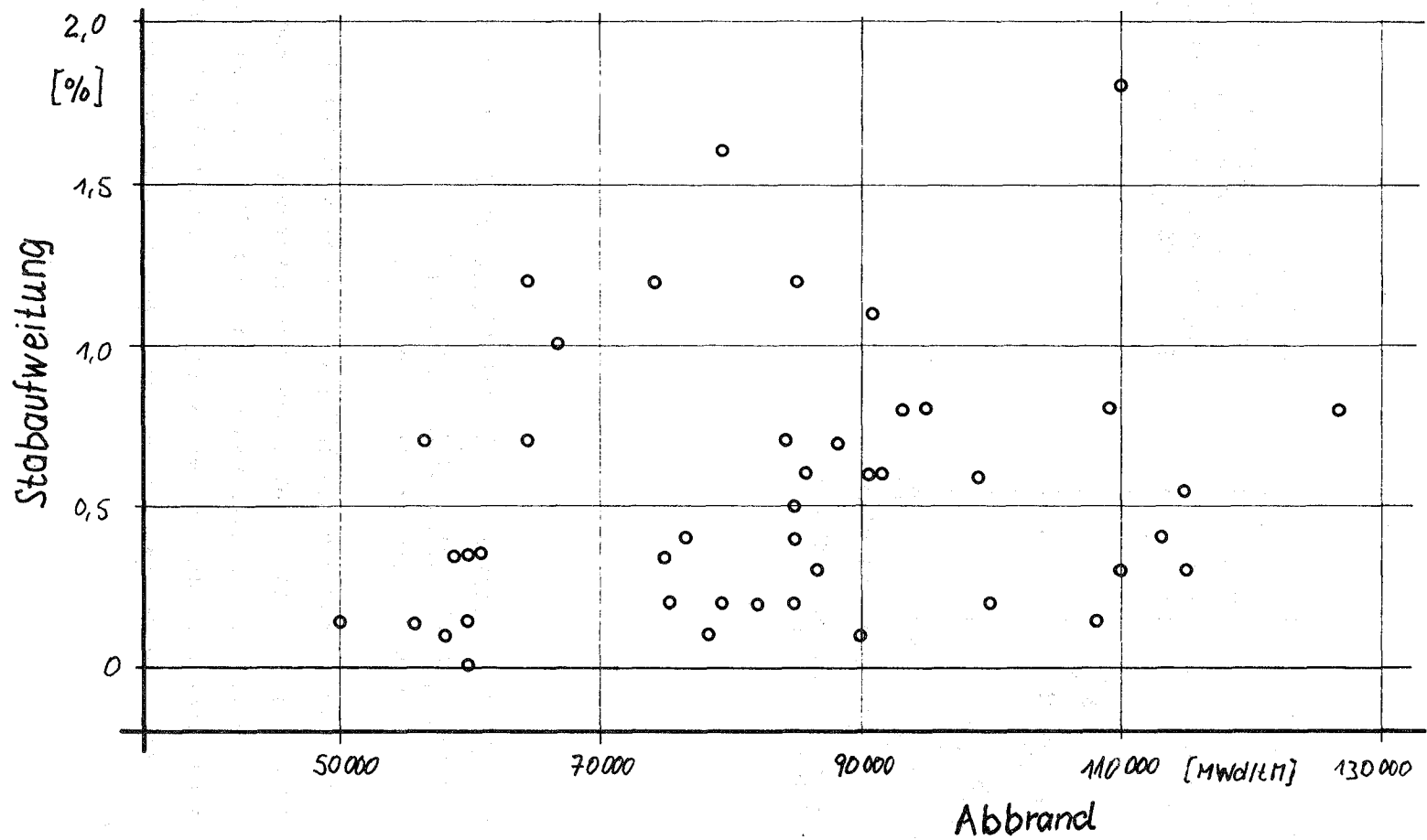
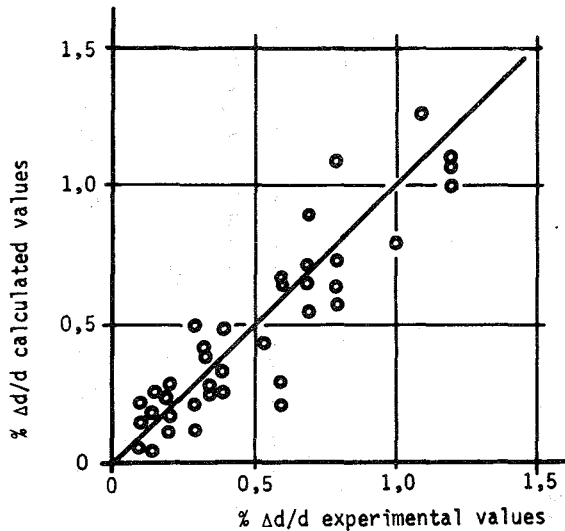


Abb.6: Gemessene Stabaufweitungen über dem Abbrand aufgetragen (KVE-Vg. 4a, 4b, 5b, MoI 3B)



PSB Comparison of calculated and experimental mechanical interaction data

Abb. 7:

Vergleich experimenteller Stabaufweitungen ($\Delta d/d$) mit den Ergebnissen des Rechenprogrammes PAUK (KVE-Vg. 4a, 4b, 5b)

CONFLUENT, eine Bestrahlungskapsel zur kontinuierlichen Kriechdehnungsmessung an Brennstoffproben im Reaktor BR2 (Projekt Mol 12)*

(H. Häfner, IMF; H. van den Boorn, Arbeitsgruppe Mol)

Vom CEA Grenoble wurde im Auftrag des IMF eine Kriechkapsel für den Einsatz im BR2 entwickelt, die es erlaubt, Längenänderungen einer Brennstoffprobe während des Betriebes bei zwischen 600 und 1000 °C veränderlicher Temperatur und zwischen 0,5 und 5 kp/mm² veränderlicher axialer Druckbelastung kontinuierlich zu messen. Die maximale Spaltungsrate beträgt $4 \cdot 10^{14}$ Spaltungen/cm³ s.

*BzFE-Nr. 315.2

Es gibt zwei Versionen von Kapseln dieses Typs:

Mol 12A für UO_2 ohne Pu

Mol 12B für Mischoxid.

Für die Mol 12B-Variante wurde wegen des Plutoniums ein lückenloses doppeltes Containment für den Kapselversuchseinsatz mit allen Verbindungsleitungen und das out-of-pile System gefordert. Der erste Einsatz dieser Variante ist jetzt gerade in Betrieb gegangen.

Kapselaufbau (siehe Abb. 8)

Auf den Brennstoff-Tablettenstapel, dessen Aufbau dem bei der FR2-Kriechkapsel entspricht, wird über ein pneumatisches Belastungssystem eine Druckspannung aufgebracht. Um die Beanspruchung des Faltenbalges im Belastungssystem möglichst klein zu halten, wird der für die max. Prüflingsbelastung erforderliche Wirkdruck in zwei Stufen von 80 auf 40 atü und von 40 auf ca. 1 ata abgebaut. Die Faltenbälge sind Außendruck-beaufschlagt. Die Konstruktion der Kapsel ist so, daß der Pu-haltige Probenstapel erst zum Schluß der Montage eingeführt werden kann. Oberhalb des Probenstapels befindet sich der Hohlraumresonator zur Messung der axialen Längenänderung des Probenstapels und das Belastungssystem.

Der obere Prüflingsteil ist mit einem Gestänge fest mit dem Kolben des Meßsystems verbunden.

Die Oberflächentemperatur des Probenstapels wird durch zwei Thermoelemente gemessen, die sich im NaK-Spalt befinden. Ein Thermoelement zur Messung der Zentraltemperatur ist in das Molybdänröhrchen eingeführt, auf welchem abwechselnd Brennstofftabletten und Mo-Scheibchen aufgefädelt sind.

Sämtliche Teile des Meßsystems, des Prüflingsbereiches und des Belastungssystems sind in der sogenannten Kriechzelle in NaK eingebettet. Zwischen Kriechzelle und äußerem Hüllrohr befindet sich ein Spalt, die sogenannte Thermische Barriere, der entsprechend der geforderten Prüflingstemperatur ausgelegt wird. Außerdem kann durch die Wahl des Gases im Spalt auf die Prüflingstemperatur Einfluß genommen werden.

Im Kopf des Einsatzes befinden sich die Kupplungen für die elektrischen und pneumatischen Leitungen. Der Hohlleiter des Dehnungsmeßsystems wird über einen Flansch mit dem Kopf verbunden.

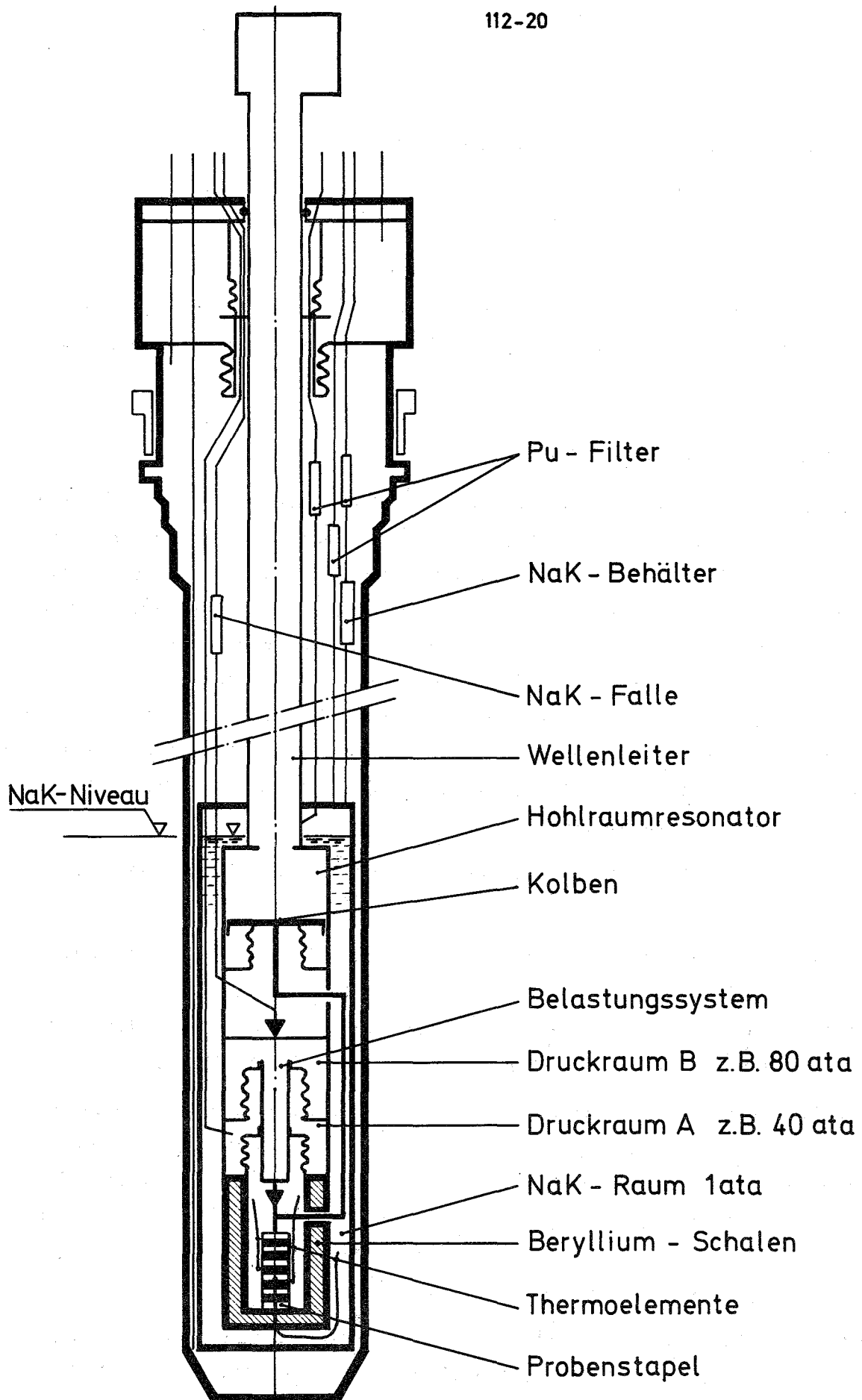


Abb.8: Brennstoffkriechkapsel „CONFLUENT“ (Mol 12)

Bisherige Erfahrungen

Bis jetzt kamen die drei Einsätze Mol 12A1, 12A2 und 12B1 zur Bestrahlung.

Der Einsatz 12A1 wurde nach 1270 Stunden Bestrahlungszeit wegen Ausfall des Meßsignales ausgebaut. Eine Neutrografie-Aufnahme zeigte, daß der Wellenleiter defekt war.

Der Einsatz 12A2 wurde nach 4800 Stunden Bestrahlungszeit wegen Ausfall aller Thermoelemente und gestörtem Meßsignal ausgebaut.

Der Einsatz 12B1 ist gerade in Betrieb gegangen.

Die Erfahrungen mit Confluent-Einsätzen sind durchaus positiv zu bewerten. Die Fehlbeträge in den Meßwerten, die durch Temperatureffekte zustande kommen, können bei der Ermittlung der Kriechraten durch Auswertung der Betriebsdaten korrigiert werden.

1123 Bestrahlungen im schnellen Neutronenfluß1. Bisherige Erprobung von Schnellbrüter-Brennstäben im PSB-Rahmen* 1)

(G. Karsten, PSB)

Eine zusammenfassende Übersicht über die bisher vom Debenelux-PSB aus durchgeführten und ausgewerteten Bestrahlungsversuche an Mischoxid-Brennstäben und Materialproben im schnellen Neutronenfluß gibt Tab. 4. Als Hauptprobleme der Brennstabtechnologie erscheinen das Hüllmaterialschwellen, die chemische und die mechanische Wechselwirkung zwischen Brennstoff und Hülle. Der heutige Kenntnisstand auf diesen Gebieten läßt sich wie folgt kennzeichnen.

Hüllrohrschwellen

Von den drei untersuchten Edelmetalltypen sind zwei (W.Nr. 1.4988 und 1.4981) mit Nb stabilisiert, während W.Nr. 1.4970 durch höheren C- und B-Gehalt gekennzeichnet ist, was zu $M_{23}CB_6$ - und TiC-Ausscheidungen führt. In ihrem mechanischen Verhalten unter Bestrahlung unterscheiden sich diese drei Typen nur wenig, jedenfalls in den bisher getesteten Zuständen.

* BzFE-Nr. 46

1) Zuletzt berichtet in KFK 1272/3

Als eines der wesentlichen Ergebnisse bezüglich des Porenwachstums hat sich gezeigt, daß das Material im lösungsgeglühten Zustand im Bereich 450 - 500 °C ähnlich wie AISI 316 schwillt. In diesem Temperaturbereich beträgt der Schwellenexponent n etwa 2,5. Das zweite Maximum der Durchmesseränderung, das bei bestrahlten Stäben beobachtet wurde, ist anscheinend nicht auf Porenwachstum zurückzuführen. Zur Verringerung des Schwellens scheint es jedoch in Zukunft nötig zu sein, kaltverformtes Hüllmaterial zu verwenden. Die Kaltverformung ist wahrscheinlich die Ursache dafür, daß W.Nr. 1.4970 bei den Rapsodie-Versuchen (Neutronendosis $8 \cdot 10^{22}$ n/cm²) nicht mehr als etwa 1% Volumenzunahme zeigte (1). Dies kann daraus geschlossen werden, daß kaltverformter Stahl W.Nr. 1.4988 als Ergebnis der Simulationsversuche im Zyklotron /1/ ebenso wenig schwillt. Man erkennt jedoch dem Stahl 1.4970 ein größeres technologisches Zukunftspotential zu, weil seine Rekristallisationstemperatur um 100 °C höher liegt als die der Nb-stabilisierten Typen und sich somit seine Kaltverformung länger auswirkt.

Chemische Wechselwirkung Hülle-Brennstoff

Aus den experimentellen Daten der Innenkorrosion lassen sich folgende Schlüsse ziehen /2/. Innerhalb des nominellen Hüllrohrtemperaturbereiches schneller Reaktoren beträgt die Korrosionstiefe etwa 50 µm. Diese hängt nur schwach vom Abbrand ab, selbst bei hot spot Temperaturen, bei denen die Korrosionstiefe 150 µm betragen kann. Die Temperatur ist somit einer der wichtigsten Parameter.

Der zweite wesentliche Parameter ist das Verhältnis O/M des Brennstoffes. Je niedriger es ist, desto länger ist die Inkubationszeit, nach der die Innenkorrosion beginnt. Jedoch ist O/M durch Materialdaten und Wirtschaftlichkeitsforderungen an das Herstellungsverfahren grundsätzlich nach unten begrenzt. Empfohlen wird daher $1,96 < O/M < 1,98$. Obwohl es für die Innenkorrosionsgeschwindigkeit einen Sättigungseffekt zu geben scheint, sucht man nach Möglichkeiten, das Hüllrohr durch Sauerstoffgetter gegen Innenkorrosion zu schützen /3/.

/1/ K. Ehrlich, R. Gross, private Mitteilung

/2/ O. Götzmann, P. Hofmann, Bewertung des Verträglichkeitsverhaltens von Oxidbrennstäben, KFK 1803

/3/ Vgl. Arbeiten unter Pkt. 1121.2 in den Vierteljahresberichten KFK 1272/1, 1272/2, 1272/3, 1272/4 sowie auf S. 112-7 des vorliegenden Berichtes

Experiment	Number of pins	Cladding	max.internal clad- ding temp. (°C)	Burnup (MWd/tMe)	Dosis total (n/cm ²)	Number of failed pins
Mol 7A	7	1.4988 (4) 1.4961 (3) AISI 316 (2)	600	45.000	>0,1 MeV 6,3 x 10 ²¹	1
Mol 7B	18	1.4988 (8) 1.4970(10)	720	40.000	>0,1 MeV 5 x 10 ²¹	1
DFR 350	39	1.4988 (21) 1.4961 (18)	660	52.600	4,33 x 10 ²²	-
DFR 304	3	1.4988	670	56.000	4,44 x 10 ²²	-
DFR 435	8	1.4988	640	65.000 (2 pins)* 65.000 (2 pins) 75.000 (1 pin) 91.000 (3 pins)*	5,1 x 10 ²² 6,0 x 10 ²² 7,2 x 10 ²²	5
DFR 397	cladding specimens	mainly 1.4961,81,88	600	* = failure	8,7 x 10 ²²	-
Rapsodie	cladding specimens	1.4988 1.4970	410-580		6,5 x 10 ²²	-
Rapsodie- bundles (2)	68	1.4988 (34) 1.4970 (34)	600-620	96.000	8,0 x 10 ²²	-
Rapsodie- Monitor	5	1.4988 (2) 1.4970 (3)	580-600	66.000	5,6 x 10 ²²	-
DFR 455	50	1.4988 (17) 1.4970 (9) 1.4981 (34)	650	startup early 1973	-	1 (cont.with failure)

112-23

Tab. 4: Irradiation experiments in fast flux (UO₂-PuO₂ pins)

Mechanische Wechselwirkung Hülle-Brennstoff

Zur Beschreibung dieser Wechselwirkung sind Ergebnisse von in-pile Kriechversuchen benutzt worden (2), nach denen die mechanische Wechselwirkung während kurzzeitiger Reaktorleistungszyklen auftreten kann, was möglicherweise die oben erwähnten Stabdurchmesseränderungen erklärt. Eine detailliertere Auswertung dieser Änderungen bei vielen bestrahlten Stäben auf dieser Basis zeigt gute Übereinstimmung zwischen Berechnung und Experiment /4/.

Veröffentlichungen:

(1) G. Karsten

On the threshold of fuel element technology for SNR - reflections on the status of development for fast reactors
 Proceedings of the ANS topical meeting on Irradiation Experimentation in Fast Reactors, Jackson Lake Lodge, Wyoming, USA, Sept. 10-12, 1973

(2) D. Brucklacher, W. Dienst

Experimental results concerning the mechanical interaction between oxide fuel and cladding
 IAEA Symposium on Fuel and Fuel Elements for Fast Reactors
 Brussels, July 1973

2. Prenanalyse der Bündelbestrahlung DFR 350*

(G. Ondracek, B. Schulz, K. Spieler, IMF)

Der bei der Bündelbestrahlung eingesetzte Brennstoff war ein Mischoxid mit 20 gew.-% PuO_2 und einer Dichte von ca. 89% d.T. (bezogen auf $10,98 \text{ g/cm}^3$ /1/). Untersucht wurden 7 Stäbe, die nach folgenden Kriterien ausgewählt wurden:

/4/ A. Gerken, S. 112-13 dieses Berichtes

/1/ D. Geithoff, K. Kummerer, KFK 1377 (1972)

* BzFE-Nr. 462.9

- Bei allen Stäben mußte sowohl eine Porenanalyse der Querschliffe als auch eine Messung des Zentralkanalvolumens über die Röntgenaufnahmen der ganzen Stäbe möglich sein.
- Die Querschliffe mußten vergleichbare Positionen bezüglich der Länge des Brennstabes besitzen.

Hieraus resultierte die Analyse an den Stäben Nr. 2, 14, 21, 36, 40, 41 und 57.

Die wesentlichen Parameter der Bestrahlung für die Positionen 0 und 232 dieser Stäbe zeigt Tab. 5:

Pos.	T_k (°C) [17]	ϕ_A (W/cm)	ϕ_E (W/cm)	Abbrand [% Schwere Atome] [17]
0	370	440	410	5,7
232	645	370	355	4,1

T_k = mittlere maximale Hüllwandtemperatur

$\phi_{A,E}$ = Stableistung am Anfang (A) und Ende (E) der Bestrahlung.

Die Ergebnisse der Messung der Zentralkanalvolumina zeigt Tab. 6:

Stab-Nr.	Zentralkanalvol. [cm ³]
2	0,716
14	0,455
21	0,748
36	0,873
40	0,778
41	0,774
57	0,709

Bei der Porenanalyse liegt im allgemeinen ein Segmentausschnitt über den ganzen Radius in der Vergrößerung 100-fach vor. Es war zu vermuten, daß dieser Ausschnitt die Porenverteilung nicht unbedingt repräsentativ wiedergeben muß. Diese Vermutung wurde inzwischen durch Messungen von anderer

Seite /2/ bestätigt. Deshalb wurde von den Schnittebenen aller zu vermessen- den Stäbe eine Nachvergrößerung auf 100-fach der mit der Vergrößerung 15-fach aufgenommenen Schliffe hergestellt. Das bei der Mikroskopvergröße- rung 100-fach aufgenommene Segment und das gleiche in der Nachvergrößerung wurde bei allen Schliffen mit dem elektronischen Bildanalysator bei glei- cher Epidiaskopvergrößerung (ca. 1:4) auf die Porenverteilung analysiert. Ziel dieser Untersuchungen war es, für die einzelnen Zonen im Querschnitt Korrekturfaktoren zu bestimmen, die es gestattet hätten, den ganzen Quer- schliff auf seine Porositätsverteilung zu analysieren. Dieser Versuch schlug fehl. Die Abb. 9a, b geben die gemessenen Porositätsverteilungen an zwei verschiedenen Querschliffen zweier Stäbe wieder. Sie zeigen, daß eine Systematik, etwa hervorgerufen durch die geringere Mikroskopvergrößerung (15-fach), bei den nachvergrößerten Aufnahmen nicht vorhanden ist. Die Ab- weichungen sind sowohl nach Betrag und Richtung völlig unsystematisch über den Querschnitt verteilt. Eine Fehleranalyse der gemessenen Werte unterstützt dies. In Tab. 6 sind die Porositäten für zwei Zonen ($r' = 0,1$ und $0,4$; $r' = \frac{r-r_z}{r_B-r_z}$, mit r = laufende Koordinate mit dem Brennstabmittelpunkt als Ursprung, r_z = Zentralkanalradius, r_B = Brennstoffradius) für die Position o angegeben. Der mittlere Fehler für die Mittelwerte der Porositäten ist für die Mikroskop- und Nachvergrößerung nahezu gleich.

Stab-Nr. Pos. o	$r' = 0,1$		$r' = 0,4$	
	P % Nachver.	P % Originalver.	P % Nachver.	P % Originalver.
G 2	15,0	15,5	9,8	7,9
G14	37,4	38,9	6,7	9,2
G21	16,1	16,2	12,2	7,9
G36	21,5	14,4	13,2	7,1
G40	10,1	12,5	7,4	5,6
G41	-	-	9,4	5,1
G57	20,4	30,8	12,8	17,8
	$\bar{P} = 19,3 \%$	$\bar{P} = 21,5 \%$	$\bar{P} = 10,3 \%$	$\bar{P} = 8,7 \%$
	$\Delta\bar{P} = \pm 4,2 \%$	$\Delta\bar{P} = \pm 4,6 \%$	$\Delta\bar{P} = \pm 1,1 \%$	$\Delta\bar{P} = \pm 1,6 \%$

Tab. 7: Mittelwerte für die Radien der Porositäten $r' = 0,1$ und $0,4$ gemessen an der Original- und Nachvergrößerung

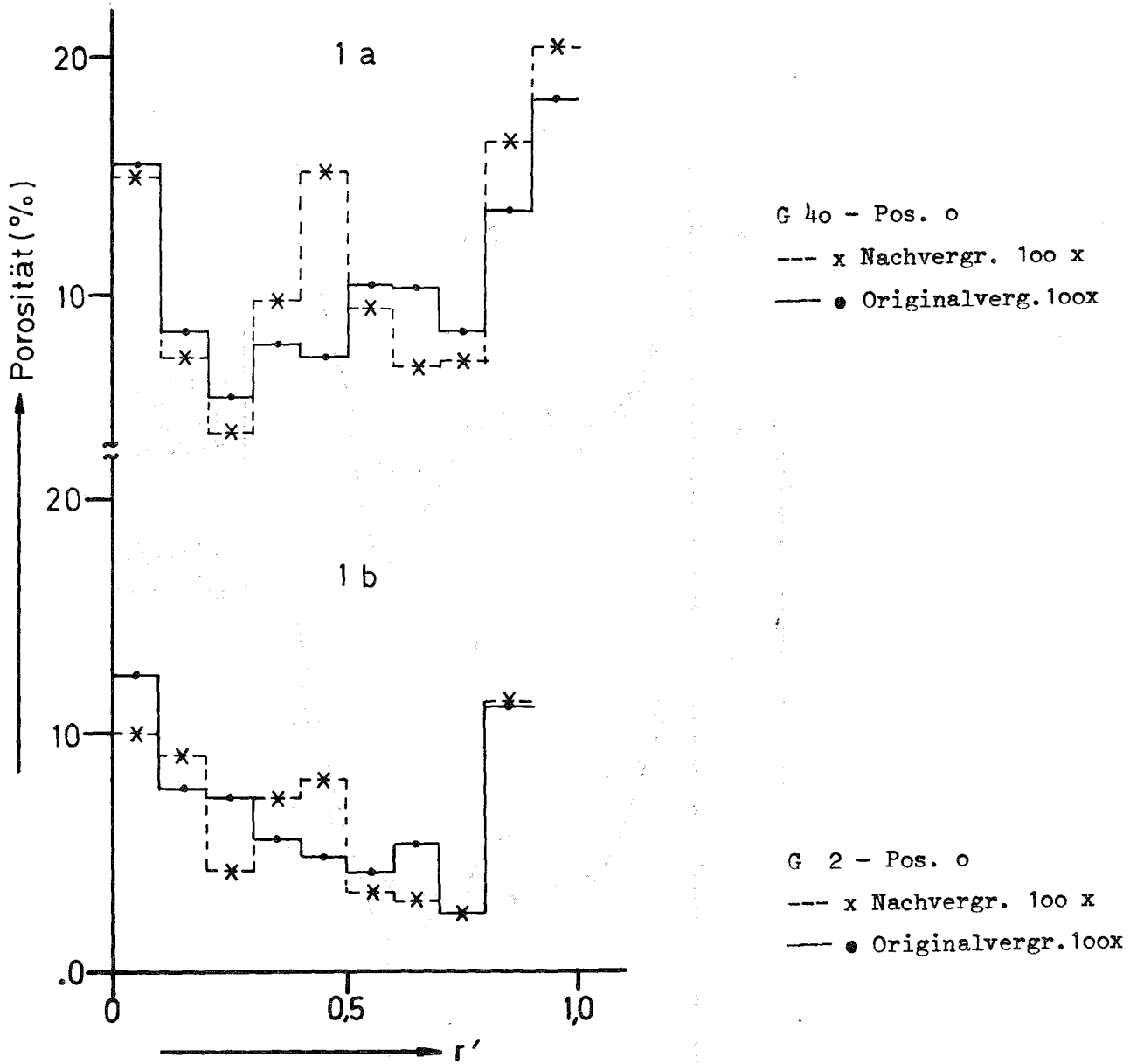


Abb. 9a, b: Vergleich zwischen dem Porositätsverlauf gemessen an Nachvergrößerungen und Originalvergrößerungen

$$r' = \frac{r-r_z}{r_B-r_z}$$

r - Radius gezählt vom Stabmittelpunkt als Ursprung
 $r_{z,B}$ - Zentralkanal-, Brennstoffradius

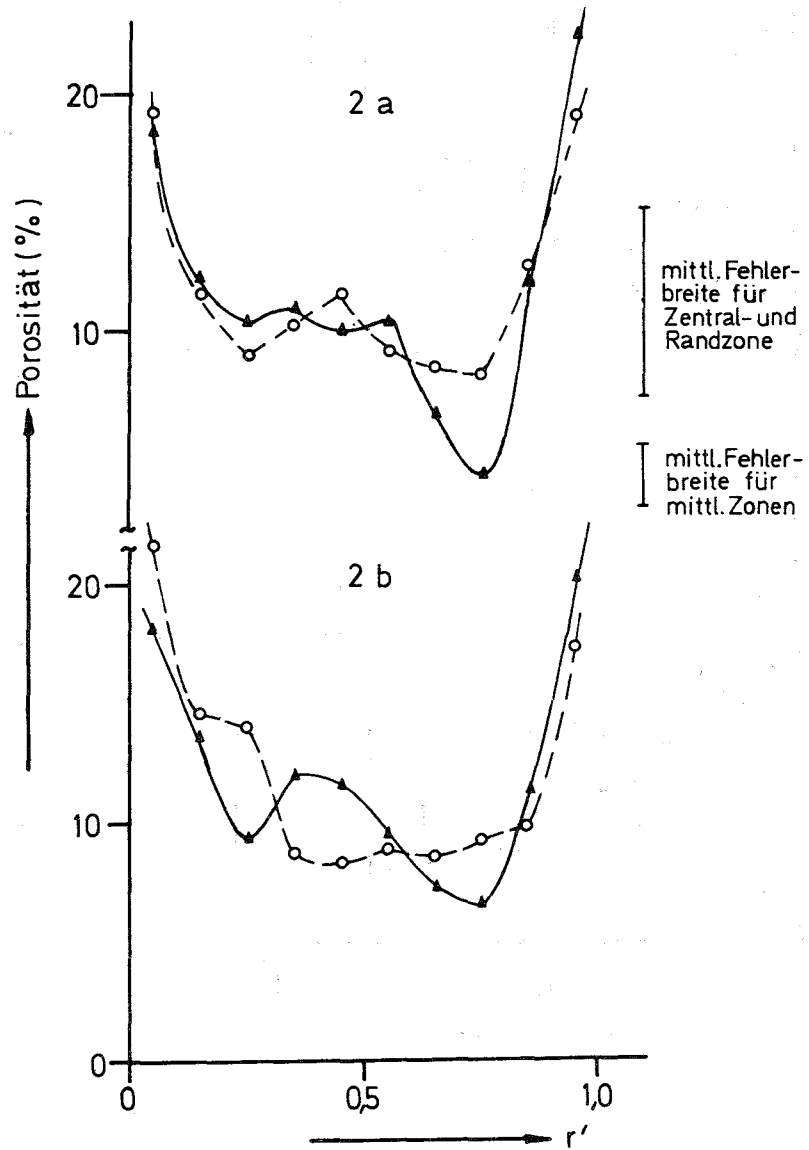


Abb. 10a, b: Mittelwerte der gemessenen Porositäten an Nachvergrößerungen (a) und Originalvergrößerungen (b) in den Positionen o (o) und 232 (▲)

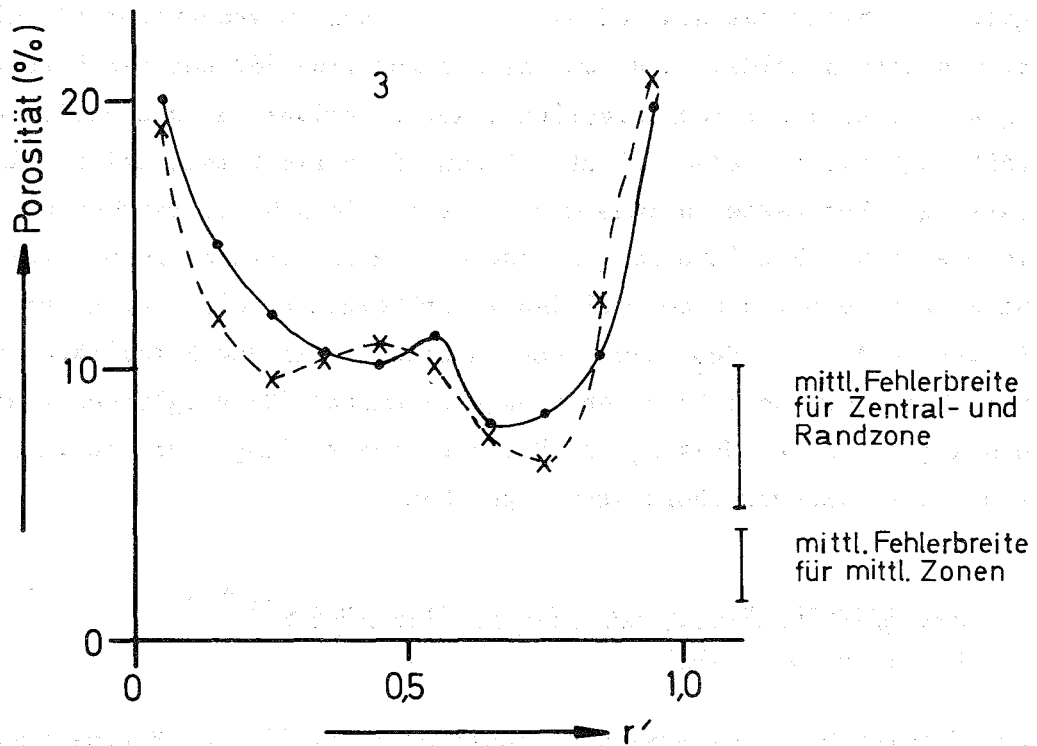


Abb. 11: Mittelwerte der Porositäten von Nachvergrößerungen (--- x) und Originalvergrößerungen (— ●)

Hieraus folgt, daß bei Vorhandensein genügend vieler Aufnahmen die Messung an Nachvergrößerungen durchaus repräsentativ hinsichtlich des Mittelwertes der Porosität in den einzelnen Radien sein kann. Die Mittelwerte für die Porositäten an den beiden Stabpositionen sind in Abb. 10a, b wiedergegeben. Die Verteilungen an Nachvergrößerungen gemessen (10a) stimmen im Bereich der ermittelten Fehler überein. Für die Originalvergrößerungen (10b) gilt dies nicht für den Radius $r' = 0,4$. Der Kurvenverlauf für die Position 0 unterscheidet sich von dem der Position 232 und den Verteilungen in Abb. 10a. Ein unterschiedlicher Kurvenverlauf für die beiden Positionen läßt sich daraus jedoch nicht ablesen. Es spricht mehr dafür, eine Zusammenfassung aller Werte vorzunehmen. Dies ist in Abb. 11 geschehen. Die angegebenen Fehlerbereiche zeigen, daß eine gute Übereinstimmung zwischen der Nachvergrößerung und der Originalvergrößerung erreicht wird. Da die mittleren Fehler in Abb. 11 dem gemessenen Unterschied in den Porositäten zweier verschiedener Segmente eines Stabquerschnitts /2/ vergleichbar sind, wurde bislang von einer Messung der Porositätsverteilung über den ganzen Querschnitt an Nachvergrößerungen abgesehen.

3. Spaltgasverhalten in oxidischem Kernbrennstoff * 1)

(H. Zimmermann, IMF)

Zur Untersuchung des Spaltgasverhaltens in oxidischen Brennelementen werden sämtliche Spaltgasdaten, die bisher bei PSB-Bestrahlungen von Oxidbrennstäben anfielen, ausgewertet. Im Hinblick auf das Brennstoff- und Spaltgasverhalten bei Leistungstransienten oder Störungen der Kühlung wird besonderes Gewicht auf das im Brennstoff zurückgehaltene Spaltgas gelegt. Bisher wurden die Daten folgender Bestrahlungsexperimente ausgewertet: FR2-Kapselversuchsgruppen 1, 2, 3, 4a und 4b, Mol 7A, DFR-304 sowie Mol 8C (kontinuierliche Spaltgasdruckmessung).

Neben dem Abbrand erweist sich die Brennstofftemperatur als wichtigste Einflußgröße beim Spaltgasverhalten. In der Abb. 12 ist die Menge des gebundenen Spaltgases in Abhängigkeit vom Abbrand für verschiedene mitt-

1) Letzter Bericht in KFK 1272/1, S. 112-36

* BzFE-Nr. 461 und 462

lere Brennstofftemperaturen aufgetragen, wobei die mittlere Brennstofftemperatur die über das Brennstoffvolumen gemittelte Temperatur am Bestrahlungsende ist. Aufgrund der relativ geringen Anzahl zur Verfügung stehender Meßergebnisse konnten noch nicht für alle Abbrandbereiche genaue Kurvenverläufe wiedergegeben werden.

Bei hohen mittleren Brennstofftemperaturen ($T_m \approx 1500^\circ\text{C}$) stellt sich bereits nach ca. 20 MWd/kgM Abbrand der Sättigungsgehalt an gebundenem Spaltgas von ca. $2 \cdot 10^{-3}$ Gasatomen pro Metallatom ein.

Bei einer mittleren Brennstofftemperatur von ca. 1250°C steigt der Gehalt an gebundenem Spaltgas zunächst mit dem Abbrand auf Werte um ca. $5 \cdot 10^{-3}$ Gasatome pro Metallatom bei 30 MWd/kgM an und fällt danach wieder geringfügig ab. Dieser Abfall ist auf die break-away-Freisetzung von den Korngrenzen der äußeren Brennstoffzonen zurückzuführen. Er wurde inzwischen auch bei den Mol 8C-Bestrahlungskapseln beobachtet. Bei diesen Kapseln, die mit Druckaufnehmern zur kontinuierlichen Messung des Spaltgasdruckes versehen sind, traten bei Abbränden um 30 MWd/kgM erstmals Zyklus-Freisetzungsraten >1 auf, d.h. es wurde bei diesen Abbränden mehr Spaltgas freigesetzt als erzeugt. Nach diesem durch den break-away-Mechanismus bedingten Abfall steigt oberhalb ca. 45 MWd/kgM Abbrand der Spaltgasgehalt des Brennstoffes wieder langsam an. Die Sättigungskonzentration bei der mittleren Brennstofftemperatur von 1250°C beträgt ca. $6,5 \cdot 10^{-3}$ Gasatome pro Metallatom.

Bei einer mittleren Brennstofftemperatur von ca. 1000°C beträgt der Sättigungswert des gebundenen Spaltgases ca. $13 \cdot 10^{-3}$ Gasatome pro Metallatom. Dieser Wert wird nach ungefähr 80 MWd/kgM Abbrand erreicht.

Die vorliegenden Ergebnisse werden ständig durch neu anfallende Ergebnisse ergänzt. Das Ziel dieser Arbeiten zum Spaltgasverhalten ist eine Spaltgasbilanz für jeden Brennstoffbereich und jeden Betriebszustand in einer Form, in der sie für die Brennstabmodelltheorie verwendbar ist.

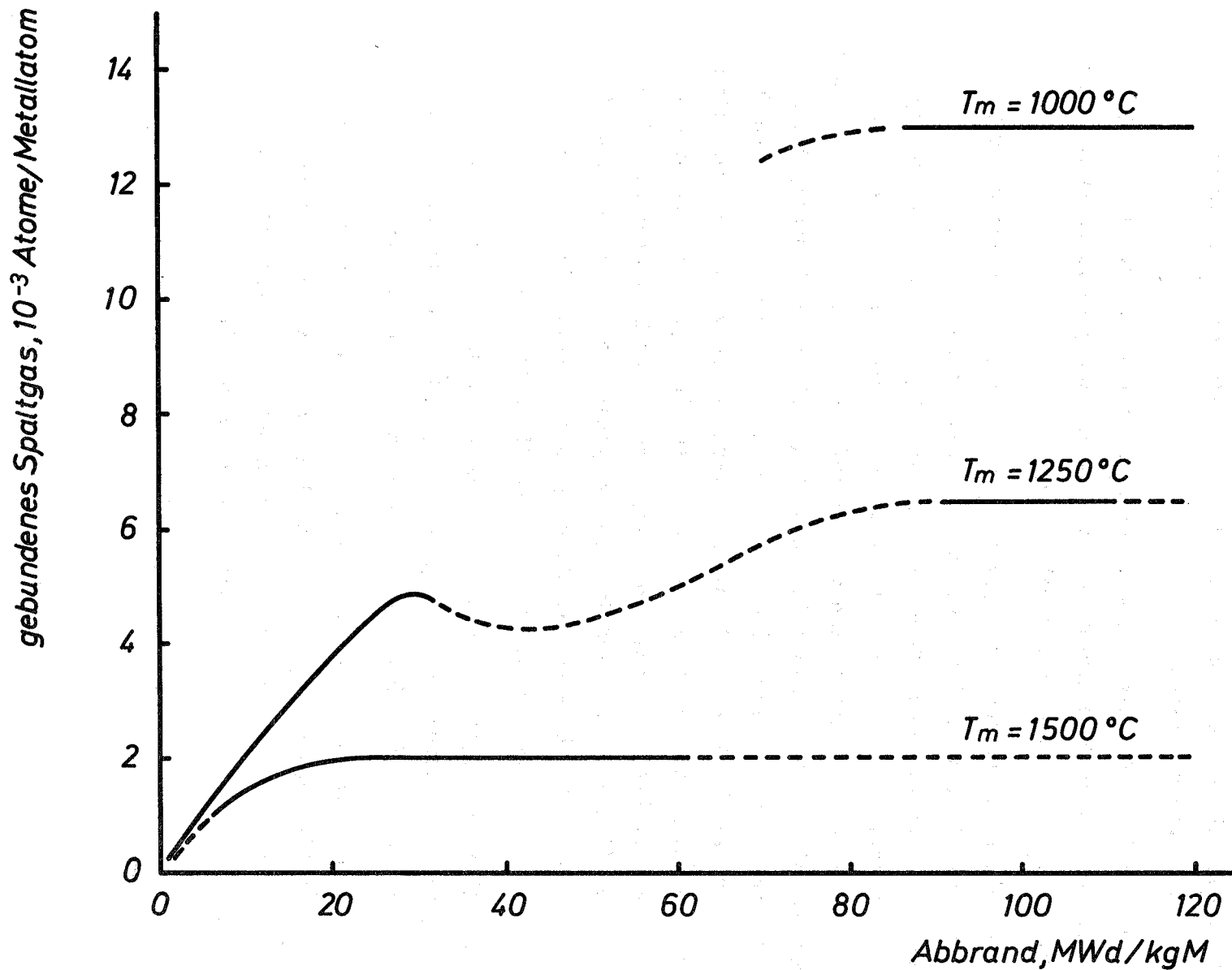


Abb. 12: Im Brennstoff gebundene Spaltgasmenge in Abhängigkeit vom Abbrand für verschiedene mittlere Brennstofftemperaturen T_m

1124 Brennstäbe mit karbidischem und nitridischem Brennstoff ^G

Internationaler Stand der Entwicklungsarbeiten

(G. Karsten, G. Mühling, PSB-PL; H. Plitz, Kraftwerk-Union AG, Frankfurt)

1. Gründe für die Entwicklung von Karbidbrennstoff

In den beiden vergangenen Jahren war die Förderungswürdigkeit der Karbidentwicklung in den USA, der Bundesrepublik und in geringerem Maße auch in Frankreich Gegenstand einer kritischen Diskussion geworden. Die Beurteilung war in Nuancen verschieden, im Grundsatz war man sich einig: Bei der Einführung des Marktartikels Brüter hatte die kostenoptimale Strategie den unbestreitbaren Vorrang. In der Prioritätsreihe der zu lösenden Probleme wurde demnach Karbidbrennstoff nachrangig, was an den internationalen Programmen abzulesen ist /1/. Auch in England wird Karbidbrennstoff dem Oxid nachgeordnet, jedoch wird generell die Populationsstrategie stärker betont. Diese hat einen möglichst raschen Zubau von Brütern zum vorrangigen Ziel, wobei bei Karbidbrütern die erforderlichen Spaltstoffinventare und die möglichen Verdopplungszeiten im Vergleich zu Oxidbrütern deutlich günstiger sind /2, 3/, insbesondere wenn man bei Oxidbrütern zu dickeren Brennstäben übergeht.

Die Populationsstrategie ist nun seit dem Frühjahr 1973 mit dem Bewußtwerden einer heraufkommenden Energiekrise auch in der Bundesrepublik wieder aktuell geworden /4/. Vor diesem Hintergrund ist die Tendenz zu verstehen, einerseits

-
- /1/ Proceedings of ANS Topical Meeting
Irradiation Experimentation in Fast Reactors
September 1973, Jackson, Wyoming, USA, Session I, Fast Flux Irradiation Programs
- /2/ J. Board et al.
The Optimisation and Analysis of Factors Influencing the Performance of Carbide Fuels
IAEA Symposium on Fuel and Fuel Elements in Fast Reactors, Brussels, July 1973, SM-173/56
- /3/ F. Amon et al.
Natriumgekühlter Hochleistungsbrüter - Referenzstudie
AEG-E3-1883, Klasse I, April 1971
- /4/ H. Schmale
Probleme des Brennstoffkreislaufes Schneller Brüter
Atomwirtschaft, September 1973, S. 415-418

beim SNR-300 den Stabdurchmesser auf 7,6 mm für die Mark II Version zu vergrößern, um die Einführung überhaupt zu ermöglichen, und andererseits die Karbidentwicklung wieder zu intensivieren. Die kostenoptimale Strategie und die Populationsstrategie können nämlich u.U. dadurch zur Konvergenz gebracht werden, daß man nach Einführung der Brüter nicht zu kleinen Stabdurchmessern mit Oxidbrennstoff zurückkehrt, sondern unter Beibehaltung der großen Durchmesser von Oxid zu Karbid übergeht.

Voraussetzung für einen Erfolg dieser Richtung ist natürlich, daß die noch zahlreichen für den Karbidbrennstab spezifischen Probleme durch Forschungsarbeiten gelöst werden. Dafür wird das hier zu beschreibende Entwicklungsprogramm im Rahmen des Koordinierten Karbidprogrammes durchgeführt.

2. Erfahrungen und Folgerungen aus Bestrahlungsexperimenten

Im Vergleich zu Oxidbrennstäben sind die Erfahrungen mit Karbidbrennstäben weltweit quantitativ und qualitativ immer noch gering. Es ergibt sich statistisch aus schnellbrüterähnlichen Bestrahlungstests:

<u>Oxidbrennstäbe:</u>	Zahl der bestrahlten Stäbe:	15.400,	Defektrate:	1%
<u>Karbidbrennstäbe:</u>	Zahl der bestrahlten Stäbe:	ca. 1.000,	Defektrate:	5%

Bei Karbidbrennstäben scheint eine Defektgrenze bei 1000 W/cm Stabileistung zu liegen. Die schlechte Karbidstatistik wird insbesondere verursacht durch nicht entsprechend ausgelegte hochbelastete Stäbe.

Zum besseren Überblick über die derzeitige Situation und zum Vergleich mit Oxidbrennstoff sind die mit Bestrahlungsexperimenten belegten Daten durch erreichbare und potentielle Daten ergänzt und in der Tabelle 8 zusammengefaßt:

Stabkonzept	Natrium- bindung (U,Pu)C	Heliumbindung (U,Pu)C		Loch- pellets	Helium- bindung (U,PuO ₂)
		Hoch- dicht	Nieder- dicht		
<u>Belegte Daten:</u>					
Stableistung (W/cm)	1000	1000	500	500	400
Abbrand (MWd/kgM)	60	60	60	60	70
<u>Erreichbare Daten:</u>					
Stableistung (W/cm)	1000	1000	600	600	500
Abbrand (MWd/kgM)	100	100	100	100	100
<u>Potentielle Daten:</u>					
Stableistung (W/cm)	1000	1000	700	700	600
max. Abbrand (MWd/kgM)	150	150	150	150	150

Tabelle 8: Datenvergleich von Oxid-/Kerbidbrennstabkonzepten

Als erreichbare Daten sind dabei Daten zu verstehen, die aufgrund bisheriger internationaler Erfahrungen realisierbar erscheinen. Die als "potentiell" bezeichneten Daten sind weitgehend identisch mit Daten, die in Referenzentwürfen unter vernünftiger Abwägung der Ausnutzbarkeit der prinzipiellen Möglichkeiten verwendet werden.

3. Bestrahlungsexperimente im Rahmen des Koordinierten Kerbidprogrammes

In Tabelle 9 ist das im Rahmen des Koordinierten Kerbidprogramms laufende Bestrahlungsprogramm zusammengestellt.

Experiment	Bindung Stabzahl	Sinter- dichte (%TD)	Diametr. Spalt (mm)	Zielab- brand (MWd/kg)	Max.Stab- leistung (W/cm)	Bemer- kungen
FR2, Vg.4a	He/6	86	0,05-0,6	gering	1000	intakt ^{+))}
	Ar/2	86	0,08-0,25	gering	1010	intakt ^{+))}
FR2, Vg.6A	He/3	86	0,05	45	1000	intakt
Vg.6C	He/2	86	0,05	22,5	1000	1 Stab defekt
Vg.6C	Ar/3	86	0,08	45	1000	intakt
	Ar/2	86	0,08	22,5	1000	intakt
Vg.6D	He/3	86	0,50	45	1000	Bestrah- lung läuft
Vg.6E	Na/3	93	0,50	45	1000	läuft noch
BR2, Mo1 11 K1	He/1-UC	83	0,14	35	1300	defekt
	K2 He/3	83	0,14	35/70	1300	intakt
	K3 Na/4	95	0,60	35/70	1300	Einsatz 1.3.74
BR2, Mo1 15/1	Na/2	90	0,50	80	1050	Einsatz 1.1.74
	Na/2	90	0,50	80	1050	M ₂ C ₃ - Brennst.
DFR, 330/1	Na/7	96	0,84	46	1180	1 Stab defekt
330/2	He/4	83	0,58	34/46/80	1090	Bestrah- lung
	He/7	90	0,90	34/46/80	1090	
330/3	Na/3	90	0,90	80	1090	läuft seit 1.10.73
	Na/4	90	0,93	80	1090	

^{+))} Stab mit Spalt 0,25 bzw. 0,60 zeigte zentrales Brennstoffschmelzen

Tabelle 9: Koordiniertes Karbidprogramm, Stand der Karbidbestrahlungs-
experimente

4. Stand der Herstellungsprozesse für karbidische Brennstäbe und Wirtschaft- lichkeitsfragen

4.1 Herstellung von Brennstäben:

Die Herstellung konzentriert sich auf drei Stabkonzepte:

- Stäbe mit Gasbindung und tablettenförmigem Brennstoff
- Stäbe mit Gasbindung und einvibriertem Brennstoff
- Stäbe mit Natriumbindung und tablettenförmigem Brennstoff.

Für alle drei Varianten können Parameter wie Schmierdichte, Tablettendichte, Spaltweite usw. innerhalb gewisser Grenzen variiert werden.

Der Entwicklungsstand der einzelnen Konzepte ist sehr unterschiedlich. Bei Variante a) konnte bereits ein sehr hoher Fertigungsstand erreicht werden, da - bis auf die allgemein geltende Problematik der Karbid-Hantierung unter Inertgas - die meisten Parameter direkt von der Oxidstabbfertigung übernommen werden konnten. (Die bisher in Deutschland hergestellten Karbidstäbe wurden nach diesem Konzept gefertigt.) Daher sind auch die Unterschiede in den Herstellungskosten gegenüber den Oxidstäben nur gering.

Die Zahl der nach Variante c) bisher gefertigten Stäbe ist noch klein und damit sind Reifegrad und Erfahrungsstand geringer als beim Konzept a), so daß ein genauer Kostenvergleich noch nicht möglich ist. Sicher ist jedoch, daß die Herstellung Na-gebundener Stäbe teurer (zusätzliche Arbeitsschritte) und auch technologisch schwieriger ist, so daß die industrielle Anwendung noch nicht gesichert ist.

Für das Konzept b) spricht, daß die Herstellung der Brennstäbe durch "remote handling" erfolgen kann und damit die Strahlenbelastung des Personals reduziert wird, ein Vorteil, der besonders bei der Brennelementherstellung der Zukunft von großer Bedeutung sein dürfte. Das Verfahren, das besonders von der UKAEA favorisiert wird, ist von der Wirtschaftlichkeit her vergleichbar mit Variante a). Erfahrungen mit einivibriertem karbidischem Material liegen bisher nur in England vor.

Weiterhin ist auch die Zahl der hergestellten Stäbe sehr gering, so daß eine Beurteilung hinsichtlich Wirtschaftlichkeit und technologischem Reifegrad nicht möglich ist.

4.2 Herstellung von Brennstoffen:

Als Brennstoff für Karbidstäbe ist (U,Pu)C vorgesehen, dessen Herstellung im industriellen Maßstab bisher noch nicht erprobt wurde, aber nach heutigem Kenntnisstand möglich ist.

Bevorzugt werden Sintertabletten im Dichtebereich von 85-90% th.D., wobei zahlreiche Herstellungsverfahren existieren. Grundlage aller ist die karbothermische Reduktion der Oxide, die sich als kostengünstigste und technologisch befriedigende Methode weltweit durchgesetzt hat. In den Schwerpunkten des Herstellungsprozesses stimmen alle Verfahren überein; Unterschiede liegen in der Konzipierung und Durchführung spezieller Arbeitsschritte. Alle Brennstoffe der GfK-Bestrahlungsexperimente wurden nach einer modifizierten Variante (Reaktionssinterverfahren) hergestellt, die als besonders wirtschaftlich angesehen wird. Nachteilig ist bei diesem Verfahren, daß bisher nur Tablettendichten von max. 93% th.D. erreicht wurden. Die Erzielung höherer Dichten steht im Vordergrund unserer Entwicklungsarbeiten.

Auch für die Herstellung von Karbidpartikeln bildet die karbothermische Reduktion die Grundlage dieser Verfahren. Bei der gebräuchlichsten Methode werden die zur Reduktion eingesetzten Tabletten gebrochen, granuliert und gesintert. Bei diesem Verfahren werden fast alle Schritte der Tablettenfertigung durchlaufen, so daß hinsichtlich Wirtschaftlichkeit und Strahlenbelastung keinerlei Vorteile erkennbar sind.

Bei der zweiten Variante wird die Karboreduktion bereits an Partikeln durchgeführt, die anschließend gesintert werden. Hier entfallen vor allem die kostenaufwendigen Press- und Zerkleinerungsschritte. Nachteilig ist die zu niedrige Enddichte der gesinterten Partikel, die nur Schmierdichten um 70% ermöglicht.

Am aussichtsreichsten erscheint die Herstellung von (U,Pu)C-Partikeln nach einem modifizierten Sol-Gel-Verfahren. Die Vorteile dieser Methode sind, daß die zeit- und kostenaufwendigen Press- und Mahlschritte entfallen, die Zahl der unter Inertgas durchzuführenden Arbeitsschritte kleiner ist und daß das Verfahren für ein echtes "remote handling" besonders gut geeignet ist. Mit einem Partikelbrennstoff dieses Typs erscheint eine Karbidbrennstabherstellung im ökonomisch günstigem Rahmen möglich. Bisher laufen allerdings erst Vorversuche, so daß keine Aussagen über Bestrahlungseigenschaften vorliegen und daher eine endgültige Beurteilung noch nicht erfolgen kann.

1124.1 Herstellung von Brennstoffen bzw. Brennstoffproben1. Versuche zum Einfluß der Probenform auf den Reaktionsablauf bei der Karboreduktion^G

(D. Vollath, IMF)

Mit Hilfe der in /1/ beschriebenen Thermowaage für den Betrieb unter Plutoniumbedingungen wurden nach der Fertigstellung der gesamten Anlage eine Reihe von Versuchen zur praktischen Erprobung der Anlage durchgeführt. Es sollte ermittelt werden, welchen Einfluß die Probenform auf die karbothermische Reduktion hat. Für diese Versuche wurde ein Gemisch von UO_2 -Pulver und Graphit 32 Stunden in einer Kugelmühle gemahlen. Aus dem Mahlgut wurden kleine Tabletten gepreßt. Von diesen Tabletten wurden Stücke abgebrochen, an denen die Umsetzung studiert wurde. Abb. 13 zeigt zwei typische Beispiele dieser Versuche. Eine Kurve ist die Temperatur-Umsatz-Kurve für eine Einwaage von 240 mg (44,5 mg Umsatz). Man sieht zwei Reaktionsstufen. Die erste Stufe zwischen $600^\circ C$ und $700^\circ C$ ist der Reduktion des überstöchiometrischen UO_2 -Pulvers zur Stöchiometrie hin zuzuordnen. In der zweiten Stufe, die bei $1140^\circ C$ eingesetzt hat, erfolgt die Karburierung. Anders sind die Verhältnisse bei einer Einwaage von 3 mg (0,56 mg Umsatz). Während die erste Stufe genauso aussieht wie bei dem Versuch mit der großen Einwaage, sieht die zweite Stufe völlig anders aus. Hier setzt die Reaktion bei $1140^\circ C$ abrupt ein und endet auch etwas früher. Die dritte Reaktionsstufe, die man auf diesem Bilde sieht, ist zum größten Teil der Verdampfung des gebildeten UC zuzuordnen.

Deuten kann man diesen unterschiedlichen Verlauf der Karboreduktion durch die unterschiedliche Kinetik der Gasabgabe der beiden Proben. Offenbar ist die Gasabgabe bei der größeren Probe deutlich langsamer als bei der kleineren. Bei diesen Preßkörpern scheint die CO -Abgabe aus den Tabletten einer der die Geschwindigkeit der Reaktion bestimmenden Parameter zu sein.

/1/ Bericht im KFK 1273/2

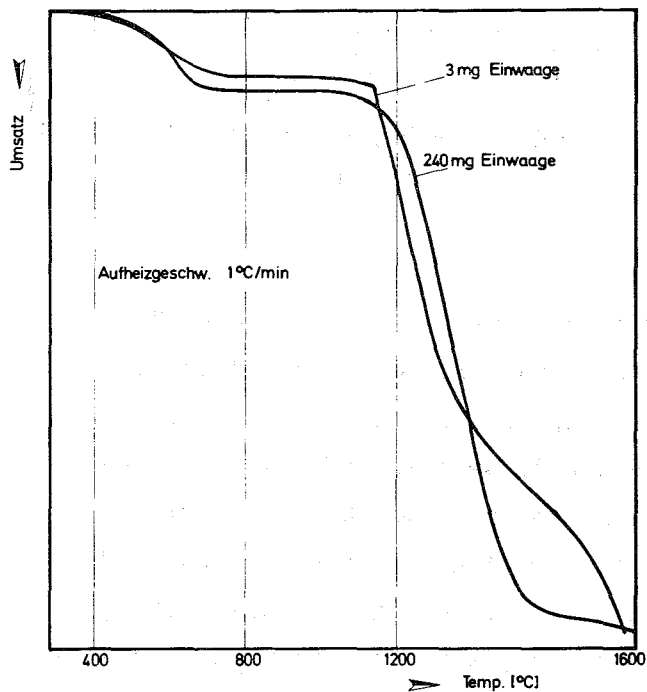


Abb. 13

2. Herstellung des Uran-Plutonium-Karbid-Brennstoffs für das Experiment Mol 15 ^{1)G} (P. Funke, K. Günther, ALKEM GmbH)

Das Bestrahlungsexperiment Mol 15 dient der Untersuchung des Schwell- und Verträglichkeitsverhaltens verschiedener Brennstoffvarianten unter sonst gleichen Bedingungen.

Die Variante eines Brennstoffs mit geringem M_2C_3 -Anteil wurde bei Alkem nach dem Reaktionssinterverfahren hergestellt. UC wurde mit "PuOC" gemahlen und gemischt. Die Mischung wurde zu Tabletten verpreßt und gesintert.

Die Brennstofftabletten konnten ohne größere Schwierigkeiten spezifikationsgerecht hergestellt werden. Einige charakteristische Daten sind in Tab. 10 aufgeführt:

¹⁾ Erster Bericht

Tab. 10

	spezifiziert	erreicht
Tablettendurchmesser	4,47 \pm 0,03 ungeschliffen	4,47 \pm 0,02 -0,03 ungeschliffen
Tablettendichte	>90% th.D.	93,5 \pm 1% th.D.
Pu/U+Pu-Verhältnis	0,25 \pm 0,01	0,245
O + N-Gehalt	<5000 ppm	O = 3464 \pm 47 ppm N = 1684 \pm 130 ppm
MC ₂ -Phasenanteil	unterhalb Nachweisgrenze	nicht gefunden
M ₂ C ₃ -Phasenanteil	<10%	ca. 9%

Größter Wert wurde bei der Herstellung auf eine exakte Charakterisierung des Brennstoffs gelegt, dessen genaue Kenntnis für die Beurteilung des Bestrahlungsverhaltens wichtig ist. So wurden alle Analysen am Brennstoff in einer statistisch sicheren Anzahl durchgeführt. Alle Brennstofftabletten wurden einzeln vermessen und gewogen.

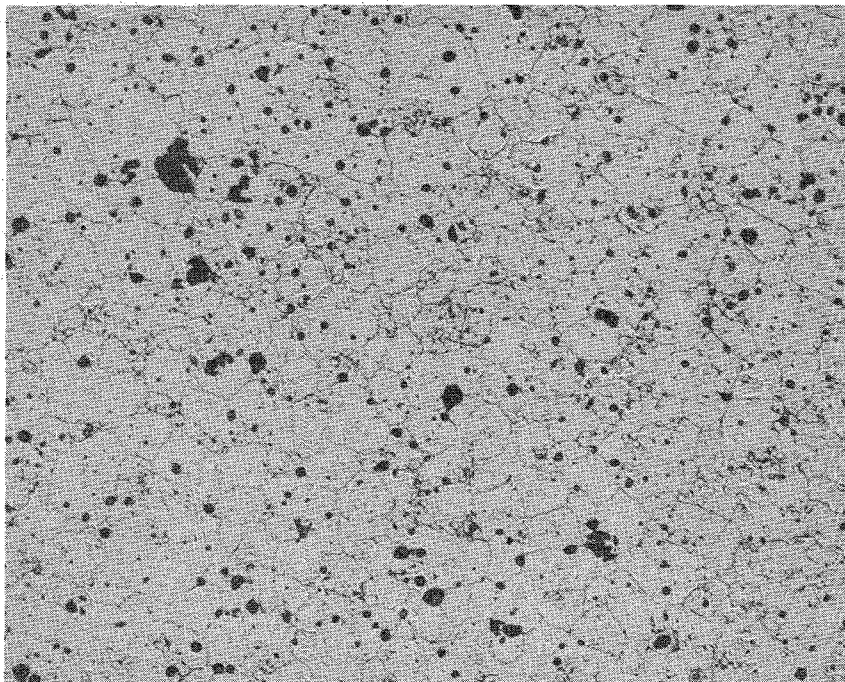


Abb. 14: (U_{0,75}Pu_{0,25})C, geätzt 150 x

1124.3 Bestrahlungsexperimente an Karbid-Brennstoffen1. Karbidstäbe im FR2 erreichten Zielabbrand von 50 000 MWd/tM ^{G1)}

(H. Häfner, IMF)

Seit 1971 läuft im FR2 die Bestrahlung von Karbid-Brennstäben der Versuchsgruppe 6 in sogenannten "Einwandigen NaK-Kapseln". Eine Reihe solcher Kapseln wurde mit geringeren Zielabbränden bereits aus dem Reaktor genommen.

Mit KVE 102 erreichte nun der erste Stab den max. Zielabbrand von 5%. Die Bestrahlungszeit betrug 335 Vollasttage. Die mittlere Stabileistung über die gesamte Betriebszeit lag für Stabmitte genau bei 1000 W/cm, entsprechend einer Hüllrohroberflächentemperatur von 560 °C. Die max. Stabileistung betrug 1230 W/cm, entsprechend 675 °C Hüllrohroberflächentemperatur.

Im Oktober wird mit KVE 103 der zweite Karbidstab mit 5% Abbrand aus dem FR2 entladen.

Eine Reihe weiterer Karbid-Stäbe mit Zentraltemperaturmessung ist z.Zt. in Betrieb. All diese Stäbe haben Gasbindung, Karbidstäbe mit Na-Bindung werden demnächst eingesetzt. Damit hat sich ein Kapseltyp bewährt, der auch in Zukunft recht universell einsetzbar ist /1/.

2. Betreuung der Nachuntersuchung der FR2-He-Loop-Versuchsgruppe 4a ^G

(P. Weimar, IMF)

Im vorliegenden Experiment der Loop-Versuchsgruppe 4a sollte das Anfahrverhalten des Mischkarbides in Abhängigkeit von der Gasspaltbreite und von der Wärmeleitfähigkeit des Füllgases mittels einer Kurzzeitbestrahlungseinrichtung /2/ im Zentralloop des FR2 getestet werden. Diese Versuchsgruppe stellt die erste abgeschlossene Karbidbestrahlung in der Bundesrepublik Deutschland dar. Die Material- und Bestrahlungsdaten lauten:

1) Letzter Bericht in KFK 1272/4

/1/ H. Häfner, KFK 1143

/2/ H. Deckers, H. Reiser; Kerntechnik 11 (1969) Nr. 7

- Herstellung: Karboreduktion des Mischoxides
- Ist-Zusammensetzung des Brennstoffes: 4,65 - 4,75 Gew.-% C,
N₂-Gehalt < 500 ppm
O₂-Gehalt 2500 - 4500 ppm
- Anreicherung: 15% Pu / Natururan
- Hüllmaterial: Werkstoff-Nr. 1.4988
- Kühlmittel: Helium
- Abbrand: -0,2%
- Ist-Stableistung: ~1000 W/cm
- Max.Zentraltemperatur: 2100 °C
- Max.Oberflächentemperatur an der Hülle: 500 °C

Nachfolgende Tabelle zeigt die Auslegungsparameter der 8 Prüflinge der Loop-Versuchsgruppe 4a.

Tab. 11

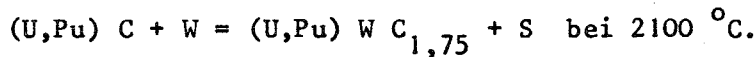
Prüfling	Rad. Spalt (μm)	Gasbindung	Bestrahlungszeit (d)	Anzahl der Zyklen
L4 -1	25	He	3	0
-2	125	He		0
-3	40	Ar		0
-4 ⁺	300	He		5
-5	125	He	15	2 SS
-6 ⁺	125	Ar		1 SS
-7	125	He		10
-8 ⁺	300	He		5

⁺ Prüfling zeigte zentrales Schmelzen

SS Schnellschluß

Abb. 15 zeigt den Prüfling der Versuchsgruppe in einer Schnittzeichnung. Abb. 16 gibt die Bestrahlungsgeschichte von Prüfling L4-7 wieder. Der Stab wurde 10 Leistungszyklen durch Ein- und Ausfahren im Loop unterzogen. Interessant ist hier der Verlauf der Zentraltemperatur (T_z) im Vergleich zu dem der Stableistung. Bei konstanter Stableistung steigt T_z anfangs noch an. Eine Erklärung hierfür ist ein Ausgasen des Mischkarbides /3/, (1). Eine Gesamtgasanalyse am bestrahlten Prüfling zeigte, daß beachtliche Mengen an CO , O_2 und H_2 aus dem Brennstoff in das Füllgas (He) gelangt waren. Hierdurch wird die Wärmeleitfähigkeit im Gasspalt bis zum Erreichen eines Gleichgewichtdruckes herabgesetzt.

Abb. 17 zeigt einen Axialschliff durch Prüfling L4-6. Bei diesem Prüfling (wie L4-4 und L4-8) wurde ein zentrales Aufschmelzen, ausgehend vom W-Re-Mantel des Zentralthermoelementes, festgestellt. Es kam zu einer peritektischen Reaktion zwischen dem Mischkarbid und dem W-Re-Thermoelement-Mantel nach folgender Gleichung

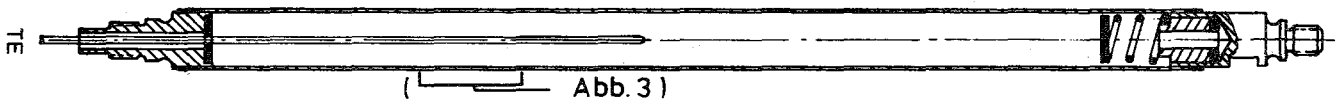


Bei dem weißen Saum an der Zentralbohrung handelt es sich um eine Legierung der Art $(\text{U,Pu}) \cdot (\text{W,Re}) \text{C}_{2-x}$. Zusammenfassend kann festgestellt werden:

1. Bei Verwendung einer Gasbindung mit Helium ist darauf zu achten, daß ein möglichst reines Mischkarbid eingesetzt wird.
2. Bei der Instrumentierung von Mischkarbidprüflingen mit Hochtemperatur-Thermoelementen ist die zulässige Grenztemperatur auf $<1800 \text{ } ^\circ\text{C}$ anzusetzen.

Veröffentlichung:

- (1) H. Fiedler, P. Weimar
KFK-Bericht (erscheint demnächst)



Schnittzeichnung eines Prüflings

Abb. 15

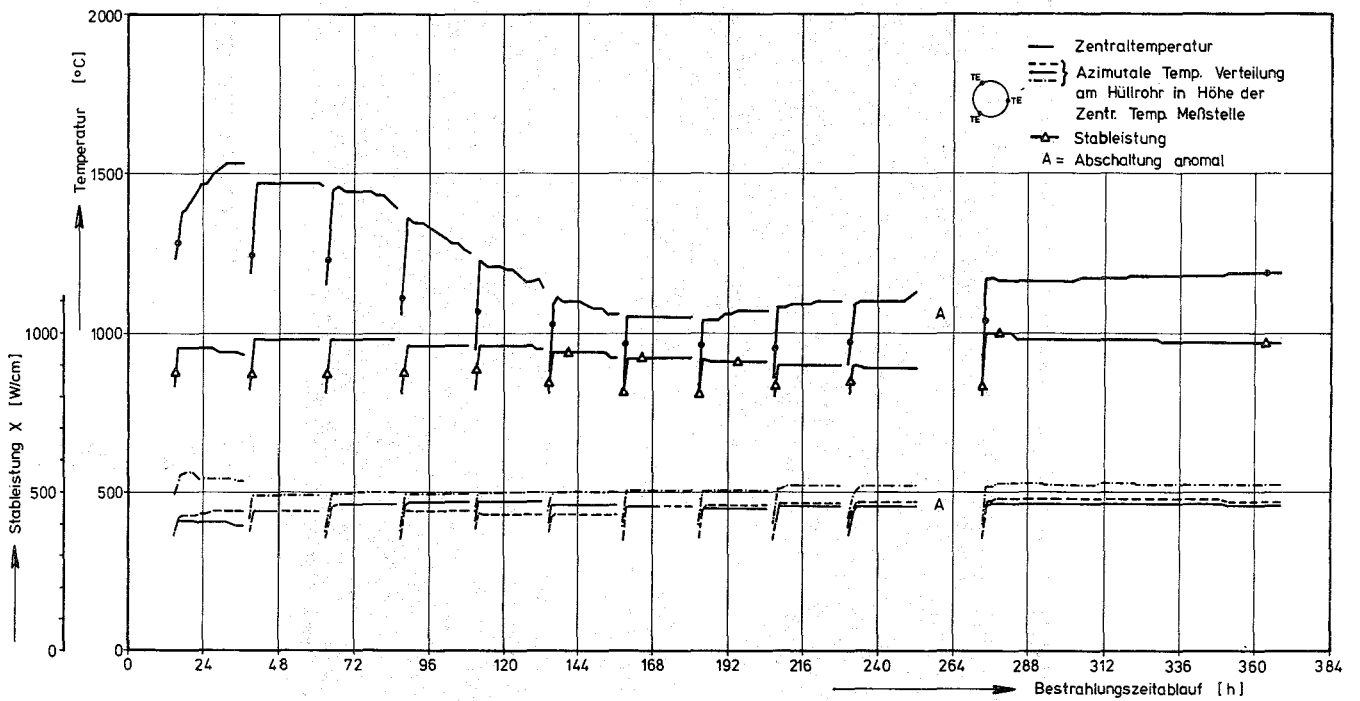
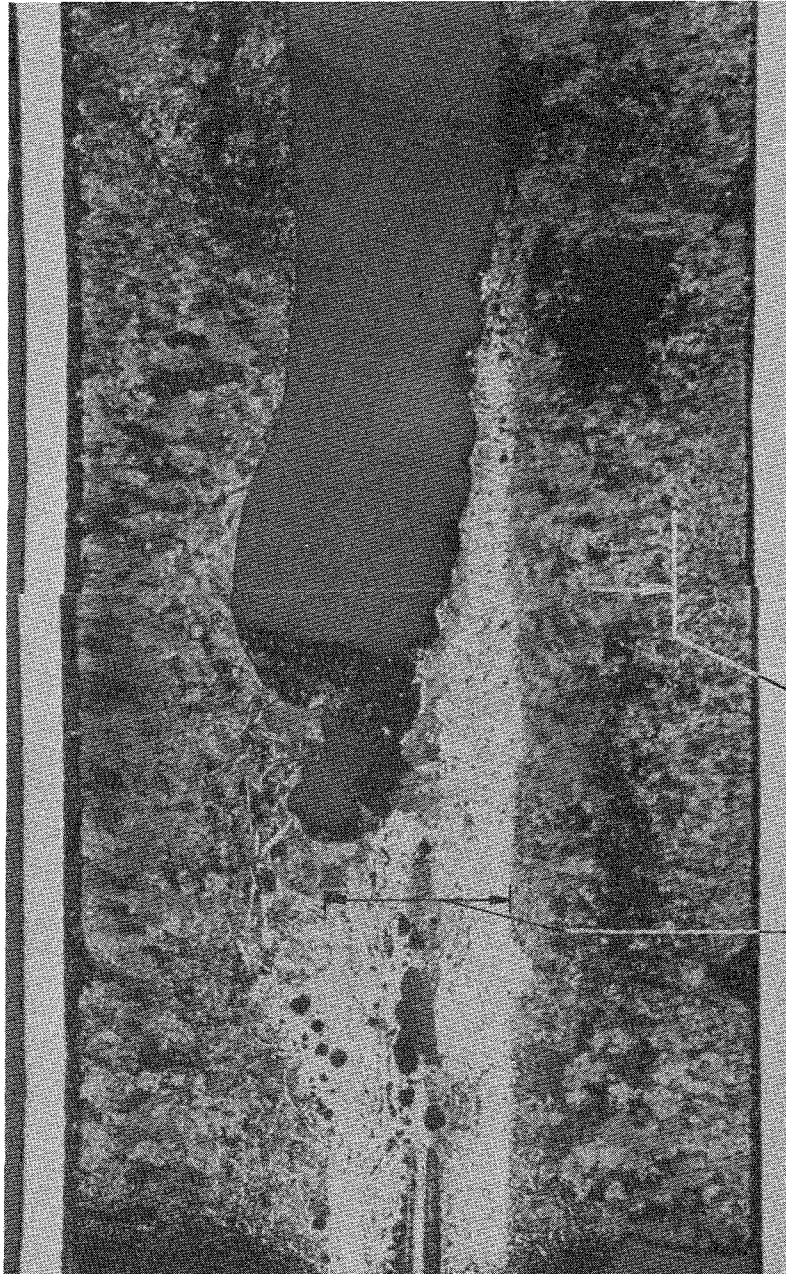


Abb. 16

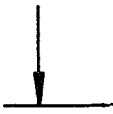
Bestrahlungsgeschichte von Prüfling L4-7

Oben



Stengelkornzone (aufgeschmolzen)

(U,Pu)-(W,Re)C_{2-x}



38mm von unteren
Brennstoff-Säulenende
entfernt

/ ²³²ThO₂ Isolation
TE Ader W5Re/W 26Re

Abb. 17: Schnitt durch Prüfling 6 mit geschmolzenen Thermoelementresten

113 MATERIALUNTERSUCHUNG UND -ENTWICKLUNG1131 Materialuntersuchungen an technischen Legierungen1131.1 Hüllmaterial1131.11 Mechanische und physikalische Eigenschaften technischer Legierungen1. Mechanische Eigenschaften*

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

In Verbindung mit dem Na 2-Loop des CEN/SCK werden in Mol einachsige Kriechversuche bei 700 °C in strömendem Natrium u.a. an Proben der Legierung X10NiCrMoTiB 1515 (W.-Nr. 14970) durchgeführt. Entsprechende Vergleichsversuche an Rohrproben gleicher Charge wurden im IMF in der Vakuum-Zeitstandanlage untersucht. Die Rohrabschnitte (\varnothing 6x0,38 mm, $l_0 = 40$ mm) sind mit Gewindeköpfen versehen, die gleichzeitig Meßkragen zur Befestigung der induktiven Wegaufnehmer aufweisen, die die Dehnung kontinuierlich registrieren. Das Versuchsmaterial lag in dem Zustand 1100 °C/5 min + 13% k.v. + 800 °C/2h vor.

Zunächst wurde bei 650 °C und 700 °C je ein Zugversuch durchgeführt mit folgenden Ergebnissen:

	$\sigma_{0,2}$	σ_B	δ
Tab.1 650 °C	40,2 kp/mm ²	42,0 kp/mm ²	22,5%
700 °C	36,5 "	37,2 "	25,0%

Durch 7 Zeitstandversuche bei 700 °C in Vakuum liegt die komplette Zeitstandfestigkeitskurve bis 2000 h Standzeit vor. Bei 650 °C wurde bei drei Spannungen je ein Versuch durchgeführt (Abb. 1a). Die an den Rohrproben ermittelten Zeitstandfestigkeitswerte entsprechen den Werten, die an Vollmaterial-Proben des Zustandes lsg. + 15% k.v. + 830 °C 20h/L einer anderen Charge gemessen wurden (KFK-1535).

* BzFE-Nr. 221.1

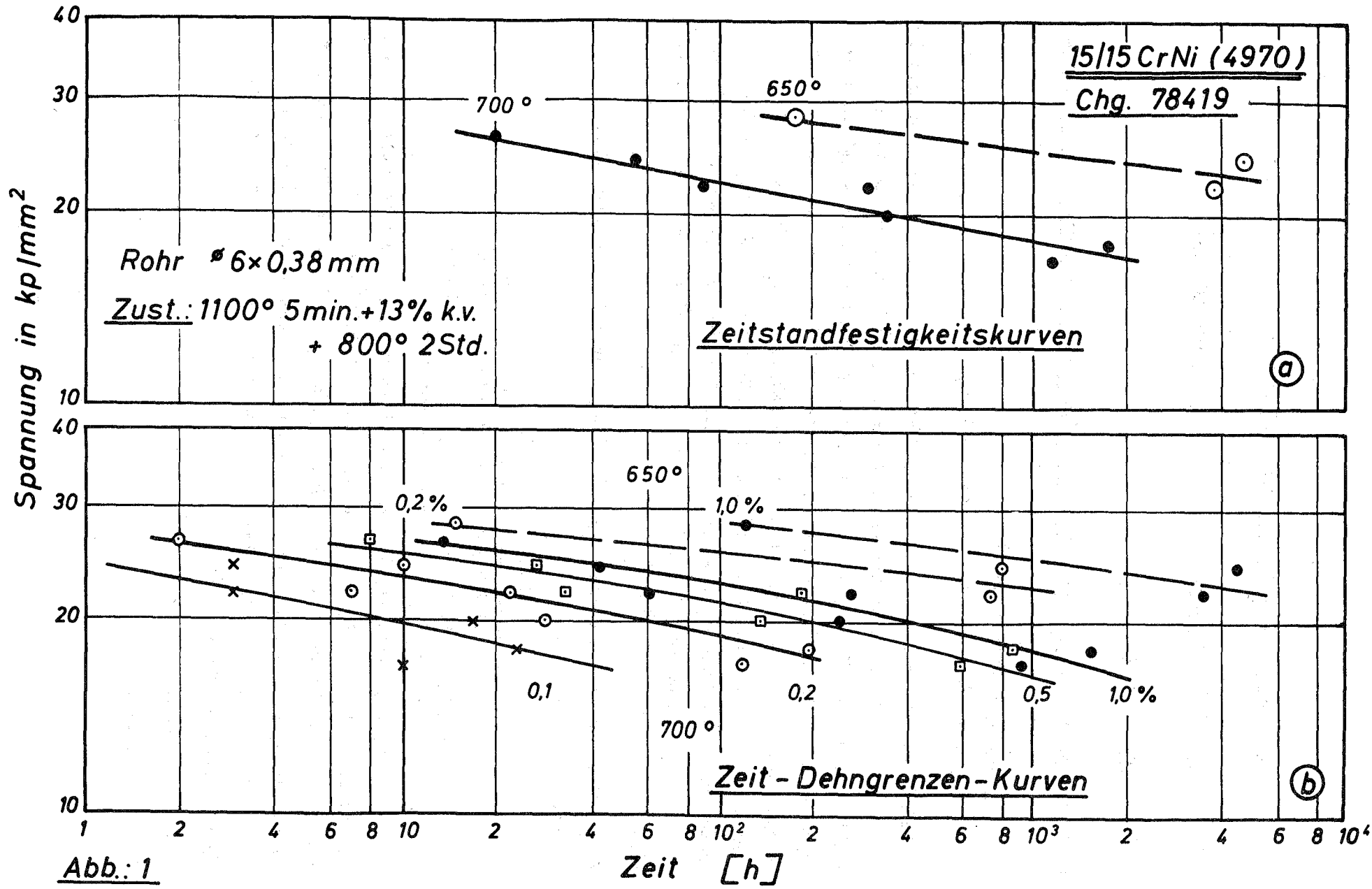


Abb.: 1

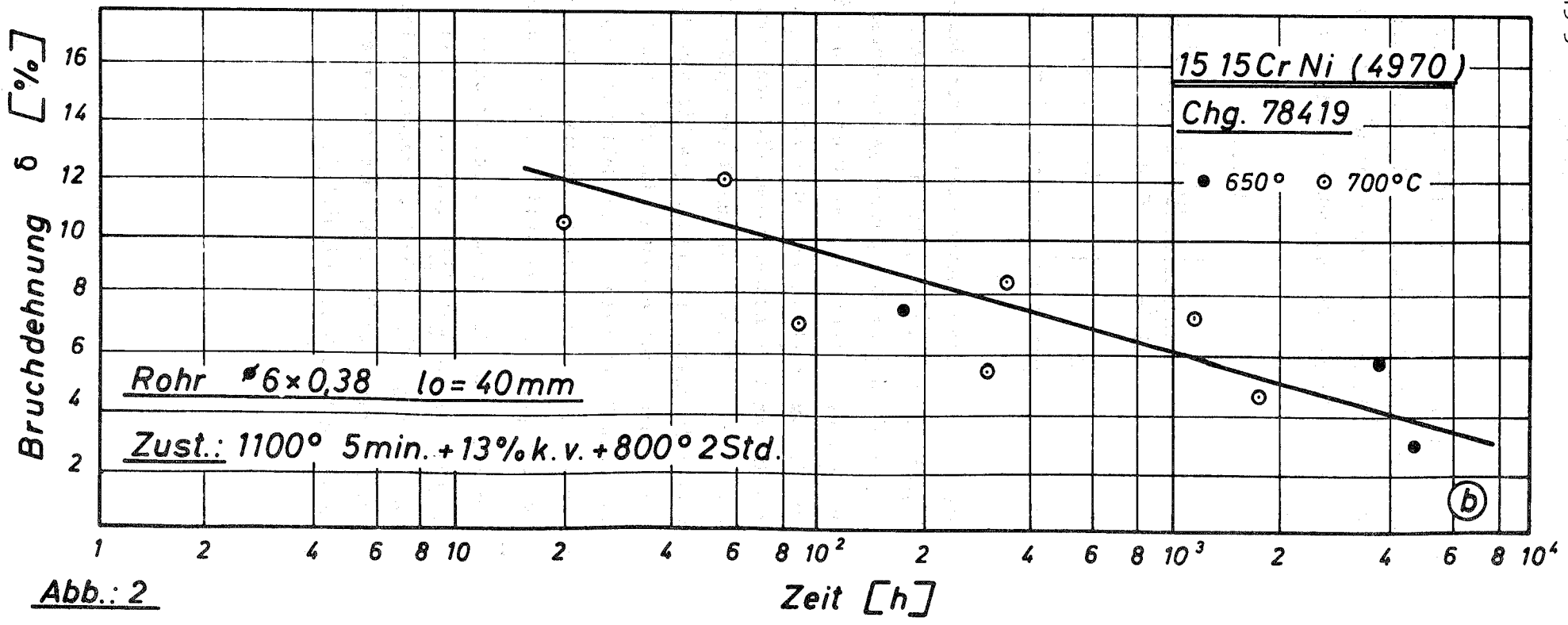
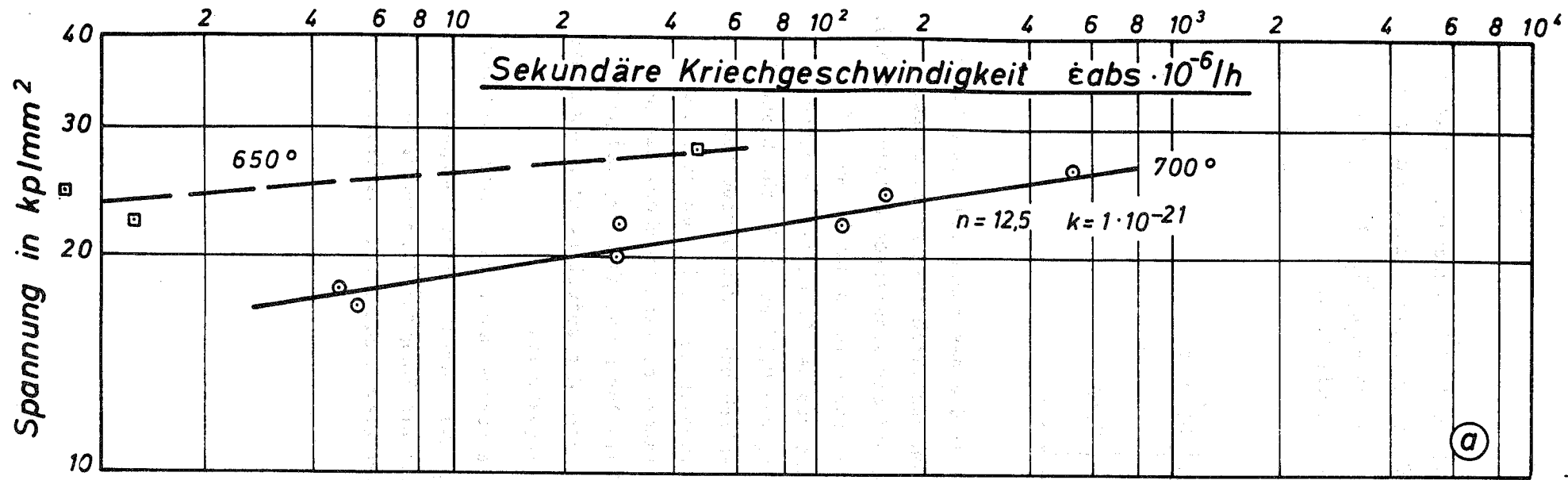


Abb.: 2

Die Zeit-Dehngrenzenwerte für 0,1%, 0,2%, 0,5% und 1% Kriechdehnung sind in Abb. 1b in Abhängigkeit von der jeweiligen Spannung aufgetragen. Die Werte für das Zeit-Dehngrenzenverhältnis ergeben sich für $t_{0,2\%}/t_B$ bzw. $t_{1\%}/t_B$ für verschiedene Beanspruchungszeiten bei 700 °C wie folgt:

Tab. 2

	10 ¹ Std.	10 ² Std.	10 ³ Std.
$t_{0,2\%}/t_B$	0,10	0,14	-
$t_{1\%}/t_B$	0,56	0,71	0,77

Die aus den Kriechkurven ermittelten Werte für die sekundäre Kriechgeschwindigkeit $\dot{\epsilon}$ sind in Abb. 2a in Abhängigkeit von der Versuchsspannung aufgetragen mit Angabe des Spannungsexponenten n und der Konstanten k (nach Norton). Die Einzelversuche bei 650 °C erlauben keine Angabe für n und k . Abb. 2b umfaßt die Bruchdehnungswerte in Abhängigkeit von der Standzeit. Unabhängig von der Prüftemperatur nimmt die Bruchdehnung von $\approx 12\%$ auf 2-4% für Standzeiten >4000 Stunden ab und liegt damit erheblich unter den Werten von Vollmaterialproben. Die metallographischen Untersuchungen der Proben nach dem Zeitstandversuch ergaben, daß alle Proben transkristallin brachen. Die gemessenen Härtewerte in der Meßlänge (außerhalb der Einschnürzone) zeigten, daß gegenüber dem Ausgangsmaterial kaum Entfestigung auftritt. Alle Resultate der Zeitstandversuche sind in Tab. 3 zusammengestellt.

Untersucht wurden ferner durch Innendruck belastete Rohre des austenitischen Stahles X8CrNiMoNb 1616 (W.-Nr. 1.4981) aus zwei verschiedenen Chargen. Tab. 4 zeigt die 2 000 h-Zeitstandfestigkeit als Tangentialspannung, die dazugehörige Bruchdehnung und die Kriechparameter n und k der absoluten sekundären Kriechgeschwindigkeit.

Tabelle 3

Ergebnisse der Zeitstandversuche, $T = 700$ und 650 °C
 15/15 CrNi (1.4970), Chg. 78419 - Rohr $\varnothing 6 \times 0,38$ mm
 Zustand: 1100 °C 5' + 13% k.v. + 800 °C 2 h

Vers. Temp.	Vers. Nr.	σ kp/mm ²	t_B Std.	ϵ_{Bel} mm	%	+ 0,1% Std.	+ 0,2% Std.	+ 0,5% Std.	+ 1% Std.	$\dot{\epsilon}_{abs}$ 10 ⁻⁶ /Std.	δ %
700 °C	965	26	20	0,09	0,25	0,5	2	8	13,5	525	10,5
"	969	24	56	0,08	0,20	3	10	27	42	156	12,0
"	968	22	90	0,06	0,15	3	7	33	61	116	7,0
"	966	22	304	-	-	-	22	183	265	28	5,5
"	970	20	344	0,075	0,19	17	29	136	246	27,5	8,5
"	967	18	1727	0,04	0,10	23	193	863	1543	4,6	4,75
"	1002	17	1155	0,055	0,14	10	120	595	930	5,1	7,5
650 °C	1048	28	173	0,105	0,262	3,5	15	79	121	46	7,5
"	1008	24	4662	0,05	0,125	47	792	3670	4480	0,73	3,0
"	1009	22	3784	0,06	0,15	144	735	2752	3464	1,25	5,75

Tab. 4

Nr.	Charge Nr.	Zustand	$\sigma_B^+ / 2 \times 10^3$ [kp/mm ²], δ [%], n und k bei T =							
			600 °C				700 °C			
			σ_B	δ	n	k	σ_B	δ	n	k
1	HV139	lsg+kv<5%	24,4	7,5	9,2	$1,1 \times 10^{-18}$	9,3	21	8,8	4×10^{-15}
2	70015	lsg+kv<7%	24,0	8,4	6,4	$1,8 \times 10^{-13}$	7,1	20	4,2	$2,3 \times 10^{-9}$
3	70015	lsg+kv=13%	24,0	3,0	6,2	$2,3 \times 10^{-14}$	8,8	1,0	5,3	$2,4 \times 10^{-11}$

Die für die Werkstoffe 2 und 3 angegebenen Werte stimmen sehr gut mit den entsprechenden unter einachsiger Zugbeanspruchung an den gleichen Rohren gemessenen Werten überein, was frühere Ergebnisse über das Zeitstand- und Kriechverhalten von Rohren unter Innendruck und unter Zugbeanspruchung bestätigt.

1131.12 Bestrahlungsversuche

1. Mechanische Eigenschaften nach Bestrahlung*

(H. Böhm, K.-D. Cloß, L. Schäfer, C. Wassilew, IMF)

Die Untersuchungen über den Einfluß einer Neutronenbestrahlung auf das Zeitstand- und Kriechverhalten austenitischer Stähle wurden mit Proben aus den Bestrahlungsvorhaben Mol 3B/3 und DFR 397 fortgesetzt.

Die experimentellen Arbeiten im Rahmen des Versuches Mol 3B/3 ($\phi t = 0,94 \times 10^{22}$ n/cm², E > 0,1 MeV, Bestrahlungstemperatur 640 °C), der verschiedene Ti-stabilisierte CrNi-Stähle (1.4962 und 1.4970) beinhaltet, konnten abgeschlossen werden. Abb. 3 und Abb. 4 geben die Zeitstandfestigkeit der bestrahlten und unbestrahlten Proben bei 650 °C sowie die Nachbestrahlungsduktilität wieder. Die Ergebnisse der Versuche bei 700 °C bestätigen frühere Befunde, wonach der Einfluß der Bestrahlung auf die Zeitstandfestigkeit bei dieser Temperatur viel stärker ausgeprägt ist als bei 650 °C. Ein eindeutiger Einfluß des B-Gehaltes bzw. des He-Gehaltes auf die Nachbestrahlungseigenschaften dieser Stahlgruppe war nicht erkennbar.

* BzFE-Nr. 223.2, 225.1

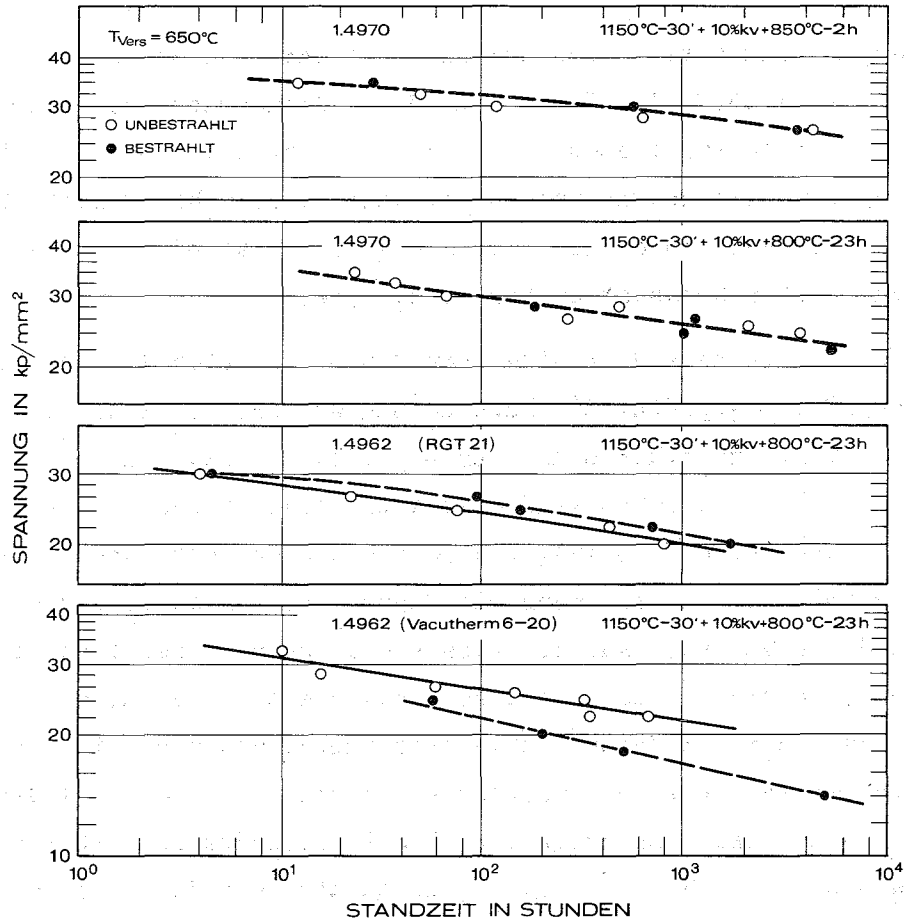


Abb. 3: Zeitstandfestigkeit vor und nach Bestrahlung bei 650 °C.

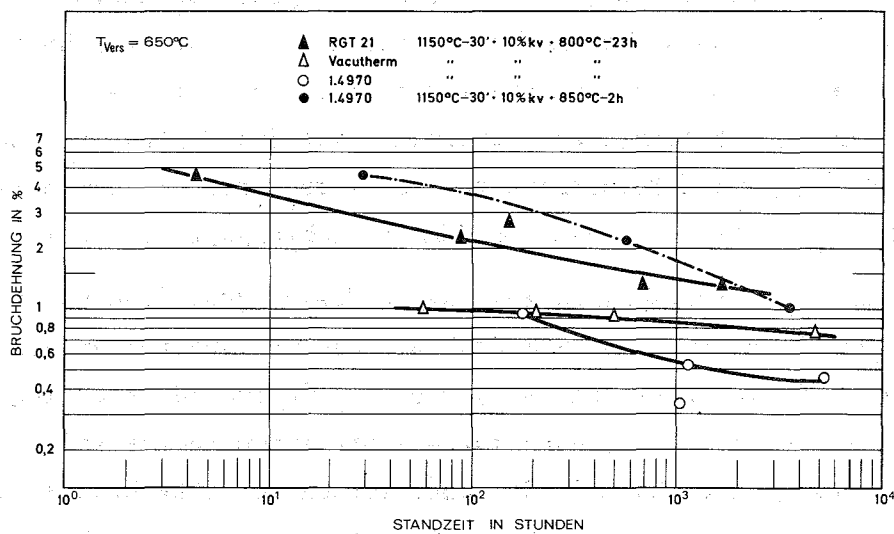


Abb. 4: Bruchdehnung nach Bestrahlung bei 650 °C.

Aus dem Bestrahlungsversuch DFR 397 wurde bisher eine Reihe von Proben aus den Stählen 1.4970, 1.4981 und 1.4988 im Zeitstand- und Kriechversuch bei 600 °C sowie im Zugversuch bei 500-700 °C geprüft. Neu in das Untersuchungsprogramm aufgenommen wurden Relaxationsversuche an bestrahlten Proben. Die Versuche dienen zur Vertiefung des Verständnisses der mechanischen Eigenschaften hochbestrahlter Werkstoffe.

Ferner wurde das Zeitstandverhalten von Rohrabschnitten aus dem Bestrahlungsexperiment DFR 350 geprüft. Die Bestrahlung war bei Temperaturen zwischen 240 und 630 °C bis zu einer maximalen Dosis von $3,8 \times 10^{22}$ n/cm² (E > 0,1 MeV) erfolgt. Die Zeitstandproben sind etwa 4 cm lange Rohrabschnitte (Außendurchmesser 6,0, Wandstärke 0,38 mm), die mechanisch und chemisch von Brenn- oder Brutstoff gereinigt, an den Enden mit Stopfen verschlossen und bei 600 °C durch Innendruck belastet wurden. Untersucht wurden vorerst Stäbe aus dem Stahl 1.4961. In Abb. 5 sind die Ergebnisse dieser Untersuchung zusammen mit den Ergebnissen der Mol 7A-Bestrahlungsnachuntersuchungen wiedergegeben, wobei die unterschiedliche Bestrahlungstemperatur und Neutronendosis der einzelnen Proben noch nicht berücksichtigt ist. Die Zeitstandfestigkeit liegt insbesondere bei Proben mit hoher Bestrahlungstemperatur und damit starker Innenkorrosion erheblich unter der des unbestrahlten Materials und auch unterhalb der Ergebnisse aus dem Bestrahlungsexperiment Mol 7A.

In einer früheren Veröffentlichung [4] war die He-Erzeugung in den Stählen 1.4988, 1.4981 und 1.4970 bei Bestrahlungen im BR2 und SNR berechnet worden.

Grundlagen für diese Rechnung waren die zu der Zeit bekannten Wirkungsquerschnitte für die (n,α)-Reaktionen der Elemente B und Ni mit thermischen Neutronen, die Wirkungsquerschnitte für die (n,α)-Reaktionen der Elemente Fe, Cr, Ni und N₂ mit schnellen Neutronen sowie die Neutronenspektren der beiden Reaktoren. Diese Rechnungen wurden jetzt durch die He-Analysen von sechs im BR2 bestrahlten Proben aus dem Bestrahlungsprojekt Mol 2 bestätigt.

In Tab. 5 sind die Bestrahlungsbedingungen dieser Prüflinge zusammengestellt. Leider liegen bisher nur von zwei Proben Detektorauswertungen der Dosen thermischer und schneller Neutronen vor. Die für die anderen Prüflinge berechneten Neutronendosen dürften jedoch maximal mit einem Fehler von + 10% behaftet sein, da die Neutronenflüsse in den entsprechenden Bestrahlungskanälen aufgrund der Detektorauswertungen aus früheren Experimenten sehr gut bekannt sind.

[4] K.D. Cloß: He-Erzeugung in den Stählen 1.4988, 1.4981 und 1.4970. Atomwirtschaft 17 (1972) 315.

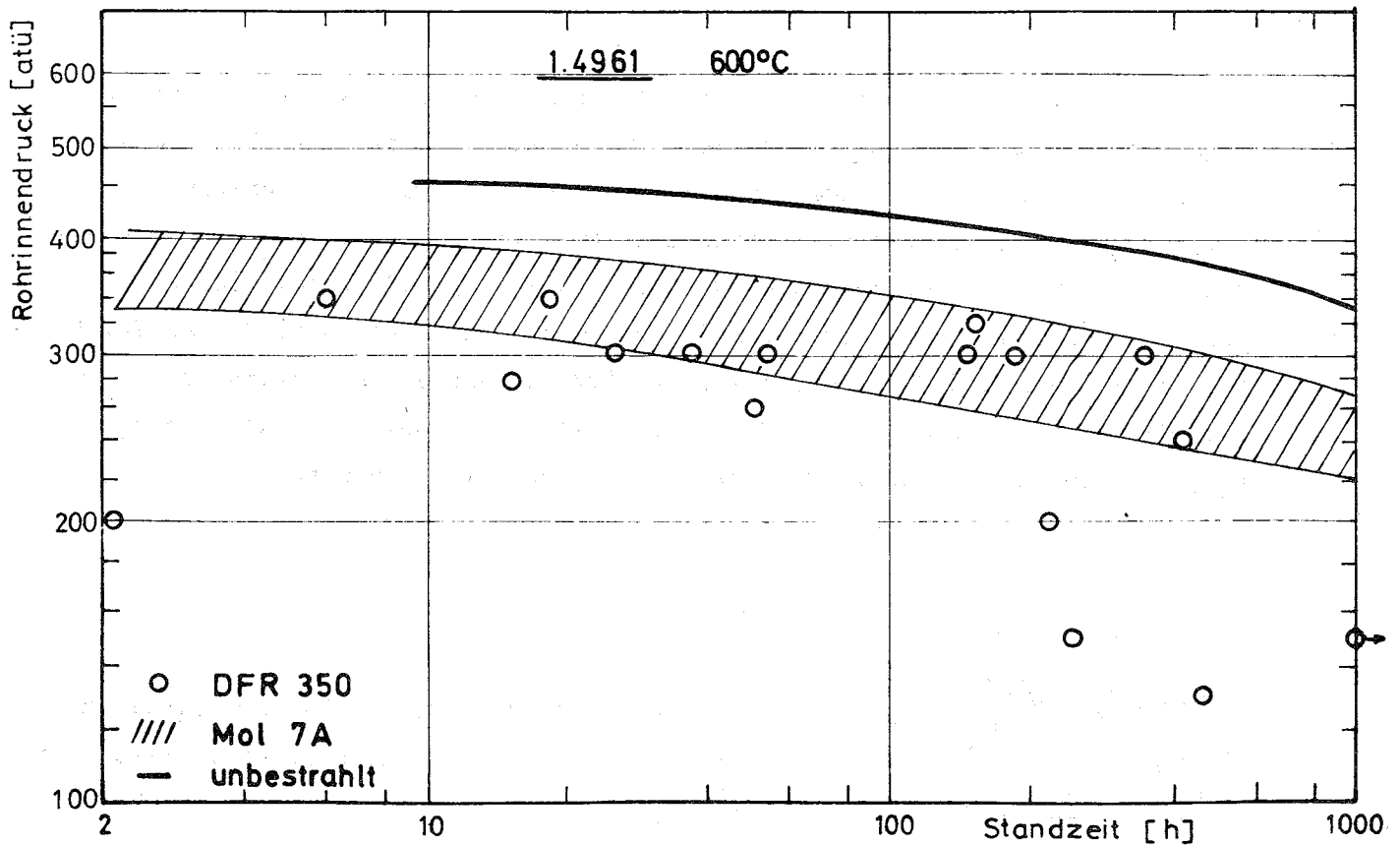


Abb. 5 Zeitbruchlinien des Stahles 1.4961 bei 600°C im unbestrahlten und bestrahlten Zustand.

Tab. 5

Bestrahlungsbedingungen der Prüflinge für die He-Analyse

Prüfling	Werkstoff Nr.	ϕt (therm.) [10^{21} n/cm ²]	ϕt (E > 0,1 MeV) [10^{21} n/cm ²]
29 E	1.4988	1,3	2,0
30 E	1.4988	3,9	6,0
24 E	1.4981	1,6 ⁺	2,4 ⁺
27 E	1.4981	4,9	7,4
25 A	1.4970	0,43 ⁺	0,70 ⁺
28 B	1.4970	4,0	6,4

+ Detektorauswertungen

In Abb. 6 sind die gemessenen und berechneten He-Konzentrationen einander gegenübergestellt. Aus der sehr guten Übereinstimmung zwischen Experiment und Rechnung ist zu schließen, daß die in der Literatur mitgeteilten Wirkungsquerschnitte für die thermische Ni-Reaktion als gesichert anzusehen sind. Da ferner im SNR bei einer Gesamtdosis von $2,5 \times 10^{23}$ n/cm² je nach Werkstoff nur He-Gehalte zwischen 30 und 50 ppm zu erwarten sind, ist damit bestätigt worden, daß bei den bisher im BR2 durchgeführten Hüllmaterial-Bestrahlungsexperimenten bis zu Neutronendosen ($E > 0,1$ MeV) von 1×10^{22} n/cm² bereits mehr He erzeugt worden ist, als im SNR auftreten wird.

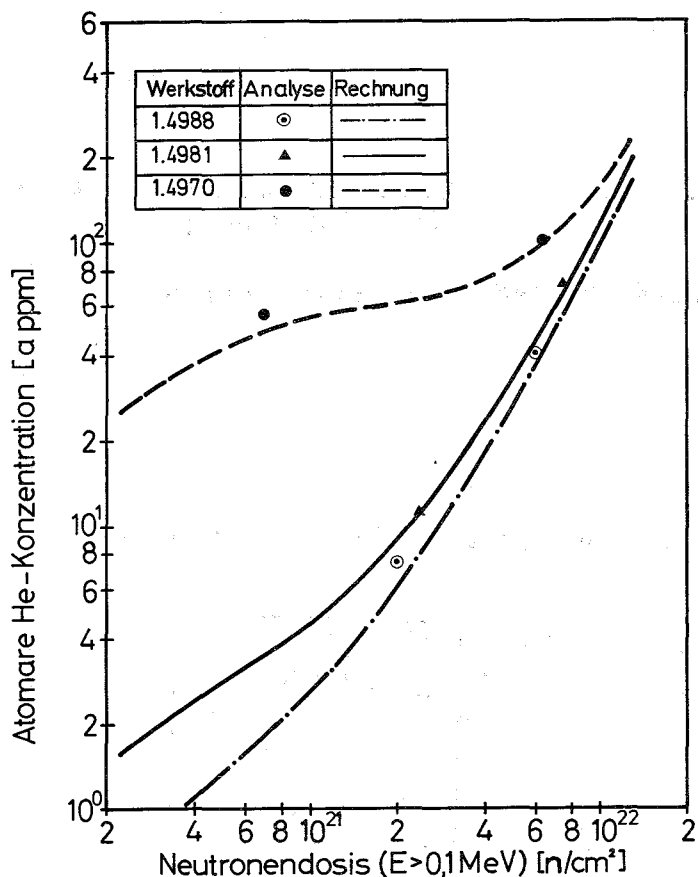


Abb. 6: Vergleich der gemessenen und berechneten He-Konzentrationen

2. Mechanische Eigenschaften bei Bestrahlung*

(K.-D. Cloß, IMF)

Zur Zeit liegen drei Ergebnisse von Versuchen im BR2 zum bestrahlungsinduzierten Kriechen vor. Hierbei handelt es sich um ein Ergebnis aus der Versuchsreihe Mol 5B und zwei Ergebnisse aus dem Projekt Mol 2.

Im Einsatz Mol 5B/4 wurde ein Prüfling aus kaltverformtem 1,4981 unter Längszug bei $\sigma = 10 \text{ kp/mm}^2$, $T = 420 \text{ }^\circ\text{C}$ und $\phi(E > 0,1 \text{ MeV}) \approx 2,3 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \text{ s}$ bestrahlt. Die dabei gemessene stationäre Kriechgeschwindigkeit betrug $\dot{\epsilon} = 3,2 \times 10^{-7} \text{ 1/h}$.

Im Rahmen des Vorhabens Mol 2 wurden zwei Rohrproben aus W.-Nr. 1,4988 (Prüfling 30 d: lsg + $\leq 7\% \text{ kv}$; Prüfling 31 c: lsg + $\leq 7\% \text{ kv} + 750 \text{ }^\circ\text{C}/3\text{h}$) unter Innendruck bei Temperaturen zwischen 280 und $310 \text{ }^\circ\text{C}$ und $\phi(E > 0,1 \text{ MeV}) = 4,0 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ bestrahlt. Bei einer Tangentialspannung in beiden Proben von $\sigma_t \approx 20 \text{ kp/mm}^2$ betrugen die mittleren tangentialen Kriechraten für Prüfling 30 d $\dot{\epsilon}_t \approx 9,2 \times 10^{-7} \text{ 1/h}$ und für Prüfling 31 c $\dot{\epsilon}_t \approx 1,05 \cdot 10^{-6} \text{ 1/h}$. Hierbei ist zu beachten, daß in diesen Werten auch der Übergangsbereich enthalten ist.

Zur Umrechnung dieser Werte auf bereits in der Literatur veröffentlichte Ergebnisse /1, 2, 3/ wurden folgende Annahmen getroffen:

- 1) Für die Umrechnung der verschiedenen Spannungszustände wird konstantes Volumen vorausgesetzt, d.h. die Gültigkeit der Soderberg-Gleichung wird vorausgesetzt.
- 2) Die Kriechgeschwindigkeiten werden alle auf die Brutzone des DFR normiert, in dem Mosedale seine Federexperimente durchführte. Bei dieser Umrechnung wurde die Übersättigung, d.h. die Wurzel aus der Defekterzeugungsrate, als entscheidende Einflußgröße für das in-pile Kriechen bei diesen Temperaturen angesehen.

-
- /1/ D. Mosedale, G.W. Lewthwaite: Irradiation Creep in Some Austenitic Stainless Steels, Nimonic PE 16 Alloy and Nickel. Proceedings ISI Conference "Creep Strength in Steel and High Temperature Alloys". Sheffield University, Sept. 1972
 - /2/ L.C. Walters et al.: The In-Reactor Creep of Helium-Pressurized 304 L Stainless Steel Tube. Journal of Nuclear Materials 43 (1972) 133-142
 - /3/ E.R. Gilbert et al.: Fast Reactor Induced Creep in 20% Cold Worked Type 316 Stainless Steel. Proceedings of the Conference on "Irradiation Embrittlement and Creep in Fuel Cladding and Core Components." BNES (1972) 239-251

* BzFE-Nr. 222.3, 222.1

Wie man aus Abb. 7 entnehmen kann, liegt die Kriechrate des kaltverformten 1.4981 am oberen Rand des Streubereichs der bisher bekanntgewordenen Ergebnisse. Der Unterschied zum FV 548, der in seiner chemischen Zusammensetzung große Ähnlichkeit mit dem Stahl 1.4981 aufweist, ist nur sehr gering.

Demgegenüber zeigen die Ergebnisse des lösungsgeglühten 1.4988 eine deutlich höhere Kriechrate (obwohl hier auch nur der Faktor 2 gegenüber dem oberen Rand des Streubereiches auftritt). Diese Abweichung kann nicht allein darauf zurückgeführt werden, daß in dieser Kriechrate auch noch der transiente Term enthalten ist. Die Mol 2-Ergebnisse sollten jedoch mit aller Vorsicht behandelt werden, da sich naturgemäß derart geringe Kriechbeträge an Rohren nur sehr schwer messen lassen und größere Meßungenauigkeiten möglich sind, was man bereits an den Fehlerbalken erkennen kann.

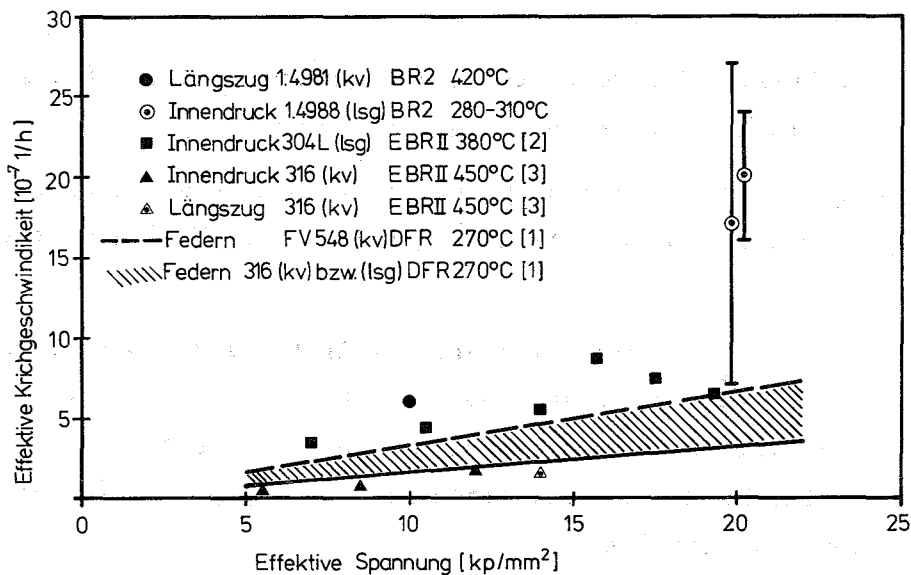


Abb. 7:

Bestrahlungsinduziertes Kriechen bei
den Stählen 1.4981 und 1.4988

3. Schwellverhalten*

(K. Ehrlich, W. Schneider, IMF)

Die Untersuchungen zum Schwellverhalten der Stähle 1.4988 und 1.4970, die als Rohrproben im Bestrahlungsexperiment Rapsodie-Material eingesetzt worden waren, sind experimentell abgeschlossen worden. Wie die Überprüfung der Werkstoffzustände mittels Härtemessungen und Elektronenmikroskopie ergab, kann man davon ausgehen, daß der Stahl 1.4988 nach dem Lösungsglühen nicht weiter kaltverformt worden war. Ob eine Auslagerung bei 800 °C stattgefunden hatte, konnte nicht eindeutig geklärt werden. Das Material 1.4988 ist also im lösungsgeglühten Zustand in dieses Experiment eingesetzt worden. Die vorgeschriebene thermisch-mechanische Vorbehandlung des Stahles 1.4970 (1sg + 10-15% k.v. + 800 °C/2h) dürfte demgegenüber eingehalten worden sein, was durch hohe Versetzungsdichten $\rho_g > 10^{11}$ Vers. Linien (cm/cm³) und durch die Bildung von feinverteilten Titankarbiden nachweisbar war.

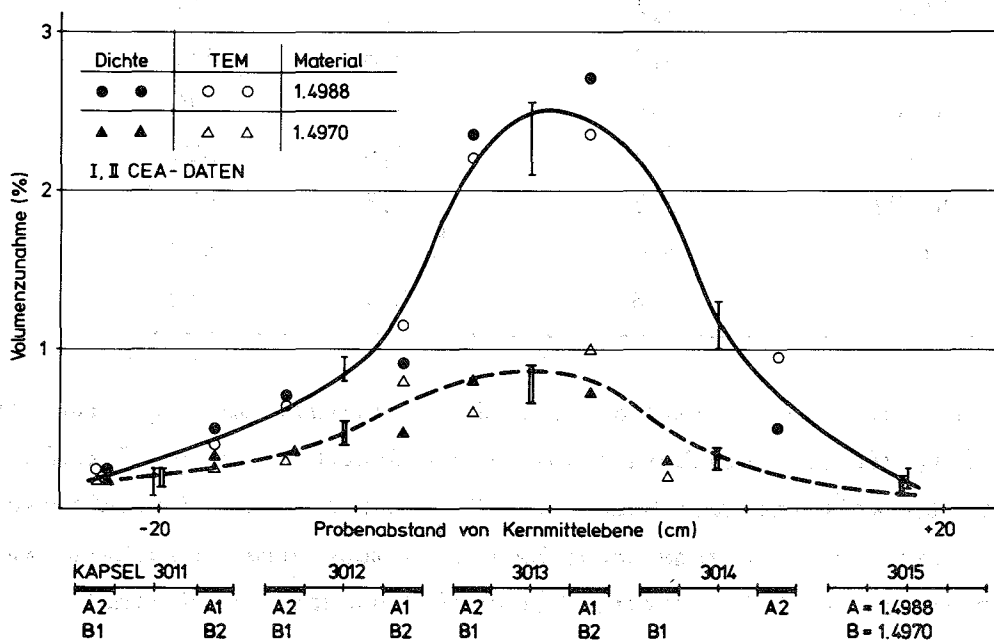


Abb.8: Volumenzunahmen durch Porenbildung an den Stählen 1.4988 und 1.4970 im Experiment Rapsodie-Material

* BzFE-Nr. 225.6

In Abb. 8 ist der Verlauf der Volumenzunahme bzw. Dichteabnahme als Funktion der Bestrahlungsposition für beide Materialien dargestellt. Die Korrelation dieser Probenpositionen mit den Bestrahlungsbedingungen ist in Tab. 6 wiedergegeben, wobei Proben aus dem Stahl 1,4988 mit dem Buchstaben A, aus dem Stahl 1,4970 mit B gekennzeichnet sind. Es zeigt sich, daß im mittleren Temperaturbereich von 500 °C die Volumenzunahme durch Porenbildung im Stahl 1,4988 etwa dreimal so hoch ist wie im Stahl 1,4970. Der Temperaturverlauf der Volumenänderung, soweit er durch die wenigen Meßpunkte ermittelt werden kann, ist für den Stahl 1,4988 nicht bei allen Meßpunkten übereinstimmend mit den Werten aus dem Experiment DFR 350 bzw. DFR 304, was erneut auf die Unsicherheit der angegebenen Temperaturen schließen läßt.

Tab. 6:

Kapsel Nr.	Proben Nr.	Neutronendosis ($n/cm^2 \times 10^{22}$)		Bestr.Temp. (°C)
		total	E > 0,1 MeV	
3011	A2+B1	3,6	2,8	415
3011	A1+B2	4,4	3,4	415
3012	A2+B1	4,9	3,8	470
3012	A1+B2	5,4	4,5	470
3013	A2+B1	6,3	4,9	505
3013	A1+B2	6,3	4,5	530
3014	B1	5,9	4,5	530
3014	A2	4,8	3,7	530

Die Beobachtung, daß - unter gleichen Bestrahlungsbedingungen - der lösungsgeglühte Stahl 1,4988 eine stärkere Temperaturabhängigkeit in der Porenbildung zeigt als der kaltverformte Stahl 1,4970, deckt sich mit Beobachtungen an anderen Stählen, in denen zunehmende Kaltverformung eine schwächere Temperaturabhängigkeit von $\Delta V/V$ bewirkt. Ebenso wird dadurch der maximale Schwellbetrag erniedrigt. Ob das vorliegende günstigere Schwellverhalten des Stahles 1,4970 in diesem Experiment jedoch ausschließlich auf die Kaltverformung zurückgeführt werden kann, oder auf die Änderung in der chemischen

Zusammensetzung, ist aus diesem Experiment nicht ersichtlich. Ursache für die Reduktion der Schwellbeträge ist jedoch die niedrigere Porenkonzentration (ungefähr Halbierung) im titanstabilisierten Stahl 1.4970. Berücksichtigt man die relativ inhomogene Porenbildung im Stahl 1.4970, wobei auch stärkere Variationen in den mittleren Porengrößen auftreten, so sind die mittleren Porendurchmesser in beiden Materialien vergleichbar.

Aufgrund der Analyse von Porengrößenverteilungskurven, die derzeit an elektronenmikroskopischen Daten des Experimentes DFR 350 durchgeführt wird, läßt sich die Größenverteilung offenbar durch eine Funktion $N(r) = k_1 \cdot (r-r_0) \cdot \exp(-k_2 r^2)$ darstellen. ($N(r)$ = Häufigkeit von Poren mit dem Radius r ; k_1, k_2 experimentelle Konstanten). Die Funktion ist aus dem gebräuchlichen Ansatz für das Porenwachstum ableitbar, wobei bestimmte vereinfachende Annahmen zur Keimbildung und zur Leerstellenaufnahme an Poren getroffen werden. Schwierigkeit bereitet derzeit noch die Deutung von r_0 , welches in Abhängigkeit von der Bestrahlungstemperatur Werte zwischen 30 und 100 Å annimmt und deshalb nicht als kritische Keimgröße einer Pore in Frage kommt.

4. Physikalische Untersuchungen und Strahlenschäden^G

(K. Ehrlich, K. Herschbach, D. Kaletta, IMF)

Die Modelluntersuchungen zur Schädigung des Festkörpers durch Ionen der Energie ≤ 1 MeV werden verfeinert, indem nicht nur das Primärstoßereignis, sondern der gesamte Kaskadenverlauf des Primärteilchens statistisch untersucht wird. Während auf der niederenergetischen Seite die verschiedenen Modellansätze (Kinchin-Pease, Half-Nelson, Torrens-Robinson-Norgett) gut mit unserem Ansatz übereinstimmen, führten das amerikanische und unser Modell bereits für mittlere Ionenenergien zu größeren Defekterzeugungsraten, verglichen mit den britischen Modellen. Eine genaue Modelldiskussion ist speziell für den hochenergetischen Schadensanteil von Bedeutung, wenn man vom konventionellen Reaktorspektrum zum Fusionsreaktorspektrum übergeht, wo das neutronenstoßinduzierte Ionenspektrum nicht mehr um ≤ 100 keV, sondern um ≤ 1 MeV die signifikanten Anteile aufweist.

Eine theoretische Untersuchung des Einflusses äußerer Spannungen auf die Porenbildung und das in-pile Kriechen wurde begonnen. Berücksichtigt werden dabei die neueren Vorstellungen zur Loopnukleation und zum Loopwachstum.

Es wurde ein zusammenfassender Bericht über die Anwendung geladener Teilchen zum Studium und zur Simulation von Strahlenschäden für die Brennelemententwicklung gegeben (1).

Veröffentlichung

- (1) K. Ehrlich, K. Herschbach, D. Kaletta
 Bestrahlungstechniken mit geladenen Teilchen bei der Brennelemententwicklung
 in Tagungsbericht der GSI Arbeitstagung über Targetprobleme und Aktivierungsexperimente, GSI-Bericht 73/7, S. 31-44

5. Entwicklung, Bau und Anwendung von Bestrahlungskapseln *F

(L. Schmidt, IMF)

Bestrahlungseinrichtung für Hüllrohrproben unter Innendruck und bei höherer Temperatur (Typ Mol 2)

In der Bestrahlungseinrichtung vom Typ Mol 2 werden Brennstab-Hüllwerkstoffe in Form von kleinen Röhren bei Temperaturen von 600 bis 750 °C und unter mechanischer Belastung durch Innendruck, max. 500 kp/cm², im Reaktor BR 2, Mol, bestrahlt. Die Versuche dienen zur Ermittlung der in-pile-Zeitstandfestigkeit, wobei als Parameter die Belastung und Temperatur für jeden Prüfling individuell variiert werden.

Die Anlage wurde in der GfK entwickelt und ist seit Mitte 1966 in Betrieb. Die Bestrahlungseinsätze, von denen jeder mit 8 Prüflingen beladen ist, werden in der Hauptwerkstatt hergestellt, wobei insbesondere auf die diffizile Prüflingsfertigung hingewiesen werden muß (Abb. 9).

* BzFE-Nr. 222.1, 223.2

Bisher wurden 37 Einsätze mit insgesamt 296 Prüflingen bis zu Neutronendosen ($E > 0,1$ MeV) von max. ca. $1 \cdot 10^{22}$ n/cm² bestrahlt. Eingesetzt wurden überwiegend austenitische Stähle im Hinblick auf ihre Verwendung als Hüllmaterial für den SNR 300. In einer früheren Phase wurden auch Ni-Legierungen untersucht, die als Hüllmaterial für den dampfgekühlten Brutreaktor Verwendung finden sollten.

Das Mol 2-Programm für die kommenden Jahre zielt vor allem auf die Untersuchung von Hüllmaterialien unter transienten Bedingungen ab. Daneben sollen unter stationären Bedingungen Hüllmaterialien für den SNR 2 geprüft werden.

Bestrahlungseinrichtung für unbelastete Materialproben bei höheren Temperaturen (Typ Mol 3)

In den Mol 3-Bestrahlungseinsätzen werden unbelastete Flachproben bei Temperaturen von ca. 650 °C im Reaktor BR 2, Mol, bis zu Neutronendosen ($E > 0,1$ MeV) von max. $1 \cdot 10^{22}$ n/cm² bestrahlt.

Die Experimente begannen im Oktober 1966 mit Einsätzen englischer Bauart, bei denen die Proben, insgesamt 36 pro Einsatz, in verchromten Cu-Matrizen eingebettet waren und von Inertgas umspült wurden. Nicht zufriedenstellende Versuchsergebnisse im Hinblick auf Temperaturregelung und -messung sowie Verträglichkeitsprobleme führten zu Bestrahlungen in Einsätzen vom Typ Mol 3B. Diese Kapselbauart ist im KFZK (in Zusammenarbeit mit GEX, Mol) entwickelt worden. Hier sind die Proben, insgesamt 84 pro Einsatz, in einer Na-Kapsel angeordnet. Durch entsprechende konstruktive Maßnahmen können die Probertemperaturen während der Bestrahlung in den geforderten Grenzen gehalten werden.

Das Bestrahlungsprogramm für den SNR 300 ist mit Proben aus den Einsätzen Mol 3B-4 und 5 weitgehend abgeschlossen. In verstärktem Maße werden in Zukunft derartige Bestrahlungen in schnellen Reaktoren durchgeführt.

Das Programm Mol 3 wird sich in den nächsten Jahren mehr auf die Auswahl geeigneter Werkstoffe für den BE-Kasten schneller Brutreaktoren konzentrieren sowie auf gelegentliche Ergänzungsexperimente zu den Bestrahlungen in schnellen Reaktoren.

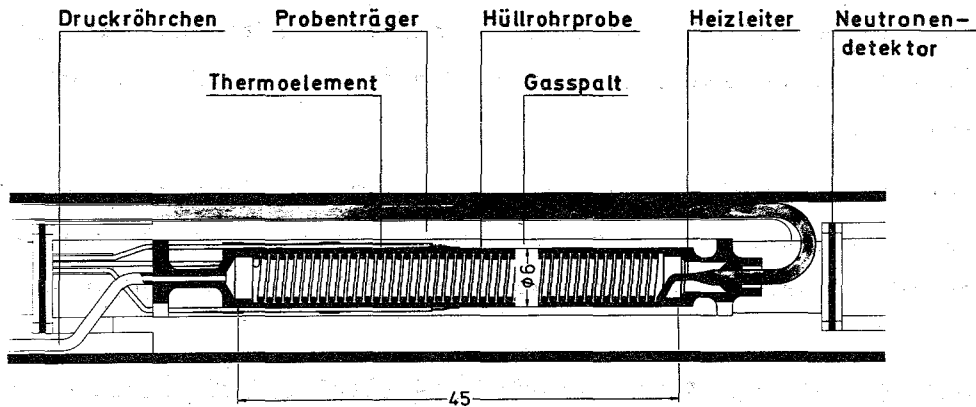


Abb. 9: MOL 2-Prüfling

1131.2 Bestrahlungsexperiment zur Untersuchung der strahlungsinduzierten Aufnitrierung am Reaktortankmaterial * 1)

(L. Schmidt, IMF)

Das Bestrahlungsexperiment zur Untersuchung der Möglichkeit einer strahlungsinduzierten Aufnitrierung an stickstoffinertisierten Reaktortankwänden wurde, wie im Dezember 1972 geplant, programmgemäß durchgeführt. Die Bestrahlung erfolgte in der Zeit vom 31.5. bis 9.7.1973 im Reaktor HFR in Petten, da hier kurzfristig eine geeignete wiederbeladbare Kapsel zur Verfügung stand.

Die Materialproben, je eine Folie aus SNR- und KNK-Tankmaterial, Werkstoff Nr. 1.4948 bzw. 1.6770, mit den Abmessungen 150 mm x 20 mm und ca. 0,2 mm Dicke waren in einen speziell angefertigten gasdichten Probenhalter (Abb. 10) eingebaut. Der Probenhalter wurde in die Kapsel, Typ TRI0, eingesetzt, die mit einem Verschiebemechanismus zum axialen Verfahren des Probenhalters im Core ausgerüstet ist.

1) Erster Bericht

* BzFE-Nr. 214.3

Die Proben wurden ausschließlich durch Absorption von γ -Strahlung (γ -Heizung) aufgeheizt. Die Bestrahlungstemperatur von 560 °C wurde geregelt über die Änderung der Wärmeleitfähigkeit im Gasspalt zwischen Probenhalter und Kapselrohr mit einem in der Zusammensetzung variablen He/N₂-Gasgemisch sowie durch entsprechende Positionierung des Probenhalters mittels des Verschiebemechanismus im Flußmaximum der Bestrahlungsposition. Die Temperaturen wurden mit NiCr-Ni-Thermoelementen gemessen, die an verschiedenen Stellen im Probenhalter positioniert waren. Um die Folien herum waren Gasspalte angeordnet, durch die Stickstoff mit ca. 0,9 v/o O₂ zirkulierte. Zur Ermittlung der Neutronendosen waren gekapselte Fe-, Co- und Ni-Detektoren in den Probenhalter eingebaut.

Nachfolgend sind die Bestrahlungsdaten tabellarisch zusammengefaßt:

Tab. 7

Bestrahlungszeit	816 h
Neutronendosis	
E < 1 eV	$5 \cdot 10^{20} \text{ n/cm}^2$
E > 0,1 MeV	$1 \cdot 10^{21} \text{ n/cm}^2$
E > 1 MeV	$5 \cdot 10^{20} \text{ n/cm}^2$
Bestrahlungstemperatur über die Zeit gemittelt	563 °C
O ₂ -Gehalt im N ₂ -Spülgas	0,875 bis 0,96 v/o

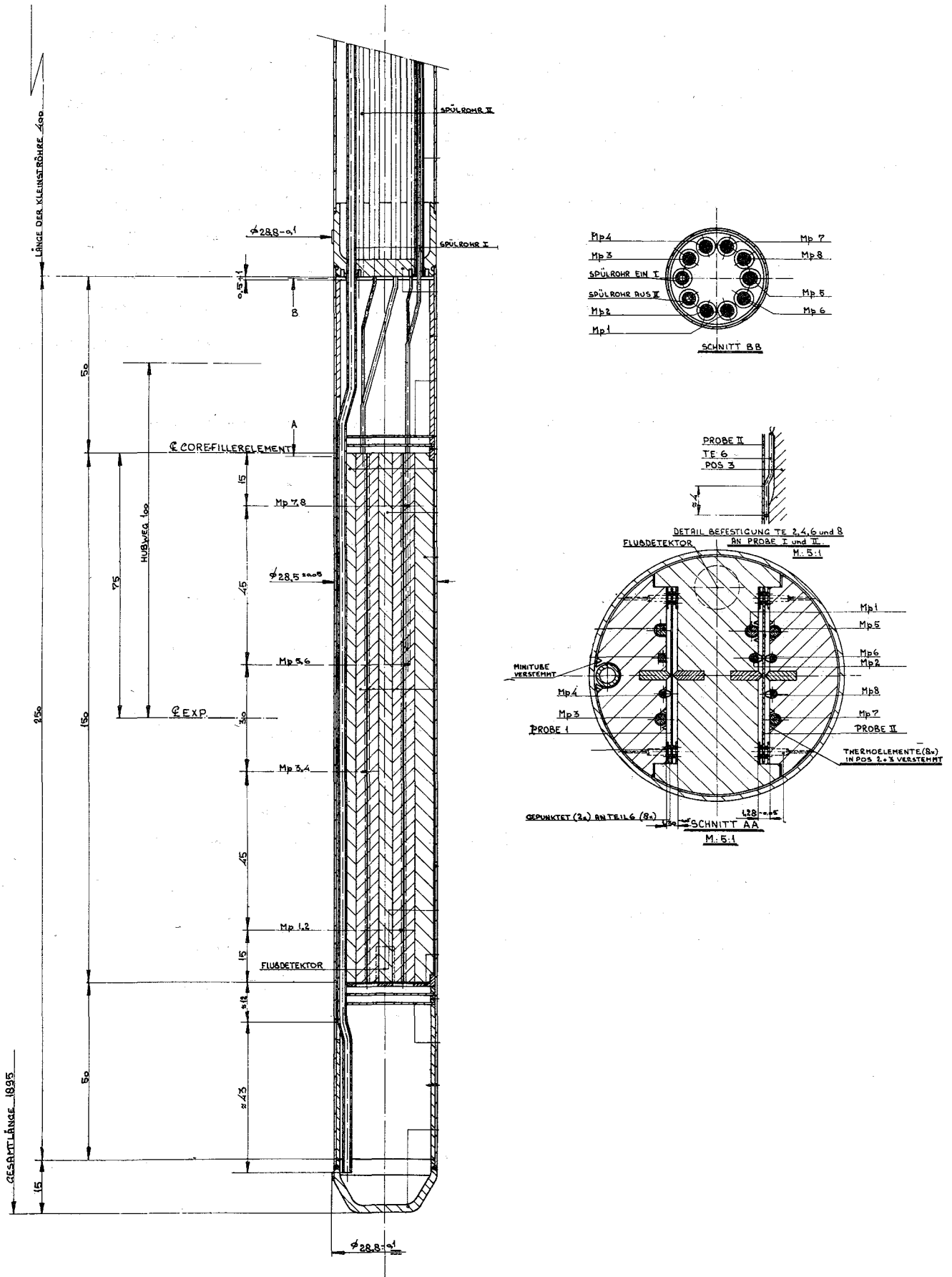


Abb. 10: Probenhalter mit Stahlfolien für Bestrahlungskapsel TRIO

114 KORROSIONSVERSUCHE UND KÜHLMITTELANALYSEN1141 Natriumkühlung1141.1 Korrosionsverhalten austenitischer Stähle *

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

Zur Gewinnung von Auslegungskennwerten für die Hüllrohre des SNR 300 werden Natriumkorrosionsversuche an Hüllrohren unter Innendruck im Hochtemperatur-Natriumkreislauf des IRB ausgeführt. Die Versuchsserie ist für 10.000 Stunden Expositionszeit geplant. Nach 2500 Stunden wurde eine planmäßige Unterbrechung vorgenommen. Die Exposition hat am Ende der Berichtszeit bereits 3000 Stunden erreicht; mit den nach 5000 Stunden erhaltenen Ergebnissen werden Unterlagen für die Hüllrohrbestellung erarbeitet.

Als wesentliche Zwischenergebnisse liegen jetzt Ergebnisse zerstörungsfreier Nachuntersuchungen vor: Kontrolle der Gewichtsänderungen und der tangentialen Dehnungen. Die Ergebnisse der Gewichtsänderungen sind im Vergleich zu Literaturwerten /1/ in Abb. 1 aufgezeichnet. Dazu sind die Gewichtsänderungen in Dickenänderungen umgerechnet worden. Die Übereinstimmung der bei 700 °C gemessenen Werte ist ausgezeichnet, bei 600 °C finden wir deutlich unterhalb der Literaturkurve liegende Werte. Im Versuch HT 1 beträgt der Sauerstoff im Natrium zwischen 5 und 10 ppm. Trägt man auch die 5 ppm-Linie der Literatur in das Diagramm ein, so liegen die bei uns erhaltenen Werte in dem aus den beiden Linien gebildeten Band.

Von den 54 unter Innendruck stehenden Proben war eine geborsten, eine weitere stark gedehnt und angerissen. Die Durchmesser wurden vermessen (O. Jacobi, R. Schwerwinsky, IMF/III) und aus den Änderungen mittlere (lineare) Kriechgeschwindigkeiten berechnet. Die Werte sind in Abb. 2 und 3 als Funktion der Tangentialspannung aufgetragen. Sie weichen nur wenig in Richtung auf Erhöhung der Kriechgeschwindigkeit von Vergleichswerten ab, die in Schutzgas oder Vakuum erhalten worden sind /2/.

* BzFE-Nr. 232.2

/1/ A.W. Thorley, C. Tyzack: "Liquid Alkali Metals", Proc. Int. Conf. BNES, Nottingham 1973, S. 257-274

/2/ W. Dietz, pers. Mitteilung

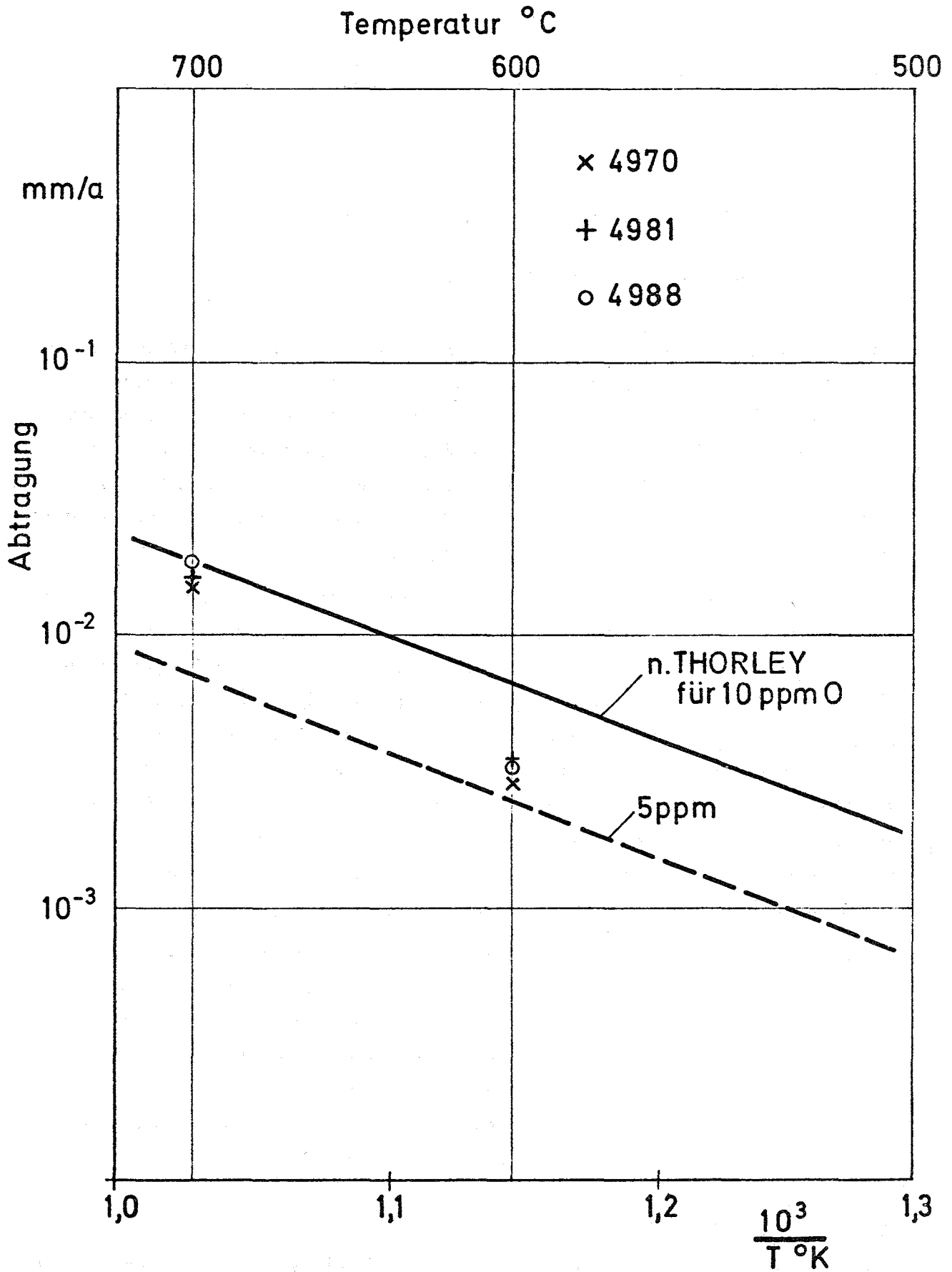


Abb.1: Abtragungswerte der Korrosionsproben aus Versuch HT 1 im Vergleich zu Literaturwerten für 10 bzw. 5 ppm O im Natrium

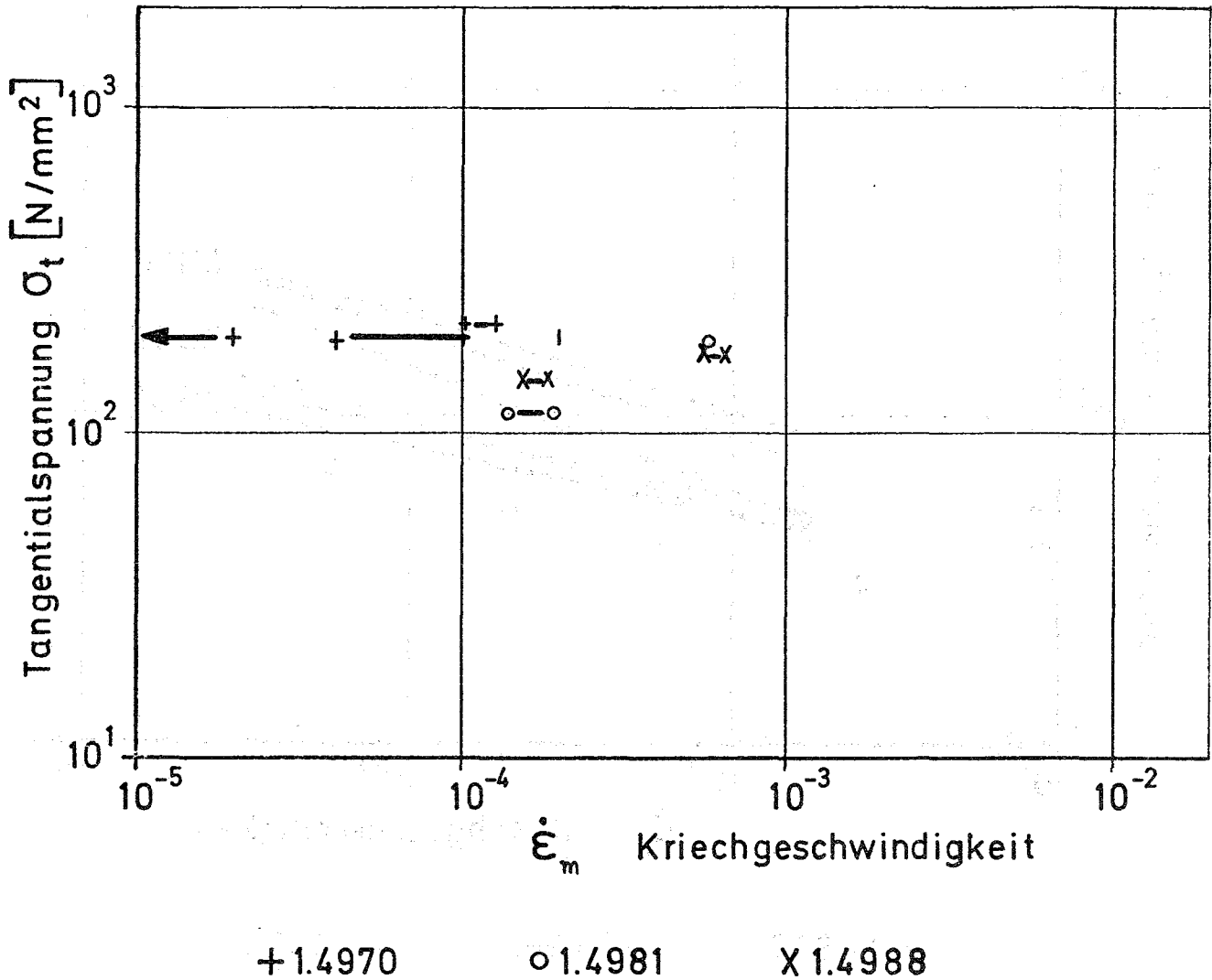
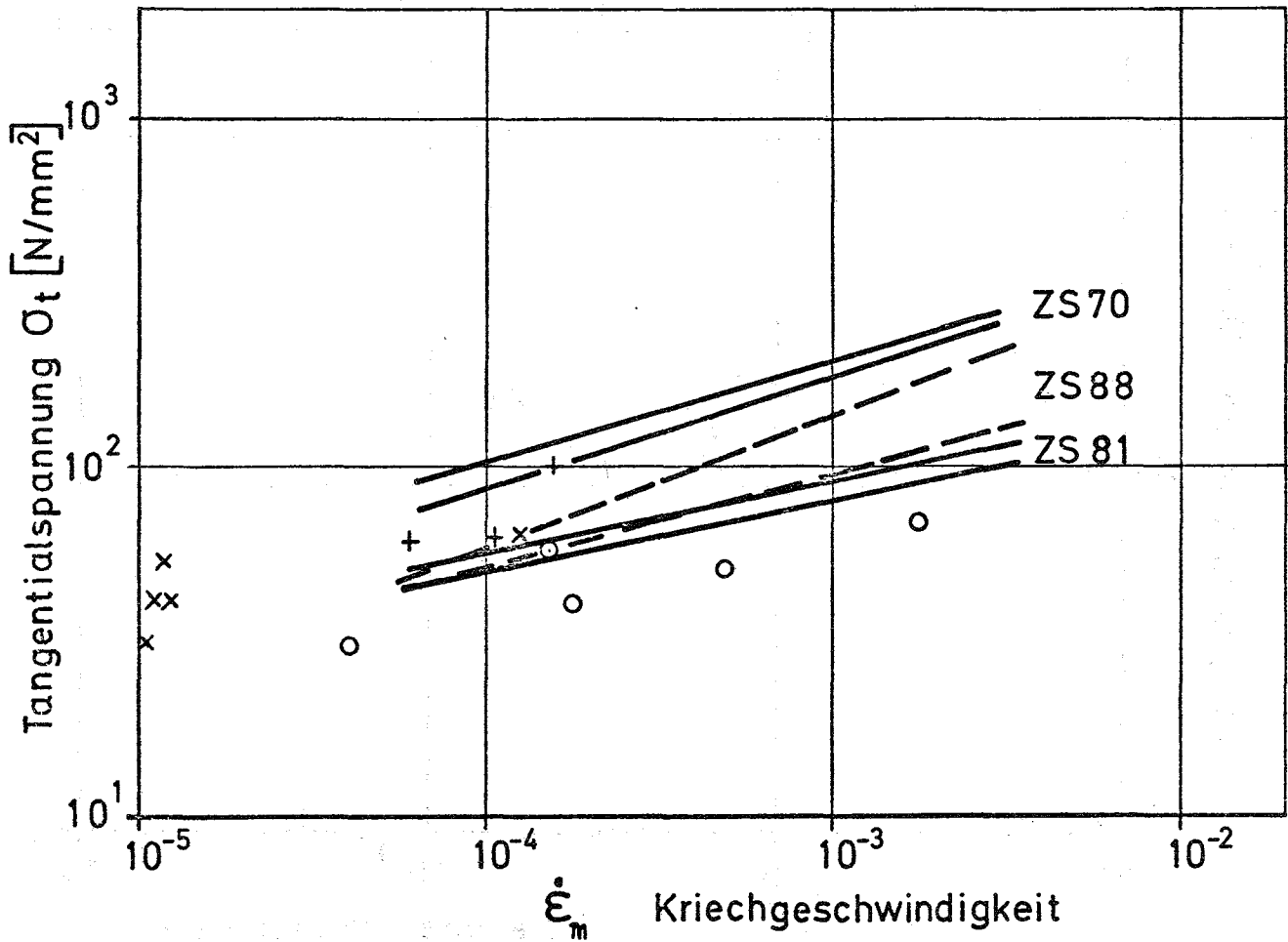


Abb.2: Mittlere Kriechgeschwindigkeit als Funktion der Tangentialspannung nach Versuch HT 1 bei 600°C



+1.4970

o 1.4981

x 1.4988

Abb.3: Mittlere Kriechgeschwindigkeit als Funktion der Tangentialspannung nach Versuch HT 1 bei 700°C im Vergleich zu den Ergebnissen von Zeitstandversuchen im Vakuum (ZS)

Weitere Zwischenergebnisse sowie erste Ergebnisse der Nachuntersuchung chemischer oder struktureller Änderungen an den Hüllrohrproben werden im kommenden Quartal anfallen.

1141.2 Natriumkorrosionsuntersuchungen an verschleißfesten Werkstoffen*

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

Der zweite Lauf MT-3/2/73 bei 600 °C und $V = 0,95$ m/s ist abgeschlossen, und die zerstörungsfreien Nachuntersuchungen aller Proben sind im Gange. Je eine Probe der beiden Werkstoffe Nimonic 90 und Inconel 718 wird wiederum gegen frische ausgetauscht und steht zur chemischen strukturellen Nachuntersuchung zur Verfügung. Nach Abschluß der Untersuchungen stehen wesentliche Zwischenergebnisse für die Werkstoffauswahl für SNR 300 zur Verfügung.

*

1141.3 Reinheit und Reinheitskontrolle des Natriums (Analysen) *

(H. Schneider, IMF)

Chemisch analytische Betreuung des HT-Loops:

Im Natrium des HT-Loops wurden die Gehalte an Sauerstoff, Kohlenstoff und metallischen Verunreinigungen bestimmt. Der Sauerstoffgehalt lag zwischen 6-10 ppm.

Der Gehalt an metallischen Verunreinigungen hatte sich im Vergleich zu der Probenahme vom 18.6.73 nicht wesentlich geändert:

Element	18.6. ppm	26.7. ppm	7.9. ppm
C	-	1/1,5/2,5/3,5	1,3/1,5
Cr	1,0/0,53	0,55/0,38	0,21
Mn	2,8/3,6	0,51/0,42	0,27
Fe	2,1/1,2	1,9/0,58	1,66
Co	0,04/0,01	0,01	0,13
Cu	0,045	0,045	0,045
Zn	1,1/3,6	0,2	0,51
Pb	6,3/6,4	6,6/6,1	6,2
Bi	3,7/4,2	3,1/2,1	3,3
Sn	2,5/2,6	4,3/3,7	2,8
Probenahme- bedingungen:			
Temperatur Kaltfalle:	183°C	195°C	155°C
Temperatur Probenahme:	350°C	350°C	350°C
Temperatur Na-Kreislauf (Pumpe) :	330°C	330°C	330°C
Na-Durchfluß:			
5 min. anfangs:	0,45 l/sec	0,45 l/sec	0,45 l/sec
1.5 h gedrosselt:	0,15 l/sec	0,15 l/sec	0,15 l/sec

* BzFE-Nr. 622.3, 622.5

Diese für die Bestimmung metallischer Verunreinigungen im Kreislaufnatrium sehr gute Übereinstimmung der Analysenwerte von den verschiedenen Probebeziehungen läßt den Schluß zu, daß die Verunreinigungen homogen im Natrium verteilt sind und daß die Ergebnisse repräsentativ für das Niveau der Verunreinigungen im Kreislaufnatrium sind.

Im Covergas wurde am 4.7.73 während des HT1 Versuches erstmalig Helium nachgewiesen, was auf das Defektwerden einer Innendruckrohrprobe schließen ließ. Nach Wiederinbetriebnahme des Loops Ende August ist nun am 24.9.73 eine größere Menge Helium im Covergas nachgewiesen worden, was anzeigt, daß wiederum eine Probe defekt geworden ist. Die Gehalte an Verunreinigungen des Covergases lagen gegen Ende des HT1 Versuches bei:

$H_2 = 18$ vpm, $N_2 = 3$ vpm, $CH_4 = 0,1$ vpm, $O_2 < 0,1$ vpm

Zu Beginn des HT2 Versuches lagen die Gehalte der Verunreinigungen höher, doch sank das Niveau im Verlauf von 2 Wochen merklich:

Datum	vpm H_2	vpm N_2	vpm CH_4	vpm O_2
7.9.	96	20	5	<1
10.9.	50	18	0,5	<1
25.9.	20	7	0,2	<1

Untersuchung des Konzentrationsverlaufes verschiedener Elemente in Korrosionszonen austenitischer Stähle mit Hilfe der Glimmentladungslampe von RSV in Verbindung mit einem Vakuumspektrometer:

Für die Analyse des Konzentrationsverlaufes verschiedener Elemente in Korrosions- bzw. Diffusionszonen austenitischer Stähle wurde Ende 1972 ein Vakuumspektrometer gekauft. Dieses Gerät wurde Anfang 1973 aufgestellt und in Betrieb genommen. Es können zur Zeit folgende Elemente in austenitischen Stählen bestimmt werden: Fe, Cr, Ni, Mn, Ti, Nb, Mo, V, Co, C und B. Mit Hilfe von Stahlproben mit bekanntem Gehalt wurden die günstigsten Arbeitsbedingungen ermittelt und Eichkurven aufgestellt.

Mit dieser Methode wurde nun ein Kühlereintritts- und ein Kühleraustrittsrohr vom Kreislauf Cerberus nach 28.000 Betriebsstunden in Natrium untersucht. Die Rohrsegmente waren gewalzt worden, da für diese Methode ebene Proben erforderlich sind. Die mit Hilfe der Glimmentladungslampe abgetragenen Elemente wurden anschließend spektrometrisch bestimmt, wobei jeweils Abtragungsschichten von ca. $0,4 \mu\text{m}$ analysiert wurden. Es zeigte sich, daß bei einzelnen Elementen Konzentrationsänderungen bis zu einer Tiefe von $70 \mu\text{m}$ stattgefunden haben. Nachfolgend wird das Verhalten der einzelnen Elemente kurz geschildert:

Titan konnte an der Oberfläche beider Probekörper eindeutig nachgewiesen werden, obwohl das Material an sich nicht mit Titan legiert ist. Beim Eintrittsrohr ist Titan bis zu einer Tiefe von ca. $2,0 \mu\text{m}$ nachweisbar.

Nickel zeigt bei beiden Probestücken keine merkliche Konzentrationsänderung über den analysierten Bereich.

Bei Mangan tritt zur Oberfläche hin eine geringe Anreicherung von ca. $1,35\%$ auf ca. $1,40\%$ auf.

Bei der Bestimmung des Kohlenstoffs zeigte es sich, daß dieser von ca. $60 \mu\text{m}$ Tiefe zur Oberfläche hin stetig langsam zunimmt. Die Aufkohlung der äußersten μm -Schichten ist so groß, daß die im Bereich von $0-2,5 \mu\text{m}$ bestimmten Gehalte außerhalb des Meßbereichs ($>0,37\%$) lagen.

Chrom ist im Eintrittsrohr bis zu einer Tiefe von ca. $75 \mu\text{m}$ abgereichert, während im Austrittsrohr der Chromgehalt bereits bei ca. $55 \mu\text{m}$ den Matrixwert erreicht. In den Oberflächenschichten ist im Eintrittsrohr eine weitere Chromverarmung und am Austrittsrohr eine Chromanreicherung zu beobachten.

Molybdän und Niob sind beide oberflächlich stärker und dann über einen langen Bereich gering abgereichert. In beiden Fällen werden auch hier die Matrixwerte beim Austrittsrohr früher erreicht.

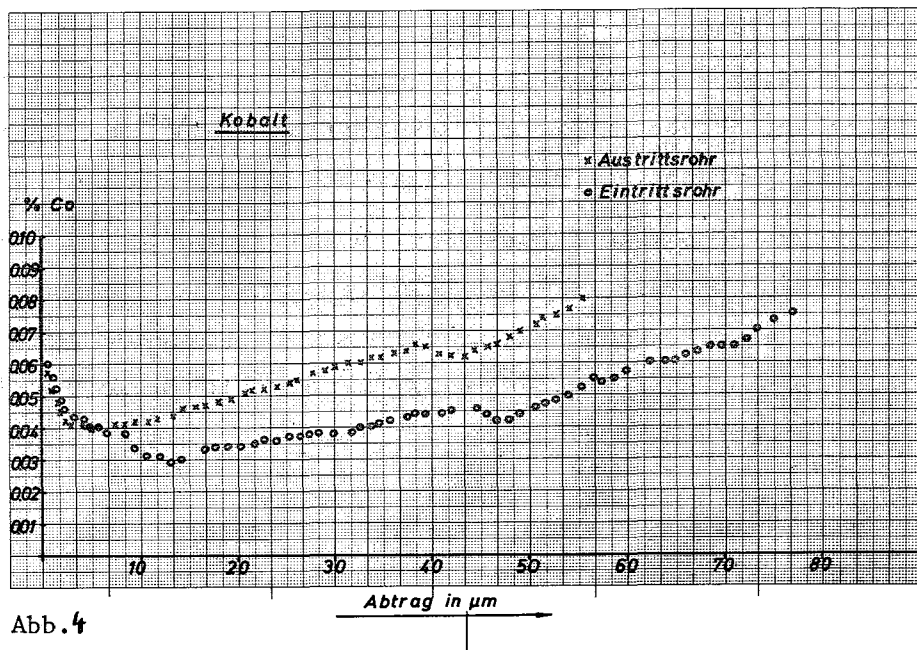
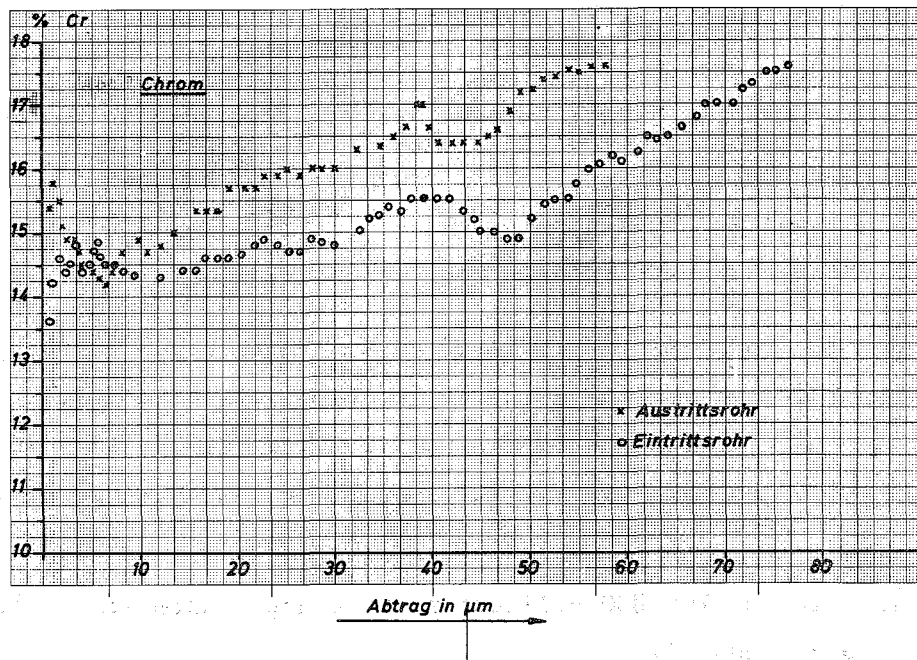
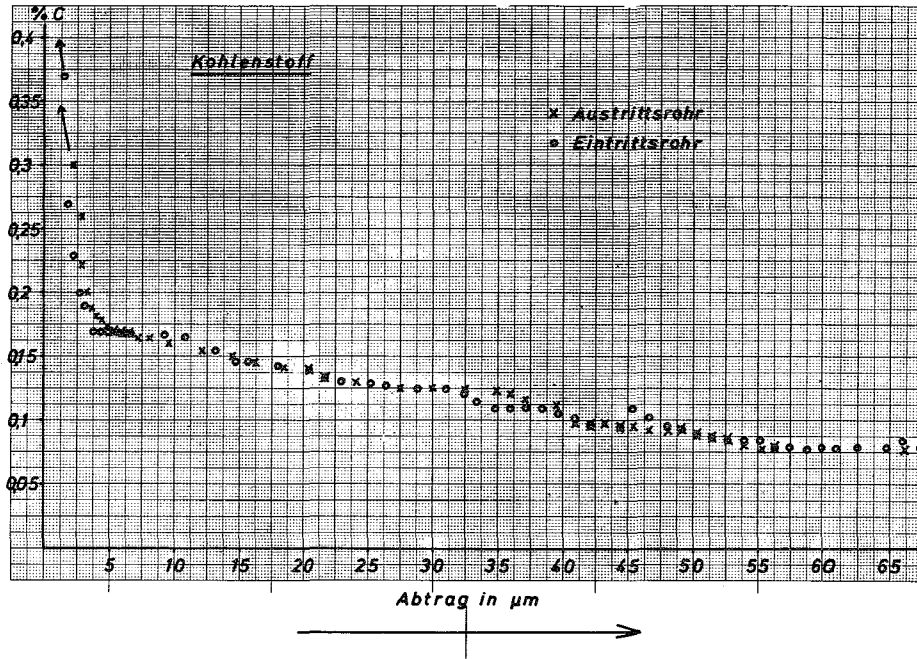


Abb. 4

Kobalt zeigt in beiden Fällen von der Matrix zur Oberfläche hin eine Verarmung, unterhalb 10 bzw. 5 μm ist jedoch wieder eine geringe Anreicherung zu beobachten.

Als Matrixwert wurde das auf der unkorrodierten Rückseite nach 10 μm Abtrag erreichte konstante Niveau angenommen.

Die für C, Cr und Co erhaltenen Werte sind in Abb. 4 graphisch aufgetragen

1142 Dampf- und Gaskühlung^G

1142.2 Heißdampfkorrosion unter Wärmeübergang (HKW-Kreislauf)

(V. Casal, F. Erbacher, J. Vasarhelyi, IRB;
S. Leistikow, H.v. Berg, IMF)

Die Versuche an den beheizten Probestäben aus Incoloy 800 im sandgestrahlten und geglühten Zustand und an den Proben in den Isothermen-Teststrecken wurden weitergeführt. An einem Probestab mit erhöhter Dampfgeschwindigkeit (50 m/sec) wurden am Ende des Vierteljahres 1000 Vollaststunden erreicht.

Zusammenfassend ergaben die bislang ausgewerteten Korrosionsversuche unter Wärmeübergang an Incoloy 800-Hüllrohren aus Chargen unterschiedlicher Korngröße (ASTM 6 und 8):

1. Ausmaß und Art des gleichmäßigen oxidativen Angriffs ließen bislang keinen korrosionsverstärkenden Einfluß der technischen Einflußgrößen Wärmeübergang und Strömungsgeschwindigkeit erkennen. Auch war der Einfluß der Oberflächentemperatur (500 - 700 °C) gering.
2. Die bisherigen Ergebnisse lassen über längere Einsatzzeiten keine verstärkten Metallverluste erwarten, die aufgrund der mit der Oxidschichtdicke ansteigenden Oberflächentemperatur des Metalls und der mit der Oxidschichtdicke ansteigenden Anfälligkeit gegen Oxidverluste an das Dampfsystem im Prinzip hätten auftreten können.

3. Die dennoch aufgrund der gemessenen höchsten Reaktionsgeschwindigkeit linear extrapolierten Wandstärkenverluste nach 20 000 Std. erreichen etwa $5 \mu \leq 12,5\%$ des Ausgangswertes und liegen damit keinesfalls höher als die von der General Electric für niedrigere Wärmeflüsse bei gleicher Temperatur extrapolierten Werte.
4. Der Korrosionsangriff im Versuchszeitraum wurde stark durch die Parameter Korngröße und Kaltverformung beeinflusst, wie es quantitativ durch Autoklavenversuche unter isothermen Bedingungen gezeigt wurde.
5. Ein lokaler Korrosionsangriff konnte nicht festgestellt werden.

Die Abb. 5 und 6 zeigen die Metallverlust-Zeit-Funktionen und geben die Abhängigkeit - vor allem von der Kaltverformung - deutlich wieder.

Im letzten Quartal 1973 sind abschließende Parameterversuche unter Wärmeübergang und weitere Expositionen in den isothermen Versuchsstrecken beabsichtigt.

HEISSDAMPF-KORROSION VON INCOLOY 800-ROHRMATERIAL
UNTER WÄRMEÜBERGANG IM DYNAMISCHEN HOCHDRUCKKREISLAUF-VERSUCH

AUSGANGSMATERIAL: MITTELFEINKÖRNIG (6 ASTM), DURCH RUNDHÄMMERN VERFORMT
KORROSION: max. 1400 Std, 500-700°C, 200 W/cm², 150 at, 16-24 m/sec, 30 ppb O_2

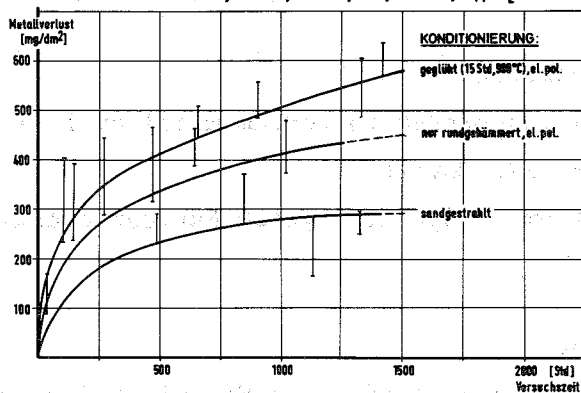


Abb. 5

HEISSDAMPF-KORROSION VON INCOLOY 800-ROHRMATERIAL
UNTER WÄRMEÜBERGANG IM DYNAMISCHEN HOCHDRUCKKREISLAUF-VERSUCH

AUSGANGSMATERIAL: FEINKÖRNIG (8 ASTM), DURCH RUNDHÄMMERN VERFORMT
KORROSION: max. 2100 Std, 500-700°C, 200 W/cm², 150 at, 16-24 m/sec, 30 ppb O_2

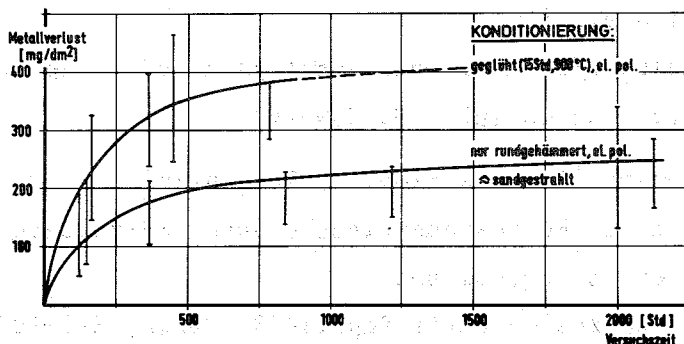


Abb. 6

1142.3 Gas-Korrosion

(S. Leistikow, IMF)

Mit dem langfristigen Ziel, langzeitige Korrosionsversuche in Helium unter Dosierung konstanter Verunreinigungskonzentrationen an austenitischen CrNi-Stählen durchzuführen, wurde ein Gaschromatograph der Firma Air Liquide aufgestellt. Er kann in Kombination mit einem Hygrometer die wichtigsten Verunreinigungen des Heliums, wie CO , CO_2 , H_2 , N_2 , O_2 , CH_4 und H_2O , nachweisen und registrieren. Diese analytische Einrichtung wurde inzwischen für Korrosionsversuche, d.h. zur Eingangs- und Ausgangskontrolle von nachgereinigtem Helium vor und nach einer beheizten Teststrecke, an Stahlproben der Zusammensetzung Werkstoff Nr. 1,4970, 1,4981 und 1,4988 bei 800°C eingesetzt. Diese Versuche dauern noch an.

Im nächsten Schritt sind die Vollstromreinigung des Heliums und die Zudosierung technisch interessanter H_2 - und H_2O -Konzentrationen zum gereinigten Edelgas beabsichtigt.

Veröffentlichungen zu 114:

- (1) Helga Schneider, H.U. Borgstedt
Determination of various impurities in sodium metal by X-ray fluorescence spectroscopy, in Liquid Alkali Metals
Proc. Int. Conf. Nottingham 1973, The British Nuclear Energy Society, London 1973, S. 77-80
- (2) H.U. Borgstedt, D. Großer
Interstitial Element Movement of Austenitic Stainless Steels in Sodium, in Liquid Alkali Metals, Proc. Int. Conf. Nottingham 1973, The British Nuclear Energy Society, London 1973, S. 275-282
- (3) H.U. Borgstedt, G. Frees, H. Schneider
Sodium Corrosion Effects on Structural Materials of a Corrosion Loop after 25 000 Hours of Operation
in Liquid Alkali Metals, Proc. Int. Conf. Nottingham 1973, The British Nuclear Energy Society, London 1973, S. 239-242
- (4) F.J. Erbacher, D. Jennert, S. Leistikow, J. Vasarhelyi
Der Heißdampfkreislauf für Korrosionsversuche unter Wärmeübergang; Entwurf, Betrieb und erste Ergebnisse.
5. Kongr. Europ. Förder. Korrosion Paris Sept. 1973, Proc. S. 395-397

115 ARBEITEN ZUM BRENNSTOFFZYKLUS1151 Naßchemisches Extraktionsverfahren

(R. Schröder, PSB-PL)

Zu Ende des Berichtszeitraumes trafen aus England etwa 2.7 kg Mischoxid-Brennstoff mit 5 bis 6% Abbrand ein, die in der MILLI im Zusammenhang mit der Erprobung der Wiederaufarbeitung von SNR-Brennstoff eingesetzt werden.

Hierbei handelt es sich vor allem darum, den Purexprozeß bei verschiedenen Konzentrationen des Plutoniums in der Lösung zu testen. Diese Experimente haben im 4. Quartal 1973 begonnen.

121 PHYSIKALISCHE EXPERIMENTE1213 SNEAK1213.6 SNEAK-9AMessung des Einflusses von Kontrollstäben auf die Leistungsverteilung in der SNR-300-Nachbildung SNEAK-9A-2* 1)

(R. Böhme, IASR)

Die Änderung der Beladestrategie des SNR erforderte einige zusätzliche Messungen von axialen Traversen der Leistungsverteilung in der Umgebung von BE-Positionen, die zunächst nicht mit Brennstoff beladen werden ("diluent positions"). Nach ca. 100 axialen Traversenmessungen mit Spaltkammern wurde das Meßprogramm von SNEAK-9A-2 /1/ abgeschlossen und die Umladung zum Core SNEAK-9C begonnen.

Zur Ermittlung einer dreidimensionalen Karte der Leistungsverteilung bei unterschiedlicher Eintauchtiefe der SNR-Trimmsstäbe mußten alle Traversenmessungen mit Korrekturfaktoren versehen werden. Korrekturen für

- a) Drift der Spaltkammerelektronik
- b) Unterschiede in der Stellung der SNEAK-Trimmsstäbe
- c) Unterschiede in der Heterogenität des Neutronenflusses in Innen- und Außenzone

wurden durch Messungen und Rechnungen bestimmt.

Die erste Korrektur wurde aus wiederholten Messungen von Traversen und Kammerspektren gewonnen. Die Ursache des Driftens scheinen Strahlungsschäden im FET²⁾ des Vorverstärkers zu sein. Innerhalb einer Meßserie sind diese Korrekturen <1%. Die zweite Korrektur wurde ebenfalls empirisch bestimmt. Es wurde festgestellt, daß sich Leistungsänderungen allein auf Grund unterschiedlicher Stellung der SNEAK-Trimmsstäbe ergaben. Es wurde angenommen, daß sich die Leistung, bezogen auf ein Monitorignal, wie

* BzFE-Nr. 412.1

1) Zuletzt berichtet im KFK 1273/2

2) Feldeffekt-Transistor

/1/ M. Pinter

Geometrischer Aufbau und Meßprogramm von SNEAK-9A
KFK-1272/4, S. 121-6

$$POW_{(Korr.)} = POW_{(unkorr.)} \cdot (1 + \alpha r^2 \cos 2 \phi)$$

verteilt. Dabei ist ϕ der Azimutalwinkel zwischen der Meßposition und dem Paar von SNEAK-Kontrollstäben, das zur Regelung des Reaktors verwendet wurde, und r der Abstand vom Corezentrum. α wurde gemessen. Maximal treten Korrekturen von 1% auf. Da das Signal der Spaltkammer einem Flußintegral über einem größeren Corebereich proportional ist, jedoch nicht der Spaltrate im Brennstoff gleich ist, mußte eine Korrektur rechnerisch ermittelt werden. Rechnungen mit dem KAPER-Programm /2/ ergaben, daß das Kammersignal in der Außenzone um 4⁰/oo erhöht werden mußte, um auf die exakte Spaltrate zu führen.

Die Korrekturfaktoren wurden tabelliert. Ein radiales Spaltratenprofil durch SNEAK-9A-2 wurde berechnet. Ein Ergebnis ist in Abb. 1 dargestellt. Die mit Aktivierungsfolien von P. Fehsenfeld gemessene Leistungsverteilung wurde ebenfalls eingezeichnet. Die Übereinstimmung beider Meßmethoden ist nicht innerhalb der theoretischen 0.5% Schranke: Abweichungen bis 2% treten auf, weil offenbar die Monitoren für beide Meßverfahren keine bessere Stabilität aufweisen. Es scheint jedoch gerechtfertigt, die Meßergebnisse der SNEAK-9A-2-Serie den Benutzern (IA, BN und CEA Cadarache) mit den Fehlerangaben

$$\begin{aligned} \sigma &\approx 0.5\% \text{ bei Axialtraversen} \\ \sigma &\approx 1\% \text{ bei Radialtraversen} \end{aligned}$$

zu übergeben.

Die Messungen der Leistungsverteilung in der SNR-300-Nachbildung SNEAK-9A-2 werden demnächst in einem KFK-Bericht dokumentiert.

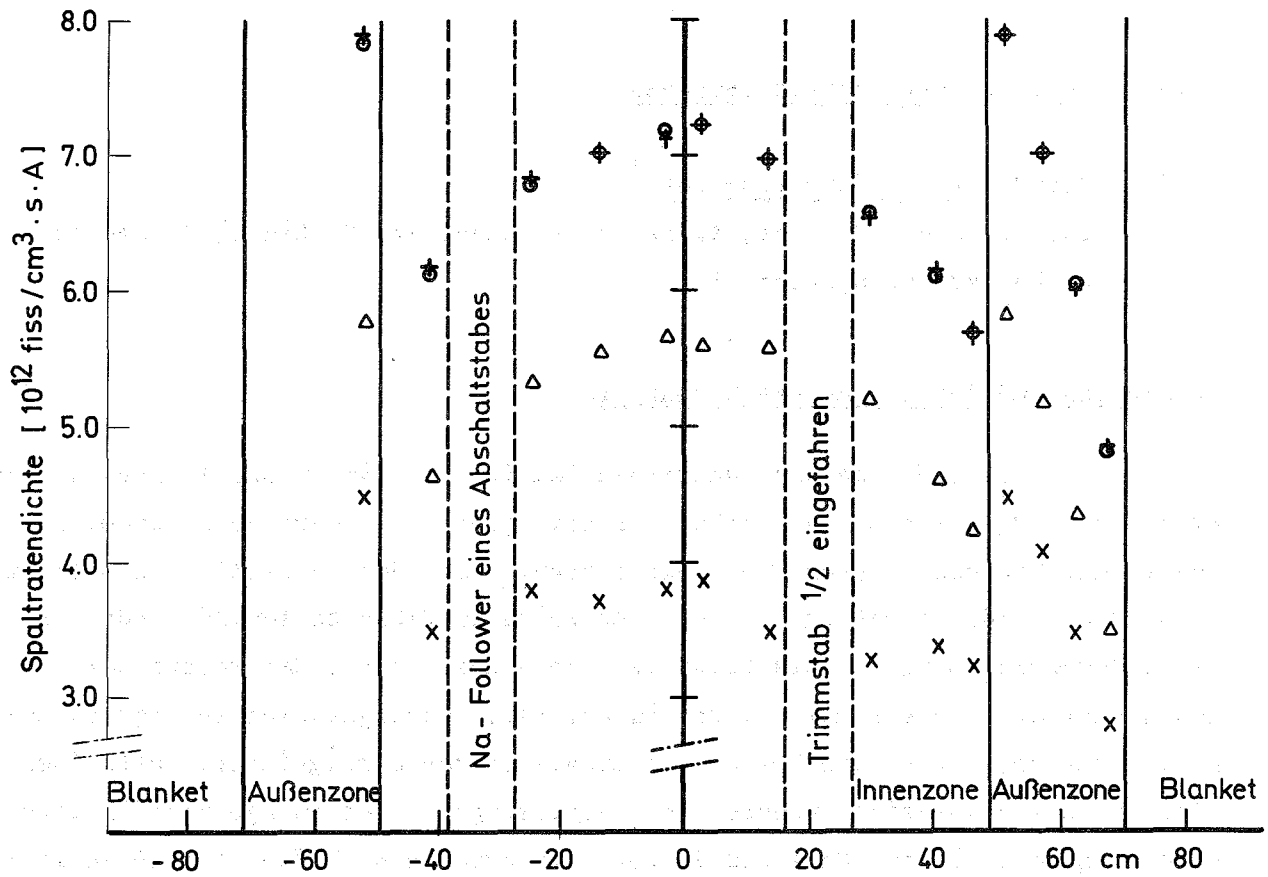
Veröffentlichung:

(1) E.A. Fischer

Adjustment of Group Cross Sections for Fast Reactor Calculations
Using Integral Data from Critical Assemblies
KFK-1878 (September 1973)

/2/ P.E. McGrath, E.A. Fischer

KFK 1557, März 1972



- | | | | |
|---|-------|------------|-----------------------|
| + | Ebene | Z = 0 | } U-Folienaktivierung |
| o | Ebene | Z = 0 | |
| x | Ebene | Z = +35 cm | } Spaltkammer |
| Δ | Ebene | Z = -35 cm | |

Abb.1: SNEAK - 9A2

Radiale Leistungsverteilung in 3 Coreebenen

(W - 0 - Schnitt, siehe Abbildung zu Ref.1)

1215 Wirkungsquerschnittsmessungen1215.1 Van-de-Graaff Beschleuniger ^{1) G}

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

1. Betrieb und Ausbau des Beschleunigers

Die Umbauten am 3 MV Van-de-Graaff-Beschleuniger wurden im April abgeschlossen. Probeläufe ergaben nicht den erhofften Stromgewinn, sondern hohe Stromverluste. Als Ursache konnten Konstruktionsfehler der Herstellerfirma ermittelt werden. So wurde es notwendig, in einem weiteren Umbau teilweise wieder die alten Komponenten in den Beschleuniger einzubauen. Mitte Mai konnte der Beschleuniger dann erstmals wieder in der alten Konfiguration in Betrieb genommen werden. Durch parallel zu den Umbauarbeiten durchgeführte zeitaufwendige Überholungsarbeiten konnte die Zuverlässigkeit der Anlage beträchtlich erhöht werden. Bis zum Ende des 2. Quartals konnten noch 785 Stunden Meßzeit, 68% davon für das PSB, genutzt werden. Im 3. Quartal betrug die Meßzeit 1475 Stunden. Der Anteil der Messungen für das PSB war 78%.

2. Resonanzen mittelschwerer Kerne

Das umfangreiche Programm zur Messung der totalen und der Einfangquerschnitte an separierten Isotopen der Strukturmaterialien Fe, Cr, Ni, Ti wurde zu einem gewissen Abschluß gebracht. Eine sorgfältige Analyse der experimentellen Daten konnte fertiggestellt werden. Begleitende Untersuchungen über die Systematik der Resonanzen im totalen und Einfangquerschnitt ergaben eine starke Korrelation zwischen den Strahlungsbreiten Γ_γ und den reduzierten Neutronenbreiten Γ_n^0 . Dies kann als Hinweis darüber aufgefaßt werden, daß der rein statistischen Beschreibung des Neutroneneinfangs mit Hilfe des Compoundkern-Modells in den untersuchten Kernen noch andere Mechanismen überlagert sind. Dieses Problem kann möglicherweise im Verlauf der Messung von γ -Produktionsquerschnitten eingehender untersucht werden.

¹⁾ Letzter Bericht in KFK 1273/1

Mit der Fertigstellung der Datenverbindung CAE-TR 86 und der völligen Überarbeitung des Szintillatortanks wurde die Meßtechnik entscheidend verbessert. Bei der ersten Einfangquerschnittsmessung am ^{59}Co zwischen 10 und 200 keV zeigte sich, daß dies sowohl für die Zeitauflösung als auch für das Verhältnis Signal/Untergrund gilt. Damit ist der Szintillatortank in seinem jetzigen Zustand auch weiterhin anderen Detektoren im Gebiet aufgelöster Resonanzen überlegen.

Die Meßdaten für ^{59}Co werden zur Zeit ausgewertet. Erste Ergebnisse sind in Abb. 2 und 3 dargestellt. Der Vergleich mit den totalen Querschnitten von Garg et al. zeigt eine extrem gute Übereinstimmung in den Resonanzenergien. In Tab. 1 sind außer einem direkten Vergleich der Resonanzenergien noch die bis jetzt bestimmten Resonanzparameter zusammengestellt.

Die Serie der Einfangmessungen im Bereich mittelschwerer Kerne wird mit ^{58}Fe fortgesetzt werden, sobald eine geeignete Probe zur Verfügung steht. Neben der Analyse der laufenden Messungen konnten im letzten Quartal die totalen Querschnittsdaten der Kerne ^{63}Cu und ^{65}Cu von Rohr und Müller [1] angepaßt werden, von denen bisher wegen der komplizierten Struktur keine Resonanzparameter vorlagen. Mit dem jetzt verwendeten FANAL II-Programm wurden die Resonanzparameter im Energiebereich von 30 bis 150 keV bestimmt.

3. Messung des Verhältnisses von ^{238}U -Einfangquerschnitt/ ^{235}U -Spaltquerschnitt

Aufgrund der schwerwiegenden systematischen Diskrepanzen im Einfangquerschnitt von ^{238}U wurde die Messung dieses Querschnitts relativ zum Spaltquerschnitt von ^{235}U in Angriff genommen. Inzwischen wurde mit dem großen Szintillatortank der Energieverlauf dieses Verhältnisses im Bereich von 10 - 600 keV gemessen. Die Auswertung dieser Messung ist im Gange.

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

Die Auswertung dieser Messung ist abgeschlossen. Die genauen Endergebnisse werden im nächsten Bericht mitgeteilt. Für die Messung an ^{239}Pu fehlt noch die Probe, für die wir keinen Liefertermin erhalten konnten.

5. Messung des Spaltquerschnitts von ^{239}Pu

In Ergänzung zu dem bereits gemessenen Spaltquerschnitt von ^{235}U (1), soll nun mit einer leicht geänderten Anordnung auch der Spaltquerschnitt von ^{239}Pu bestimmt werden. Es ist beabsichtigt, diesen Querschnitt zwischen 600 und 1300 keV relativ zum Wasserstoffstreuquerschnitt zu messen. Dieses Experiment läuft seit September, Ergebnisse liegen jedoch noch nicht vor.

6. Vorbereitung künftiger Experimente

Die Beschäftigung mit den für die Messung der Einfangquerschnitte von Isotopen mit hoher Eigenaktivität vorgesehenen Moxon-Rae-Anordnungen führte zu einer Weiterentwicklung des schon vorhandenen Typs. Dabei wird durch ein Koinzidenzsystem das Amplitudenspektrum verbessert, um Instabilitäten zu vermeiden und den Untergrund klein zu halten. Der neue Detektor befindet sich noch im Experimentierstadium, er kann jedoch voraussichtlich gegen Ende des Jahres eingesetzt werden.

Die für die Messung von γ -Produktionsquerschnitten vorgesehene Ge-Li-Detektoranordnung wurde inzwischen aufgebaut und getestet. Zur Abschirmung gegen Neutronen wurde ein mit ^6Li beladener Moderator hergestellt.

Veröffentlichung zu 1215.1

(1) F. Käppeler

Eine Bestimmung des Spaltquerschnitts von ^{235}U für Neutronen mit Energien zwischen 500 und 1200 keV

KFK 1772 (1973)

Tabelle 1. Resonanzparameter von ^{59}Co

E_0 (keV)		J	Γ_n (eV)	Γ_γ (eV)	%Multiple Scattering
Karlsruhe	Columbia				
	(Garg et al.)				
5.855	5.80				
6.384	6.390		$1.9 \pm 0.6^{+)}$		
8.055	8.050	3	38 ± 2		
8.63					
8.763	8.740		$0.72 \pm 0.40^{+)}$		
9.442					
9.698	9.700		$2.1 \pm 0.6^{+)}$		
10.70	10.700	4	65 ± 8	0.26 ± 0.08	6
10.807					
11.87	11.850		$2.2 \pm 0.6^{+)}$		
12.07					
13.284	13.280	4	22 ± 2	0.39 ± 0.13	
13.653					
15.640	15.640	3	75 ± 8	0.61 ± 0.15	
16.985	16.920	4	150 ± 20	0.38 ± 0.08	
18.675					
19.174	19.15				
19.780	19.750		$2.3 \pm 0.8^{+)}$		
20.890					
21.326					
22.01	21.96	3	730 ± 50	0.91 ± 0.20	23
22.53	22.50	4	255 ± 30	0.76 ± 0.15	12
22.72					
23.10					
23.68					
24.42	24.46	3	360 ± 40	0.95 ± 0.09	10
24.69					
25.17	25.12	4	175 ± 20	0.47 ± 0.05	4
25.96	25.95		$17 \pm 5^{+)}$	$0.58 \pm 0.05^{+)}$	
27.28	27.30	4	170 ± 17	0.61 ± 0.06	4
28.07					
29.42	29.40		10 ± 2	0.45 ± 0.05	
30.01	30.12		320 ± 35	0.66 ± 0.07	9
31.38	31.44		150 ± 20	0.49 ± 0.05	2
31.84			$8.5 \pm 2.4^{+)}$	$0.46 \pm 0.05^{+)}$	
32.30					
33.03 ^{a)}	32.80	3	130 ± 15	0.57 ± 0.06	2
	33.10	4	40 ± 7	0.42 ± 0.04	1
34.62			$5 \pm 2^{+)}$		
	35.00	4	$250 \pm 25^{+)}$		
35.53			$4.4 \pm 2^{+)}$		
36.23					
36.88			$19 \pm 4^{+)}$		
37.39					
39.59	39.45				
40.32	40.30				

Tab. 1 (Fortsetzung)

E_0 (keV)	J	Γ_n (eV)	Γ_γ (eV)	%Multiple Scattering
Karlsruhe	Columbia			
	(Garg et al.)			
40.8				
41.55	41.55	$34 \pm 6^{+)}$	$0.27 \pm 0.03^{+)}$.5
42.81	42.85			
43.84	43.70			
45.15	45.25	$300 \pm 30^{+)}$	$0.95 \pm 0.10^{+)}$	3
46.01		$270 \pm 30^{+)}$	$0.79 \pm 0.08^{+)}$	2

a) Dublett; Fläche gleichmäßig auf beide Resonanzen verteilt.

+) Diese Werte entsprechen $2 g \Gamma_n$ oder $2 g \Gamma_\gamma$

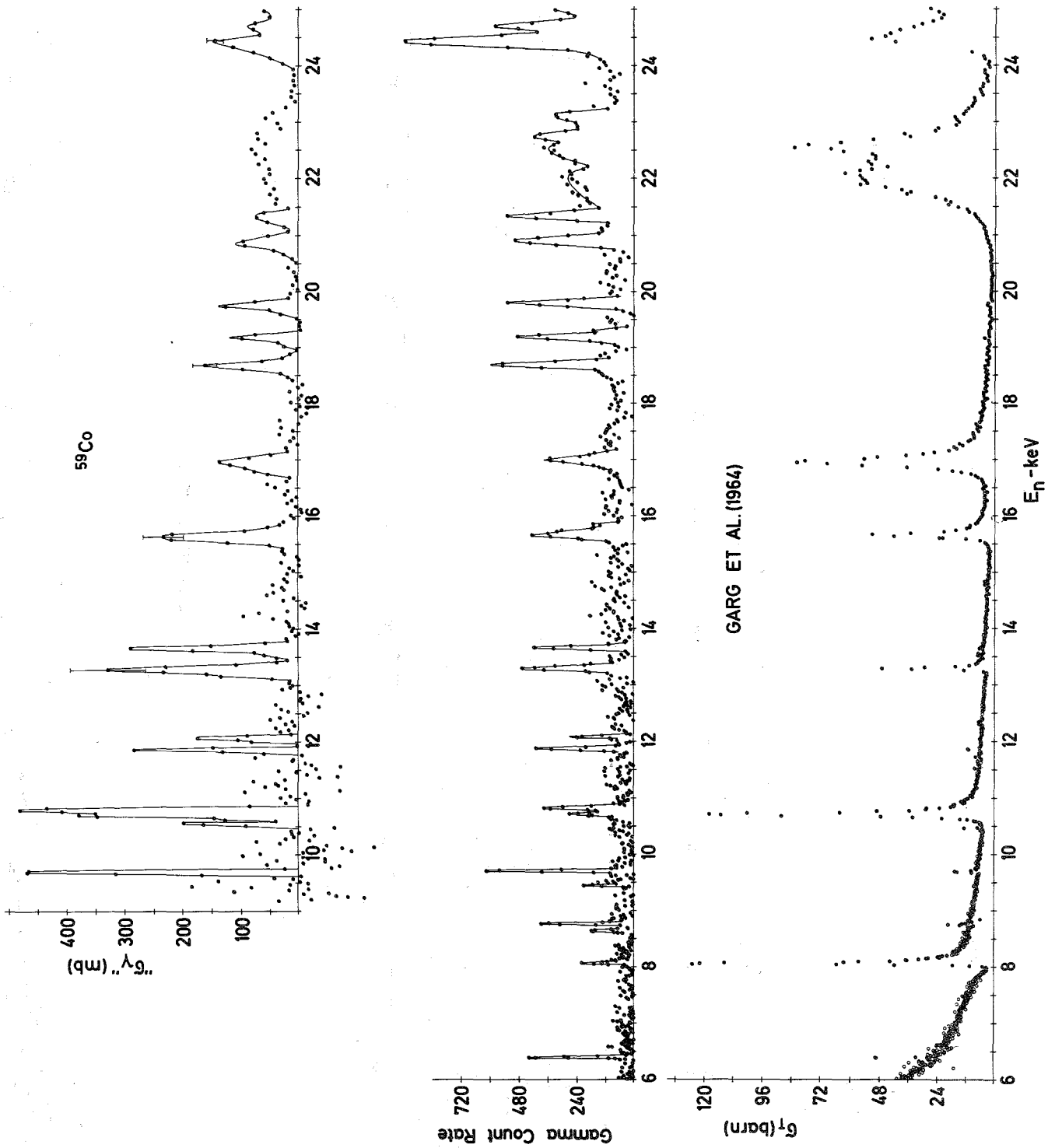
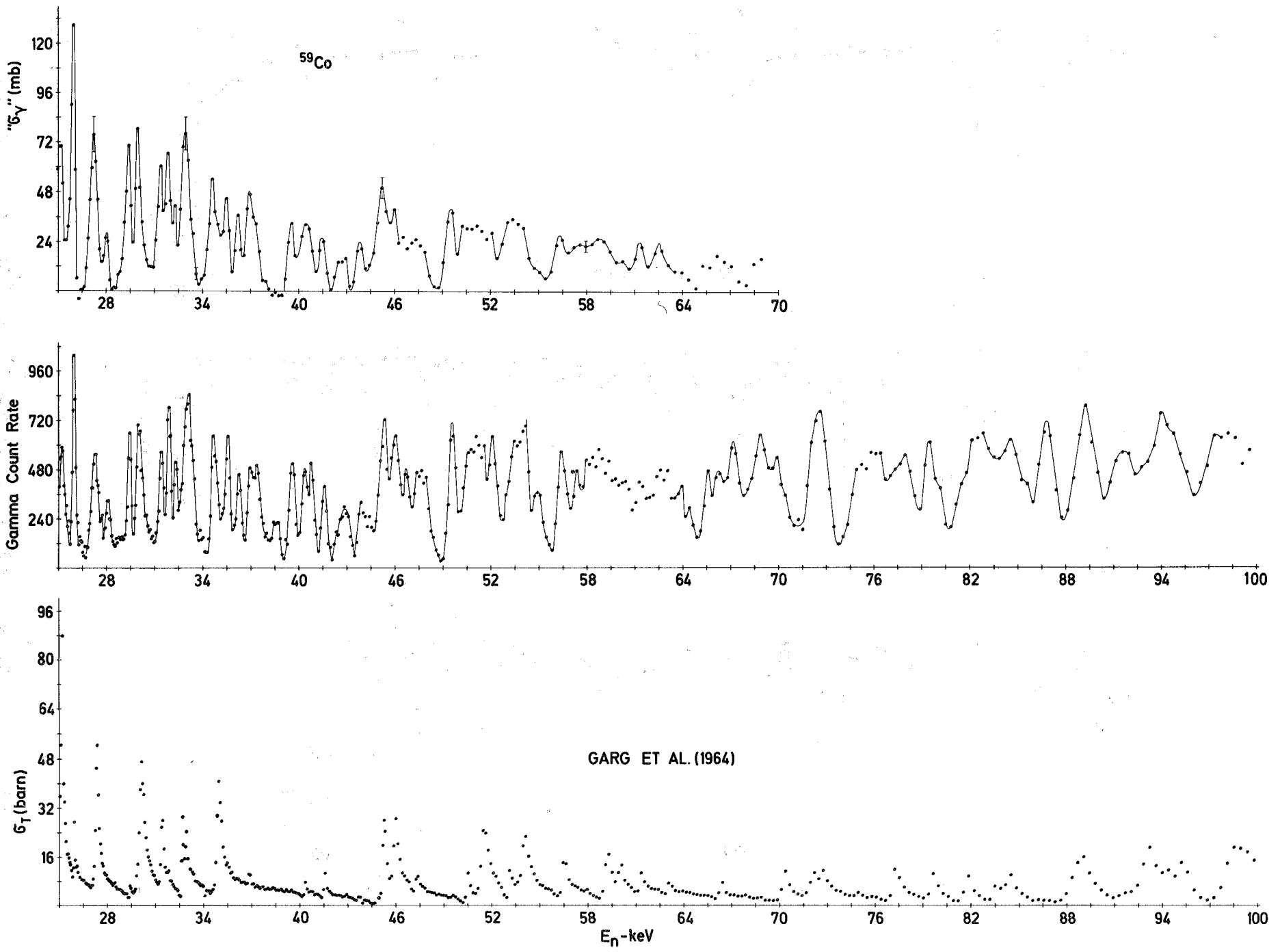


Abb. 2

Einfang- und totaler Querschnitt von ^{59}Co für $E_n < 25$ keV.

Abb. 3 Einfang- und totaler Querschnitt von ^{59}Co für $E_n > 25$ keV.



122 REAKTORTHEORIE1221 Wirkungsquerschnitte und GruppenkonstantenNachrechnung einiger Reaktivitätswerte für SNEAK-5C mit KAPER^{1)G}

(E. Kiefhaber, INR)

Die bisher mit dem Programm KAPER für SNEAK-5C berechneten Reaktivitätswerte /1/ wurden unter Benutzung des MOXTOT-Satzes /2/ bestimmt. Die Untersuchungen, über die im folgenden berichtet wird, sollten aufzeigen, ob und in welchem Maß sich die berechneten Ergebnisse bei Verwendung des neuen KFK INR-Satzes /3/ verändern. Der KFK INR-Satz von Gruppenkonstanten unterscheidet sich in zwei hier wesentlichen Aspekten vom MOXTOT-Satz: (a) es werden neuere, bessere Kerndaten benutzt; (b) bei der Bestimmung der Gruppenkonstanten für die elastische Ausstreuung wird ein anderes Wichtungsspektrum verwendet, wobei der KFK INR-Satz zusätzlich für die Elemente Kohlenstoff und Wasserstoff Gruppenkonstanten für die Ausstreuung bereitstellt, die im wesentlichen durch Wichtung mit einem 1/E-Spektrum erzeugt wurden.

-
- /1/ P.E. McGrath, 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
- /2/ E. Kiefhaber, J.J. Schmidt
Evaluation of Fast Critical Experiments Using Recent Methods and Data
KFK 969, 1970
- /3/ 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, 1972

1) Letzter Bericht in KFK 1273/1

Einige ausgewählte Größen der in /1/ mit dem MOXTOT-Satz erzielten Ergebnisse wurden mit dem KFK INR-Satz nachgerechnet. *) Die wesentlichen Ergebnisse sind in Tabelle 1 und 2 und in Abbildung 1 angegeben. Daraus lassen sich die folgenden Schlußfolgerungen ziehen, wobei darauf hinzuweisen ist, daß die Anordnung SNEAK-5C sowohl im Hinblick auf ihre stark heterogene Zellstruktur als auch bezüglich des Neutronenspektrums nicht als charakteristisch für einen schnellen Brutreaktor, wie z.B. den SNR, angesehen werden kann:

1. Bei allen Gruppensätzen liegt die Abweichung zwischen Theorie und Experiment für die Materialwerte von Pu 239 außerhalb der angegebenen experimentellen Fehlergrenzen. Diese Diskrepanz muß nicht notwendig auf mangelhafte Kerndaten (z.B. zu niedrige α -Werte für Pu 239) hindeuten, da zu beachten ist, daß die Korrekturen an den Resultaten für die Pu 239-Probe verhältnismäßig groß sind. Eventuell sind die experimentellen und/oder berechneten Korrekturen für die Beimengungen von Eisen, Sauerstoff und Pu 240 in der Pu 239-Probe noch teilweise fehlerhaft.
2. Bei Pu 240 zeigt sich besonders deutlich der Einfluß des Wichtungsspektrums, das bei der Bestimmung der Kohlenstoff-Gruppenkonstanten für die elastische Ausstreuung benutzt wurde.
3. Von allen verwendeten Gruppensätzen weisen die mit dem KFK INR-Satz unter Verwendung von C1/E ermittelten Daten die beste Konsistenz auf.
4. Die für Pu 240 und in geringerem Maß auch für U 238 und Pu 239 in den Rechnungen festgestellten Unterschiede bei Verwendung von C 12 und C1/E zeigen deutlich, daß für eine genauere Analyse der Ergebnisse von SNEAK-5C ein adäquateres Wichtungsspektrum für die Bestimmung der Gruppenkonstanten für die elastische Ausstreuung benützt werden müßte.

*) Herrn McGrath danken wir für seine Unterstützung und insbesondere für die Bereitstellung der Eingabekarten

Dies gilt besonders für Kohlenstoff; für Eisen und Sauerstoff, die in der Fe_2O_3 -Probe und, als Verunreinigung, in den Plutonium-Proben auftreten, ist dies u.U. auch erforderlich, wobei eventuell zusätzlich zu unterscheiden wäre, ob sich diese Elemente in der Graphit-Umgebung (Position 1) oder U_{nat} -Umgebung (Position 2) befinden.

5. Für die Abhängigkeit des Materialwertes von U 238 von der Probendicke wird bisher mit keinem Gruppensatz eine gute Übereinstimmung mit den experimentellen Resultaten erreicht. Falls die experimentellen Ergebnisse als zuverlässig betrachtet werden können, kann man daraus folgern, daß die U 238-Kerndaten einschließlich der Resonanzselbstabschirmungsfaktoren verbessert werden sollten.

Tabelle 1: Vergleich von berechneten und gemessenen Reaktivitäts-
werten in SNEAK-5C

Probe	Proben- Gewicht (g)	Position	Expe- riment ($\mu\$/g$)	Rechnung (KAPER) Experiment		
				MOXTOT ⁺)	KFKINR ³⁾ C 12	KFKINR ³⁾ C1/E
U 235 ^{*)}	3	1	435 \pm 4.	1.0	1.0	1.0
Pu 239	5	1 ¹⁾	443 \pm 5.	1.08	1.06	1.11
Pu 239	5	2 ²⁾	390 \pm 5.	1.08	1.10	1.10
U 238	5	1	-86 \pm 3.	0.99	1.00	1.03
U 238	5	2	-25 \pm 3.	1.10	1.17	1.07
U 238	60	1	-37.7 \pm 4.	1.11	1.18	1.11
U 238	60	2	-24.4 \pm 3.	1.12	1.19	1.09
Pu 240	3	1	-170 \pm 5.	0.98	0.72	1.13
Pu 240	3	2	-104 \pm 5.	1.22	0.96	1.30

+) Die geringfügigen Abweichungen zu den in /1/ angegebenen Ergebnissen resultieren aus zwischenzeitlichen Programmänderungen an KAPER

*) Dient zur Normierung von Rechnung und Messung

1) Position 1 $\hat{=}$ Graphit-Umgebung

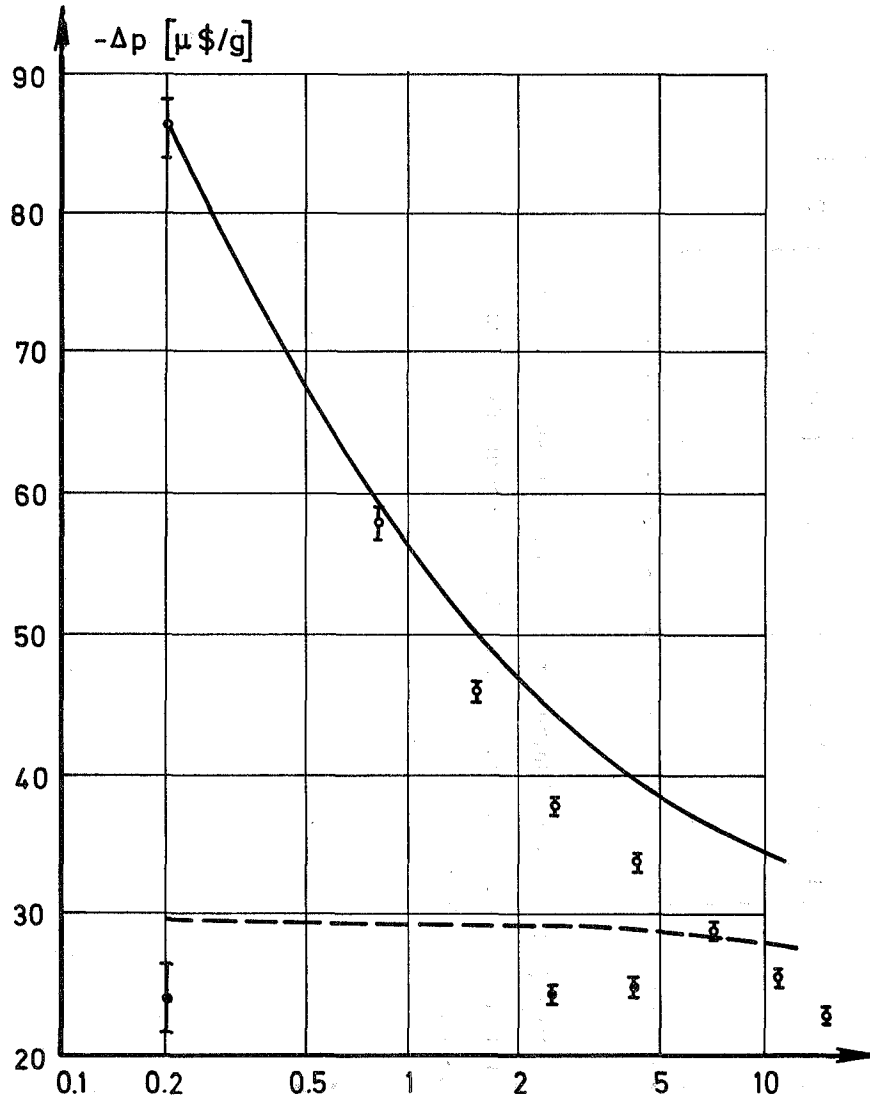
2) Position 2 $\hat{=}$ Uran- Umgebung

3) Die Sätze KFKINR C12 und C1/E unterscheiden sich durch die verwendeten Wichtungsspektren. Dadurch haben gleiche Ausgangs-Kerndaten zu etwas verschiedenen Gruppensätzen geführt.

Tabelle 2: Reaktivitätswertverhältnisse (Position 1/ Position 2)
in SNEAK-5C

Probe	Proben- Gewicht (g)	Experiment	Rechnung (KAPER)		
			MOXTOT +)	KFKINR C 12	KFKINR C1/E
Pu 239	5	1.135 ± 0.019	1.139	1.092	1.15
U 238	5	3.440 ± 0.430	3.111	2.922	3.31
U 238	60	1.545 ± 0.251	1.535	1.527	1.565
Pu 240	3	1.635 ± 0.092	1.309	1.23	1.42
Fe ₂ O ₃	3	0.440 ± 0.109	0.432	0.427	0.455

+) Die geringfügigen Abweichungen zu den in /1/ angegebenen Ergebnissen resultieren aus zwischenzeitlichen Programmänderungen an KAPER.

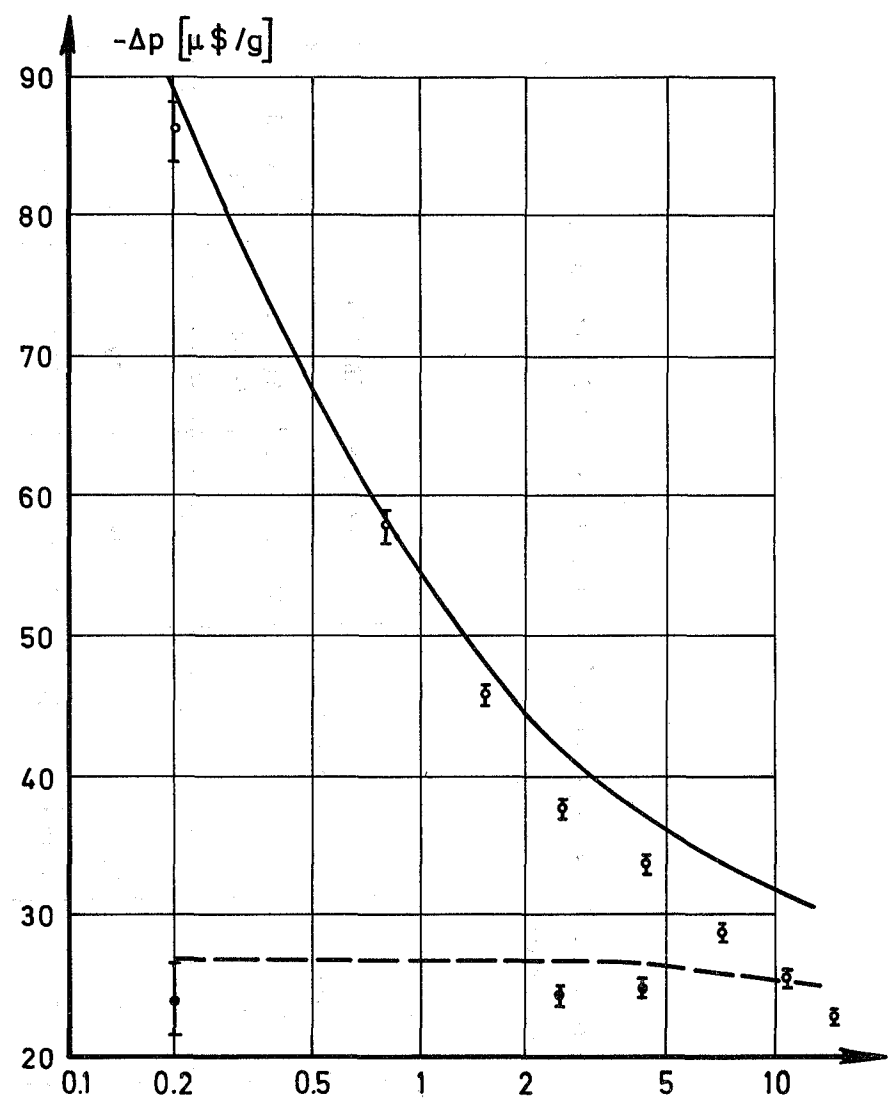


Dicke der U238-Probe in g/cm²

1a: KAPER-Rechnung: KFKINR-Satz mit C 12

○ Messung mit Probe im Graphit

□ Messung mit Probe in U_{nat}



Dicke der U238-Probe in g/cm²

1b: KAPER-Rechnung: KFKINR-Satz mit C1/E

— Rechnung mit Probe im Graphit

-- Rechnung mit Probe in U_{nat}

Abbildung 1: Zentraler Reaktivitätswert von U238 in SNEAK-5C

1222 Rechenverfahren und Berechnung der Eigenschaften von Reaktoren1222.2 Arbeiten am Monte-Carlo-Code KAMCCO ^{G 1)}

(G. Arnecke, H. Borgwaldt, M. Lalovic, INR)

Der Monte-Carlo-Code dient zur Berechnung der Eigenschaften von Reaktoren speziell unter Berücksichtigung komplizierter Geometrieverhältnisse. Er ermöglicht eine zuverlässige Abschätzung.

Für die Option 2 des Codes (Censuszeit-Option) wurde die MELP-Methode zur Behandlung der Leckage implementiert /1/. Sie kombiniert Track-Length-Truncation (ELP) mit einer modifizierten Streuwinkelverteilung an Systemrändern und liefert gegenüber der reinen ELP-Methode kleinere Fehler bei der Nachrechnung gepulster Anordnungen.

Zur Unterstützung der Auswertung von Experimenten, speziell der Einmaterial-Anordnungen an SUAK, mußten wiederholt Subroutinen in modifizierter Form bereitgestellt werden. Sie erlaubten es beispielsweise, für jeden Rechenlauf bestimmte Wirkungsquerschnitte durch experimentell angepaßte Daten zu ersetzen. Beim Einsatz solcher Routinen zeigte sich die modulare Struktur von KAMCCO als vorteilhaft.

In der Option 1 (Generationszyklus-Option) wurde die Schätzung der statistischen Fehler verbessert, indem die geschätzten Raten statt auf ein Spaltneutron auf eine Generation von Neutronen bezogen werden. Die Anwendung von Wahrscheinlichkeitstabellen im Bereich nicht aufgelöster Resonanzen wurde verbessert /2/. Gegenüber der ersten Implementierung wird jetzt auch der Fall identischer Materialien in mehreren Bereichen mit verschiedenen Temperaturen konsistent behandelt.

1) Letzter Bericht in KFK-Bericht 1272/3

/1/ H. Borgwaldt, KFK-Bericht 1391 (1971)

/2/ H. Borgwaldt, M. Lalovic, KFK-Bericht 1272/1, S.122-6/8

Die Optimierung des Codes mit dem Ziel der Rechenzeitreduktion wurde fortgesetzt. Die erreichten Rechenzeiten sind ähnlich oder günstiger als für vergleichbare Codes in den USA (z.B. VIM, ESP). Eine Reihe kleiner, rechenintensiver Routinen mit einfachen Funktionen wurde durch ASSEMBLER-Routinen ersetzt, mit einem Gewinn von etwa 25 %. Es handelt sich um Routinen zur Erzeugung von Zufallszahlen (EHMINX, UVWISO, RNDFLT, DECIDE), zum Lesen und Interpolieren von Tabellen (CRSECT, ITABLA) und zur Berechnung von Punkt-Flächen-Abständen (DISTNZ, DSTELP). Die entsprechenden FORTRAN-Routinen sollen weiter gepflegt werden. Während für kleine Anordnungen auch kurze Rechenzeiten gute Ergebnisse liefern, ist bei großen Anordnungen eine Optimierung durch Wahl der Eingabeparameter zweckmäßig. Für SNEAK 3A1 ergibt eine Option (Realisierung von Capture im Blanket, Nichtrealisierung im Core) 35 % Rechenzeitgewinn gegenüber der Komplementärversion. Die Auswahl solcher optimaler Parameter hängt vom Problem ab und verlangt vom Anwender eine gewisse Erfahrung. Es muß untersucht werden, ob man in gewissen Fällen optimale Parameter vom Programm setzen kann.

Das Programm DASU zur Umwandlung von KEDAK-Daten in KAMCCO-Eingabeformat wurde vereinfacht und zum Teil erweitert. Für Al, C, Cr, Fe, Mo, Na, Ni, O, Pu-238, Pu-240, U-235, U-238 wurden neue Daten berechnet. Diese Datensätze für Rechnungen mit KAMCCO wurden unter zwei Gesichtspunkten verbessert: (1) Eine möglichst gute Übereinstimmung der gefitteten Daten mit KEDAK wurde angestrebt, was weitgehend erreicht wurde. (2) Inkonsistente Daten, speziell im thermischen und Resonanz-Bereich, wurden korrigiert, soweit dies offensichtlich notwendig war. Eine früher angestrebte direkte Datenanpassung an neuere Experimente wurde nicht durchgeführt, da eine hinreichende Konsistenz, z.B. mit dem KFKINR-Satz, wegen der teilweise unterschiedlichen Datenbasis nicht erreichbar erscheint. Für KAMCCO-Rechnungen soll die KEDAK-Datei als gültige Datenbasis beibehalten werden. Nach den bisherigen Vorarbeiten wird bei Vorliegen einer neuen KEDAK-Version die Umstellung der entsprechenden Datei für KAMCCO keinen großen Zeitaufwand erfordern. Einen größeren Aufwand wird hingegen die Umstellung der Wahrscheinlichkeitstabellen für den Bereich nichtaufgelöster Resonanzen und ihre Erweiterung auf weitere Isotope erfordern, sowie die Neuaufnahme von Isotopen, die zur Zeit nicht auf KEDAK stehen.

1225 Abschirmung^G

Erstellung des Removal-Diffusions-Abschirmcodes ATTØW-K¹⁾

(H.-W. Wiese, INR)

Der zweidimensionale Removal-Diffusions-Abschirmcode ATTØW wurde als Karlsruher Version ATTØW-K (1) auf der Rechenanlage IBM 360/65-370/165 verfügbar gemacht.

Das Programm berechnet in x,y - oder r,θ -Geometrie bei gegebener orts- und energieabhängiger Quelle Flüsse, Ströme und Raten, z.B. Dosisleistungen, in spezifizierbaren Bereichen. Die angewendete Multigruppendiffusionsnäherung wird entsprechend dem Removalkonzept durch die mit experimentell gewonnenen Removalquerschnitten berechnete Quellverteilung nach dem ersten Stoß verbessert. Randbedingungen können durch Anwendung der allgemeinen linearen Randbedingung sehr flexibel realisiert werden.

Gruppenkonstanten für die Diffusionsrechnung können über Karten eingegeben werden oder können aus der internen RØACH-B-Datei, aus einer externen mikroskopischen Datei, die Daten des KFKINR-Satzes enthält, oder über NUSYS erzeugt werden. Als Removalquerschnitte wurden modifizierte SABINE-Querschnitte fest eingebaut.

Die berechneten Flüsse können für eine spätere Auswertung, insbesondere für die Berechnung von Sekundärgammaquellen, extern gespeichert werden. Das Programm wurde durch Nachrechnen von Testbeispielen und durch Vergleichsrechnungen mit DIXY getestet.

Veröffentlichung:

(1) G. Bönisch, H.W. Wiese

ATTØW-K, die Karlsruher IBM 360/65-Version des 2d-Removal-Diffusion-Abschirmprogrammes ATTØW.

KFK 1869

¹⁾ Letzter Bericht in KFK 1272/4

123 SICHERHEIT SCHNELLER REAKTOREN1232 Spannungs- und Verformungsanalysen von Reaktorbauteilen1232.4 Verhalten von Reaktorbauteilen unter dynamischer BelastungEntwicklung eines Rechenmodells zur dynamischen Strukturanalyse eines Reaktorcores unter internen Drucktransienten*

(H. Zehlein, R. Alexas, IRE)

Im Berichtszeitraum wurden folgende Arbeiten durchgeführt:

1. Eignungsuntersuchung von Integrationsalgorithmen

Im Rahmen einer Literatur- und Durchführbarkeitsstudie wurde mit der kritischen Sichtung bekannter Algorithmen zur direkten Integration strukturdynamischer Bewegungsgleichungen begonnen. Ziel dieser Arbeiten ist die Auswahl - notfalls Eigenentwicklung - eines für die Ermittlung transienter elastoplastischer Deformationen geeigneten Verfahrens. Nach dem gegenwärtigen Kenntnisstand muß die Entscheidung zwischen expliziter und impliziter Integration am einzelnen Problem getroffen werden. Wichtigstes Auswahlkriterium ist dabei die Abhängigkeit des Stabilitätsverhaltens des Integrationsoperators vom Zeitschritt. Zur Untersuchung dieses Zusammenhangs wurde die Programmierung folgender Verfahren begonnen: Euler-V., Crank-Nicolson-V., Runge-Kutta-V., Hamming-Houbolt-V. Soweit die gewählten Testbeispiele dies zulassen, soll eine Vergleichsrechnung mit dem im IRE entwickelten Programmsystem DYSYS erfolgen.

2. Erstellung eines FORTRAN IV-Programms zur ökonomischen Speicherung und Manipulation Boolescher Matrizen.

Die heute gebräuchlichen Matrizenverfahren der Tragwerksanalyse benutzen vielfach Boolesche Matrizen als Inzidenzmatrizen und zur Darstellung des Patterns spärlich besetzter Matrizen.

* BzFE-Nr. 537.0


Man kann erhebliche Speicherplatzeinsparungen erzielen, wenn man nur die Einselemente der Booleschen Matrizen speichert: z.B. beträgt das Zahlenverhältnis der Einselemente zur Gesamtzahl der Elemente in der Inzidenzmatrix eines n-reihigen Hexagonalnetzes $2: \sqrt{3n(n+1)+1}$, d.i. bereits 1 : 45,5 oder nur ca. 2,2% für n = 5.

Das vorliegende Programmpaket umfaßt folgende Funktionen:

- Generierung der kompakten Abspeicherung entsprechend der vom Benutzer anzugebenden Indexkoordinaten. Diese werden sowohl spalten- als auch zeilenweise sortiert. Die Abfrage beliebiger Elemente der Booleschen Matrix kann demzufolge schnellstmöglich erfolgen.
- Einfügen ("Merge") zusätzlicher Elemente mit Überlaufwarnung.
- Vor- und Nachmultiplikation reeller Matrizen mit der kompakt gespeicherten Booleschen Matrix.

Programmierung und Dokumentation stehen kurz vor dem Abschluß.

3. Erstellung eines FORTRAN IV-Programms zur Berechnung der Flächenmomente 1. und 2. Ordnung eines dünnwandigen Profils

Bei der Idealisierung des Brennelementkastens als Balken nach der Theorie dünnwandiger Stäbe benötigt man ein allgemeines Programm zur Berechnung der Flächenträgheitsmomente für beliebige, durch Abplattung unter Drucktransienten hervorgerufene Querschnittsformen. Das vorliegende Programm führt solche Berechnungen für beliebige offene und geschlossene Profile und für beliebige Bezugskordinatensysteme aus. Eventuelle vorhandene Symmetrien können berücksichtigt werden. Die sich durch Verformung des Profils ergebenden Trägheitsmomentenverläufe können direkt in Diagrammform aufgetragen werden. Abb. 1 zeigt als Beispiel einen Sechseckquerschnitt (B) und ein -Profil (A) (Daten: Seitenlänge 6 bzw. 3 cm, Wanddicke 0,2 cm) in 8 verschiedenen Abplattungsstufen.

Erstellung und Dokumentation des Programmpakets sind abgeschlossen.

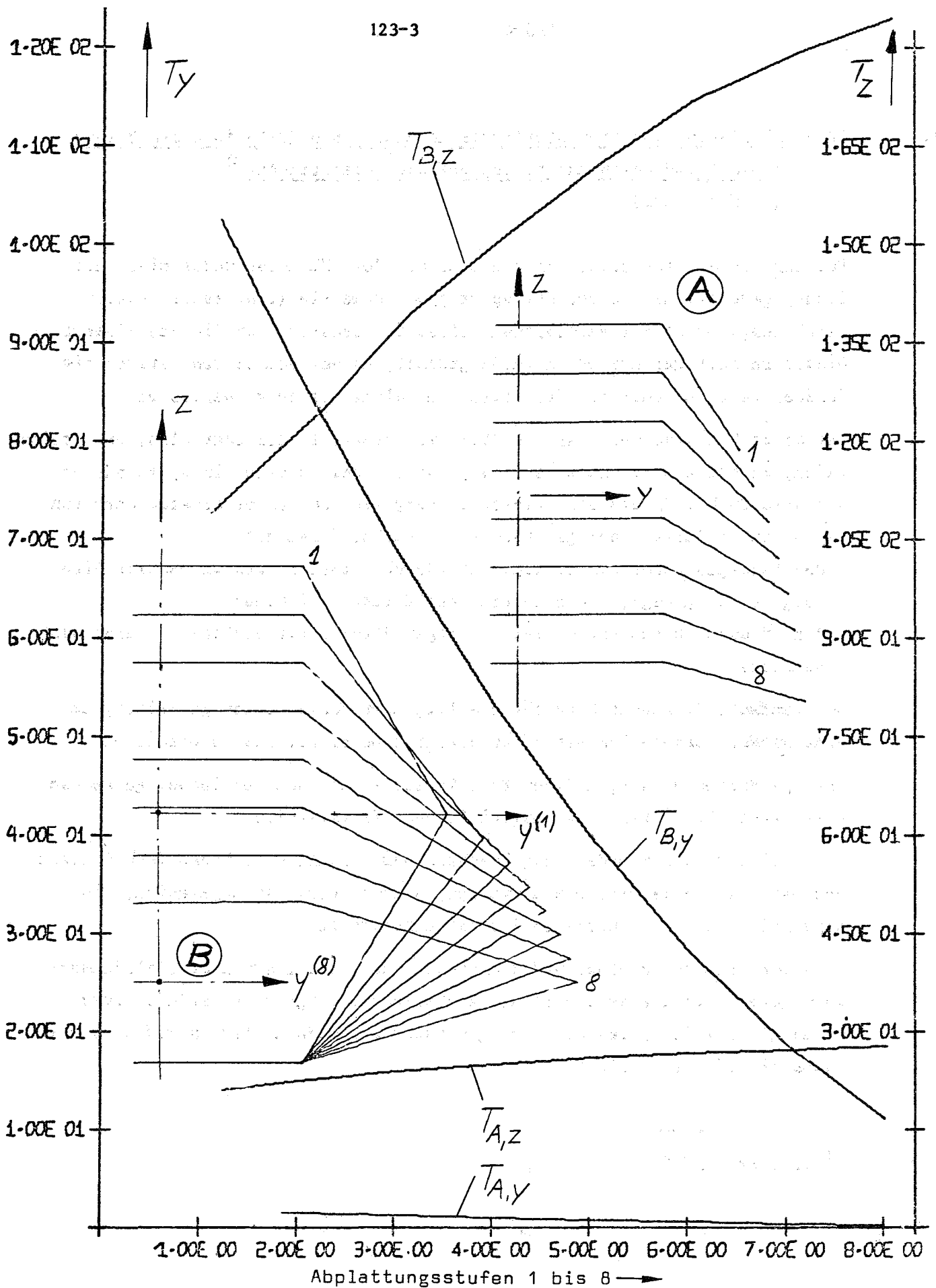


Abb. 1

HAUPTTRÄGHEITSMOMENTE

A: offenes Profil
 B: geschlossenes Profil
 y, z: Bezugsachsen

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

(H. Will; IRE)

Für den ersten Großversuch an einem Modell des SNR-Cores wurde eine Teibladung gewählt, die in overstrong wrapper Geometrie (d.h. radial totale Verdämmung, axial 50% Verstopfung) einen Spitzendruck von 160 atü liefert. Dieser relativ geringe Druck wurde gewählt, um bei dem ersten Versuch die Schäden im Coremodell auf die erste Brennelementreihe zu begrenzen.

Der erste Modellversuch fand am 28.9.1973 statt. In dem zentralen, die Treibladung enthaltenden Brennelement (BE)-Modell stellte sich ein Spitzendruck von etwa 30 bis 35 atü ein. Dieser im Vergleich zu dem erwarteten Wert von ca. 80 atü relativ niedrige Druck ist zurückzuführen auf

- das Versagen einer Schweißnaht (hierdurch öffneten sich in axialer Richtung Strömungswege, die eine Druckentlastung bewirkten)
- den offensichtlich unerwartet niedrigen Strömungswiderstand zwischen den BE-Kästen.

Der zentrale BE-Kasten wird für die folgenden Versuche neu gestaltet, um eine bessere Simulation des zu erwartenden Unfallablaufs zu erreichen.

Infolge dieses niedrigen Druck-Zeit-Verlaufs war nach der Demontage an den umliegenden BE-Attrappen keinerlei Schaden festzustellen.

Etwa 90% der in dem Modell angebrachten Meßwertaufnehmer haben funktioniert und Meßdaten geliefert. Die Auswertung dieser Daten ist angelaufen; die Ergebnisse werden im nächsten Bericht dargestellt.

Nach der erneuten Montage und dem Einbau des modifizierten Zentralelements kann gegen Ende dieses Jahres der 2. Versuch durchgeführt werden. Hierzu wurde ein bereits getesteter gas generator ausgewählt, der in radial starrer Geometrie 250 atü liefert.

* BzFE-Nr. 537.0

1236.2 Experimentelle Untersuchungen zu Brennstoff-Natrium-Reaktionen *Meßeinrichtung für den BNR-Versuchsstand

(St. Müller, G. Thun, IRB)

Im letzten Vierteljahresbericht [1] sind zwei Möglichkeiten A und B der Detektion einer Zweiphasenströmung in einem dickwandigen Edelstahlrohr aufgezeigt worden. Zur Methode A sind dort Induktionssignale einiger Versuchskörper diskutiert worden. Mit der Methode B, die auf der Dämpfung eines Schwingkreises beruht, ist es nun zusätzlich gelungen, kleine isoliert eingegossene Messingstücke bei langsamen Bewegungen sichtbar zu machen.

Abb. 2 zeigt diese Signalgrößen von verschiedenen Probekörpern.

Für im Wechselfeld ruhende Probekörper gleichen Gewichts (z.B. die Pos. 1, 4 und 9) stellt sich eine durch dessen Geometrie bestimmte Amplitude des Oszillators ein. Wird dagegen ein Probekörper im Feld bewegt (z.B. Pos. 5 und 9), so vermindert sich diese Amplitude, und zwar umso stärker, je schneller der Körper bewegt wird. Dies ist durch die relativ große Anstiegszeit des Oszillators bedingt. Eine Verkleinerung der Anstiegszeit vermindert demgegenüber die Empfindlichkeit.

Eine Optimierung wird mit den Originalspulen (z.Zt. Angebotsphase) vorgenommen.

Weiterhin läßt sich feststellen: Die Änderung der Amplitude beim bewegten Körper gegenüber der Amplitude bei ruhendem Körper ist unabhängig von dessen Gewicht und Geometrie.

Eine gleichzeitige Messung nach Methode A und B in mehreren Ebenen übereinander liefert daher einmal die Geschwindigkeit, zum anderen die Möglichkeit, aus den bekannten Eichkörpersignalen auf die Form bzw. die ungefähre Masse der durch den Spulenbereich fliegenden Na-Agglomerate zu schließen.

* BzFE-Nr. 535.1

[1] KFK-Bericht 1273/2, S. 123-40

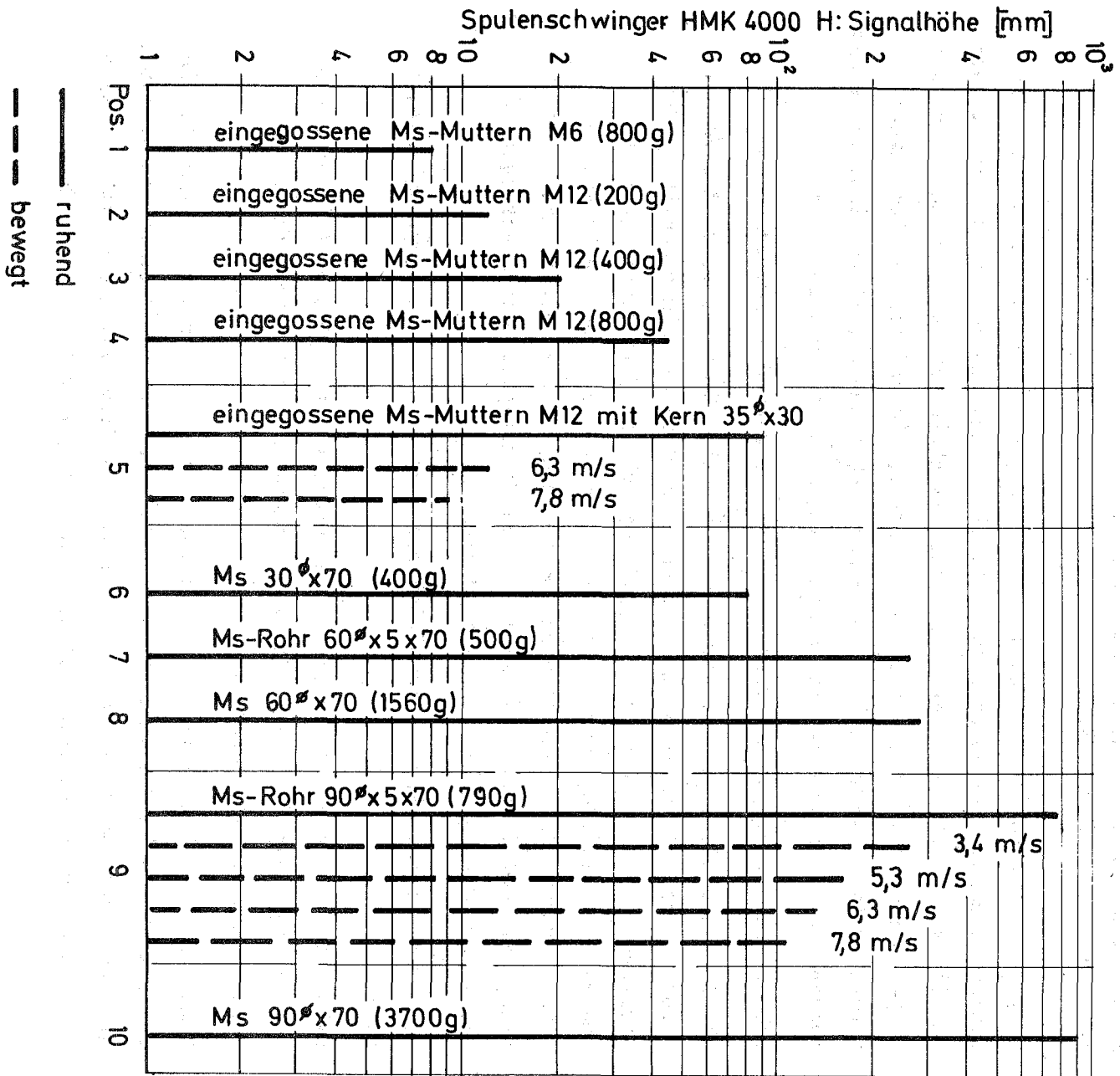


Abb. 2 :

Einfluß verschiedener Probekörper auf die Signalthöhe
 (Resonanz-Methode)

124 INSTRUMENTIERUNG UND SIGNALVERARBEITUNG ZUR KERNÜBERWACHUNG1241 Nachweis von Durchflußstörungen an Brennelementen*Temperaturfluktuationen am elektrisch beheizten Brennelement und an der KNK
(L. Krebs, G. Weinkötz, IRB)

Die Parameteruntersuchungen zur Bestimmung der statistischen Kenngrößen von Temperatur-Rauschsignalen wurden fortgesetzt. Die Auswertung von Messungen am vorhandenen 61-Stabbündel ergab, daß unterschiedliche Beheizung Einfluß auf das Leistungsdichtespektrum besitzt. Ein Beispiel hierfür ist in Abb. 1 wiedergegeben:

Es können drei Stäbe beheizt werden: Zentralstab (Z), Eckstab (E) und Wandstab (W). Die Fluktuationen am Brennelementaustritt werden mit einem Thermoelement (TE54) 0,4 m hinter dem Stabende gemessen. Folgende 5 Beheizungsarten sind zu unterscheiden (Abb.1):

1) Wandstab mit 8 kW beheizt:

Kurve x $W8 + E0 + Z0$

Man erhält maximale Leistungsamplitude über den gesamten Frequenzbereich.

2) Wand- und Eckstab mit je 8 kW beheizt:

Kurve 0 $W8 + E8 + Z0$

Die Leistungsamplitude der Temperaturfluktuationen wird insgesamt kleiner.

3) Wand- und Eckstab mit je 8 kW beheizt, Zentralstab 4 kW

Kurve • $W8 + E8 + Z4$

Die Leistungsamplitude nimmt weiter ab.

4) Wand-, Eck- und Zentralstab mit je 8 kW beheizt

Kurve □ $W8 + E8 + Z8$

Bei gleichmäßiger Beheizung erhält man die geringste Leistungsamplitude am TE 54.

5) Wand- und Eckstab mit je 8 kW beheizt, Zentralstab 12 kW

Kurve ■ $W8 + E8 + Z12$

Die Leistungsamplitude liegt zwischen den Kurven der Fälle 2) und 3), sie steigt wieder an.

* BzFE-Nr. 634.1, 634.3

Hieraus ist zu entnehmen, daß eine Änderung der einem Heizstab zugeführten Leistung - dies entspricht einer Störung des Temperaturprofils in den Kühlkanälen, die den Heizstab umgeben - eine Änderung des Leistungsdichtespektrums im Vergleich zur vorhergehenden Beheizungsart zur Folge hat.

Demgegenüber lassen die Auswertungen anderer Messungen noch nicht erkennen, welchen Einfluß die Art der verwendeten Abstandshalter auf das Leistungsdichtespektrum besitzt. Die Versuche hierzu werden mit einer erweiterten Instrumentierung fortgesetzt, bevor Experimente mit Blockaden begonnen werden.

Die Auswertungen der Temperaturrauschsignale am Austritt von 18 verfügbaren BE-Positionen an der KNK wurden durchgeführt. Die Untersuchungen ergaben stark voneinander abweichende Leistungsdichtespektren. Besonders ausgeprägt sind die Unterschiede der Temperatursignale von Brennelement-Mittenpositionen und Brennelement-Randpositionen des KNK-Cores. So weist beispielsweise die BE-Position YT1T7 in Core-Mitte bei einer Reaktorleistung von 32 MWth Fluktuationsamplituden von 0,4 °C auf, während die Amplituden der BE-Core-Randposition (YT1T64) auf Werte von über 5 °C ansteigen. Die zeitlichen Temperaturrauschsignale dieser BE-Positionen sind in Abb. 2 dargestellt. Die Ergebnisse der Temperatursignale von 18 ausgewerteten Brennelementpositionen sind in einer schematischen Darstellung der Leistungsspektren in Abb. 3 aufgezeichnet. Aufgrund der Untersuchungen lassen sich die Leistungsspektren in 3 Zonen aufteilen.

- Zone I mit kleiner Amplitude und Frequenz von BE-Positionen im Bereich der Core-Mitte.
- Zone II umfaßt den Großteil der Brennelemente mit mittlerer Amplitude und Frequenz.
- Zone III mit großer Amplitude und Frequenz von BE-Positionen in der Nähe der Core-Randzone.

Veröffentlichung:

(1) L. Krebs, G. Weinkötz

Messung der Temperaturrauschsignale am Brennelementaustritt zur Detektion von Kühlkanalblockaden.

International Meeting on Reactor Heat Transfer, 9.-11. Oktober 1973
in Karlsruhe

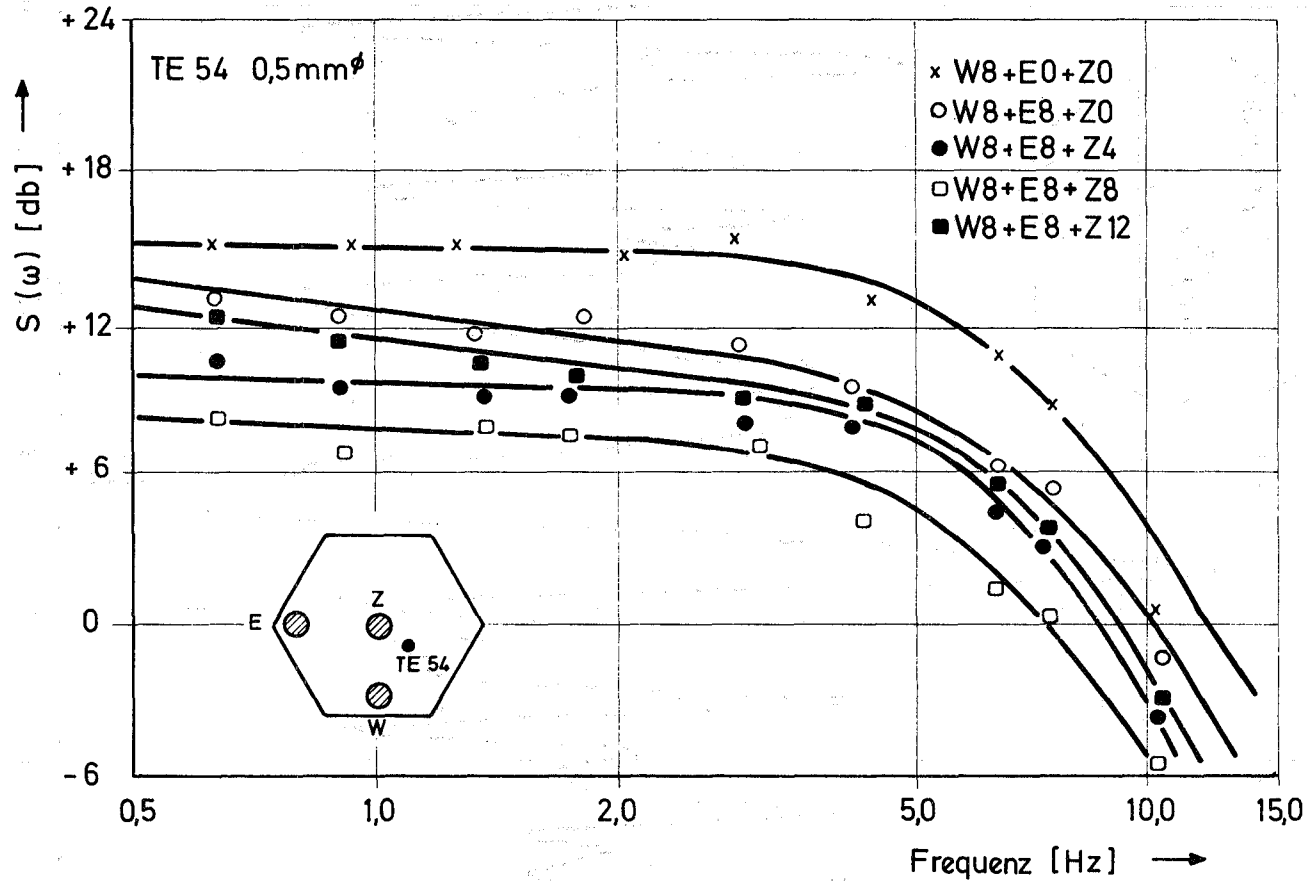


Abb. 1 Leistungsdichtespektrum $S(\omega)$ in Abhängigkeit von der el. Leistung am Zentralstab bei gleichmäßiger Beheizung von Eck- und Wandstab
 $Q = 8 \text{ m}^3 / \text{h}$, $t_{\text{Austr.}} = 350^\circ\text{C}$

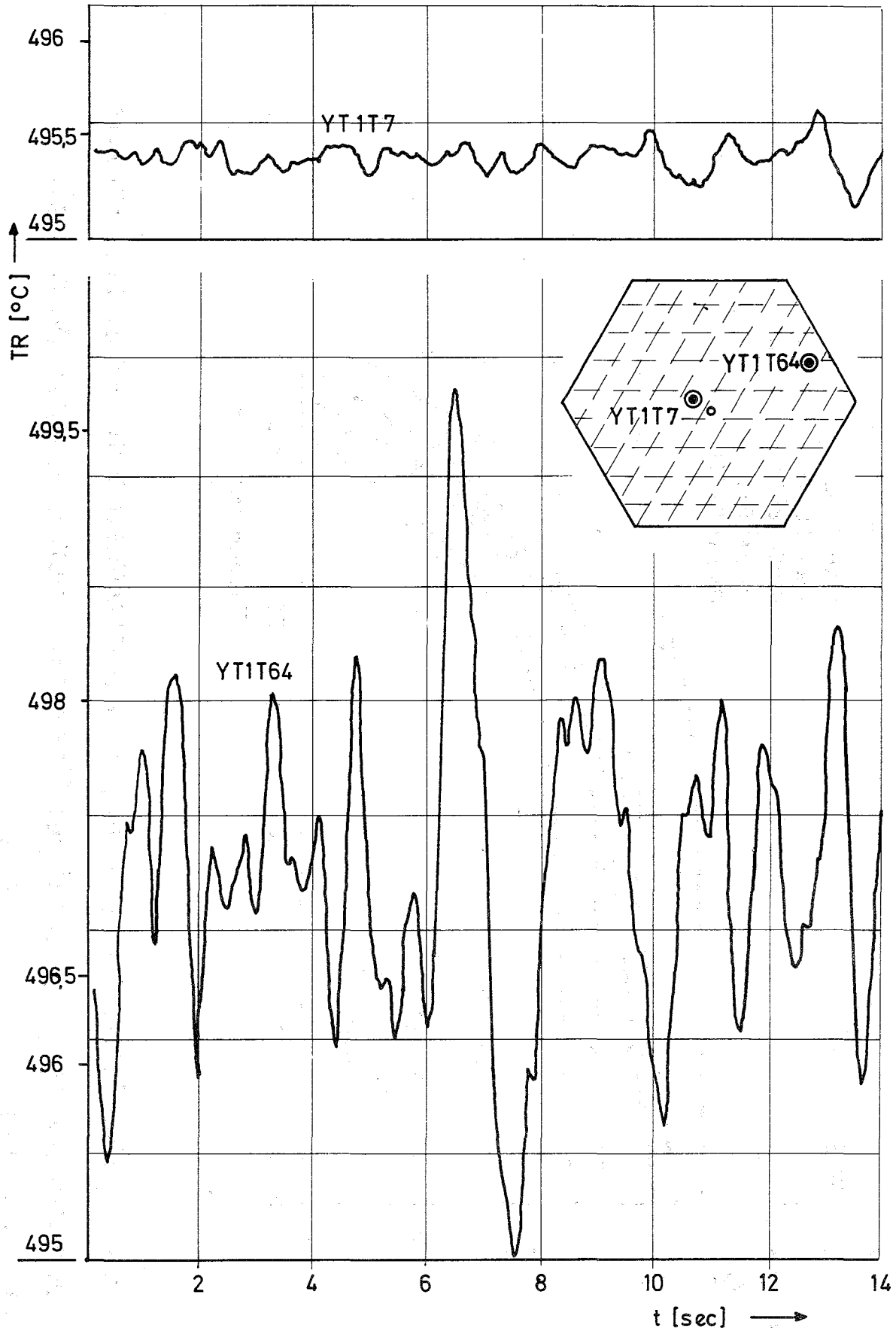


Abb. 2 Temperaturrauschsignale $y=f(t)$ von 2 BE -
Positionen im Core der KNK bei $N_{th} = 32\text{MW}$
 $Q = 320\text{ m}^3/\text{h}$, $t_{Austr.} = 495^\circ\text{C}$

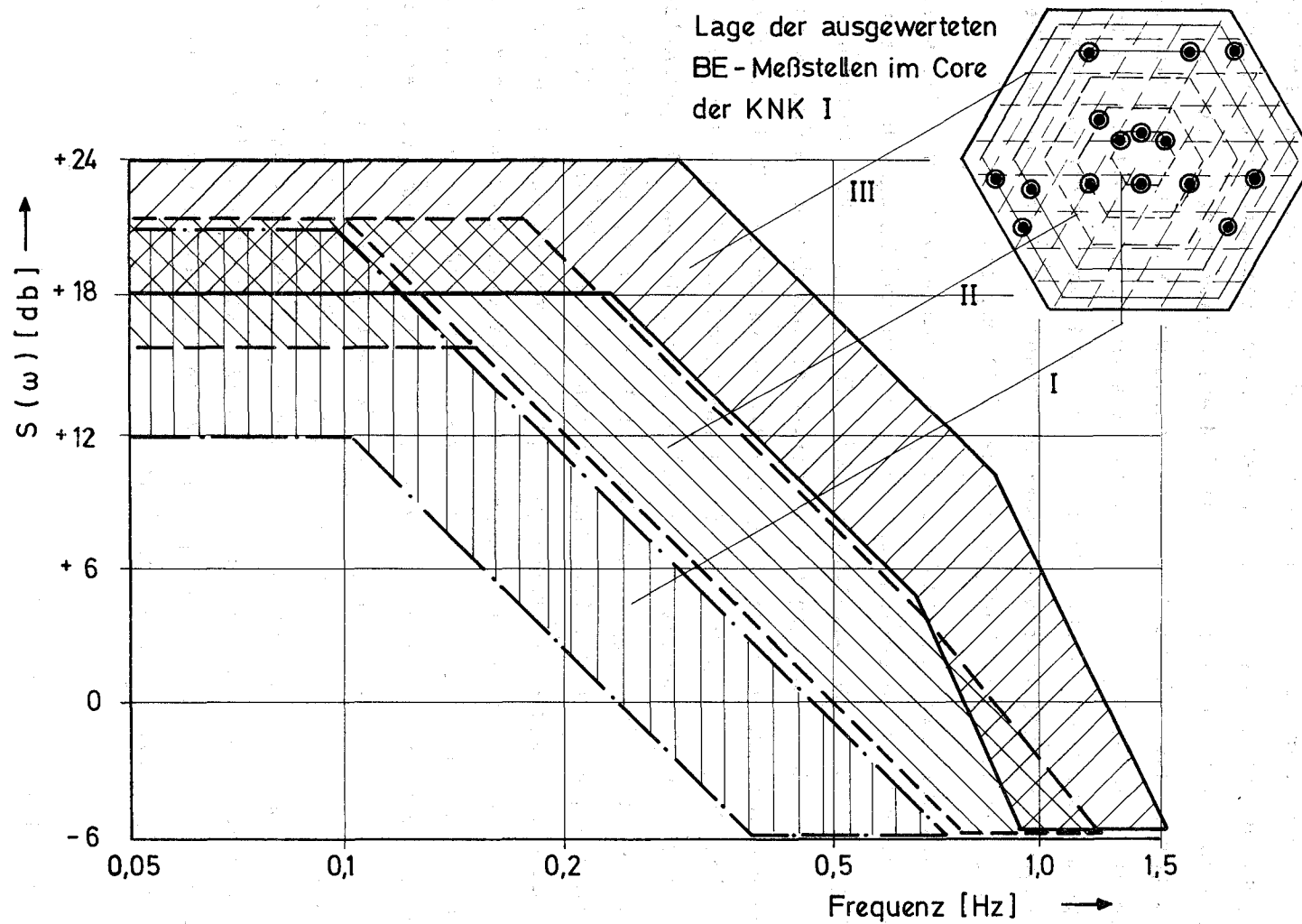


Abb. 3 Schematisierte Leistungsdichtespektren $S(\omega)$ in Abhängigkeit von der radialen Brennelementposition

Vorversuche zur Kühlmitteldurchsatzmessung in Natrium mit der Temperaturrauschanalyse ^{*)}

(Zusammengestellt von K.H. Raes, TU-Hannover)

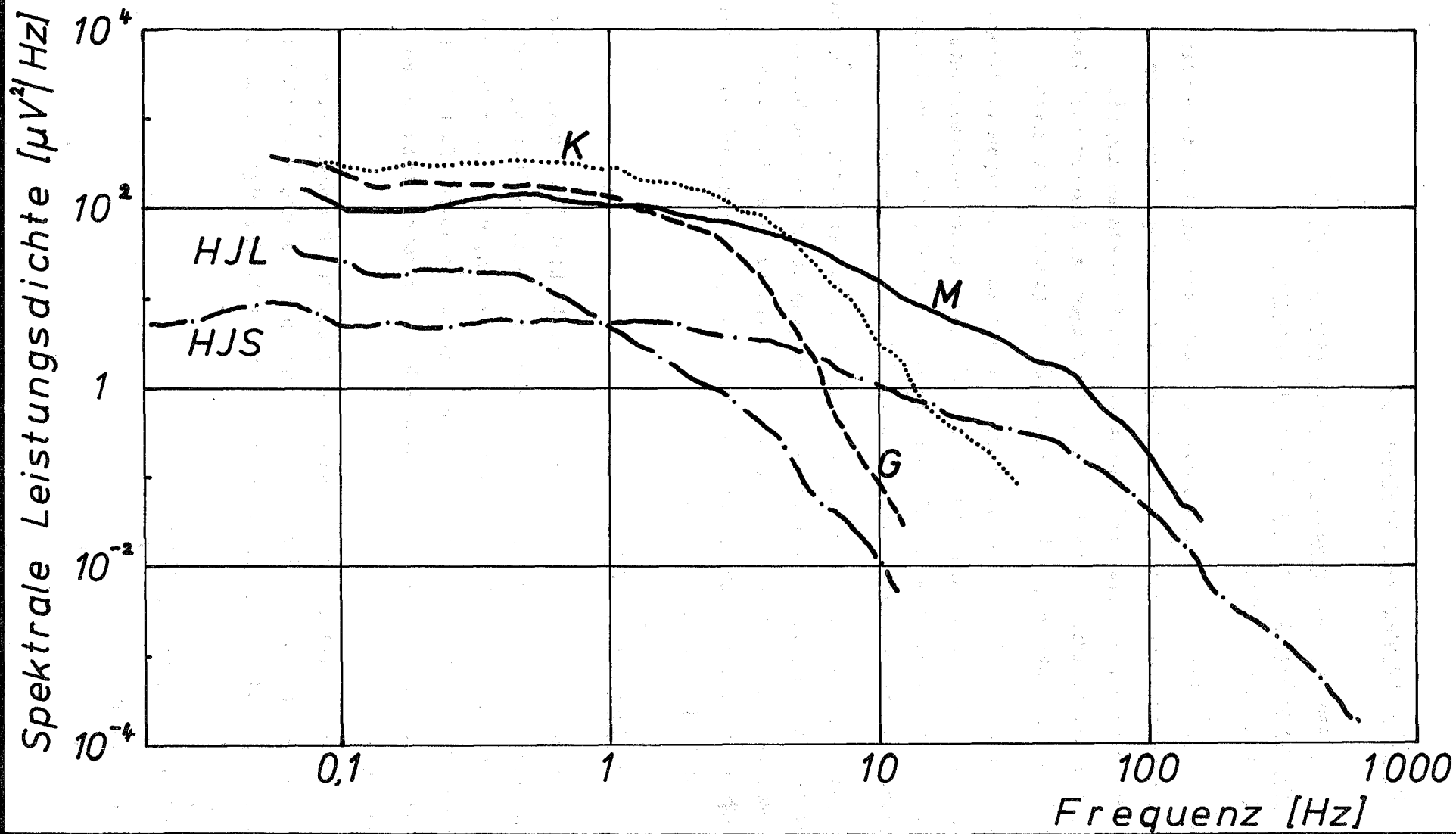
Im Institut für Kerntechnik der TU Hannover wird ein Geschwindigkeitsmeßverfahren aufgrund der Kreuzkorrelation von Temperaturfluktuationen entwickelt. Hierzu wurden in einer speziellen von GfK/IRB erstellten Teststrecke /1/ im Wärmeübergangsprüfstand I Vorversuche bei kleinem Durchsatz durchgeführt /2/. Diese wurden zwischenzeitlich durch weitere Experimente bei voller Pumpenleistung ergänzt. Die bei größerem Durchsatz und stärkerer Turbulenz vorhandenen hochfrequenten Temperaturrauschspektren machen erst eine Aussage über das Übertragungsverhalten von Thermoelementen (TE) möglich.

Verglichen wurden die Spektren von Mantel-TE mit kleinem (0,25 mm : K), mittlerem (0,5 mm : M) und großem Durchmesser (1.0 mm : G) und kurzgeschlossenen TE japanischer Bauart (3 mm Durchmesser: HJS, HJL) bei gleichen Kreislaufbedingungen (Abb. 4). Im niederfrequenten Bereich zeigen die von allen TE erzeugten Spannungsschwankungen ähnliches spektrales Verhalten. K, M, G arbeiten mit gleicher Verstärkung, während die japanischen, sowohl als Tm-Thermo-elemente HJL als auch als schnell anzeigende kurzgeschlossene HJS geschaltet, in der Amplitude geringere Signale abgeben. In höheren Frequenzen fallen alle Signalleistungen ab. Wider Erwarten hat das kleinste TE (K : 0,25 mm) die niedrigste Grenzfrequenz (Defekte infolge zwischenzeitlicher Belüftung bzw. Umbaus an der Teststrecke). Dagegen zeigen die mittleren und großen Mantel-TE das erwartete Verhalten. Ihre Grenzfrequenzen sind etwa bei 5 Hz und 80 Hz ablesbar. Dass die wirklich vorhandenen Temperaturrauschspektren noch zu höheren Frequenzen reichen, zeigt das mit dem kurzgeschlossenen japanischen TE gemessene Spektrum. Es gibt Signale bis zu 500 Hz und mehr ab. Der Abfall des Spektrums oberhalb dieser Frequenz ist voraussichtlich nicht bedingt durch die TE-Bauart, sondern durch den Abfall des ursprünglich vorhandenen Temperaturrauschspektrums. Eingehende weitere Analysen der Signale werden in einem KFK-Bericht veröffentlicht.

^{*)} Zuletzt berichtet in KFK 1272/4

/1/ KFK-Bericht 1272/3, Punkt 1263.2

/2/ KFK-Bericht 1272/4



124-7

INSTITUT FÜR
KERNTECHNIK
TU HANNOVER

Mit verschiedenen Thermoelementen gemessene
Temperaturrauschspektren (Wü-I/GfK/IRB)

Abb. 4

156 SFB 61

1242 Hüllenüberwachung an Brennelementen1242.2 Verhalten von Spaltprodukten in Natrium-Kreisläufen *1)Zusammenarbeit mit japanischen Arbeitsgruppen

(H. Feuerstein, RBT)

Ziel der Arbeiten ist es, Informationen zum Verhalten von Spaltprodukten in Natrium-Systemen aus Edelstahl in Abhängigkeit von möglichst vielen Parametern zu erhalten. Diese Informationen sind im Zusammenhang mit Systemen zur Hülsenschadensüberwachung und für Fragen der Reaktor-Kreislaufkontamination bei Natrium-gekühlten Reaktoren von großer Wichtigkeit.

Durch eine enge Beteiligung an zwei Natrium-Kreisläufen in Japan im Rahmen des Kenntnisaustauschabkommens lassen sich die gewünschten Informationen schneller und billiger erhalten als mit einem eigenen Kreislauf. Im Sommer d.J. wurde daher beschlossen, das eigene Loop NATAN nicht zu bauen.

Beide japanische Loops erlauben Versuche bei Temperaturen bis zu 500 °C und bei linearen Strömungsgeschwindigkeiten in den Hauptleitungen von bis zu 2 m/s. Gemessen werden γ -Spektren an vielen Stellen der Kreisläufe, die Entgasung der Edelgase im Expansion Tank (mit Präzipitatorversuchen), sowie am Expansion Tank verzögerte Neutronen.

1. Das Sodium Inpile Loop, SIL

Im JAERI Forschungszentrum in Tokai-Mura wird am Reaktor JRR-2 seit Beginn dieses Jahres das Sodium Inpile Loop betrieben. Es wurde im Auftrage der Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation, PNC, erstellt. Die Ergebnisse aus diesem Kreislauf stehen uns über das Abkommen GfK-PNC zur Verfügung. Es hat sich gezeigt, daß darüber hinaus direkte Kontakte sehr nützlich sind.

Ausgehend von der elektromagnetischen Pumpe fließt das Natrium über den Hauptstromheizer zur Brennstoffprobe, von dort über den Hauptstromkühler zum Ausgleichsbehälter und zurück zur Pumpe. Kaltfallenreinigung erfolgt im Bypass.

* BzFE-Nr. 642.2, 642.4, 642.8

1) Erster Bericht

Der Brennstoff, gegenwärtig metallisches Uran, wird bei einem thermischen Neutronenfluß von $1 \cdot 10^{11}$ n/cm² s bestrahlt.

Die gesamte Konstruktion des Kreislaufes ist sehr kompliziert, Änderungen am Loop sind nicht möglich, das Versuchsprogramm ist wenig flexibel. Die γ -spektroskopischen Messungen erfolgen mit schlechten Geometriefaktoren. Trotzdem ist es wegen des relativ hohen Neutronenflusses möglich, eine große Anzahl sinnvoller Versuche durchzuführen. Der aktive Betrieb des Kreislaufes begann am Anfang dieses Jahres.

2. Das Fission Product Loop, FPL

Diese Anlage befindet sich am Toshiba Training Reactor (TTR) im Toshiba Research Center in Kawasaki bei Tokio. Sie wurde von der Firma Toshiba erstellt. Durch einen Vertrag zwischen der Firma Toshiba und der GfK, der noch in diesem Jahre unterzeichnet werden soll, wird eine Zusammenarbeit bei der Nutzung dieser Anlage möglich.

FPL besteht aus zwei getrennten Kreisläufen, einem Experimentier- und einem Reinigungskreislauf. Der Experimentierkreislauf ist "isotherm", d.h. ohne Hauptstromkühler oder Kaltfalle. Dadurch werden die Versuche sehr übersichtlich und die Ergebnisse gut interpretierbar. Im Reinigungskreislauf können Kaltfallenwirkungsgrade bestimmt werden.

FPL ist sehr experimentierfreundlich aufgebaut. Es enthält mit der "Test Section" und dem "Sample Holder" zwei spezielle Versuchseinrichtungen. Durch die einfache Bauweise und die gute Zugänglichkeit sind Änderungen oder Ergänzungen am Loop möglich. Die Bestrahlung des Brennstoffes, gegenwärtig kleine UO₂-Kugeln mit großer Oberfläche, erfolgt bei einem thermischen Neutronenfluß von 10^{10} n/cm² s, γ -Spektren können an fast allen Stellen des Kreislaufes mit guten Geometriefaktoren aufgenommen werden.

Der Versuchsbetrieb begann im Sommer dieses Jahres. Ein gemeinsames Versuchsprogramm für ein Jahr wurde diskutiert.

1243 Detektion von Na-Sieden durch Reaktivitätsmessungen^{1)F}

(M. Edelmann, J. Ehrhardt, INR)

Die Auswertung der Simulationsexperimente am FR2 zur Untersuchung von Methoden zum Nachweis der durch Na-Sieden hervorgerufenen Reaktivitätsstörungen ist abgeschlossen.

Die auf verschiedenen Corepositionen mit dem Siedesimulator erzeugten Reaktivitätsstörungen waren in ihrem oszillatorischen Teil, der allein ausgewertet wurde, nahezu harmonische Schwingungen mit Frequenzen zwischen 0,5 und 2 Hz und Amplituden von $\frac{\Delta k}{k} = 10^{-6}$ bis 10^{-5} , während das normale Reaktivitätsrauschen in diesem Frequenzbereich bei $\frac{\Delta k}{k} = 4 \cdot 10^{-6}$ lag. Die erzeugten Siedestörungen wurden von der normalen Neutronenflußinstrumentierung nicht registriert, konnten jedoch in allen Fällen in den gemessenen Leistungsdichtespektren der bandgefilterten (0,5-16 Hz) Neutronenflußsignale der verwendeten in-core Spaltkammern eindeutig identifiziert werden. Die Positionen der 2 Miniatur-Spaltkammern (je 1 mg U^{235} , Empfindlichkeit $1,6 \cdot 10^{-17}$ A/nm²) waren wie die des Siedesimulators veränderlich. Dadurch konnten der Einfluß des Detektorabstandes vom Ort der Störung und der durch die Ortsabhängigkeit der erzeugten Reaktivitätsstörung bedingte Effekt auf die Empfindlichkeit der Meßmethode untersucht werden. Es zeigte sich, daß innerhalb des FR2-Cores ortsabhängige Effekte nur sehr schwach auftraten.

Grenzfälle mit sehr kleiner Störreaktivität, wie sie im SNR möglich sind, wenn das Sieden in Bereichen auftritt, wo der Na-Voidkoeffizient das Vorzeichen wechselt, konnten im FR2 nicht befriedigend simuliert werden. Für weitergehende Parameterstudien wurde der Versuch deshalb auf einem Digitalrechner simuliert. Da globales Na-Sieden in einem schnellen Reaktor innerhalb von 3 sec nachgewiesen werden muß, ist die kontinuierliche Messung der spektralen Leistungsdichte des Neutronenflusses mit großen statistischen Schwankungen behaftet, die das Erkennen systematischer Veränderungen in nacheinander gemessenen Spektren erschweren.

Es wurde eine geeignete Analysatoranordnung und Auswertemethode für die Spektren gefunden, mit der durch Einführen von Schwellwerten "echte" Spektrallinien von "statistischen" Peaks im Spektrum unterschieden

1) Letzter Bericht in KFK 1272/3

werden können. Die Schwellwerte und die Fehlalarmrate konnten theoretisch in Abhängigkeit verschiedener Analysatorparameter berechnet und die Ergebnisse durch Simulation auf einem Kleinrechner experimentell verifiziert werden.

Als Ergebnis dieser Untersuchungen, die teilweise in (1) ausführlicher dargestellt sind, kann festgestellt werden, daß das Auftreten von Reaktivitätsschwankungen mit annähernd konstanter Frequenz und Amplitude innerhalb von 3 sec sicher festgestellt werden kann, wenn im Reaktivitätsrauschen des ungestörten Reaktors bei Normalbetrieb im Frequenzbereich 2-16 Hz keine größeren Amplituden vorkommen als beim Sieden und die Detektorempfindlichkeit bzw. die Reaktorleistung so groß ist, daß das Nachweisrauschen gegenüber dem Reaktivitätsrauschen vernachlässigt werden kann.

Mit einer zur Zeit laufenden Systemstudie wird untersucht, inwieweit diese Voraussetzungen beim SNR gegeben sind. Basierend auf vorläufigen Rechenergebnissen über den zeitlichen Verlauf des Siedevorgangs in einem SNR-Brennelement und den ortsabhängigen Natriumvoidkoeffizienten wurde der zu erwartende zeitliche Verlauf der Reaktivitätsstörung für die verschiedenen Radialpositionen der Brennelemente im SNR 300 abgeschätzt. Die durch das Sieden hervorgerufenen Reaktivitätsschwingungen haben fast immer Amplituden von mindestens 0,1 ϕ , außer wenn das Sieden im 7. bzw. 8. Brennelementring erfolgt und die Oberkante der Dampfblase hier überwiegend im Blanketbereich oszilliert.

Über den zu erwartenden betrieblichen Störuntergrund sind genaue Angaben nicht möglich. Es ist jedoch anzunehmen, daß er mit dem Reaktivitätsrauschen von Reaktoren mit ähnlicher Corekonstruktion und ähnlichem Kreislauf vergleichbar ist. Hierüber liegen noch keine Werte vor.

Die bisherigen Messungen an der KNK /2/ bis 60% Nennleistung vermitteln jedoch einen Eindruck über den zu erwartenden Untergrund. Diese Messungen ergaben, daß oberhalb 2 Hz nur Reaktivitätsrauschen unter 0,1 ϕ Amplitude auftritt. Danach scheint es möglich, globales Sieden des Natriums überall im Core des SNR 300 - außer in den Brennelementen des 7. und 8. Ringes - innerhalb von 3 sec nachzuweisen. Aus Berechnungen der ortsabhängigen Reaktorübertragungsfunktion und Abschätzungen über die Empfind-

lichkeit der Betriebsinstrumentierung konnte ferner geschlossen werden, daß dazu auch keine in-core Detektoren erforderlich sind.

Eine endgültige Aussage über die Möglichkeit, globales Sieden im SNR durch Analyse des Reaktivitätsrauschens so schnell festzustellen, daß eine rechtzeitige Abschaltung des Reaktors möglich ist, bevor größere Schäden infolge Propagation lokaler Kühlungsstörungen auftreten, wird auch nach Abschluß der laufenden Systemstudie nur bedingt möglich sein, da gewisse Unsicherheiten bezüglich des Ablaufs des Siedevorgangs als auch hinsichtlich des betrieblichen Reaktivitätsrauschens unter Normalbedingungen nach wie vor bestehen bleiben.

Veröffentlichung:

- (1) M. Edelmann, J. Ehrhardt, H. Massier, K. Vogel:
Proc. IAEA Symp. Nuclear Power Plant Control and Instrumentation,
Prague 1973, 571

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

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

Lithium-Niobat-Kristalle in z-orientierter Schnittrichtung wurden nachgearbeitet und mit Hilfe des Trioden-Sputtering-Verfahrens metallisiert. Es wurden weitere Lötversuche unter Verwendung von 850 °C-Loten geeigneter Zusammensetzung unternommen, die eine einwandfreie mechanisch-akustische Verbindung der Kristallscheiben auf dem VA-Untergrund lieferten. Das Aufbrechen der Verbindungen und die Rißbildungen im Kristall konnten durch striktes Einhalten von Aufwärm- bzw. Temperatur-Abklingzeiten reduziert werden. Parallel hierzu wird das mechanische Druck-Anpreß-Verfahren für die Kontaktierung der Piezoeinheiten weiter verfolgt.

Im Rahmen des vorgesehenen Bestrahlungsprogramms wird derzeit ein Kapselversuch vorbereitet. Mehrere Lithium-Niobat-Scheiben werden für etwa 1 Jahr im BR 2-Reaktor in Mol bestrahlt. Eine Meßvorrichtung zur Untersuchung verschiedener Piezo-Scheiben vor und nach der Bestrahlung befindet sich im Aufbau und ist für die Handhabung in den heißen Zellen ausgelegt.

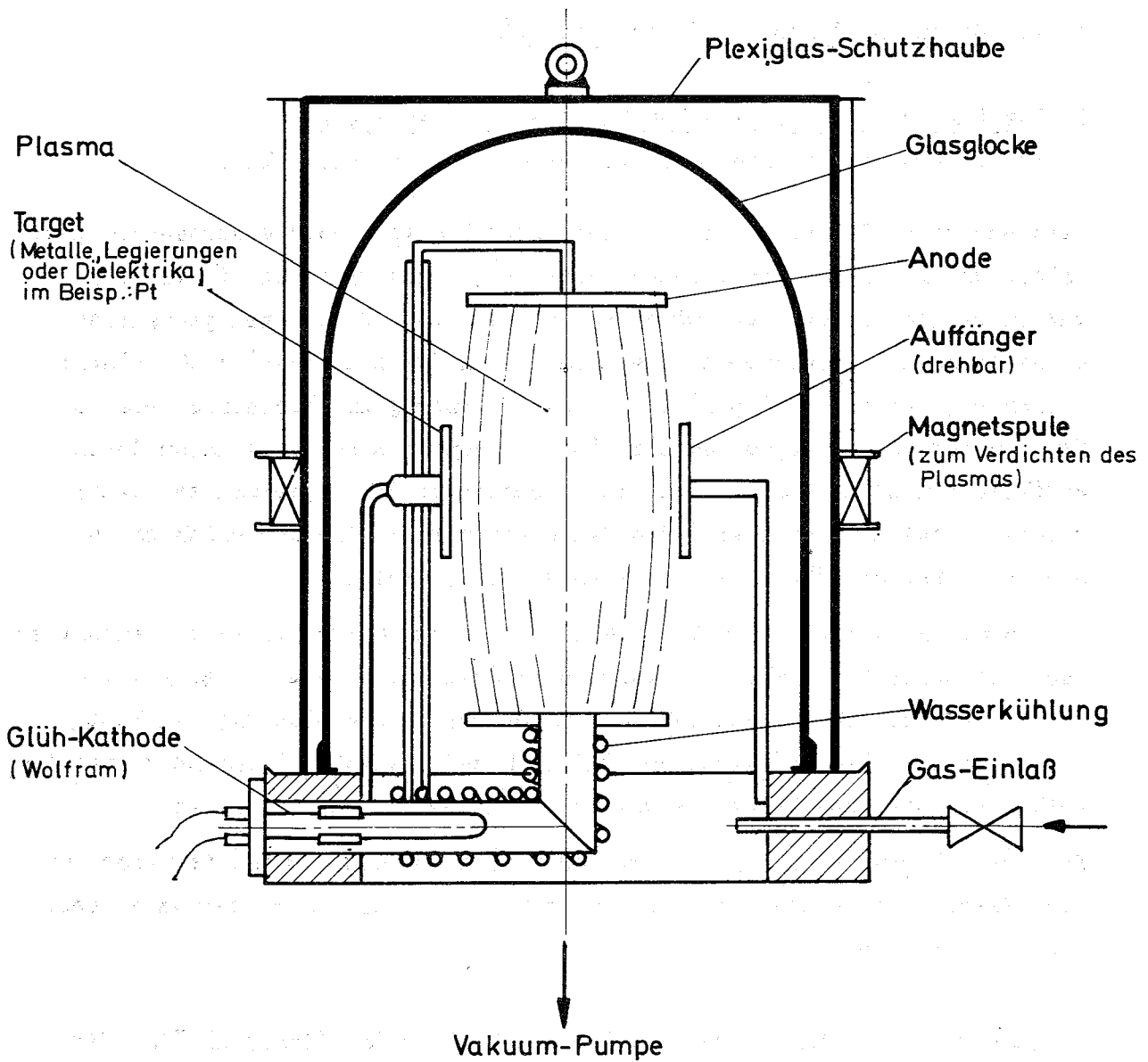
Die Versuchseinrichtung der Ultraschall-Positionierungs-Einheit wurde zwischenzeitlich fertiggestellt und instrumentiert. Der Natriumeinsatz steht unmittelbar bevor.

2. Beitrag zur Kontaktierung des Piezo-Materials mit seinem akustischen Diaphragma

(St. Miller, IRB)

Bei den im IRE laufenden Entwicklungsarbeiten an Hochtemperatur-Ultraschallköpfen (600 °C), trat das Problem der guten Kontaktierung des Piezo-Materials mit dem akustischen Diaphragma auf. Das Hartlötverfahren bringt die beste akustische Kopplung. Um das nichtleitende Piezo-Material löten zu können, muß jedoch zuvor eine guthaftende metallische Grundschicht aufgebracht werden.

* BzFE-Nr. 625.4



Spatterzeit für das angezogene Beispiel pro Quarz-
seite 4min in Argon-Atmosphäre $5 \cdot 10^{-3}$ Torr,
Schichtstärke ca. $1/2 \mu\text{m}$, Schicht gut elektr. leitfähig

Abb.5: Prinzipielle Anordnung für Triodenzerstäubung

Derartige Haftgrundschichten lassen sich sehr vorteilhaft nach dem Ionenplasma-Zerstäubungsverfahren herstellen. Die Haftfestigkeit dieser Schichten ist bekanntlich sehr gut, sie ist durch die hohe Auftreffenergie der aufzutragenden Atome begründet (etwa 20-fach größere Auftreffenergie als bei Aufdampfmethoden).

Die im IRB erstellte Anlage ist in Abb. 5 prinzipiell dargestellt. Sie hat sich bereits in ähnlichen Fällen bewährt. Erste Lötversuche nach dem Aufspattern von Platin-Schichten auf die Piezo-Scheiben und deren Gegenstücke haben ermutigende Ergebnisse erbracht.

1244.3 Akustische Meßtechnik in Natrium-Systemen*

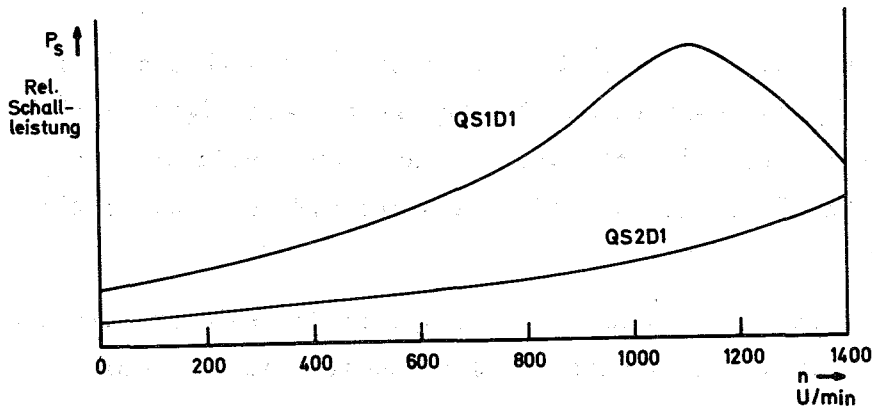
(H. Rohrbacher, J. Aberle, H. Arnsward, R. Bartholomay, P. Govaerts, H. Will, IRE)¹⁾

Während der Stillstandphase der KNK wurden erneut die Schallspektren der beiden Sekundärpumpen (QS1D1 und QS2D1) in Abhängigkeit von der Pumpendrehzahl aufgenommen. Hierbei wurde ein zusätzlich am oberen Montageflansch der QS1D1 angebrachter Schallsensor mitbenutzt. Nach den ersten Ergebnissen der Auswertung findet ein Übersprechen der sehr unterschiedlichen Schallspektren auf die beiden Meßstellen am Tankoberlager in nur geringem Maße statt. Es zeigt sich weiterhin, daß die integrale Schalleistung der Sekundärpumpe QS1D1 im Bereich um 70% der Nenn Drehzahl ein Maximum besitzt, während die Schalleistung der Meßstelle QS2D1 mit zunehmender Pumpendrehzahl monoton ansteigt (Abb. 6).

Mit Hilfe steilflankiger Filter konnten Schallspektren an der QS1D1-Meßstelle bis in den 100 kHz-Bereich nachgewiesen werden, die nur im Drehzahlbereich >600 U/min auftreten. Da sich ein wesentlicher Teil des Spektrums oberhalb 20 kHz einstellt, ist vorgesehen, die Analogbandgeräte auf den Breitband- bzw. Direkt-Kanal-Betrieb umzurüsten.

* BzFE-Nr. 633.5

¹⁾ Letzer Bericht in KFK 1273/1



Integrale Schalleistung der KNK-Sekundärpumpen

Abb. 6

Die Auswertung der Nach-Scram-Geräuschmessungen an der KNK (Juli 1973) über die beiden Schallsensoren am Tankauflager zeigen noch nach 30 min Schall-Bursts in Abständen von wenigen Sekunden, die auf unterschiedliche mechanische Bewegungen des Brennelements beim Abkühlen zurückgeführt werden.

1247 Erprobung von In-Core Neutronenflußdetektoren^{1) F}

(P. Hoppé, F. Mitzel, INR)

Zur Untersuchung von Reaktorüberwachungsmethoden soll überprüft werden, inwiefern unter den Temperatur- und Strahlungsbedingungen im Core eines Na-Brüters handelsübliche Neutronenflußdetektoren einsetzbar sind. Diese Tests sollen sich auf das technologische Verhalten von Detektoren bei hoher Temperatur und Strahlungsdosis erstrecken sowie zum Vergleich einer In-Core- mit einer Ex-Core-Instrumentierung dienen, hinsichtlich ihrer Empfindlichkeit gegenüber möglichen Störungen im Core.

¹⁾ Erster Bericht

Bis Ende 1972 waren praktisch keine brauchbaren In-Core Neutronendetektoren (Miniatur-Spaltkammern und self-powered neutron detectors) zum Einsatz bei einer Umgebungstemperatur bis zu 550 °C kommerziell erhältlich. Es wurde deshalb vorgesehen, Ionisationskammern, die von einem Hersteller unter besonderen Bedingungen zur Verfügung gestellt wurden, im KNK I-Core zu verwenden. Hierfür wurden spezielle Experimentiereinsätze entworfen und gebaut. Vor dem möglichen Einsatz im KNK (Januar 1974) werden die Detektoren in der thermischen Säule des FR2 bei Neutronenflüssen von 10^8 bis zu $10^{10} \frac{1}{\text{cm}^2 \text{sec}}$ und Umgebungstemperaturen von 30 °C und 550 °C erprobt. Dabei werden auch die Campbell-Meßtechnik [1], ein besonders für In-Core-Messungen vorteilhaftes Meßverfahren, und die hierfür speziell entwickelte Elektronik getestet. Für die Messungen am FR2 bei 550 °C wird augenblicklich ein Heizrohr zum Einsatz in die thermische Säule gebaut. Die Messungen bei 30 °C sind bereits durchgeführt worden. Dabei wurden die Funktionsfähigkeit der Detektoren und die vom Hersteller angegebene Empfindlichkeit durch Messung der statischen Strom-Spannungscharakteristik bei verschiedenen, definierten Neutronenflüssen bestätigt. Die Campbell-Meßtechnik wurde überprüft durch Vergleichen des Campbell-Signals mit Gleichstrommessungen. Bei letzteren konnte durch Anwendung der sog. Guard-Technik der Meßfehler infolge des Leckstromes reduziert werden, wodurch sich im gesamten Meßbereich eine lineare Beziehung zwischen dem Detektorstrom infolge von Spaltprozessen und dem Neutronenfluß ergab. Ein Vergleich mit den entsprechenden Wechselstrommessungen des Campbell-Kanals ergab zufriedenstellende Übereinstimmung. Mit Hilfe der Guard-Technik konnten auch die dynamischen Eigenschaften des Meßkanals verbessert werden, durch Reduzierung der Tiefpaßfilterwirkung des Kabels.

Für die obere Grenzfrequenz der Neutronenflußkammer, bedingt durch die Elektronensammelzeiten zwischen den Elektroden, wurden 60 kHz ermittelt (3 db. Punkt).

[1] Du Bridge

Campbell Theorem System Concepts

IEEE Transact. on Nuclear Science 14, 241 (1967)

1249 Rauschanalyse an der KNKEinfluß des primären Kühlmitteldurchsatzes auf die Spektren von Reaktortankbewegungen und Neutronenfluß^F

(P. Hoppé, F. Mitzel, INR)

Eine Übersicht über die Arbeiten, die zur Lösung der gestellten Aufgaben bisher durchgeführt wurden, ist in /1/ gegeben. Gegenstand dieses Beitrags sind Ergebnisse bei dem Versuch, den Einfluß der verschiedenen Rauschquellen auf das Neutronenrauschen bei normalem Betriebszustand des Reaktors kennenzulernen. Insbesondere werden hier die folgenden beiden Fragestellungen erörtert:

- 1) Welche Parameter der Primärkreise beeinflussen die bereits in /1/ gezeigten horizontalen Pendelbewegungen des Reaktortanks und welche Anregungsmechanismen liegen dieser Bewegung zugrunde?
- 2) Wie wirken sich die Pendelbewegungen auf das Frequenzspektrum des Neutronenflusses aus?

Entsprechend dieser Fragestellung wurden die Meßaufnehmer an der KNK gewählt. Ihre prinzipielle Lage ist in Abb. 7 angegeben.

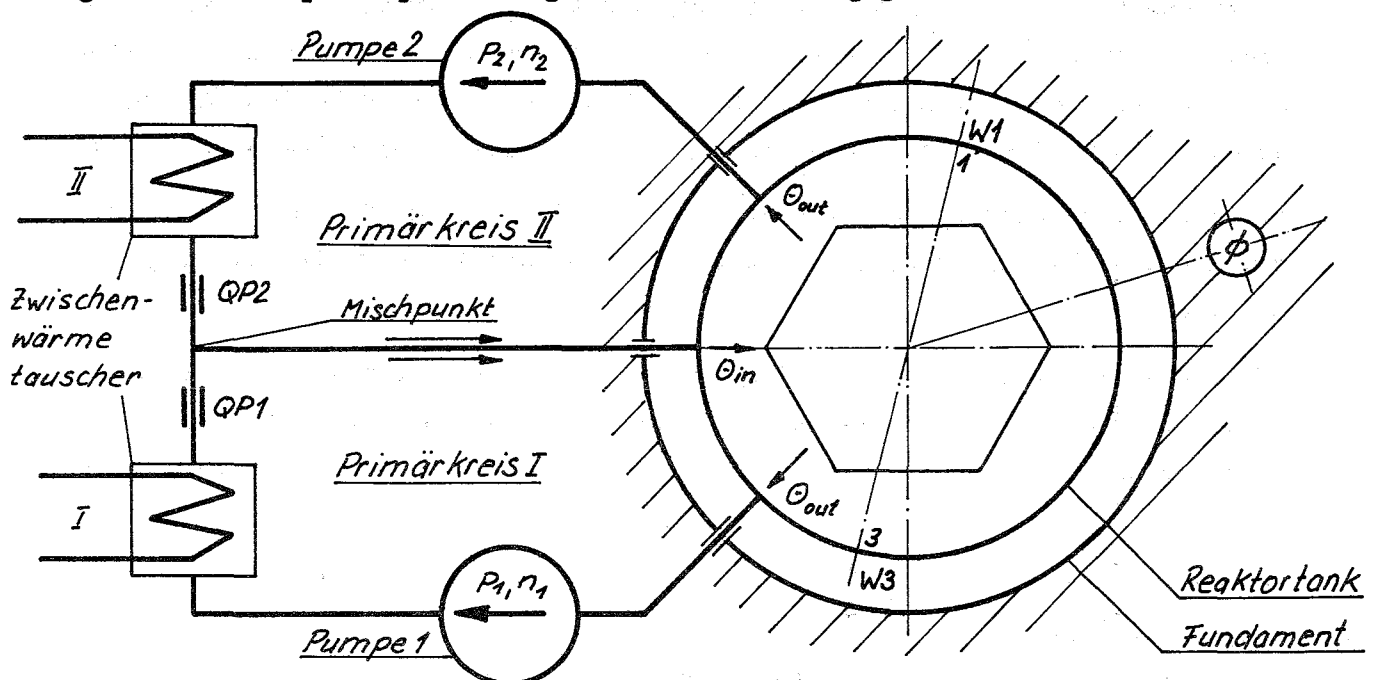


Abb. 7 prinzipielle Meßanordnung

W1; W3	absolute horizontale Bewegung des Reaktortankrandes am Punkt 1 bzw. 3
QP1; QP2	Kühlmitteldurchsatz im Primärkreis I bzw. II
φ	Neutronenfluß, out-of-core gemessen

Von diesen Meßgrößen wurden jeweils die Rauschanteile abgetrennt, verstärkt und die auto- bzw. kreuzspektralen Leistungsdichten durch Direkt-Fourier-Transformation und Konjugiert-Komplexe-Multiplikation gewonnen.

Zu 1) Einfluß der Primärkreisparameter

Von den Aufnahmen, die im Berichtszeitraum während der Inbetriebnahme der KNK durchgeführt werden konnten, ließen sich die Aufnahmen No. 1, 2, 6 und 8 direkt vergleichen. Für diese 4 Referenzaufnahmen wies die KNK-Betriebsinstrumentierung nicht unterscheidbare Primärkreisparameter auf. Im Gegensatz hierzu zeigen die autospektralen Leistungsdichten beider horizontaler Tankbewegungen - dargestellt ist W_1 in Abb. 8 - deutliche Unterschiede auf: die Maxima A1 bzw. A2 des Doppelpeaks A und des Maximum des Peaks B verändern sich in Frequenz und Amplitude. Um diese Veränderungen auf ihren Informationsgehalt bezüglich des Reaktorzustandes zu prüfen, wurden die folgenden Versuche durchgeführt, deren Ergebnisse kurz angegeben werden:

- bei Naturumlauf des Kühlmittels (d.h. abgeschalteten Primärpumpen) im Anschluß an einen Scram verschwindet sowohl Peak A als auch Peak B vollständig;
- wie die von Interatom 1972 aufgenommenen Drehzahl/Durchflußkurven zeigen, tritt Peak B bei der der Pumpendrehzahl entsprechenden Frequenz auf. Für 2 verschiedene Durchsätze ist dies in Abb. 9 gezeigt. Peak B verschiebt sich proportional zur Pumpendrehzahl, die Amplitude nimmt sehr stark zu. Der wahrscheinliche Anregungsmechanismus, der Peak B zugrunde liegt, ist eine direkte Kopplung der mechanischen Pumpenschwingungen (Unwuchten u.ä.) über das Primärrohrsystem auf den Reaktortank.
- Vergleiche von entsprechenden Autospektren zeigen, daß sich mit Hilfe von Peak B Durchflußänderungen von 2% noch nachweisen lassen.
- Werden diese Ergebnisse auf Abb. 8 übertragen, so liegt für die Aufnahmen Nr. 6 und 8 eine Durchsatzsteigerung von etwa 5% gegenüber den restlichen Aufnahmen vor. Die Autospektren des Durchflusses zeigen tatsächlich im Primärkreis II für die Aufnahmen Nr. 6 und 8 eine derartige Durchsatzsteigerung.

- die Frequenz, bei der Peak A in Abb.9 auftritt, bleibt trotz einer Durchsatzänderung von 65% konstant, die Amplitude von A nimmt stark zu. Die vermutete Resonanzanregung, die dieses Verhalten von A erklären würde, konnte durch Kreuzkorrelation zwischen dem Durchfluß des II. Primärkreises und den Tankschwingungen bestätigt werden. Für alle Referenzaufnahmen findet - unabhängig von der Form der Autospektren bei A in Abb.8 - eine Anregung bei genau 6,1 Hz statt. Betont werden muß, daß das analoge Kreuzspektrum mit dem I. Primärkreis keine derartige Resonanzstellen aufweist. Da der konstruktive Unterschied zwischen dem I. und II. Primärsystem in einer stillgelegten Natriummischstelle besteht, muß diese Drosselstelle im Rohrsystem des II. Primärkreises als teilweise Ursache von Peak A angesehen werden. Eine vollständige Erklärung für die Ausbildung des Doppelpeaks A (Abb.8) kann z.Zt. nicht gegeben werden und ist Gegenstand weiterer Untersuchungen.

Zusammenfassend läßt sich sagen, daß die Analyse dieser Rauschspektren Hinweise auf eine empfindliche integrale Überwachungsmethode der primären Kühlkreisläufe gibt.

Zu 2) Analyse des Neutronenrauschens

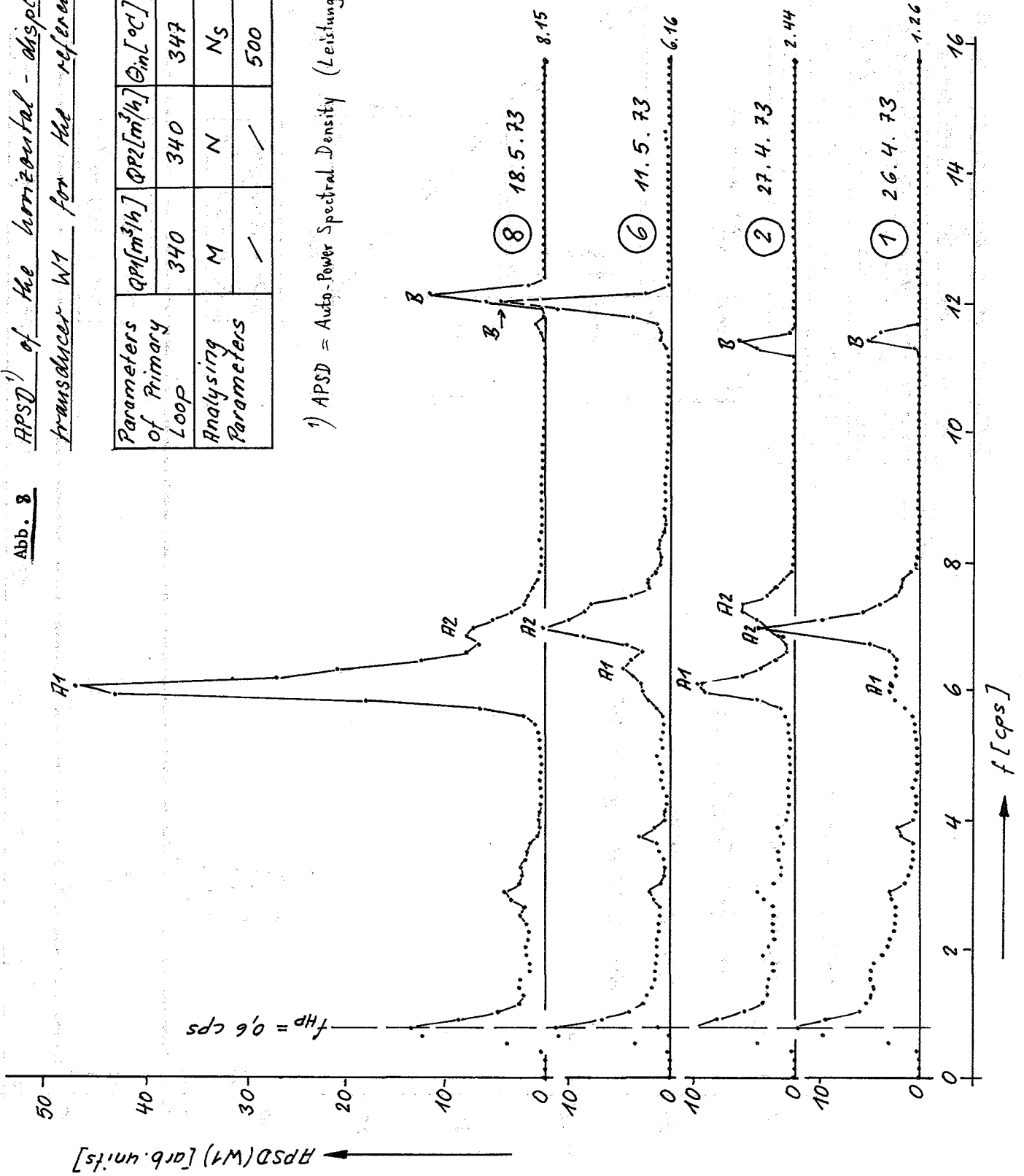
Die Autospektren für den out-of-core mit Hilfe der Betriebsinstrumentierung gemessenen Neutronenfluß ϕ zeigten (Abb.10) für die Referenzaufnahmen einen nahezu identischen Verlauf. Bei den Frequenzen, bei denen die Maxima der Pendelbewegung des Reaktortanks ermittelt wurden, hat der Neutronenfluß ein weißes Spektrum. Daß jedoch auch im Neutronenfluß Frequenzanteile enthalten sind, die durch die Pendelbewegung bewirkt werden, zeigt das entsprechende Kreuzspektrum (Abb.11). Die verhältnismäßig schwachen Kohärenzen ($\rho^2 = 3..9\%$), die den Maxima der Tankbewegung zugeordnet sind, wurden mit einem Testprogramm auf ihren statistischen Fehler hin untersucht und für gültig erkannt.

Durch die angestrebte Verbesserung der Aufnahmetechnik und/oder mit Hilfe der Incore-Neutronenflußmessung soll versucht werden, die Tankbewegungen auch im Autospektrum des Neutronenflusses festzustellen. Außerdem sollen die bisherigen Messungen noch genauer hinsichtlich Korrelation zwischen Schwankungen des Kühlmitteldurchsatzes, der Kühlmittelintritts- und Austrittstemperaturen sowie des Neutronenflusses untersucht und mit Modellrechnungen verglichen werden.

Abb. 8 APSD¹⁾ of the horizontal - displacement - transducer W1 for the reference records

Parameters of Primary Loop		Q _{P1} [m ³ /h]	Q _{P2} [m ³ /h]	Q _{in} [°C]	ΔΘ [°C]
		340	340	347	158
Analysing Parameters		M	N	NS	Δf [cps]
		—	—	500	0.125

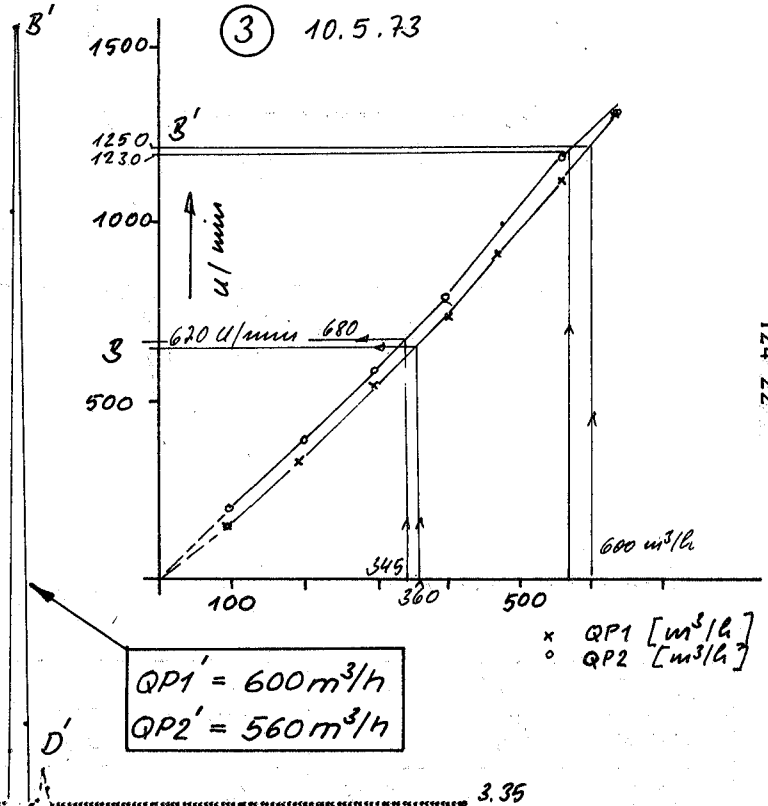
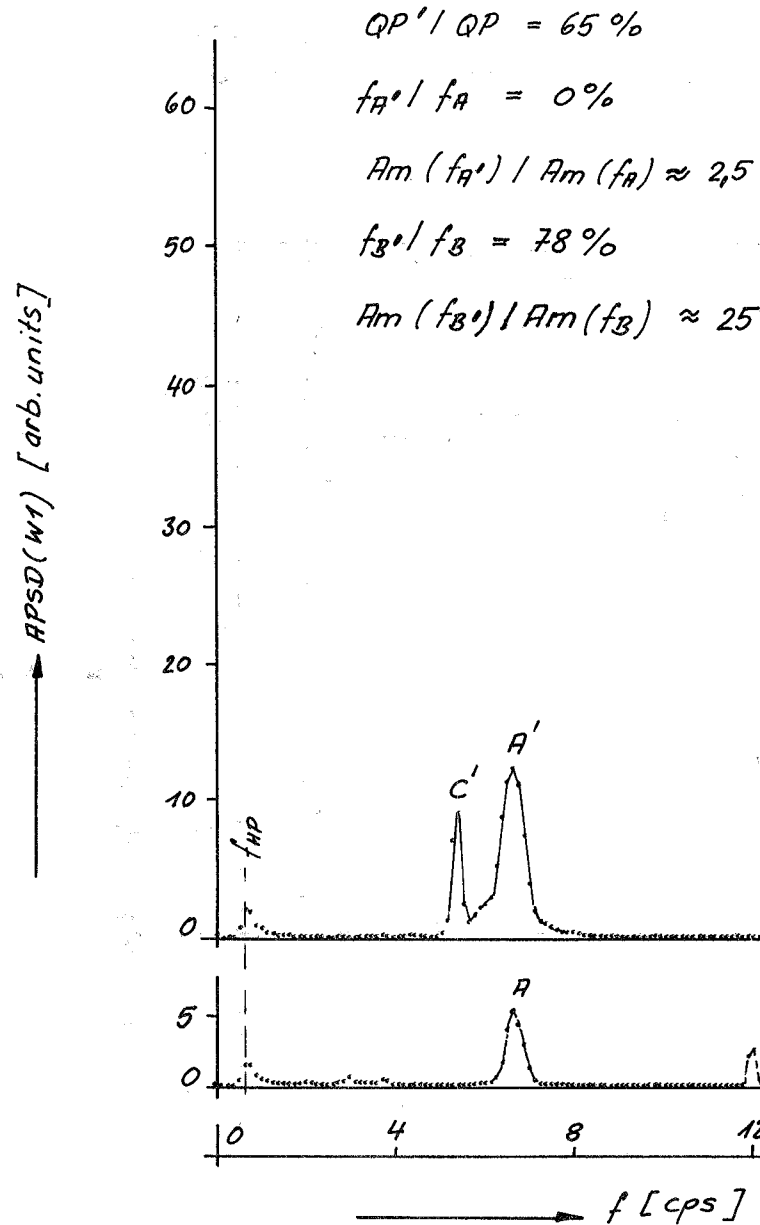
1) APSD = Auto-Power Spectral Density (Leistungsdichte)



Influence of a big increase in the coolant flow QP on the displacement $W1$

Abb. 9

Parameters of primary loop	$QP1 [m^3/h]$	$QP2 [m^3/h]$	$\Theta_{in} [^{\circ}C]$	$\Delta\Theta [^{\circ}C]$
	S.U.	S.U.	240	0
Analysing Parameters	M	N	N_s	$\Delta f [cps]$
	/	/	200	0.062



$QP1 = 360 m^3/h$
 $QP2 = 345 m^3/h$

3.21

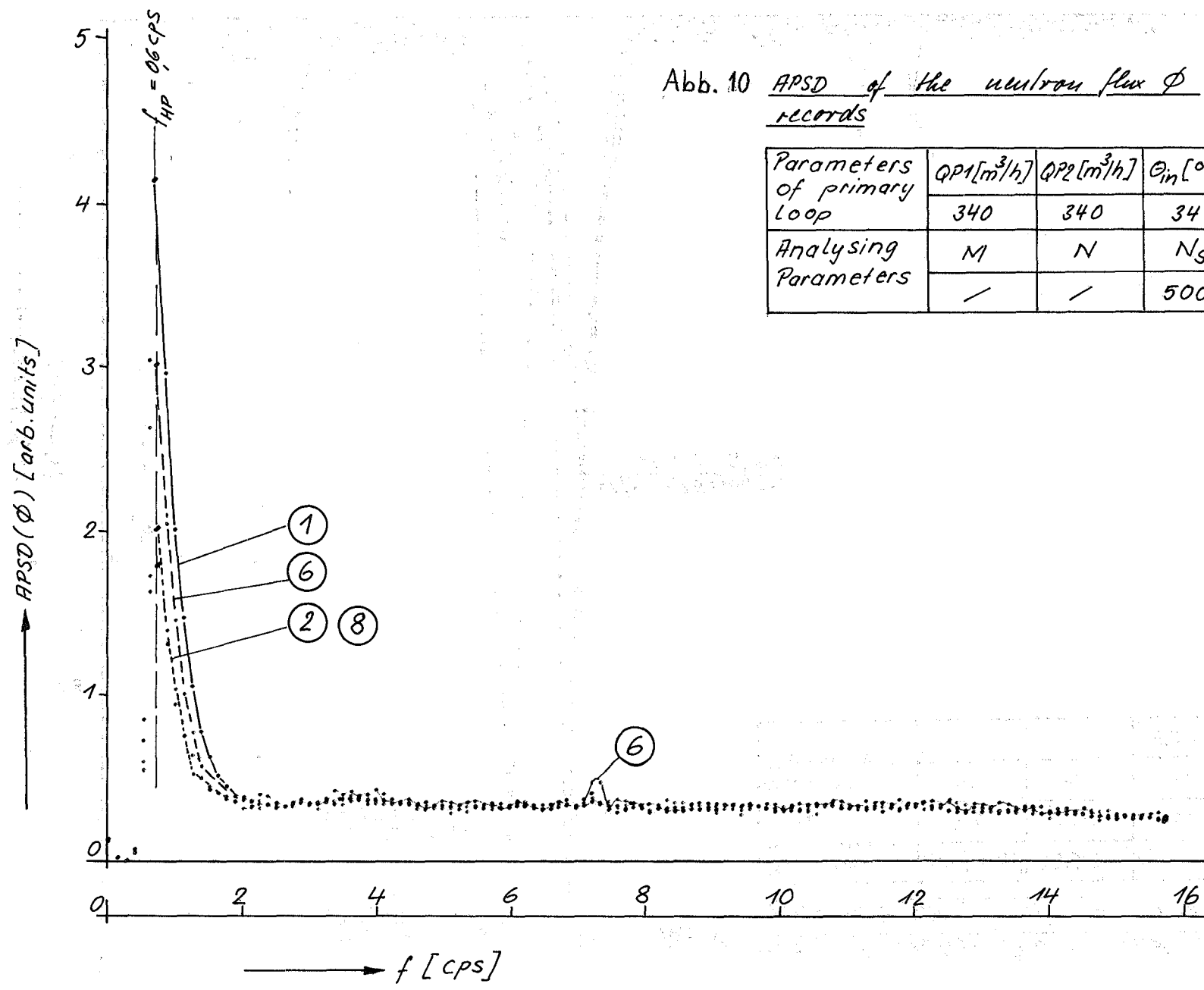


Abb. 10 APSD of the neutron flux ϕ for the reference records

Parameters of primary loop	$QP1 [m^3/h]$	$QP2 [m^3/h]$	$\theta_{in} [^{\circ}C]$	$\Delta\theta [^{\circ}C]$
	340	340	347	158
Analysing Parameters	M	N	N_S	$\Delta f [cps]$
	/	/	500	0.125

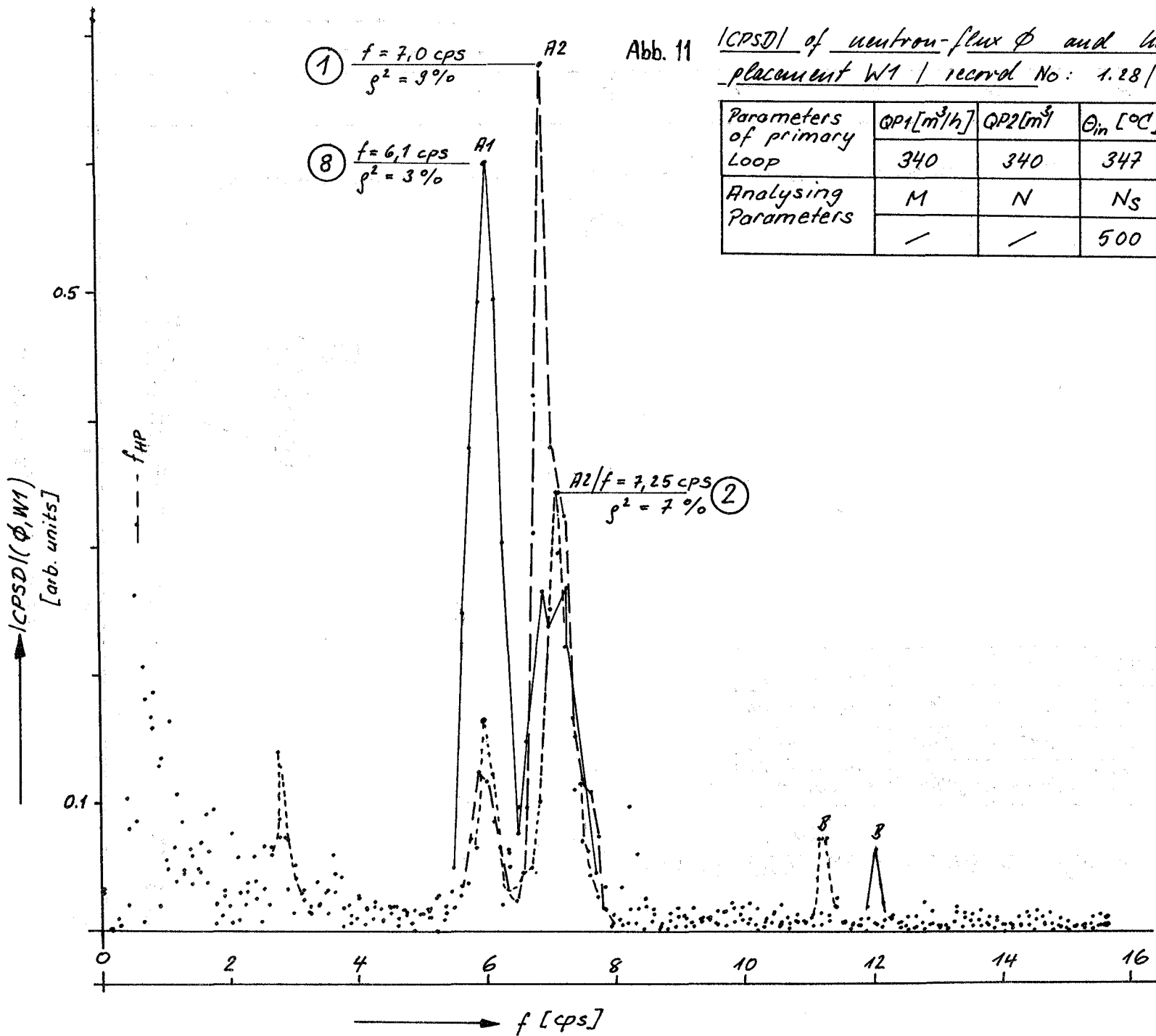


Abb. 11

|CPSD| of neutron-flux ϕ and horizontal-displacement W1 / record No: 1.28 / 2.45 / 8.16

Parameters of primary Loop	$Q_{P1} [m^3/h]$	$Q_{P2} [m^3/h]$	$\Theta_{in} [^\circ C]$	$\Delta\Theta [^\circ C]$
	340	340	347	158
Analysing Parameters	M	N	Ns	$\Delta f [cps]$
	/	/	500	0.125

124-24

125 AUSWIRKUNGEN VON REAKTORSTÖRFÄLLEN AUF DIE UMWELT; AKTIVITÄTSFREISETZUNG1252 Versuche zum NatriumbrandErste Untersuchungen zum Verhalten von Faser- und Sandbettfiltern gegenüber Natrium- bzw. Natriumoxid-Aerosolen*

(L. Böhm, S. Jordan, IASR/RPU)

1. Versuchsanlage

Die im 3. Vierteljahresbericht (KFK 1272/3) bereits beschriebene Versuchsanlage wurde für die Untersuchungen an Faser- und Sandbettfiltern erweitert: Die Filter werden in einem geschlossenen Gaskreislauf geprüft. Über der Brandpfanne innerhalb des NABRAUS-Kessels wurde eine kaminähnliche Abzugsvorrichtung errichtet, durch die die beim Brand entstehenden Aerosole in den Gaskreislauf gelangen. Dieser besteht aus dem Testfilter (Faser- oder Sandbettfilter), einem dahinter geschalteten Sicherheitsfilter, einem drehzahlgeregelten Ventilator, einem Durchflußmesser und einem Gaserhitzer. Abb. 1 und 2 zeigen die Anlage mit Fasertestfilter und Sandbettfilteranlage.

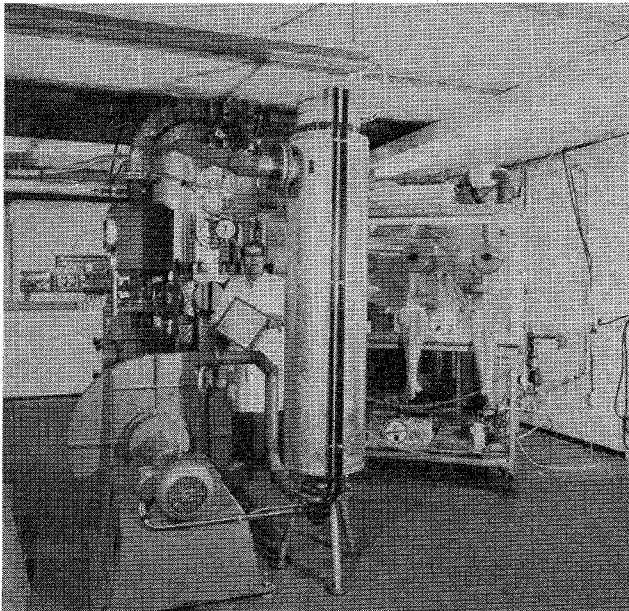


Abb. 1

Versuchsstand für Faserfilter

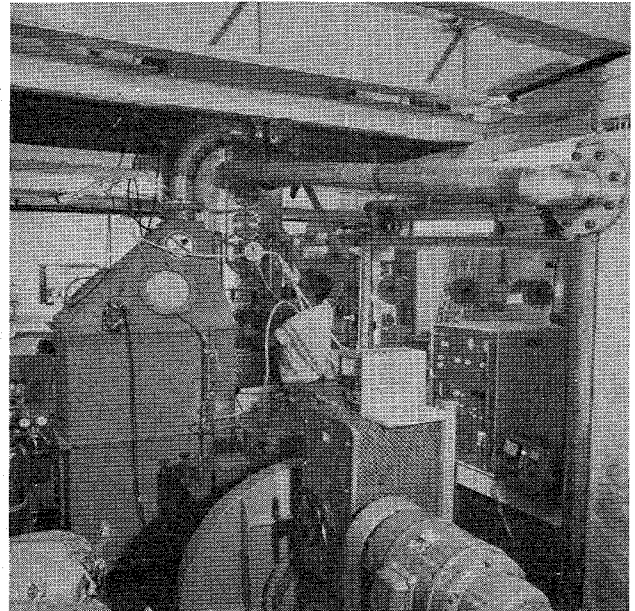


Abb. 2

Versuchsstand für Sandbettfilter

*BzFE-Nr. 513.5

2. Versuche an Faserfiltern

Für die Untersuchungen wurden kommerzielle Faserfilter der Sonderstufe S mit abgedichtetem Metallrahmen der Größe 305 x 305 x 150 mm (CEAG-Hochleistungs-Schwebstoff-Kanal-Luftfilter Typ F 2) verwendet. Die Anströmfläche dieser Filter beträgt ca. 4 m².

Zwei Versuche an Faserfiltern hinsichtlich ihrer Belastbarkeit mit Na₂O₂-Aerosolen wurden durchgeführt. Der Gasdurchfluß des unbeladenen Filters betrug 4,0 - 4,5 m³/min (entsprechend Herstellerangabe). Die Temperatur im Gaskreislauf betrug 100 - 150°C.

Bei Versuch I wurde 1 kg Na bei 21 % Anfangs-Sauerstoffkonzentration verbrannt. Innerhalb von 6 Minuten wurde das Filter mit 110 g Na₂O₂ beladen. Hierbei stieg der Differenzdruck am Filter von 23 mm WS auf 240 mm WS an. Der Anstieg des Filterdifferenzdruckes mit der Beladung ist in Abb. 3, Kurve I, wiedergegeben. Der Durchfluß sank von 4,1 m³/min auf 3,2 m³/min ab. Insgesamt wurde das Filter während dieses Versuches mit ca. 200 g Natriumoxid beladen.

Aus der Filterbeladung und der zeitlich integrierten Durchlaßrate läßt sich ein integraler Abscheidegrad ermitteln: er betrug bei diesem Versuch 99,98 %.

Ein weiterer Versuch wurde bei 1 % Sauerstoffgehalt im Gaskreislauf durchgeführt. Das Filter wurde mit maximal 38 g Na₂O₂ beladen, wobei der Differenzdruck von 24 auf 125 mm WS anstieg (vgl. Kurve II, Abb. 3). Der integrale Abscheidegrad betrug 99,5 %.

Abb. 4 zeigt im Vordergrund ein unbeladenes Faserfilter, im Hintergrund das bei Versuch I verwendete Filter. Deutlich waren hier nach dem Versuch Korrosionserscheinungen sowohl am beladenen Filtermaterial als auch an den Abstandshaltern erkennbar. Das in Abb. 4 in der Mitte angeordnete Filter wurde bei Versuch II benutzt.

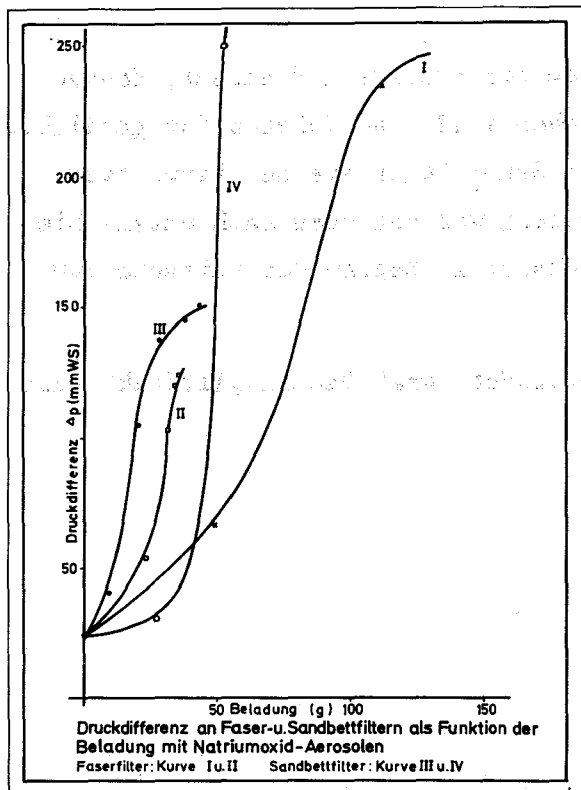


Abb. 3

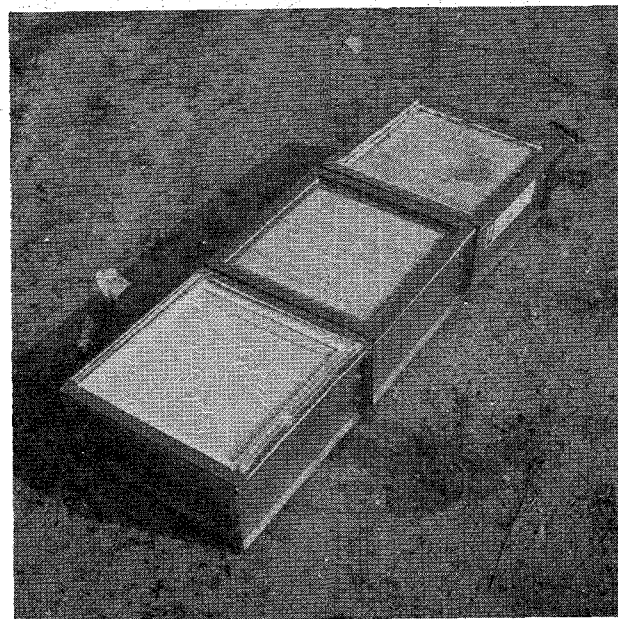


Abb. 4

Unbeladenes und beladene
Faserfilter

An den beladenen Filtern wurden nach ca. 3 Tagen explosionsartige Verpuffungen beobachtet, die vermutlich auf eine Natrium-Wasser (Luftfeuchte)-Reaktion zurückzuführen waren.

3. Versuche an Sandbettfiltern

Für diese Versuche wurde ein Filtergehäuse konstruiert und gebaut, dessen äußere Abmessungen aus der Abb. 2 zu ersehen sind. Das Gehäuse ist gasdicht. Als Absaugvorrichtung wurden kommerzielle Sandfilterroste der Firma Evers und Miesner verwendet. Die Durchströmrichtung war von oben nach unten. Die Anströmfläche betrug $0,76 \text{ m}^2$, der Gasdurchsatz zu Beginn der Versuche 800 bis 1000 Liter/Minute.

Für die Schüttungen wurde Basaltsplit verwendet. Drei Basaltsplitfraktionen standen zur Verfügung:

1. Basaltsplit 0/0,6
 gemessener Medianwert 0,37 mm
 Standardabweichung 0,56
2. Basaltsplit 0,6/2,0
 gemessener Medianwert 1,52 mm
 Standardabweichung 0,26
3. Basaltsplit 2,0/5,0
 gemessener Medianwert 2,9 mm
 Standardabweichung 0,29

Bisher wurden 3 Versuche bei verschiedenen Sand-Schüttungen und einer Ausgangs-Sauerstoffkonzentration von 21% durchgeführt.

Bei Versuch 1 wurde folgende Sandschüttung gewählt.

Unterste Schicht: 200 kg Fraktion 3
 Mittlere Schicht: 160 kg einer Mischung von Fraktion 1 und 2
 im Verhältnis 1:3
 Oberste Schicht: 100 kg Fraktion 3

Die Gesamtschichthöhe der Schüttung betrug ca. 45 cm.

Die Temperatur im Gaskreislauf betrug maximal 110°C , es wurden 2 kg Na verbrannt. Das Filter wurde während des Versuches mit 53 g Natriumoxid beladen. Es wurde ein integraler Abscheidegrad von 99,8% gemessen.

Bei Versuch 2 wurde die gleiche Sandschüttung verwendet und 5 kg Natrium verbrannt. Das Filter wurde mit ca. 80 g Natriumoxid beladen. Der integrale Abscheidegrad betrug 99,9%. Der Durchfluß sank während des Versuches von 1000 l/min auf 300 l/min, der Differenzdruck am Filter stieg von 24 auf 172 mm WS. Trotz einer Gastemperatur von größer als 100 °C betrug der Temperaturanstieg während des Versuches im Filter nicht mehr als 2 °C. Der Druckanstieg in Abhängigkeit von der Beladung ist in Abb. 3, Kurve III, aufgezeichnet.

Bei Versuch 3 wurde die Sandschüttung verändert:

Unterste Schicht: 200 kg Fraktion 3

Mittlere Schicht: 150 kg Mischung Fraktion 1 und 2
im Verhältnis 1:3

Oberste Schicht: 150 kg Fraktion 3.

Es wurden 5 kg Na verbrannt, die Beladung des Filters betrug 142 g Natriumoxid. Der integrale Abscheidegrad betrug 99,4%. Der Durchfluß betrug bei Versuchsbeginn 1000 l/min und wurde bis zu einer Druckdifferenz von 250 mm WS konstant gehalten. Danach sank der Durchfluß auf 400 l/min ab, während der Druck auf 350 mm WS anstieg. Kurve IV in Abb. 3 zeigt die Druckdifferenz als Funktion der Beladung für diesen Versuch.

Eine gröbere Struktur der obersten Sandschicht erhöht die Beladbarkeit des Filters, scheint aber bei gleichzeitiger Verminderung des Feinkornanteils den Abscheidegrad ungünstig zu beeinflussen.

Bei den Sandbettfilter-Versuchen wurde gleichzeitig das Partikelgrößenpektrum vor und nach dem Filter gemessen. Der mittlere Teilchendurchmesser vor dem Filter betrug 0,22 µm, nach dem Filter 0,19 µm.

126 NATRIUM-TECHNOLOGIE-VERSUCHE1262 Untersuchungen von Reaktorbauteilen1262.32 Verschleißuntersuchungen in NatriumVorversuch zum Einfluß der Korrosion auf das Gleitverhalten von Stellite 6H*
(E. Wild, K.J. Mack, IRB)

Zur Bestimmung des Startreibungskoeffizienten μ_s für die Pflaster der Brennelementkästen des SNR-300 (Soll: $\mu_s < 0,5$) wurden erste Verschleißversuche mit vorkorrodieren Materialproben durchgeführt. Um eine zu hohe zeitliche Belegung des Verschleißprüfstandes zu umgehen, sollte die Vorkorrosion zunächst in einem Korrosionsprüfstand durchgeführt werden. Vor Bestimmung des Gleitverhaltens im Verschleißprüfstand wäre damit aber zwangsläufig das Abkühlen, Aus- und Einbauen sowie das Reinigen der Proben erforderlich gewesen, wodurch verfälschende Einflüsse auf das nachfolgende Versuchsergebnis zu erwarten waren. Die Vorkorrosion wurde daher im Verschleißprüfstand selbst durchgeführt.

Zum Einsatz kam die Werkstoffpaarung

Stellite 6H gegen Stellite 6H.

Insgesamt wurden 4 Proben (Versuchs-Nr. 282, 283, 284, 285) in den Teststrecken des Verschleißprüfstandes 1800 h exponiert. Danach wurden die Versuchsläufe direkt, d.h. ohne vorherigen Umbau der Proben, durchgeführt.

Während der gesamten Versuchsdauer betrug die Natrium-Temperatur in zwei Teststrecken 500 °C, in zwei weiteren Teststrecken 550 °C. Die Sauerstoffkonzentration wurde mit einer elektrochemischen Sonde kontinuierlich gemessen und lag zwischen 2,5 und 4 ppm.

Die bei drei Versuchen (Nr. 282, 283 und 284) gemessenen Startreibungszahlen über einen Gleitweg von ca. 20 mm sind in Abb. 1 aufgetragen.

Um den Einfluß des Abkühlens, Aus- und Einbaus sowie des Reinigens von Proben auf die Startreibungszahlen zu ermitteln, wurden die Werkstoffproben von Versuch 285 ohne vorherige Reibbelastung ausgebaut und gereinigt. Sie wurden anschließend erneut in die Teststrecke eingesetzt und sodann der Reibversuch durchgeführt.

* BzFE-Nr. 212.7 (Verschleißverhalten von Aufschweißlegierungen)

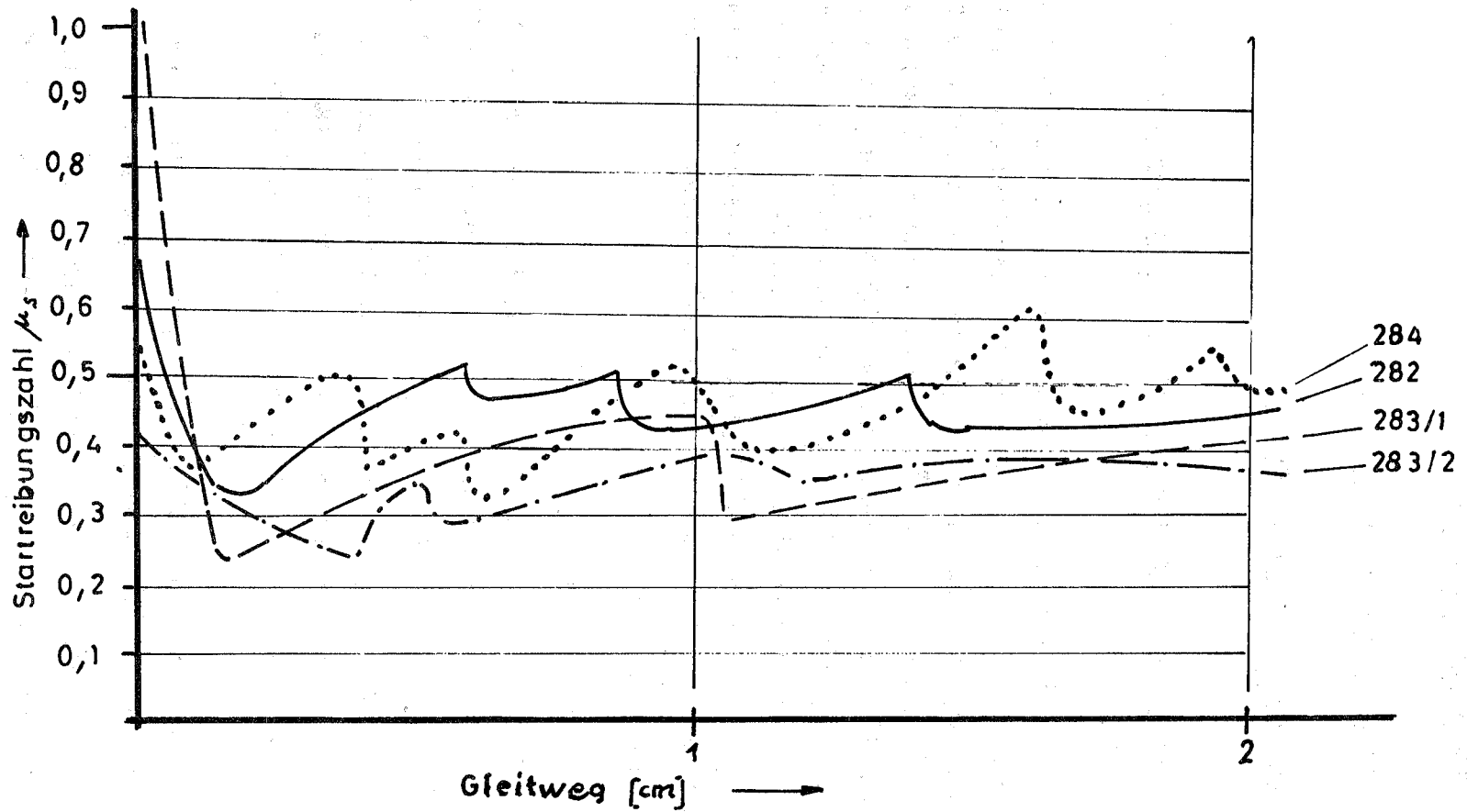


Abb.1: STARTREIBUNG von STELLIT 6H
nach 1800h Vorkorrosion in Na bei 500/550°C

Versuch 284 wurde nach weiteren 100 h Expositionszeit wiederholt. Dabei stellte sich sehr schnell der in vorausgegangenen Versuchen gemessene mittlere Reibwert ($\mu \approx 0,35$) wieder ein, während jedoch die Startreibung nur noch unwesentlich höher lag (Abb. 1).

In zwei Fällen (Versuch Nr. 282/283) wurde nach der Messung der Startreibung der Versuch fortgeführt bis zu einem Gleitweg von 10^5 cm. Die hierbei angefallenen Ergebnisse sind noch auszuwerten.

1263. Untersuchungen zur thermo- und fluiddynamischen Kernausslegung

1263.2 Untersuchungen im exzentrischen Ringraum * 1) (D. Weinberg, IRB)

Im Versuchsprogramm für den exzentrischen Ringraum sind Experimente zur Bestimmung der azimuthalen turbulenten Energieaustauschgröße vorgesehen. Hier soll der Stand der Kenntnisse aus der Literatur kurz zusammengefaßt werden.

Von H. Ramm und K. Johannsen wurde in /1/, /2/, /3/ ein Modell für die Berechnung der richtungsabhängigen turbulenten Austauschgrößen vorgestellt, und es wurden Ergebnisse für das Rohr sowie für hexagonale Bündelgeometrien mitgeteilt. Diese Ergebnisse zeigen für das Verhältnis E_{H_φ}/E_{H_r} der Energieaustauschgrößen in azimuthaler zu radialer Richtung für das Rohr von der Mitte zur Wand einen Verlauf, der von 1 leicht ansteigende Werte bis >10 annimmt. Ein Einfluß der Re-Zahl ist vorhanden, die Pr-Zahl ist im Bereich $0,005 < Pr < 10$ von geringem Einfluß. Für die Geometrie eines hexagonalen Unterkanals ergibt das Modell beim Vergleich unterschiedlicher Richtungen ($\varphi = 0^\circ$; $\varphi = 30^\circ$; s. Abb. 2) zwischen E_{H_φ} und E_{H_r} keine Proportionalität, wie sie im allgemeinen bei Temperaturfeldrechnungen in unsymmetrischen Kanälen oder Kanälen mit unterschiedlichen Randbedingungen angenommen wird.

Eine weitere Modellvorstellung des richtungsabhängigen Turbulenzaustausches sowie experimentelle Ergebnisse wurden von V.P. Bobkov /4/, /5/, /6/, /7/, /8/ mitgeteilt. Die experimentellen Ergebnisse des Rohres ergeben eine sehr gute Übereinstimmung mit den Rechenwerten von H. Ramm, K. Johannsen. Allerdings liegt von V.P. Bobkov nur eine Meßreihe vor.

* BzFE-Nr. 451.8

1) Zuletzt berichtet in KFK 1273/1

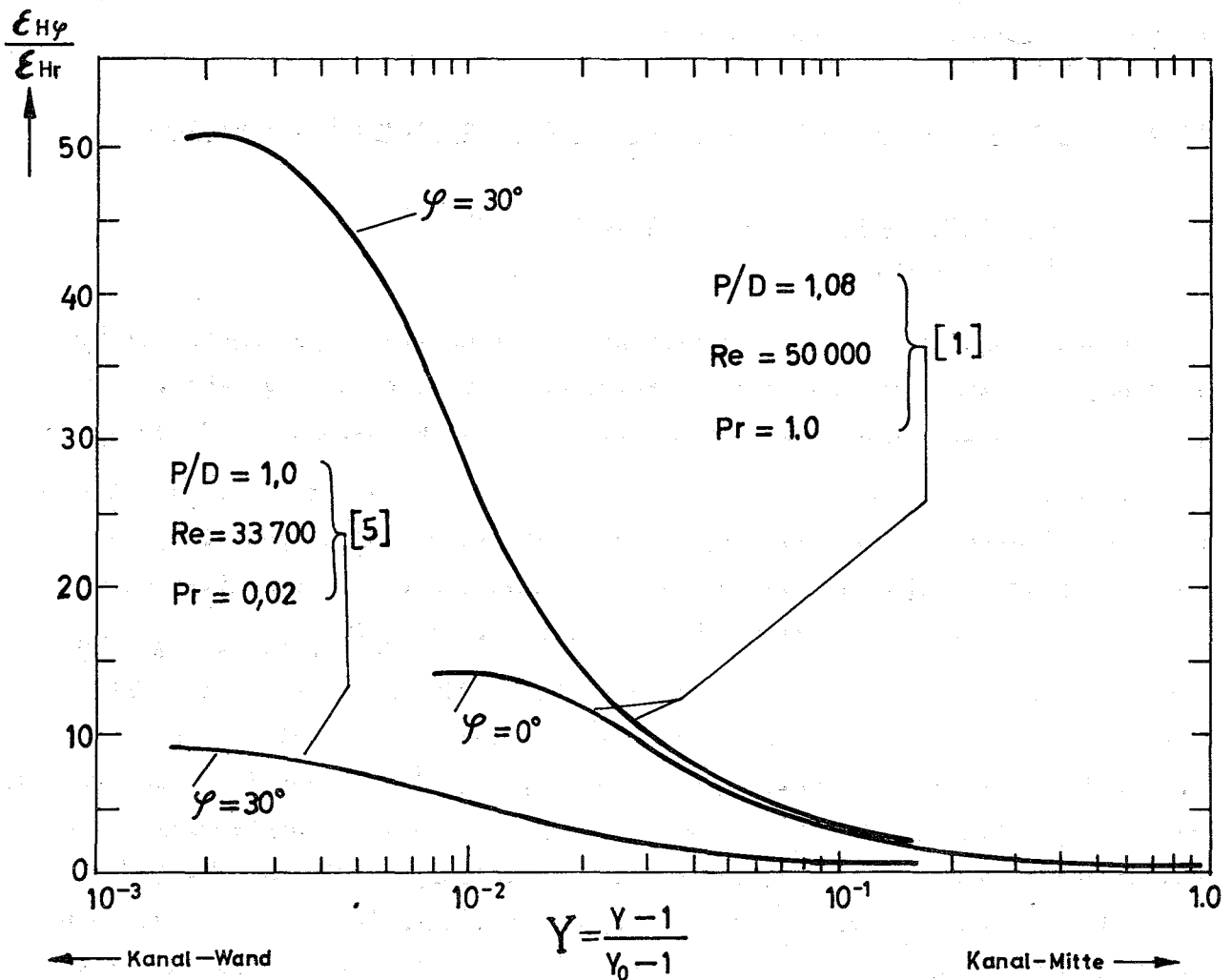


Abb.2: Das Verhältnis der Energieaustauschgrößen in azimuthaler und radialer Richtung in Abhängigkeit vom Wandabstand, nach [1] und [5]

Auch für den hexagonalen Unterkanal in Abb. 2, für den auch nur ein Meßergebnis angegeben wird, besteht noch eine recht befriedigende Übereinstimmung zwischen Rechnung und Experiment, wenn die unterschiedlichen Parametergrößen beachtet werden. Weiterhin wurden Experimente von A. Quarmby, R. Quirk /9/ über den anisotropen Turbulenzaustausch bekannt. Ihre experimentellen Ergebnisse wurden in einem Rohr für den Wärme- und Stoffaustausch erzielt. Die Übereinstimmung mit den Rechnungen von H. Ramm, K. Johannsen /1/, /2/, /3/ ist zufriedenstellen.

Zusammenfassend kann festgehalten werden, daß sowohl im Rohr- wie im hexagonalen Unterkanal über den größeren Bereich des Strömungsquerschnittes das Verhältnis $E_{H\varphi} / E_{Hr}$ geringfügig >1 ist, daß jedoch in Wandnähe dieses Verhältnis stark ansteigt (es werden Werte bis zu 100 angegeben). Hier ergibt sich zwischen den Rechnungen und Experimenten nur eine qualitative Übereinstimmung. Völlig offen bleibt in den bekannt gewordenen Ergebnissen der Einfluß der Geometrie, und hier hauptsächlich des p/d -Verhältnisses einer Bündelgeometrie, auf die turbulente Energieaustauschgröße.

Natrium-Wärmeübergangs-Prüfstand *1)

(G. Hennrich, IRB)

Die im Juli 1973 am Pumpenkanal aufgetretene Leckage erforderte einen teilweisen Ersatz der elektrischen Wicklungen. Als Ursache konnten zwei Rißstellen am Pumpenkanal festgestellt werden.

Die notwendige Überprüfung der Rohrbegleitheizungen und Meßeinrichtungen wurde abgeschlossen. Der Probetrieb des Kreislaufs konnte inzwischen aufgenommen werden.

Literaturhinweise:

/1/ H. Ramm, K. Johannsen

Hydrodynamics and Heat Transfer in Regular Arrays of Circular Tubes.

Recent Developments in Heat Exchangers of the Int. Centre for Heat and Mass Transfer, Trogir, 30.8.-6.9.1972, Paper I/5

* BzFE-Nr. 451.1

1) Zuletzt berichtet in KFK 1272/4

- /2/ H. Ramm, K. Johannsen
Radial and tangential turbulent diffusivities for heat and momentum transfer in liquid metals
Int. Seminar on Heat Transfer in Liquid Metals of the Int. Centre for Heat and Mass Transfer, Trogir, Yug. 6.-11.9.1971
- /3/ K. Johannsen, H. Ramm
Note on tangential eddy diffusivity in an circular tube
Int. J. Heat Mass Transfer 16 (1973), 1803-1805
- /4/ V.P. Bobkov et al.
Calculating the coefficient of turbulent heat transfer for a liquid flowing in a tube
Sov. Atomic Energy 24 (1968), 545-550
- /5/ V.P. Bobkov et al.
The calculation of the coefficient of turbulent heat diffusion in channels of noncircular cross section
High Temp. 6 (1968), S. 645
- /6/ V.P. Bobkov et al.
Diffusion of heat with the turbulent flow of liquids with different Pr-numbers
High Temp. 8 (1970), S. 97
- /7/ V.P. Bobkov et al.
Application of the uniform diffusion model to the calculation of the tangential stresses and velocity field in a turbulent fluid flow.
High Temp. 8 (1970), 305-310
- /8/ V.P. Bobkov
Generalized relationship for heat transfer in the fuel assemblies of nuclear reactors with liquid metal cooling
High Temp. 10 (1972), S. 713
- /9/ A. Quarmby, R. Quirk
Measurements of the radial and tangential eddy diffusivities of heat and mass in turbulent flow in a plain tube
J. Heat Mass Transfer 15 (1972), S. 2309-2327

1263.3 Lokale Wärmeübergangsmessungen an Bündelgeometrien*

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

1. Heizstabfertigung

Bei der Heizstabfertigung für das 19-Stabbündel sind unvorhersehbare Schwierigkeiten beim Vorverdichten der Isolationsschicht aufgetreten, obwohl die bisher bei 6 mm \emptyset -Stäben bewährte Stabherstellungsmethode angewandt wurde. Diverse Änderungen an der Fülleinrichtung führten bisher nicht zum Erfolg. Es wurde daher beschlossen, den Stampfvorgang auszuschalten in der Erwartung, daß die BN-Dichte durch Einvibrieren trotzdem ausreichend hoch wird und die geplante spezifische Leistung von ca. 100 W/cm² gefahren werden kann.

2. Temperaturfeldrechnung

Aufgrund der komplizierten Geometrie im Querschnitt eines 19-Stab-Bündels sind zur Berechnung des Temperaturfeldes Polarkoordinaten vorgesehen. An den Nahtstellen der aneinanderstoßenden Netze - der Koordinatenursprung liegt jeweils in den Stabmitten - sind spezielle Überlegungen erforderlich gewesen, um die Differenzenformeln zu bilden. Das gleiche gilt für die in die Rechnung einbezogene Kastenwand an der Innen- und Außenseite. Außerdem ist in diesem Zusammenhang von Bedeutung, ob man Kolbenströmung oder ein vorgegebenes Geschwindigkeitsprofil annimmt.

1263.4 Untersuchungen zur Kühlmittelquervermischung in Na-gekühlten Brennelementen**

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

Experimentelle Untersuchungen zur Kühlmittelquervermischung

Die Untersuchungen der Kühlmittelquervermischung im 61-Stabbündel (Stabdurchmesser $d = 6$ mm; Stabteilung $p = 7,9$ mm) bei Beheizung von Wand- und Zentralstab zur Simulierung einer extremen Bündelschleiflast wurden für folgende Abstandshaltertypen weitgehend abgeschlossen:

- 1 Wendeldraht pro Stab mit Steigungen (H) von 100 und 300 mm
- 6 Wendelrippen pro Stab mit Steigungen von 600 mm.

*BzFE-Nr. 451.1

**BzFE-Nr. 451.7

Die Versuche wurden in turbulenter Natriumströmung im Bereich $10^4 \leq Re \leq 6 \cdot 10^4$ durchgeführt. Die gemessenen mittleren Teilkanaltemperaturen wurden mit Hilfe des MISTRAL-II-Rechenprogrammes /1/ unter Zugrundelegung der bei Beheizung des Zentralstabes ermittelten Mischraten nachgerechnet. Die so ermittelten rechnerischen Temperaturverläufe am Ende des beheizten Bündels stimmen mit den gemessenen Werten i.a. gut überein. Die durch die wendelförmigen Abstandshalter bewirkte kastenwandnahe Wendelströmung wurde besonders berücksichtigt.

Typische Versuchsergebnisse sind in den Abb. 3, 4 und 5 dargestellt. Abb. 3 zeigt den Vergleich rechnerisch und experimentell bestimmter mittlerer Teilkanaltemperaturen über zwei Bündeltraversen, sowie entlang der Kastenwand für ein Bündel mit Wendeldrahtabstandshalter von 100 mm Steigung. In Abb. 4 sind ähnliche Ergebnisse für ein Bündel aus Stäben mit 6 Wendelrippen pro Stab als Abstandshalter ($H = 600$ mm) wiedergegeben. Abb. 5 zeigt Ergebnisse aus Untersuchungen am Bündel mit Wendeldrahtabstandshaltern von 300 mm Steigung. Dargestellt sind hier die Teilkanaltemperaturen im Bündelquerschnitt bei Beheizung verschiedener Stabpositionen, nämlich Zentralstab allein, Wandstab allein sowie Zentralstab plus Wandstab.

1263.5 Entwicklung elektrischer Heizelemente*

1. Stand der Erprobung

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

Heizstäbe (für 950 °C Na-Temperatur, 170 W/cm² Heizflächenbelastung) für ein 7-Stabbündel für Natriumsiedeexperimente wurden fertiggestellt und instrumentiert. Neue Einfüllmethoden für BN-Pulver in die Heizstäbe wurden erprobt, die verbesserte Toleranzen und verringerten Fertigungsaufwand versprechen.

Mit der Entwicklung von Heizstäben der zweiten Entwicklungsstufe (1100 °C Natriumtemperatur, 250 W/cm² Heizflächenbelastung) wurde begonnen.

*BzFE-Nr. 933.2

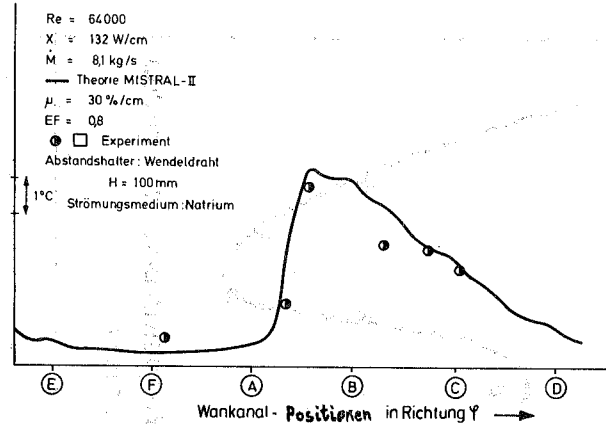
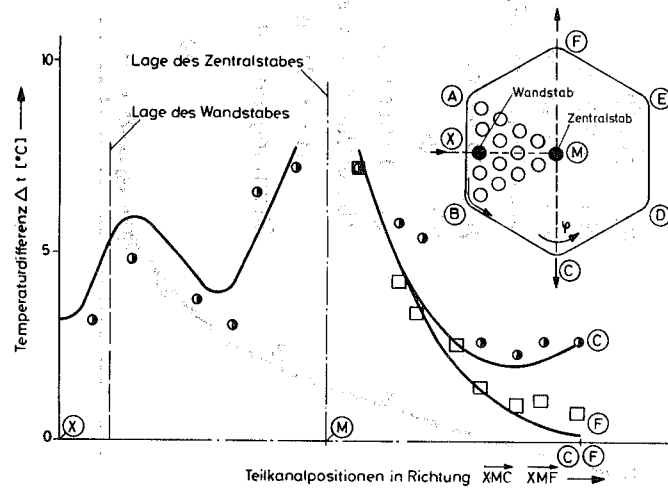


Abb.3 Temperaturverteilung im Bündelquerschnitt bei Beheizung von Zentral- und Wandstab
Vergleich Experiment - Theorie

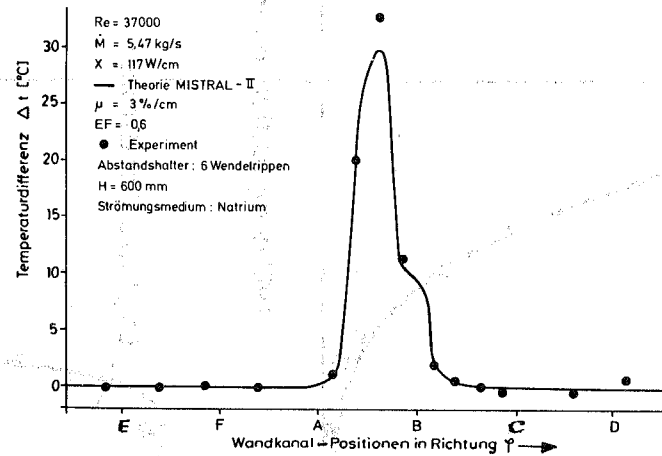
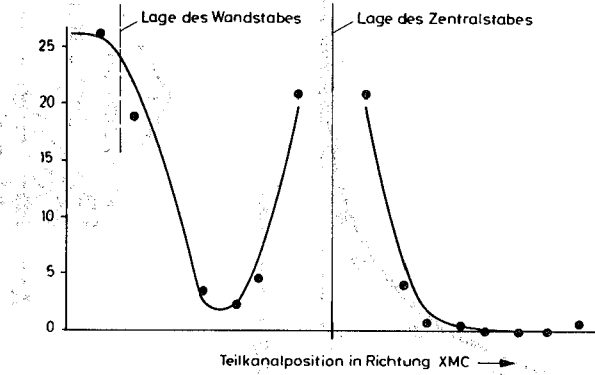


Abb.4 Temperaturverteilung im Bündelquerschnitt bei Beheizung von Zentral- und Wandstab.
Vergleich Experiment - Theorie

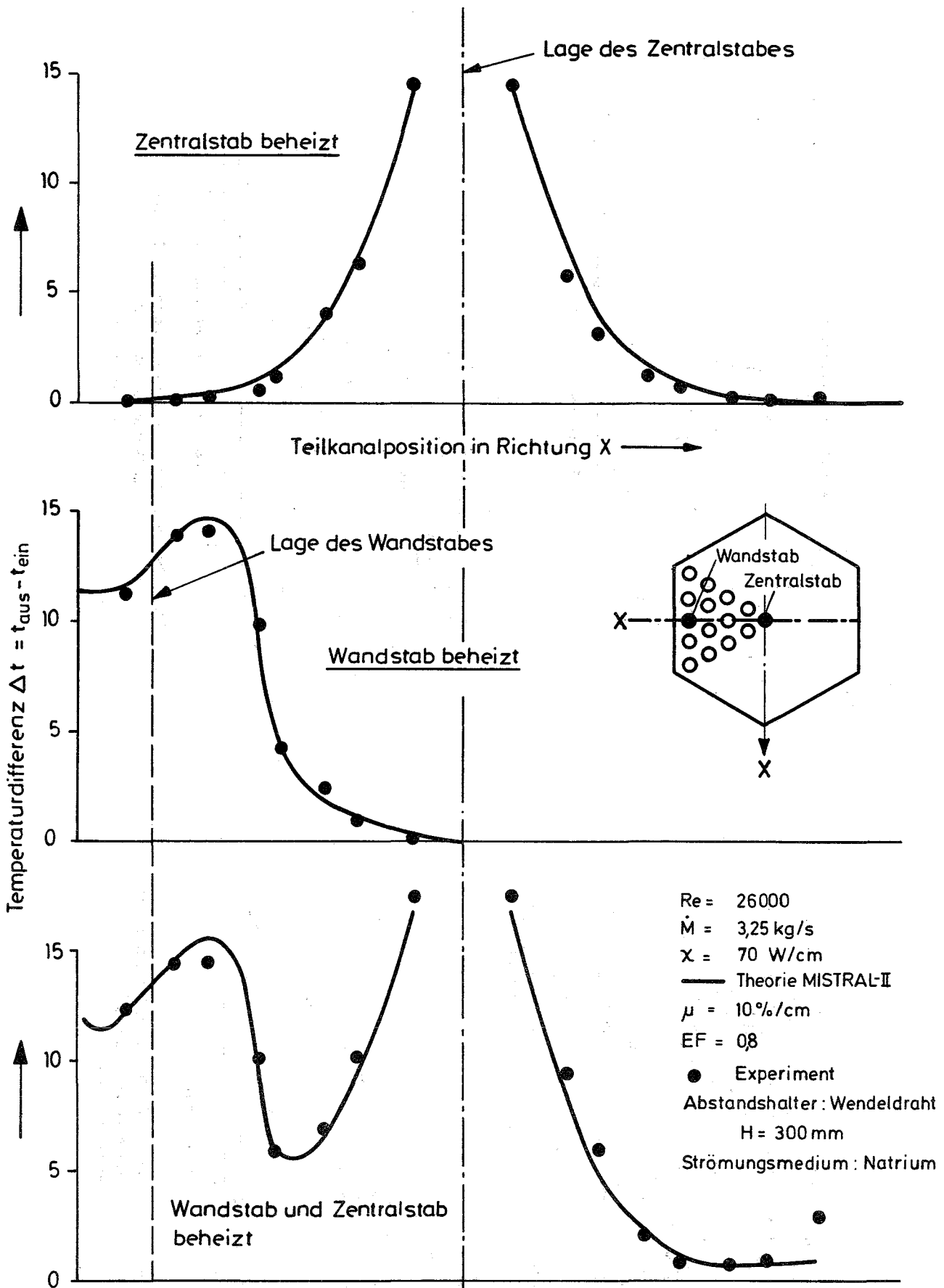


Abb.5: Temperaturverteilung im Bündelquerschnitt bei Beheizung verschiedener Stabpositionen (Zentralstab, Wandstab, Zentralstab+Wandstab.)
Vergleich Experiment - Theorie

2. Auswirkungen fertigungstechnischer Toleranzen von indirekt elektrisch beheizten Stäben mit gewendelten Stromleitern auf den lokalen Wärmestrom am Stabumfang

(H.M. Politzky, K.W. Rust, IRB)

Für die geplanten Natriumsiedeexperimente werden Heizstäbe benötigt, die bei gleichmäßiger Kühlung eine möglichst geringe Abweichung der örtlichen Temperatur und der örtlichen Wärmestromdichte am Stabumfang von den Mittelwerten aufweisen. Mit Heizstäben, deren Stromleiter rohrförmig ist, gelingt dies umso vollkommener, je geringer die Einflüsse von fertigungstechnisch bedingten Ungenauigkeiten, wie beispielsweise exzentrische Lage des Stromleiters /1/, ungleichmäßige Wandstärke des Stromleiters oder ungleichmäßige Dichte der Isolationsschicht zwischen dem Stromleiter und der Hülle /1/, gehalten werden können.

Stärkere Schwankungen in der Temperatur- und Wärmestromverteilung sind an der Oberfläche von Heizstäben festgestellt worden, deren Stromleiter nicht aus einem Rohr, sondern aus einem Blechstreifen gewickelt sind /2/. Röntgenaufnahmen solcher Stäbe haben nicht nur BN-gefüllte Spalte, die 0,2 bis 0,5 mm breit sein können, zwischen den einzelnen Gängen der Wendel gezeigt, sondern auch ergeben, daß der gewendelte Stromleiter aus fertigungstechnischen Gründen exzentrisch in dem Heizstab liegen kann.

Der überlagerte Einfluß solcher Exzentrizitäten und der Spalte zwischen den Windungen auf die azimutale Wärmeflußverteilung an der Oberfläche dieser Heizstäbe wurde rechnerisch untersucht (1). Obwohl der Spalt bei einem gewickelten Stromleiter wendelförmig verläuft, wurde zur Vereinfachung des Rechenmodelles /2/ ein Spalt parallel zur Achse des Stabes angenommen. Infolge der exzentrischen Lage der Bandwendel im Heizstab ist die Winkelposition dieses achsenparallelen Spaltes von Bedeutung für die azimutale Wärmestromdichte. Dieser Einfluß wurde als zusätzlicher Parameter berücksichtigt.

Untersucht wurden Heizstäbe mit Bandwendeln, die um 0,15 bzw. 0,30 mm außerhalb der Stabmitte lagen und Spaltbreiten von 0,2 bzw. 0,5 mm aufwiesen.

/1/ KFK-Bericht 1273/2

/2/ KFK-Bericht 1272/4

Als maximale Abweichungen der örtlichen Wärmestromdichte von der mittleren Wärmestromdichte ergaben sich:

- ca. 8% bei einer Spaltweite von 0,2 mm und einer Exzentrizität von 0,15 mm,
- ca. 11% bei einer Spaltweite von 0,2 mm und einer Exzentrizität von 0,30 mm,
- ca. 14% bei einer Spaltweite von 0,5 mm und einer Exzentrizität von 0,15 mm und
- ca. 16% bei einer Spaltweite von 0,5 mm und einer Exzentrizität von 0,30 mm.

Veröffentlichungen:

- (1) L. Krebs, S. Malang, H.M. Politzky, K. Rust
Vor- und Nachteile von Thyristoranlagen zur Stromversorgung elektrisch beheizter Stäbe hoher Leistungsdichte.
KFK-Bericht 1835, Sept. 1973

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

Die Experimente zur Erhöhung des Bündeldurchsatzanteils durch Abdrosselung des Ringspalts mittels Kolbenring wurden in /1/ vorgestellt. Bei ganz eingefahrenem Bündel (Bündel-Position 5) konnte der Bündeldurchsatzanteil $\dot{V}_B / \dot{V}_{ges}$ von ca. 0,15 auf etwa 0,3 erhöht werden; er blieb aber unter dem angestrebten Anteil von $\dot{V}_B / \dot{V}_{ges} \geq 0,5$ für das Bündel mit dem P/d-Verhältnis von 1,04.

An dem Kolbenring, der radial beweglich am unteren Ende des Bündels und damit an der Eintrittsseite des Ringspalts angeordnet wurde, traten bei der Versuchsdurchführung Schwingungserscheinungen auf. Daher wurde dieser einfache Kolbenring durch eine mehrstufige Labyrinth-Drossel ersetzt und diese Ringspalt-abdrosselung ans obere Ende des Bündels verlagert. Hiermit wurden dann folgende Größen ermittelt:

* BzFE-Nr. 455.2

/1/ KFK-Bericht 1273/1, S. 126-20

- Gesamtdruckverlust ΔP_{ges} und Bündel-Durchsatzanteil V_B/V_{ges} in Abhängigkeit von der axialen Bündelhöhe h bei nahezu gleichem Gesamtdurchsatz V_{ges} .
- Bündel-Durchsatzanteil V_B/V_{ges} in Abhängigkeit vom Gesamtdurchsatz V_{ges} bei der Bündelposition 5.
- Klopfgeräusche, hervorgerufen durch das Bündelpendeln in Abhängigkeit von h bei konstantem Gesamtdurchsatz V_{ges} .

Resultat der Versuche mit der Labyrinthdrossel:

- Der gewünschte Bündel-Durchsatzanteil von $V_B/V_{ges} \geq 0,5$ wurde für alle axialen Bündelhöhen h erreicht (Abb. 6).
- Der Bündel-Durchsatzanteil ändert sich nicht mit steigendem Gesamtdurchsatz (Abb. 7).
- Das Bündelpendeln wurde in allen axialen Bündelhöhen h nicht völlig ausgeschaltet (Abb. 8), aber in seiner Intensität sehr stark herabgemindert.

Diese Experimente bilden den Abschluß der hydrodynamischen Untersuchungen mit dem vorhandenen Bündel bei konzentrischer Bündellage.

Maximaler Kühlmitteldurchsatz der Absorberposition

Aus Gründen der Reaktorsicherheit dürfen die hydraulischen Kräfte des Kühlmittels nicht so groß sein, daß beim Umladen der Kernelemente durch unbeabsichtigtes Einschalten der Kühlmittelpumpen die abgekuppelten Absorber-Stabbündel aus ihrer Absetzposition aufschwimmen und damit sich aus dem Core bewegen. Deshalb mußten weitere Experimente zur Bestimmung des Aufschwimmpunktes vom Absorber-Stabbündel mit Greiferkopf ohne Kupplung und Gestänge durchgeführt werden. Als Aufschwimmpunkt des Absorber-Stabbündels wird jener Strömungszustand definiert, bei welchem die aufwärts gerichteten hydraulischen Kräfte und die durch das Gewicht des Bündels abwärtsgerichteten Kräfte im Gleichgewicht sind. Durch Reibungskräfte, welche an den Berührungspunkten von Bündel und Teststrecke auftreten, wird dieser Gleichgewichtszustand in idealer Bündellage (Reibung = Null) gestört. Damit sind die Durchsatzmengen unterschiedlich, die zum Aufschwimmen und zum Absenken des Bündels führen. Es wurden deshalb die Durchsatzmengen für beide Zustände ermittelt und

die Gesamtdurchsatzmenge zum Erreichen des oberen Aufschwimmpunktes mit \dot{V}_{oS} und die des unteren mit \dot{V}_{uS} bezeichnet. Parameter ist die axiale Bündel-
lage a , welche den Abstand zwischen Kühlmittelzuführungsteil und Bündel-
tritt darstellt.

Ermittelt wurden:

- Die Gesamtdurchsatzmenge \dot{V}_{oS} in Abhängigkeit von der axialen Bündeldistanz a
- Die Gesamtdurchsatzmengen \dot{V}_{oS} und \dot{V}_{uS} in Abhängigkeit von der Temperatur
des Wassers t_w bei drei verschiedenen axialen Bündeldistanzen a im Be-
reich $190 \text{ mm} < a < 210 \text{ mm}$.

Resultat der Versuche zur Ermittlung des Aufschwimmpunktes des Bündels:

- Die Änderung der Gesamtdurchsatzmenge \dot{V}_{oS} ist im betrachteten Bereich
von a mit $+ 4,5\%$ gering (Abb. 9).
- Die Gesamtdurchsatzmengen \dot{V}_{oS} und \dot{V}_{uS} nehmen mit steigender Temperatur
zu (Abb. 10). Der Zähigkeitseinfluß muß bei der Auslegung daher beachtet
werden.

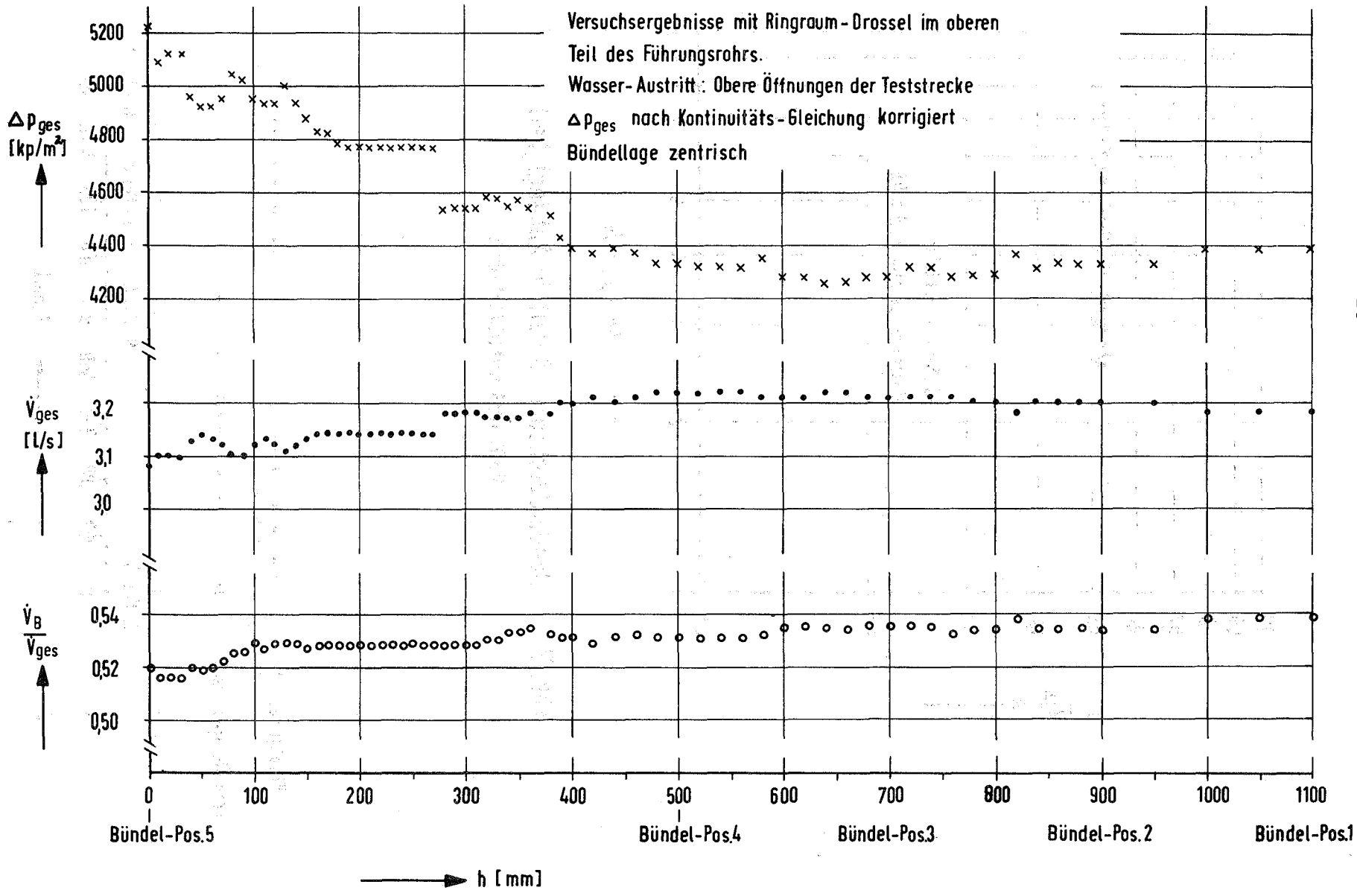


Abb.6:

Gesamtdruckverlust Δp_{ges} , Gesamtdurchsatz V_{ges} und Bündeldurchsatz-Anteil V_B/V_{ges} in Abhängigkeit von der Bündel-Hubhöhe h bei konstanter Pumpendrehzahl und Wassertemperatur $50,5 \pm 0,5^\circ C$

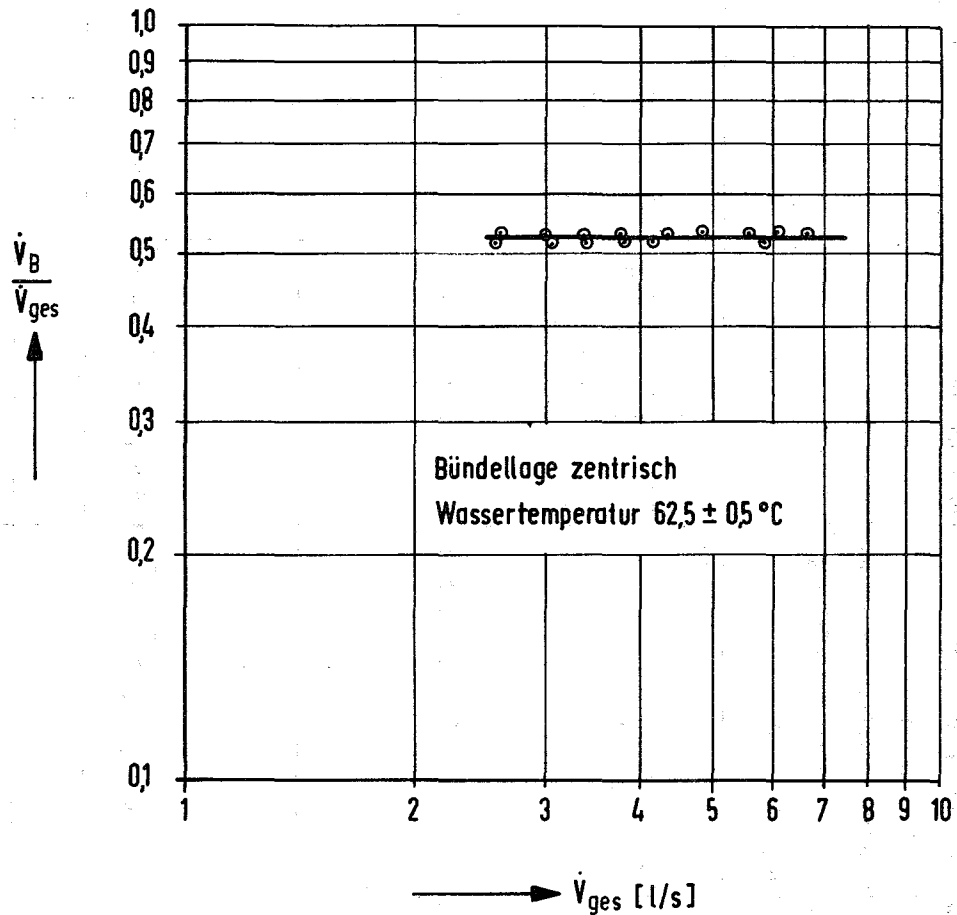


Abb. 7: Bündeldurchsatz - Anteil in Abhängigkeit vom Gesamtdurchsatz

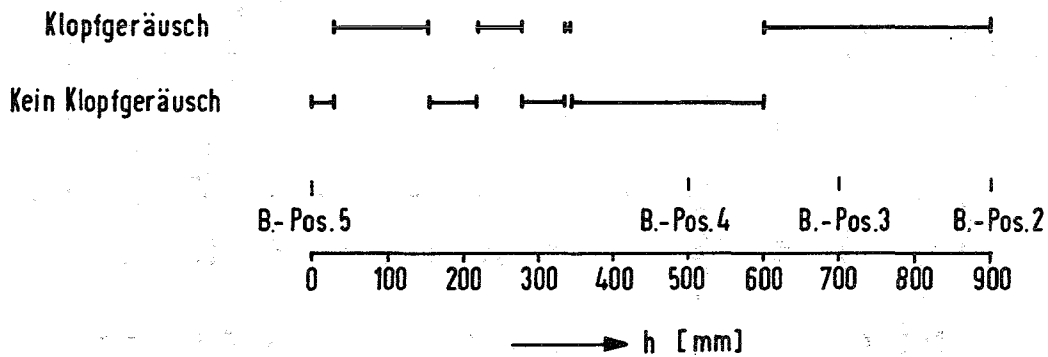


Abb. 8: Pendelversuch in Abhängigkeit von der Bündel - Hubhöhe h beim Gesamtdurchsatz von 3,43 l/s und Wassertemperatur von 50 °C

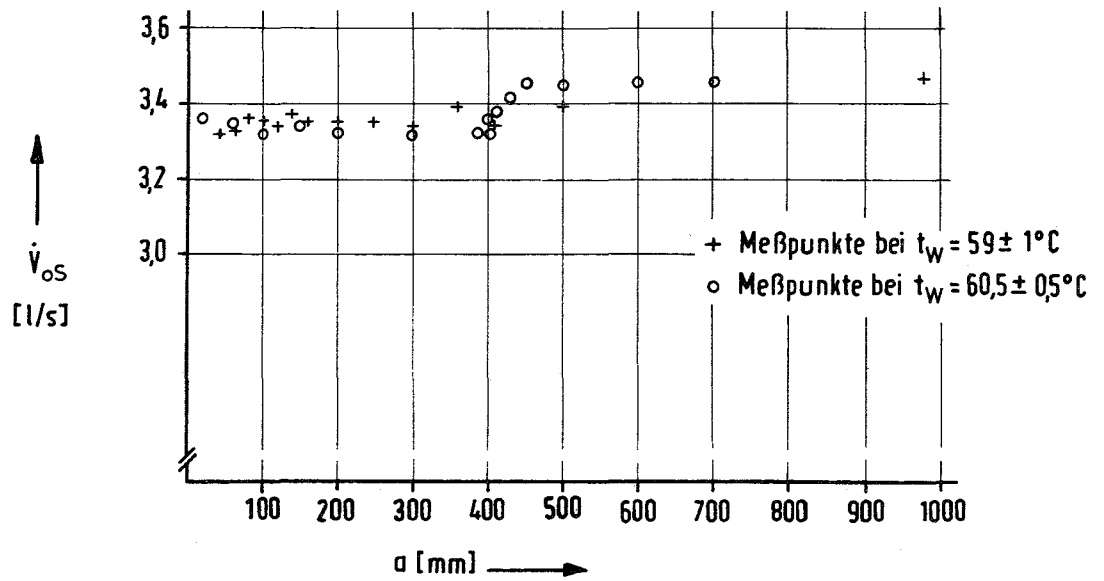


Abb. 9: Durchsatzmenge für den oberen Aufschwimmpunkt des Bündels \dot{V}_{oS} in Abhängigkeit von der axialen Bündeldistanz a

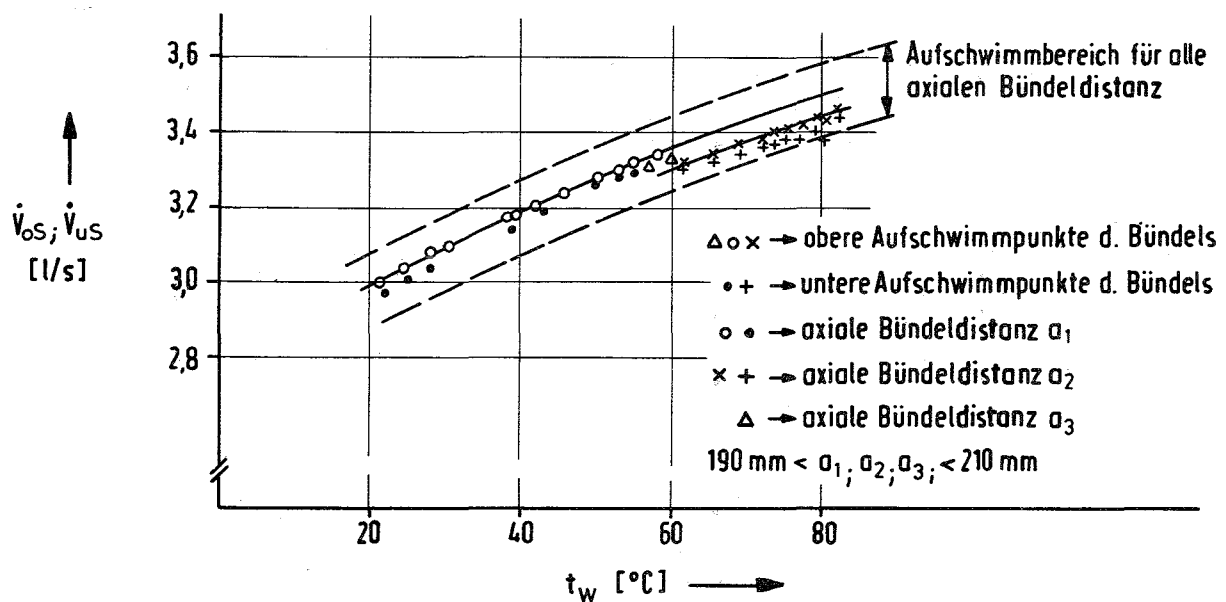


Abb. 10: Durchsatzmenge \dot{V}_{oS} für den oberen und \dot{V}_{US} für den unteren Aufschwimmpunkt des Bündels in Abhängigkeit von der Wassertemperatur t_w

127 THERMO- UND HYDRODYNAMISCHE VERSUCHE IN GAS UND DAMPF1271 Experimentelle Arbeiten an den wärmetechnischen Versuchsständen
(Helium, Luft)^G1271.1 Arbeiten für gasgekühlte Schnelle BrüterExperimentelle Untersuchung der Temperaturverteilung an glatten und rauhen
Rohren unter Abstandshaltern

(J. Marek, A. Roth, INR)

Zur Klärung der Frage, ob unter Abstandshaltern von Brennelementen "hot spots" auftreten können, werden Umfangstemperaturmessungen an rauhen und glatten Rohren unter und in unmittelbarer Nähe von Abstandshaltern durchgeführt, wobei folgende das Temperaturfeld beeinflussende Parameter variiert werden: Breite der Abstandshalter, Flächenleistung, Reynoldszahl. Hier wird über die ersten Messungen an dem Abstandshaltertyp B2 (Breite der Rippen 2 mm) berichtet.

1. Versuchsanlage: Aufbau, Meßanordnung, Meßmethode

Die Versuche werden an einem offenen Luftkreislauf, der in Abb. 1 dargestellt ist (vgl. Beschreibung in /1/), durchgeführt. Bei der Teststreckenplanung wurden sämtliche Parameter wie Anordnung, Stabdurchmesser, Abstandsverhältnis der Stäbe, Art und Höhe der Rauigkeitselemente und Größe der Abstandshalter so gewählt, daß sie den Verhältnissen in einem schnellen gasgekühlten Brutreaktor entsprechen. Ausgehend von der Herstellungsmöglichkeit der Temperaturmeßeinrichtung wurde die gesamte Teststrecke in dreifacher Originalgröße ausgeführt.

Folgende geometrische Anordnung wurde festgelegt: Heizrohrdurchmesser $d = 21,2$ mm, Wandstärke $s = 1,1$ mm, Abstandsverhältnis $p/d = 1,45$, Länge der Heizstrecke $L_H = 1110$ mm. Die glatten, nahtlos gezogenen Rohre aus hitzebeständigem Stahl der Werkstoff Nr. 4841 sind auf einer Länge von 1000 mm künstlich aufgerauht.

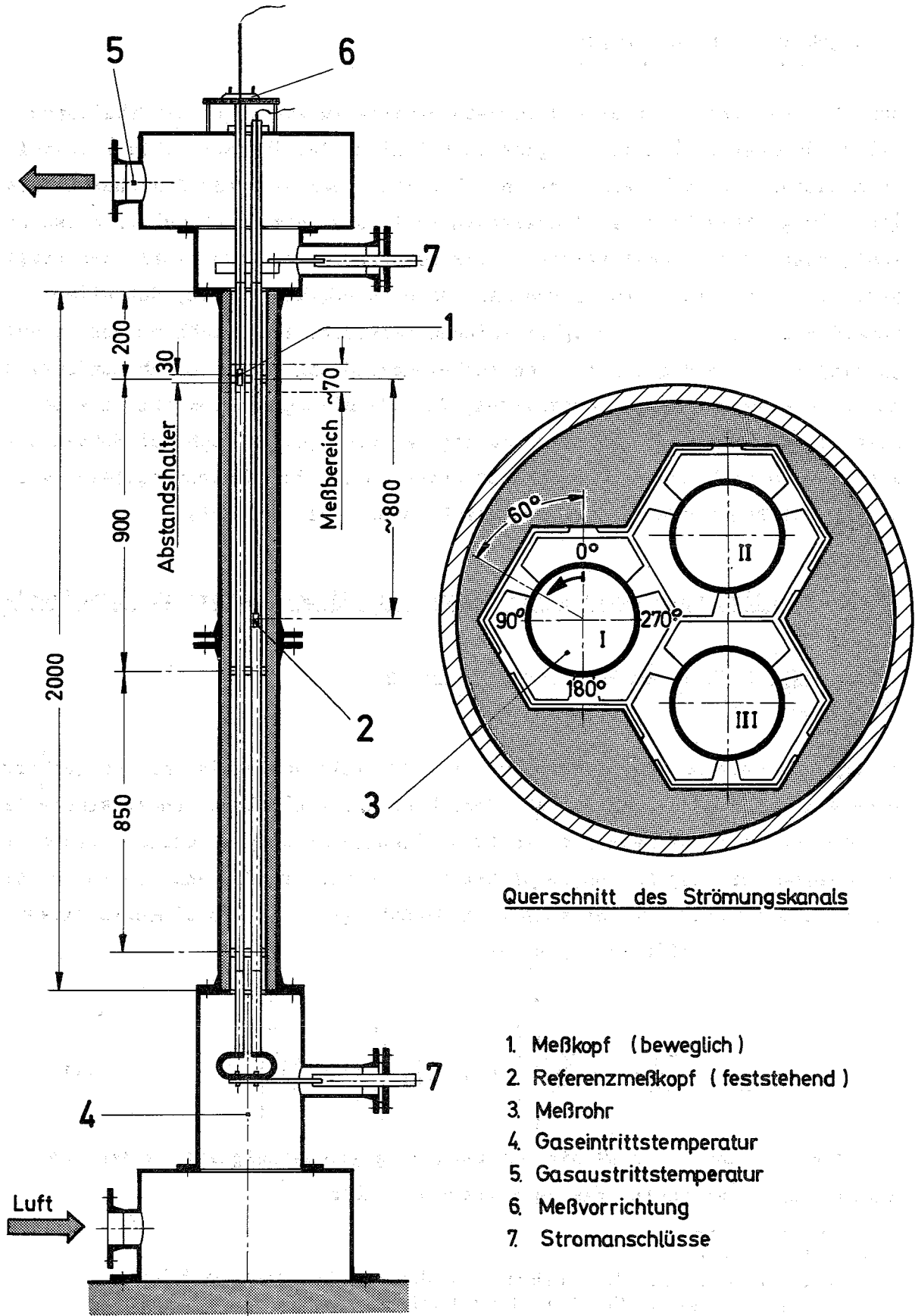
Die Rauigkeitselemente wurden durch spanabhebende Bearbeitung erzeugt. Die Heizrohre werden in Dreiecks-Anordnung in einen Führungskanal mit der Kanalform, wie in Abb. 1 dargestellt, eingesetzt und in drei Ebenen durch Abstandshalter abgestützt. Der Führungskanal wurde mit Araldit in ein Stahlrohr um einen Kern gegossen. Zur elektrischen Aufheizung der Strecke sind die drei Heizrohre parallel geschaltet, wobei eine kurze Anlaufstrecke aus Kupfer vorgesehen wurde. Die Luft strömt durch einen Eintrittsstutzen im unteren Teststreckenbereich ein und kühlt nach oben strömend die mit Wechselstrom geheizten Rohre. Die elektrische Heizleistung wird durch getrennte Messung von Strom und Spannung bestimmt. Die Luftein- und Austrittstemperaturen werden an den in Abb. 1 markierten Stellen durch Mantelthermoelemente mit isolierter Meßstelle gemessen. Der Luft-Massenstrom wird mit Hilfe einer Normblende bestimmt. Zur Messung von Umfangs- und Längstemperaturverteilungen wurde ein beweglicher Meßkopf verwendet, der in // ausführlich beschrieben ist.

Eine kurze Erläuterung der Meßmethode soll hier gegeben werden. Um den Einfluß des Abstandshalters auf die Wandtemperaturverteilung festzustellen, muß die Temperatur über den gesamten Gitterbereich systematisch erfaßt werden. Die Erfassung dieser vielen Meßpunkte dauert mehrere Stunden, wobei die Voraussetzung konstanter Heizleistung und Lufteintrittstemperatur nicht immer gegeben ist. Da diese Effekte nicht konstanter Bedingungen beim Messen der absoluten Wandtemperatur das Temperaturfeld der Rohrwand verfälschen würden, wurde ein zweiter feststehender Meßkopf verwendet, dessen Position in der Teststrecke in Abb. 1 dargestellt ist. Trotz kleiner Schwankungen der Lufteintrittstemperatur und Heizleistung bleibt die Temperaturdifferenz zwischen den beiden Meßköpfen annähernd konstant. Bei der Verstellung des beweglichen Meßkopfes kann nun die Differenztemperatur über ein Spiegelgalvanometer mit einer Genauigkeit von 0.03°C registriert werden. Mit dieser Meßmethode kann der unverfälschte Einfluß der Rippen und der Kanalgeometrie auf die Temperaturverteilung der Rohrwand dargestellt werden.

// J. Marek, K. Maubach

Ergebnisse von Wärmeübergangs- und Druckverlustmessungen mit Helium an einem Bündel mit sechzehn Rohren

KFK 1549, Januar 1972



Teststrecke schematisch

Abb.1

2. Ergebnisse der Messungen

Abb. 2 zeigt gemessene axiale Temperaturverteilungen im Abstandshalterbereich. Es ergibt sich ein ausgeprägter Einfluß des Abstandshalters sowohl beim rauhen wie auch beim glatten Rohr. Trotz des gleichen Abstandshalters ist beim glatten Rohr der Temperaturabfall, bzw. die Erhöhung der Nusseltzahl, unter und in unmittelbarer Nähe des Abstandshalters deutlicher ausgeprägt als beim rauhen Rohr. Das kann dadurch erklärt werden, daß beim rauhen Rohr durch die Rauigkeitselemente bereits eine Erhöhung der Turbulenz vorliegt, so daß die zusätzliche Turbulenzerhöhung durch den Abstandshalter nur noch eine geringere Verbesserung des Wärmeübergangs bewirkt, als es beim glatten Rohr der Fall ist. Es ergeben sich jedoch auch bei Rohren mit künstlichen Rauigkeiten keine "hot spots" unter den Abstandshaltern, wie das für glatte Rohre bereits aus der Literatur bekannt ist.

1271.2 Grundlagenexperimente zum Impuls- und Wärmetransport in Stabbündeln

Impulsaustauschkoeffizienten in Ringspalten

(K. Rehme, INR)

In Rechenprogrammen zur thermo- und fluiddynamischen Auslegung von Reaktor-brennelementen werden empirische Beziehungen für die Impulsaustauschkoeffizienten benutzt. Da Messungen in Brennelementanordnungen fehlen, werden im allgemeinen die auf Messungen an Kreisrohren basierenden Angaben von NIKURADSE /2/ oder REICHARDT /3/ verwendet. REICHARDT gibt für den dimensionslosen Impulsaustauschkoeffizienten ϵ_M^+ an:

$$\epsilon_M^+ = \frac{\epsilon_M}{R \cdot u_*^*} = \frac{\mathcal{K}}{3} \left[0.5 + \left(\frac{Z}{R}\right)^2 \right] \left[1 - \left(\frac{Z}{R}\right)^2 \right] \quad (1)$$

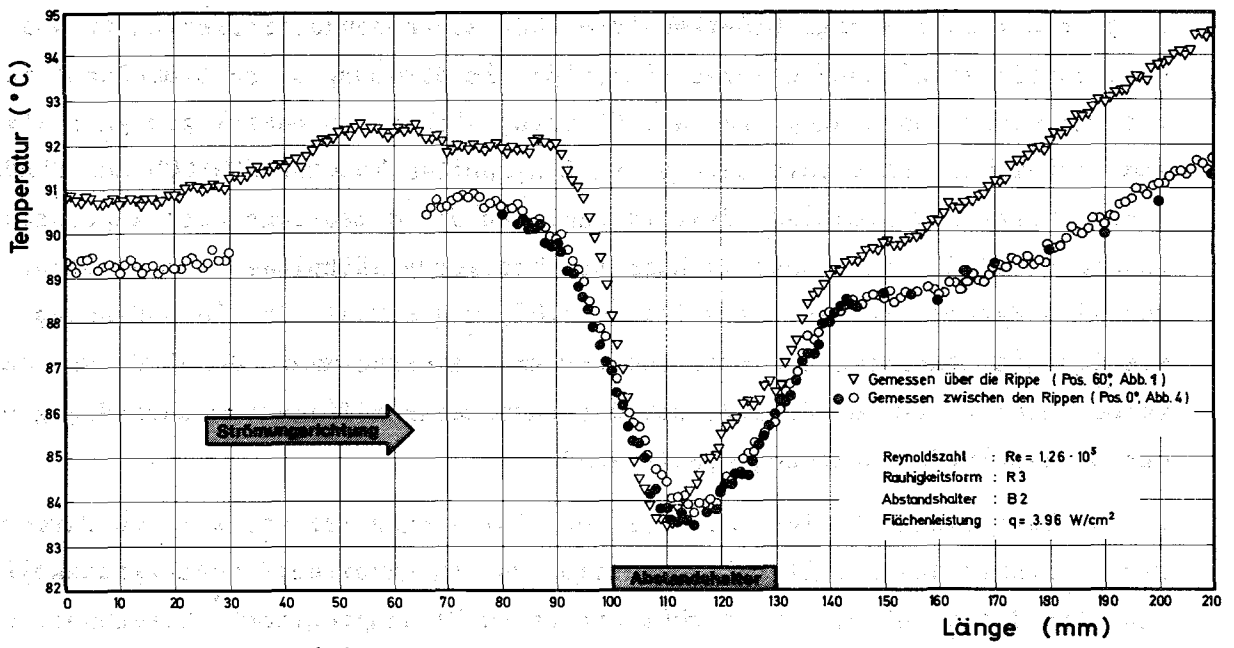
mit $\mathcal{K} = 0.4$; dabei ist u_*^* die Schubspannungsgeschwindigkeit, R der Rohrradius und Z der Radius des betrachteten Punktes.

/2/ J. Nikuradse

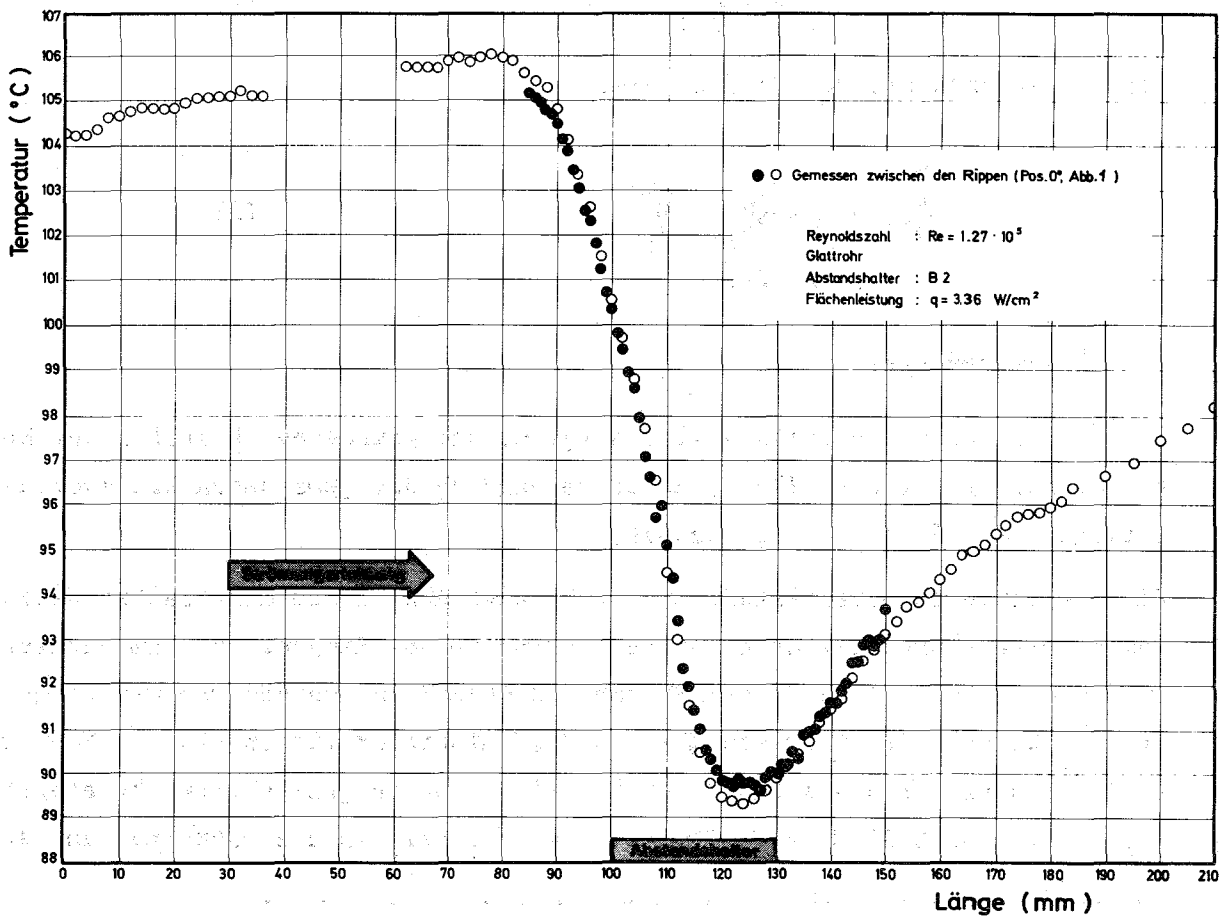
Gesetzmäßigkeiten der turbulenten Strömung in glatten Rohren
Forsch. Ing. Wesen, VDI-Forschungsheft No. 356 (1932)

/3/ H. Reichardt

Vollständige Darstellung der turbulenten Geschwindigkeitsverteilung in glatten Leitungen
ZAMM 31 (7), 208-219 (1951)



a) Rauhes Rohr



b. Glattrrohr

Es gibt nur sehr wenige Meßergebnisse über Austauschkoefizienten in von Kreisrohren abweichenden Geometrien. Für die Strömung durch Stabbüdel ist die Innenzone von Ringspalten als Näherung sicherlich besser geeignet als ein Kreisrohr. Bei Untersuchungen an Ringspalten konnten JONSSON und SPARROW /4/ anhand ihrer Meßergebnisse feststellen, daß die dimensionslosen Impulsaustauschgrößen für alle untersuchten Durchmesserhältnisse ($\alpha = 0.281-0.75$) für alle Reynoldszahlen ($Re = 3 \cdot 10^4 - 2 \cdot 10^5$) und sowohl für die Außenzone wie für die Innenzone mit Kreisrohrwerten übereinstimmen. JONSSON und SPARROW kommen deshalb zu dem Schluß, daß die Austauschkoefizienten unabhängig von der Geometrie des Strömungskanals sind.

Um zu überprüfen, ob diese Aussage auch für Ringspalte mit kleinen Durchmesserhältnissen gültig ist, wurden aus den gemessenen Geschwindigkeitsprofilen die Impulsaustauschgröße mit einem Rechenprogramm⁺ berechnet. Es ist

$$\epsilon_r^u = \frac{\tau/\rho}{u/r} \quad (2)$$

oder in dimensionsloser Schreibweise

$$\frac{\epsilon_r^u}{Lu^*} = \frac{\tau/\tau_w}{\frac{(u/u_m)}{\partial(y/L)}} \frac{u^*}{u_m} \quad (3)$$

(τ = Schubspannung)

Die Schubspannungsverteilung wird aufgrund der gemessenen Position der Nullschubspannung (s. KFK 1273/2) unter Verwendung der gemessenen Druckverlustbeiwerte (s. KFK 1273/1) berechnet.

Für das Durchmesserhältnis $\alpha = 0.02$ zeigt Abb. 3 die ermittelten dimensionslosen Austauschkoefizienten in der Außenzone des Ringspalts. Zum Vergleich sind die Verläufe nach NIKURADSE bzw. REICHARDT in Kreisrohren mit eingetragen. Während die Meßwerte für $Y/L_2 < 0.7$ niedriger liegen als die Meßwerte in Kreisrohren nach NIKURADSE, ergibt sich eine ausgezeichnete Übereinstimmung mit Gl. (1) nach REICHARDT. Für größere Y/L_2 streuen die Meßwerte sehr stark,

⁺ Der Autor dankt Fr.Ch.Hausmann für die Erstellung des Programms.

/4/ V.K. Jonsson and E.M. Sparrow
Turbulent diffusivity for momentum transfer in concentric annuli
Trans. ASME, Journal of Basic Engng. 88, 550-552 (1966)

weil der Geschwindigkeitsgradient im Bereich des Geschwindigkeitsmaximums sehr klein ist und daher nur sehr ungenau bestimmt werden kann. Für $Y/L_2 \rightarrow 1$ ergeben sich für den Austauschkoefizienten negative Werte, da die Positionen der Maximalgeschwindigkeit und der Nullschubspannung nicht koinzident sind. Diese Werte wurden jedoch nicht berücksichtigt, weil sie für die Berechnung der Strömung in Reaktorbrennelementen vernachlässigt werden können.

Abb.4 zeigt die Meßwerte für die Innenzone. Hierbei ergibt sich, daß diese Werte weder mit den Kreisrohrmeßwerten von NIKURADSE noch mit dem Verlauf nach REICHARDT übereinstimmen und auch von den Meßwerten für die Außenzone erheblich abweichen. Besonders im Wandgebiet ist der Verlauf der Meßwerte flacher als beim Kreisrohr, und der Maximalwert ergibt sich nicht für $Y/L_1 = 0.5$, wie bei Kreisrohren, sondern ist zu höheren Y/L_1 -Werten verschoben, wobei gleichzeitig der Absolutwert höher ist als bei Kreisrohren. Für $Y/L_1 \rightarrow 1$ ergibt sich, daß die Impulsaustauschkoefizienten gegen null gehen. Damit ist gezeigt, daß die Geometrie des Strömungskanals die Impulsaustauschkoefizienten stark beeinflußt und daß experimentelle Ergebnisse für Brennelementgeometrien nötig sind, um eine gesicherte Berechnung der Strömungs- und Temperaturverteilung zu ermöglichen.

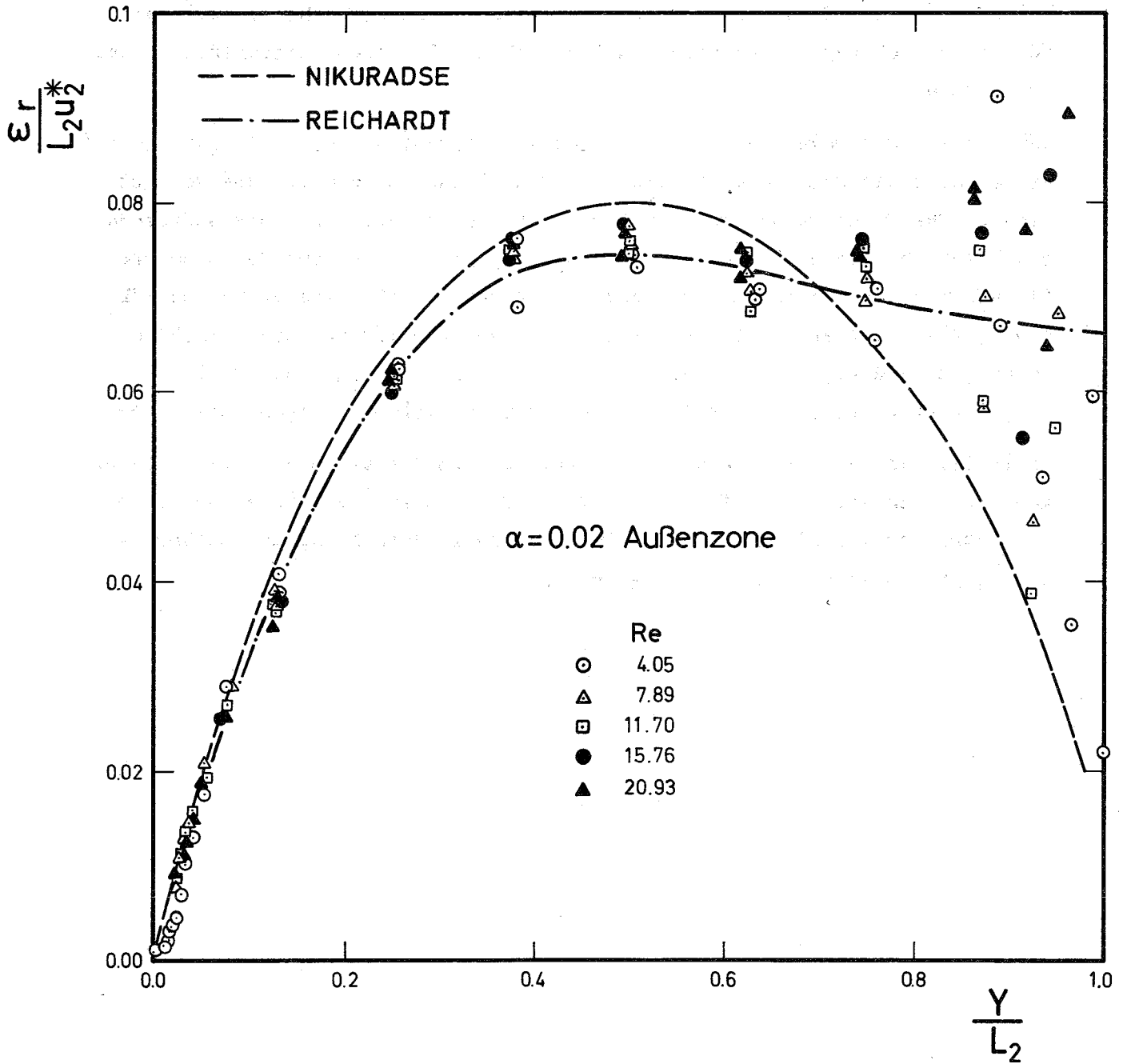


Abb. 3

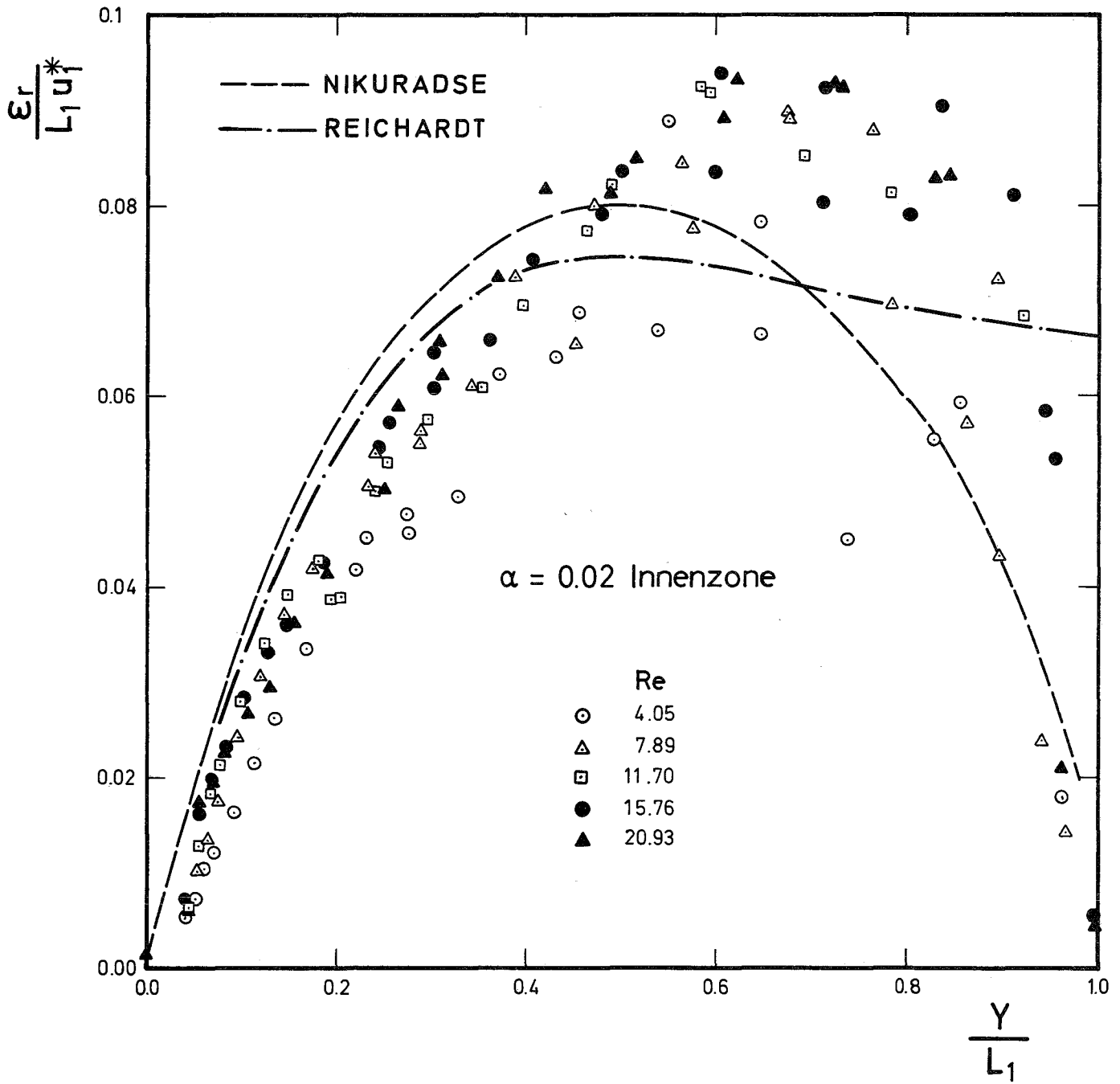


Abb. 4

128 ENTWURFSSTUDIEN ZU GAS- UND DAMPFGEKÜHLTEN BRUTREAKTOREN1285 Studien zu dampfgekühlten schnellen Reaktoren

(Zusammengestellt von F. Erbacher, IRB und G. Lill, KWU)

Die Bearbeitung der DSR-Sicherheitsstudie wurde aus KWU-internen Gründen und in Absprache mit der GfK im September für einige Monate unterbrochen.

Im Mittelpunkt der Bearbeitung stand nach dem erfolgreichen Austesten der beiden umfangreichen Rechenprogramme, mit denen die Vorgänge bei Kühlungsverlustunfällen und die Notkühlphase beschrieben werden können, die Anwendung der Programmsysteme auf eine Reihe von hypothetischen Störfallsituationen:

- Bruch einer Heißdampfleitung mit und ohne Schnellabschaltung;
- Ausfall einiger oder aller Kühlmittelgebläse und Versagen der Schnellabschaltung;
- Bruch einer Sattedampfleitung im Druckgefäß.

Beim Heißdampfleitungsbruch mit Versagen der Schnellabschaltung stabilisiert sich das Gesamtsystem bei erhöhtem Leistungsniveau und reduziertem Druck. Bedrohliche Kernzustände treten zunächst nicht auf. Allerdings kann wegen der resultierenden Kondensationskammerbelastung dieser Zustand nur für eine begrenzte Zeit aufrechterhalten werden. Gelingt es in dieser Zeit nicht, den Reaktor abzufahren, kommt es zum Kernschmelzen. Bei der Untersuchung des Heißdampfleitungsbruches bei erfolgreicher Schnellabschaltung lag das Interesse vor allem in der Sicherstellung der Nachwärmeabfuhr durch das Notkühlsystem. Es zeigte sich, daß durch die Absenkung des Reaktordrucks die Wasserabschirmung aufschäumt, und daß die produzierte Dampfmenge die Notkühlung des Kerns übernehmen kann.

Der Ausfall von einem bis zu drei Kühlmittelgebläsen bei gleichzeitigem Versagen der Schnellabschaltung ist ohne Beeinträchtigung des Reaktors beherrschbar. Bei gleichzeitigem Ausfall aller Gebläse wird nach 3 sec ein Leistungsmaximum erreicht und anschließend durch den Dopplereffekt abgebaut. Sowohl die Hüllrohre als auch der Brennstoff erreichen die Schmelztemperatur.

Der Bruch einer sattedampfführenden Leitung im Druckgefäß stellt auch ohne Schnellabschaltung keine Gefährdung des Reaktors dar, da sich infolge einer raschen Druckerhöhung im System die Reaktorleistung schnell reduziert.

Mit der Untersuchung weiterer Brucharten (Speisewasserleitung, interne Brüche) wurde begonnen. Das Rechenprogramm NOTKUL und Überlegungen zur Beherrschung des hypothetischen Unfalls "Kernschmelzen" wurde in Berichten dokumentiert.

Die Naturumlaufkühlung des DSR bei Atmosphärendruck zur langfristigen Nachwärmeabfuhr kann nach den abschließenden Rechnungen durch einen sekundären Naturumlaufkreis erfolgen. Die Auslegung des Druckabbausystems konnte weitgehend abgeschlossen werden. Weitere Untersuchungen bezogen sich auf die mechanische Belastung des Druckgefäßes beim Bruch einer Heißdampfleitung.