

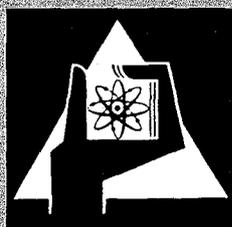
**KERNFORSCHUNGSZENTRUM
KARLSRUHE**

September 1971

KFK 1271/2
EUR 4721 d

Projekt Schneller Brüter

2. VIERTELJAHRESBERICHT 1971



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

KERNFORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE

September 1971

KFK 1271/2

EUR 4721 d

Projekt Schneller Brüter
2. Vierteljahresbericht 1971

Gesellschaft für Kernforschung mbH, Karlsruhe

1. The first part of the document discusses the importance of maintaining accurate records of all transactions and activities. It emphasizes that proper record-keeping is essential for ensuring transparency and accountability in financial reporting.

2. The second part of the document outlines the various methods and techniques used to collect and analyze data. It highlights the need for rigorous data collection procedures and the use of appropriate statistical tools to interpret the results.

3. The third part of the document focuses on the ethical considerations surrounding data collection and analysis. It stresses the importance of maintaining confidentiality and integrity of the data, and the need to obtain informed consent from participants.

4. The final part of the document provides a summary of the key findings and conclusions. It reiterates the importance of ethical practices and the need for ongoing monitoring and evaluation of the research process.

Der vorliegende 2. Vierteljahresbericht 1971 beschreibt Arbeiten am Projekt Schneller Brüter, die von Instituten der GfK in Karlsruhe durchgeführt worden sind. Darüber hinaus enthält der Bericht Beiträge von auswärtigen Gruppen, soweit sie insbes. am Hochleistungsbrennstabprogramm im Rahmen des Basisprogramms Schneller Brüter mitwirken.

Dieser Bericht wurde zusammengestellt von R. Hüper.

Inhaltsübersicht ⁺⁾

- 112. Brennstabentwicklung
- 113. Materialuntersuchung und -entwicklung
- 114. Korrosionsversuche und Kühlmittelanalysen
- 115. Arbeiten zum Brennstoffzyklus
- 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 in Gas und Dampf
- 128. Entwurfsstudien für gas- und dampfgekühlte Brutreaktoren
- 129. Entwurfsstudien zu natriumgekühlten Brutreaktoren

⁺⁾ Teilprojekte mit den zugehörigen PSB-Basisprogramm-Nummern.
Die Seiten sind innerhalb jedes Teilprojektes durchnummeriert.

1. The first part of the document discusses the importance of maintaining accurate records of all transactions and activities. It emphasizes that proper record-keeping is essential for ensuring transparency and accountability in financial operations. This section also highlights the role of internal controls in preventing fraud and errors.

2. The second part of the document focuses on the implementation of robust risk management strategies. It outlines various risk assessment techniques and provides guidance on how to identify, measure, and mitigate potential risks. The text stresses the need for a proactive approach to risk management to protect the organization's assets and reputation.

3. The third part of the document addresses the importance of effective communication and reporting. It discusses the need for clear and concise communication channels and the role of regular reporting in keeping stakeholders informed. This section also touches upon the importance of data security and the need for strong cybersecurity measures to protect sensitive information.

4. The fourth part of the document discusses the importance of continuous improvement and monitoring. It emphasizes that organizations should regularly review their processes and procedures to identify areas for improvement. This section also highlights the role of key performance indicators (KPIs) in measuring organizational success and the need for a culture of continuous learning and development.

5. The fifth part of the document discusses the importance of ethical considerations in business operations. It outlines the need for a strong ethical framework and the role of leadership in promoting ethical behavior. This section also touches upon the importance of transparency and the need for organizations to be open and honest in their dealings with stakeholders.

6. The sixth part of the document discusses the importance of stakeholder engagement and relationship management. It outlines the need for organizations to understand the needs and expectations of their various stakeholders and to engage with them in a meaningful way. This section also touches upon the importance of building trust and the need for organizations to be responsive to stakeholder concerns.

7. The seventh part of the document discusses the importance of innovation and digital transformation. It outlines the need for organizations to embrace new technologies and to foster a culture of innovation. This section also touches upon the importance of data analytics and the need for organizations to leverage data to drive decision-making and improve performance.

112 BRENNSTAB-ENTWICKLUNG1120 BrennstabmodelltheorieEntwicklung des SATURN 1 - Programmes

(F. Depisch, AEG; H. Elbel, H. Kämpf, IMF)

Mit SATURN 1 wurden weiterhin umfangreiche Testrechnungen durchgeführt. Sie dienten im wesentlichen der Untersuchung von drei Problemen:

1. Die flexible Gestaltung des Zweizonen-Brennstoff-Modells verlangt Kriterien, mit deren Hilfe die Grenze zwischen den beiden Zonen in Abhängigkeit von den Betriebsbedingungen, denen der Brennstab unterworfen ist, bestimmt werden kann. Mehrere solcher Kriterien wurden aufgestellt und auf ihre Zweckmäßigkeit hin geprüft. Als Beispiel sei folgendes Kriterium erwähnt:

Nach jedem Iterationszeitintervall wird die örtliche Äquivalenzspannung mit der flächengemittelten Äquivalenzspannung verglichen. Brennstoffzonen, in denen die örtliche Spannung weniger als ein bestimmter Prozentsatz des Flächenmittels beträgt, werden als hydrostatisch definiert und aus der spannungstheoretischen Behandlung ausgeschieden.

Unter stationären Betriebsbedingungen tragen Brennstoffzonen oberhalb einer vom Kriechgesetz abhängigen Temperaturgrenze nicht zur mechanischen Wechselwirkung zwischen Brennstoff und Hülle bei. Bei instationären Betriebsbedingungen verschiebt sich diese Grenze zu höheren Temperaturen.

2. Verformungen, die der Brennstab infolge thermischer Ausdehnung, von Schwellen oder Kriechen erleidet, werden in geeigneter Weise zur Korrektur der ursprünglich vorhandenen geometrischen Abmessungen des Brennstabs herangezogen. Es wurden verschiedene Möglichkeiten getestet, wobei ihr Einfluß auf den Wechsel von der Phase des freistehenden Brennstoffs und der freistehenden Hülle in die des Kontaktes zunächst im Vordergrund stand.
3. Das Divergenz-Konvergenz-Verhalten des in SATURN 1 verwendeten Iterationsverfahrens wurde anhand verschiedener Divergenz-Konvergenz-Kriterien in mehreren Testreihen untersucht. Die Ergebnisse zeigen, daß ein optimales Iterationszeitintervall existiert, dessen Länge von den Betriebsbedingungen und dem Materialverhalten des Brennstabs abhängig ist.

In zunehmendem Maße werden die Testrechnungen von Modellrechnungen abgelöst, mit denen die Variationsbreite der Modellvorstellungen über das Brennstabverhalten ausgelotet werden soll.

1121 Probenherstellung und Laborversuche (Oxid. Brennst.)

1121.0 Herstellung (im Labormaßstab)

1. Herstellung von UO_2 -Tabletten mit Sacklöchern (E. Günther, J. Heger, IMF)

Für elektrische Widerstandsmessungen an UO_2 -Tabletten wurden UO_2 -Zylinder mit hoher offener Porosität und mit axialen Sacklöchern benötigt.⁺⁾

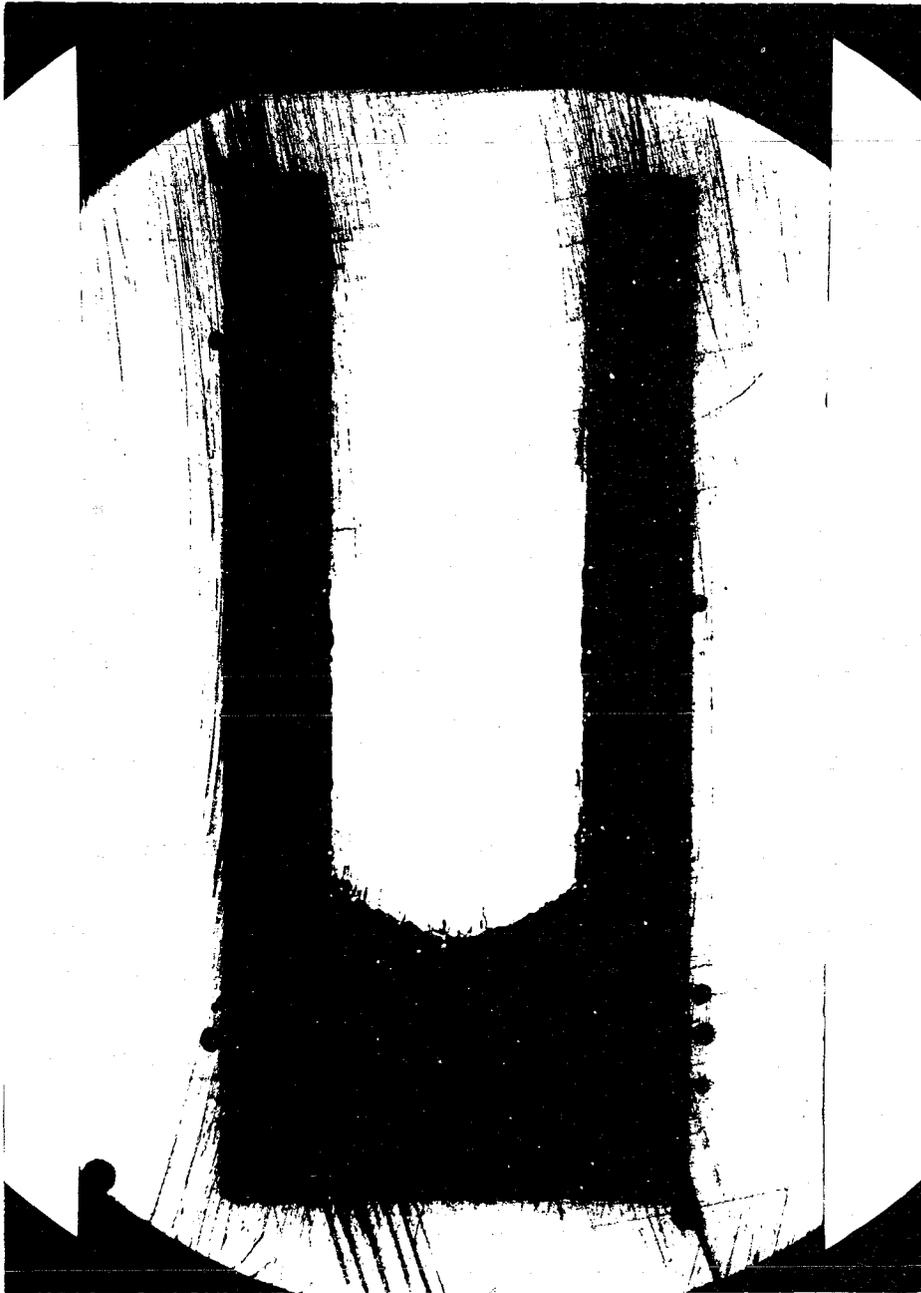
Zur Herstellung dieser Zylinder wurden UO_2 -Sinterlinge zerschlagen und gemahlen. Aus dem erhaltenen Sinterschrottpulver wurde nach der herkömmlichen Methode ein Granulat mit einer mittleren Partikelgröße $< 100 \mu$ gewonnen.

Mit einem Preßdruck von $1,9 \text{ t/cm}^2$, der maximal einstellbaren Füllhöhe von 46 mm und einer Matrize mit 9,4 mm Durchmesser wurden ca. zehn 20 mm hohe Tabletten hergestellt und vermessen.

Anschließend wurden die UO_2 -Zylinder in einen speziell auf diese Tablettenhöhe umgebauten Bohradapter eingespannt und Sacklöcher von 15 mm Bohrtiefe angebracht. Die Mittelwerte der Tablettenmaße sind in Tab. 1 festgehalten:

Außen- durchmesser (mm)	Innen- durchmesser (mm)	Höhe (mm)	Bohrungs- tiefe (mm)	Gewicht (g)	Dichte (g/cm ³)
9,48	5,40	20,25	15,00	9,73	6,7

⁺⁾ Der unmittelbare Anlaß für die vorliegende herstellungstechnische Untersuchung lag in dem Ziel, für die Überwachung der UO_2 -Stöchiometrie bei Kriechversuchen die Abhängigkeit des el. Widerstandes von der Stöchiometrie auszunutzen.



Makroaufnahme eines Längsschliffes einer
UO₂-Tablette mit Sackloch

Vergr. : 7X

Abb. 1

Die gebohrten Tabletten wurden unter CO_2 bei 750°C entwachst und 1,5 Stunden bei 1590°C im $\text{Ar}/5\% \text{H}_2$ -Strom gesintert. Die Sinterkörper hatten scharfe Kanten und waren formstabil; einige wenige zeigten jedoch feine Risse in der relativ dünnen Zylinderwandung. Diese Fehler entstanden aber schon beim Herausdrücken der gebohrten Tabletten aus der Halterungshülse des Bohradapters.

Tab. 2 zeigt die Maße (Mittelwerte) der Formkörper nach dem Sintern.

Außen- ϕ_a (mm)	Innen- ϕ_i (mm)	Höhe h (mm)	Bohrungs- tiefe (mm)	Gewicht (g)	Dichte (%th.D.)	$\Delta\phi_a$ (%)	$\Delta\phi_i$ (%)	Δh (%)	Δt (%)
9,30	5,20	19,87	14,30	7,30	62	1,9	3,7	1,9	4,9

Bei der Tablettenherstellung traten keine Preß- oder Sinterfehler auf.

Weiterhin konnten ohne Nachschleifen Hohlformen erzielt werden, bei denen die Wandstärke kleiner als der Innendurchmesser ist (Abb. 1).

Die Verwendung von Sinterschrottpulver brachte eine Enddichte von nur 62% der th.D. und damit die gewünschte hohe offene Porosität.

2. Untersuchung des Entwachungs- und Sintervorganges im Hinblick auf die Geometrieänderung von UO_2 -Tabletten (E. Günther, W. Jahraus, IMF)

Zur Überprüfung des Entwachungsvorganges auf seine Vollständigkeit und zur Untersuchung der Geometrieänderung von Tabletten während des Aufheiz- und Sintervorganges wurden mehrere Versuche mit einem Hochtemperatur-Dilatometer durchgeführt. Die dabei zum Einsatz gekommenen Grünlinge hatten die gleiche Vorgeschichte (Pulvercharakteristik, Preßdruck und Gründichte).

Mit einer Aufheizrate von $7,5^\circ\text{C}/\text{min}$ wurden die Preßlinge im Vakuum (Bereich 10^{-3} bis $5 \cdot 10^{-5}$ Torr) während einer Ofenfahrt entwachst und bei einer bestimmten Temperatur gesintert. Die dabei auftretende Längenänderung wurde

mit einem induktiven Wegaufnehmer festgestellt und mittels Schreiber registriert. Der Versuch wurde dann als beendet angesehen, als keine meßbare Längenänderung mehr festgestellt werden konnte; das bedeutet, daß die Tablette ausgesintert war. Die Abkühlgeschwindigkeit betrug $15^{\circ}/\text{min}$.

Insgesamt wurden zehn Versuche bei unterschiedlichen Temperaturen durchgeführt. Die Tabletten wurden vor und nach der Wärmebehandlung vermessen und die Änderung der geometrischen Daten in Abhängigkeit von der Sintertemperatur graphisch dargestellt (Abb. 2).

Ergebnis

Aus dem Diagramm geht hervor, daß bei 750°C die Tabletten völlig entwachst werden, denn der Gewichtsverlust beträgt bei dieser Temperatur ca. 2,8 %, was dem Wachsanteil beim Granulieren entspricht. Weiterhin wird deutlich, daß nach anfänglicher Volumenzunahme, hervorgerufen durch das Flüchtigwerden der eingranulierten organischen Substanzen die Werte der Durchmesser- und Höhenzunahme ein Maximum durchlaufen. Die Kurven ab 750°C wurden auf Null extrapoliert. Im Temperaturbereich zwischen 1100°C und 1200°C werden die Grünlingsausgangsdaten erreicht, und oberhalb dieses Temperaturfeldes beginnt der eigentliche Sintervorgang, was an den immer größer werdenden Schrumpfungsmaßen erkennbar ist.

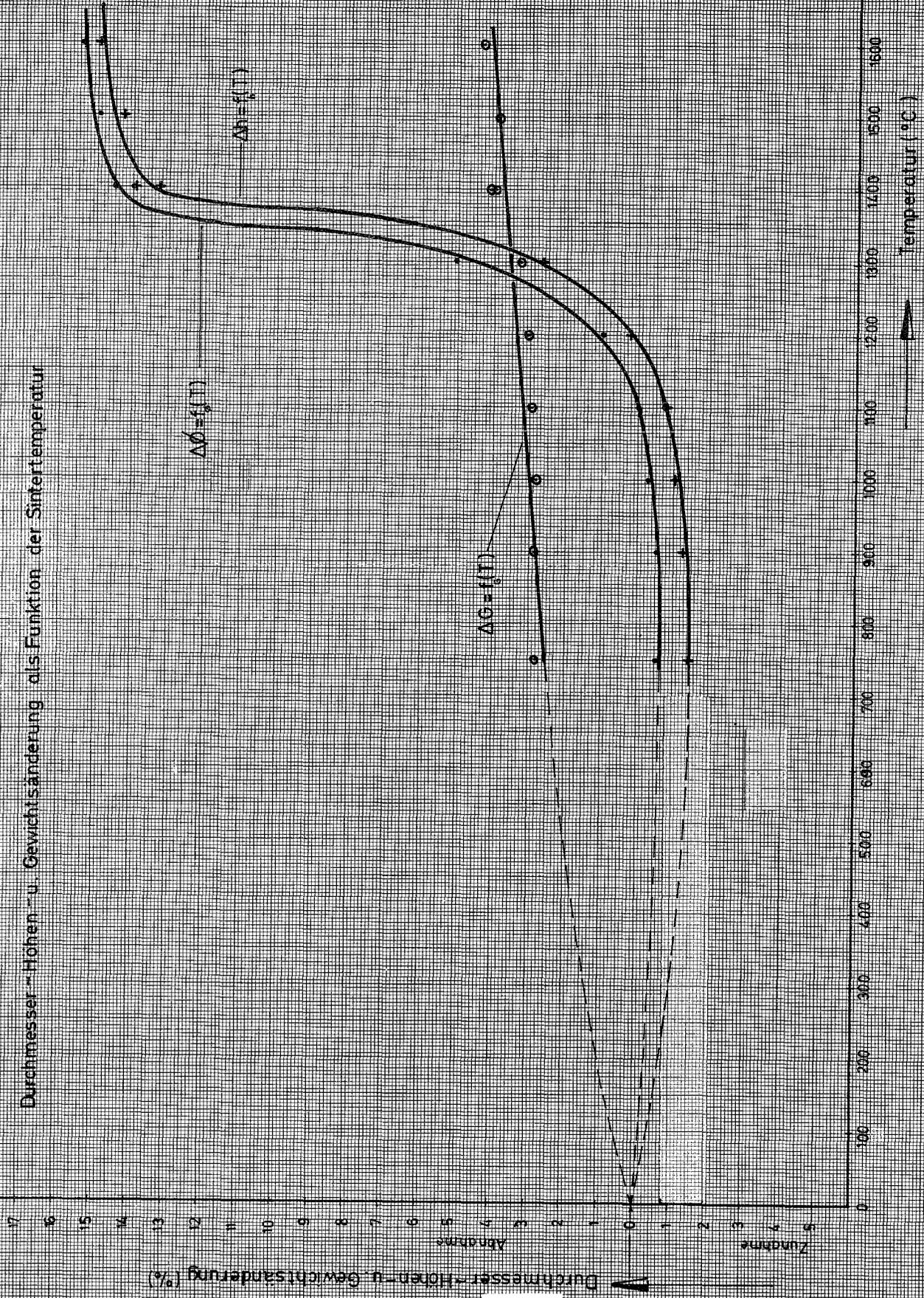
Für die Praxis bedeuten diese Versuche, daß die Entwachsungstemperatur nicht über 800°C ansteigen darf, denn ab hier beginnt die sog. Vorsinterphase (Abkalzinierereffekt), in der eine Oberflächenverminderung durch die Herabsetzung der künstlich erzeugten Porosität (von den gasförmigen Zeretzungsprodukten der Wachszusätze) eintritt und dadurch das Dichtsintern bei höheren Temperaturen erschwert wird.

Der relativ starke Anstieg der Schrumpfungsmaße ab 1200°C schwächt sich zusehens zwischen 1400°C und 1600°C ab, was darauf hindeutet, daß Sinteremperaturen über 1600°C bei diesen Tabletten keine großen Dichtzunahmen mehr zur Folge haben.

Abb. 2

Durchmesser-Höhen- u. Gewichtsänderung als Funktion der Sinter Temperatur

112-6



Durchmesser-Höhen- u. Gewichtsänderung (%)

Abnahme

Zunahme

$\Delta d = f(T)$

$\Delta h = f(T)$

$\Delta G = f(T)$

Temperatur (°C)

3. Herstellung von Brennstoffeinsätzen für Kriechkapseln SILOE 1

(Th. Dippel, H. Nagel, M. Wittmann, IMF)

Für das SILOE-1-Experiment waren zwei Brennstoffkapseln herzustellen. Wesentliches Merkmal dieser beiden Einsätze ist der kleine Radialspalt und die Tatsache, daß die Brennstoffsäule an beiden Seiten an den Endstopfen bzw. an eingelegten Distanzscheiben fest anliegt.

Die Brennstofftabletten wurden nach dem üblichen Verfahren mit 15 % PuO_2 hergestellt. Als Besonderheit ist zu bemerken, daß die Tabletten zunächst in einem Vorsinterprozeß ca. 2 % unter der Solldichte von 86,0 % th.D. gesintert wurden. Erst durch einen weiteren Sinterprozeß wurde die Solldichte eingestellt. Diese Maßnahme war ergriffen worden, um das Nachsintern der Brennstofftabletten während des Experiments soweit als möglich auszuschalten.

Durch Schleifen der Tabletten wurde der Durchmesser auf besser $\pm 0,01$ mm eingestellt. Die genaue Länge der Tablettensäule wurde mit einer Schiebellehre auf $\pm 0,02$ mm ausgemessen. Mit den so gefundenen Längenwerten und dem Längenwert für die theoretische Stapelhöhe von Brennstoffsäule und Distanzscheiben wurde die Höhe der einzulegenden Distanzscheiben berechnet. Der Aufbau der Brennstoffsäule ist in Tabelle 3 wiedergegeben. Dort sind auch alle übrigen Daten eingetragen.

1121.1 Technologische Eigenschaften von Mischoxid

Mechanische Eigenschaften (D.Vollath, IMF)

Für die Auswertung der Kriechversuche wurde ein FORTRAN IV-Rechenprogramm entwickelt, das die Kriechparameter wie Strukturfaktor, Spannungsexponent und Aktivierungsenergie nach der Methode der kleinsten Quadrate berechnet. Das Programm benützt zur Berechnung des Spannungsexponenten die Tatsache, daß sich während der Verformung der Probenquerschnitt und damit die Spannung laufend ändert. Selbstverständlich kann das Programm auch Lastwechselversuche auswerten. Zur Bestimmung der Aktivierungsenergie sind Temperaturwechselversuche notwendig. Bei der Auswertung mit dem vorliegenden Programm können auch kombinierte Last- und Temperaturwechselversuche ausgewertet werden.

Tabelle 3

Kapsel 1					Kapsel 2				
Nr.	Gewicht (g)	Durchmesser (mm)	Höhe (mm)	Dichte (% th.D.)	Nr.	Gewicht (g)	Durchmesser (mm)	Höhe (mm)	Dichte (%th.D.)
Distanz- scheibe 1 ⁺⁾	- 3,3466	- 6,700	1,20 10,02	- 85,84	Distanz- scheibe 1 ⁺⁾	- 3,3970	- 6,702	1,20 10,12	- 86,23
2	3,3830	6,706	10,11	85,85	2	3,3652	6,700	10,05	86,06
3	3,3652	6,700	10,08	85,81	3	3,3589	6,703	10,02	86,08
4	3,3522	6,704	10,03	85,80	4	3,3984	6,704	10,13	86,12
5	3,3727	6,705	10,10	85,70	5	3,3965	6,700	10,09	86,52
Distanz- scheibe	-	-	1,10	-	Distanz- scheibe	-	-	1,20	-
Gesamt- Gewicht	16,8197				Gesamt- Gewicht	16,9160			
Gesamt-Höhe berechnet			50,34		Gesamt-Höhe berechnet			50,41	
Gesamt-Höhe gemessen			50,53		Gesamt-Höhe gemessen			50,52	

0 : Me	1,98 - 1,99
--------	-------------

+) Zählung beginnt am unteren nicht mit der Fritte versehenen Endstopfen (Vergl. Zeichnung Mol 10-1-2a)

Die Anpassung erfolgt nach der Methode der kleinsten Quadrate, so daß die Summe der Quadrate der Fehler

$$F_i = (t_{i+1} - t_i) + \int_{l_i}^{l_{i+1}} \frac{d l}{\int_0^l \dot{\epsilon}(x) dx}$$

ein Minimum wird. In dieser Formel sind

- F_i ... Fehler des i -ten Meßpunktes
 t_i ... Zeitpunkt der i -ten Ablesung
 t_{i+1} ... Zeitpunkt der $i+1$ -ten Ablesung
 l_i ... Länge der Probe zur Zeit t_i
 l_{i+1} ... Länge der Probe zur Zeit t_{i+1}
 $\dot{\epsilon}(x)$... Kriechgeschwindigkeit in der Höhe x der Probe
 $\dot{\epsilon}(x) = A \cdot \sigma^n \cdot e^{-Q/RT(x)}$

$T(x)$... Temperatur in der Höhe x der Probe

Die Berücksichtigung einer Geschwindigkeitsverteilung in der Probe ist dann wesentlich, wenn in der Probe Temperaturgradienten auftreten. Die Spannung σ wird unter der Annahme der Volumenkonstanz der Probe berechnet.

Will man einen Vergleich zwischen den mit Hilfe der berechneten Kriechparameter ermittelten Kriechgeschwindigkeiten und den gemessenen Kriechgeschwindigkeiten durchführen, so benützt man die Formel

$$\dot{\epsilon}_{i_{\text{kon}}} = \frac{\dot{\epsilon}_0(\sigma_0, T_0)}{t_{i+1} - t_i} \int_{l_i}^{l_{i+1}} \frac{d l}{\int_0^l \dot{\epsilon}(x) dx},$$

wobei $\dot{\epsilon}_0$ die auf die Spannung σ_0 und die Temperatur T_0 normierte Kriechgeschwindigkeit ist. Die mittlere korrigierte Kriechgeschwindigkeit erhält man durch Mittelung über alle Messungen eines Versuches.

Die Abb. 3 zeigt als Beispiel die Auswertung eines Temperaturwechselversuches bei einer Spannung von 400 kp/cm^2 nach der Formel

$$\dot{\epsilon} = A \cdot \sigma^1 e^{-\frac{115000}{RT}} + B \sigma^{4,5} e^{-\frac{175000}{RT}} \quad (\text{sec}^{-1})$$

Die Rechnung ergab für die Konstanten $A = 1,27 \cdot 10^5$ und $B = 1,46 \cdot 10^3$.

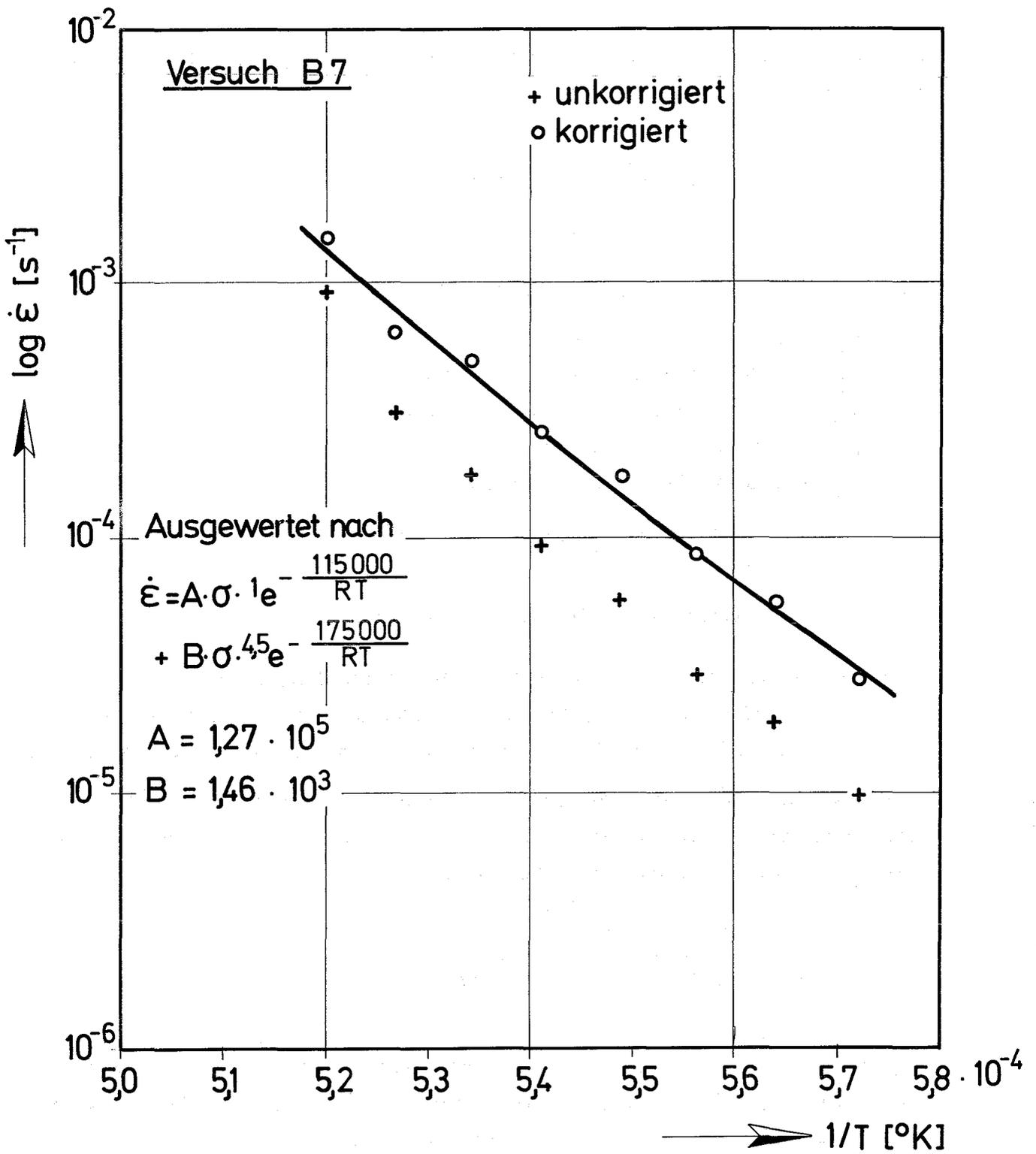


Abb. 3

1121.4 Mikrosondenuntersuchungen zum Nachweis von Spaltprodukten und von U-Pu-Konzentrationsverschiebungen in bestrahlten Oxidbrennstoffstäben (H. Huber, H. Kleykamp, IMF)

Im Rahmen der Bestrahlungsnachuntersuchungen wurden mit der Mikrosonde UO_2 -Proben (KVE 25, 27, 29) und vier Mischoxid-Proben (KVE 33, 35, 36) der FR 2-Kapselbestrahlungen mit den Schwerpunkten Spaltproduktverteilung, Verträglichkeit und U/Pu-Konzentration untersucht. Es zeigten sich folgende Ergebnisse.

1. In der Brennstoffmatrix der untersuchten Proben konnten Spaltprodukte ausser Spuren von Zirkon nicht nachgewiesen werden. Folgende Spaltprodukte wurden als Ausscheidungen im Brennstoff und an der Hüllinnenkante beobachtet:

UO_2 : in der Stengelkristall- und Kornwachstumszone Mo, Tc, Ru, Rh als metallische Ausscheidungen; in der Stengelkristallzone Zr, Ba, Sr als keramische Ausscheidungen; an der Hülle Te.

Mischoxid: in der Stengelkristall- und Kornwachstumszone Mo, Tc, Ru, Rh; in der Porositätszone Pd sowie Ba und Mo (alle Ausscheidungen enthalten teilweise Fe, das auch in der Porositätszone, jedoch ohne begleitendes Element, nachgewiesen wurde); an der Hüllinnenkante Te, Cs, J.

2. Reaktionen an der Hüllinnenkante wurden an einer Mischoxidprobe als Korngrenzenreaktion festgestellt. Die Fe-, Ni- und Cr-Verteilung wurde bestimmt.
3. Radiale Konzentrationsprofile von U und Pu wurden gemessen. In den UO_2 -Proben fällt die U-Konzentration nach aussen ab. Wie groß der Porositätseinfluss ist, wird untersucht. In den Mischoxid-Proben wurde ein Pu-Maximum am Zentralkanal und ein Pu-Minimum im kälteren Teil der Säulenkristallzone beobachtet. Die Konzentrationen im Maximum und Minimum stehen ungefähr im Verhältnis 2:1. Das U-Konzentrationsprofil verläuft komplementär zum Pu-Profil.

Untersuchungen zur Verträglichkeit zwischen Brennstoff und Hüllrohr
siehe unter 1124.23

1122. Bestrahlungsexperimente (Parameter-tests) mit oxid. Brennst.1122.2 Integrale Dichteexperimente im FR2Bestrahlungsnachuntersuchungen an Thermoelementen (H. Häfner, IMF)

Der sogenannte integrale Dichteversuch wurde in 3 Kapselversuchseinsätzen (KVE 72 bis 74) des bekannten NaK/PbBi-Doppelkapseltyps mit je 3 Brennstäben durchgeführt. Die Bestrahlung konnte planmäßig beendet werden und erbrachte folgende Daten:

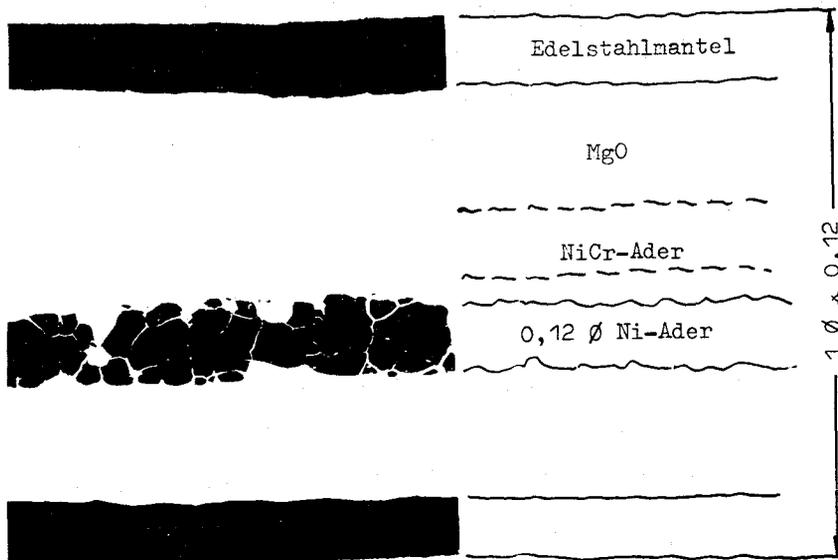
KVE	Zahl d. Stäbe	χ max. [W/cm]	$\bar{\chi}$ [W/cm]	$t_{can,max}$ [°C]	Bestrahlungszeit	Abbrand [MWd/tM]
72	3	530	515	625	1 Zykl.=34 Tage	7000
73	3	500	460	600	3 Zykl.=93 Tage	17000
74	3	560	475	655	10 Zykl.=282Tage	53000

Leider sind bei KVE 72 und 73 erstmals schon innerhalb der ersten zwei Bestrahlungswochen mehrere der jeweils 10 eingesetzten Chromel/Alumel-Miniatur-Mantelthermoelemente (Edelstahlmantel 1 mm ϕ) ausgefallen; und zwar ist die Anzeige dieser Thermoelemente von Anfangswerten zwischen 300 °C und 500 °C über einen Zeitraum von max. 10 Stunden unter 200 °C abgefallen.

Eine Bestrahlungsnachuntersuchung an Thermoelementen aus KVE 72 in den Heißen Zellen sollte die Ursache des Thermoelementenausfalls klären helfen: Die angefertigten metallographischen Schliffe zeigen außergewöhnliche Grobkornbildung in den Thermoelementdrähten, die offensichtlich zur Unterbrechung der Adern führte. Dieser Befund wird auch durch die elektrische Messung bestätigt. Außerdem weisen einige Thermoelementmäntel eine max. 30 μ m tiefe Korrosionszone vom Blei-Wismut her auf, was nicht überraschend ist (Abb. 4). Grobkornbildungen der vorliegenden Art sind zuvor nie eingetreten, obwohl mit solchen Thermoelementen z.T. schon Temperaturen bis 1100 °C über längere Zeit gemessen wurden. Bei diesen Temperaturen ist der Rekristallisationspunkt des Adernmaterials auf jeden Fall überschritten. Ein Temperatureinfluß kann also hier vermutlich nicht allein verantwortlich gemacht werden; es scheinen

vielmehr besonders ungünstige mechanische Beanspruchungen (vor oder während der Bestrahlung) vorgelegen zu haben. U.U. handelt es sich auch um einen Fabrikationsfehler (Zwischenglühung ausgelassen?), der jedoch bei elektrischen Prüfungen bei Raumtemperatur noch nicht feststellbar war, sondern erst bei höheren Betriebstemperaturen zum Schaden führte. Übrigens waren später eingesetzte Thermoelemente aus derselben Lieferung in Ordnung.

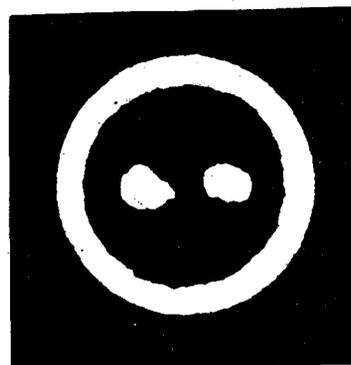
Bisher sind insgesamt fast 1000 Thermoelemente mit der gleichen Spezifikation in FR2-Kapselversuchseinsätzen bestrahlt worden. Vereinzelt sind immer schon Thermoelemente ausgefallen, wobei im allgemeinen der relativ dünne Thermoelementmantel im Blei-Wismut durchkorridiert war.



Längsschnitt durch ein Thermoelement (60 x)



Längsschnitt durch eine Ni-Ader (120 x)



Querschnitt durch ein Thermoelement (30 x)

1123 Bestrahlungen zur Erprobung des SNR-Brennstabkonzeptes im schnellen Neutronenfluß (Performance Tests) (G. Karsten, PSB-PL)

DFR

Wie bereits berichtet (KFK-Ber. 1271/1), hatte ein GfK-Trefoil mit Stäben des 39-Stabbündels (DFR 350) aus dem DFR wegen zweier aufgetretener Hüllschäden an einem Stab entfernt werden müssen. Nachdem inzwischen zwei Trefoil-Stäbe (einer wegen größerer Hüllaufweitung) durch andere DFR 350-Stäbe ersetzt worden sind, wird das Trefoil demnächst wieder in den DFR eingesetzt. Allgemein scheinen das Umsetzen einzelner Stäbe von einem Bestrahlungseinsatz in einen anderen und die Kürze der Bestrahlungszyklen bei den Tests zu besonderen Belastungen der Hüllen zu führen, da u. a. der Brennstoff durch Manipulationen während der erneuten Assemblierung bzw. die thermischen Schwankungen bei zyklischem Betrieb Risse bekommen kann, die bei der Fortsetzung der Bestrahlung nicht wieder "zuwachsen", sondern eine Volumenvergrößerung des Brennstoffes zur Folge haben. Hierauf deuten die kurz nach erneutem Einsatz gemessenen relativ starken Hüllaufweitungen.

RAPSODIE

Die Bestrahlung der beiden 34-Stab-Bündel, der 5 Monitorstäbe sowie einer Materialkapsel in RAPSODIE verläuft planmäßig. Nach Erreichung des Zielabbrandes von 80 000 MWd/t sollen die Bündel im Frühjahr 1972 aus RAPSODIE entfernt werden, während die Monitorstäbe (Zielabbrand 60 000 MWd/t) und die Materialkapsel bis Ende November 1971 bestrahlt werden sollen.

1124 Brennstäbe mit karbidischem bzw. nitridischem Brennstoff1124.1 Verfahrens- und Geräteentwicklung1124.11 Herstellung im LabormaßstabHerstellung von UO_2 -C-Gemischen für die UC-Synthese

(Th. Dippel, R. Hanselmann, E. Kaiser, D. Vollath, IMF)

Für die Herstellung des UO_2 -C-Gemisches wurden ADU-gefälltes UO_2 sowie naturreiner Graphit verwendet. Die Mischungen wurden durch Mahlen in einer Planetenkugelmühle hergestellt. Ziel der Arbeiten war es, den Einfluß der Mahldauer auf die Mischung der Pulver zu untersuchen sowie die Möglichkeiten für die Charakterisierung solcher Pulvergemische zu studieren. Ziel des Mischens ist es, ein homogenes Pulvergemisch herzustellen, um im späteren Reaktionsprodukt lokale Differenzen im Kohlenstoffgehalt zu vermeiden. Abb. 5 zeigt den Kohlenstoffgehalt der Mischung nach verschiedenen Mahldauern. Zusätzlich ist die Standardabweichung der C-Konzentrationen als Maß für die Homogenisierung eingetragen. Die Homogenisierung kommt auch sehr gut durch eine Analyse der Probe mittels Röntgenbeugung zum Ausdruck. Während im Ausgangsgemisch sowie nach kurzer Mahldauer die Beugungslinien des Graphits deutlich zu sehen sind, werden diese mit zunehmender Mahldauer immer schwächer, bis sie schließlich bei 32 Stunden Mahldauer völlig verschwinden. Dadurch zeigt sich, daß die Mischung homogen geworden ist. Diese Aussage ist von Bedeutung, da die röntgenografische Messung wesentlich weniger Zeit als eine chemische Analyse in Anspruch nimmt. Erklärt wird das Verschwinden der Graphitlinien im Beugungsdiagramm, indem man Messungen der BET-Oberfläche nach verschiedenen Mahldauern macht. In Abb. 6 ist die BET-Oberfläche von UO_2 und UO_2 -C-Gemischen gegen die Mahlzeit aufgetragen. Während bei reinem UO_2 eine Verminderung der Oberfläche als Funktion der Mahldauer zu beobachten ist, nimmt die Oberfläche von UO_2 -C-Gemischen mit der Mahldauer zu. Dies wird durch ein Überziehen der neugebildeten Oberflächen mit Graphit erklärt. Verschmiert man den vorhandenen Graphit über die Oberfläche des UO_2 , so erhält man Schichtdicken, von denen keine Röntgenbeugungseffekte mehr erwartet werden können. Da die Schärfe der UO_2 -Beugungslinien mit zunehmender Mahldauer abnimmt, muß man annehmen, daß die Neubildung von UO_2 -Oberfläche durch Zerkleinerung der Gitterbereiche im UO_2 erfolgt.

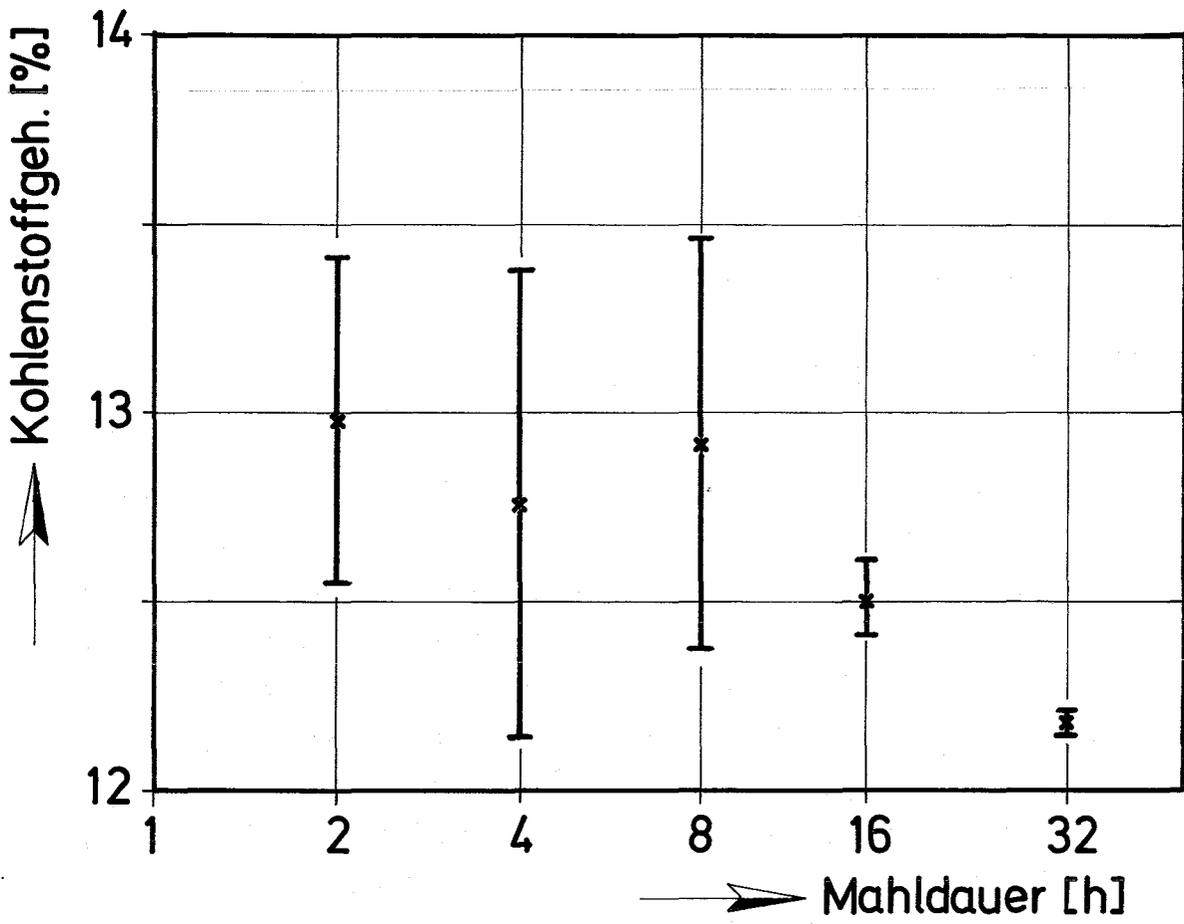


Abb. 5

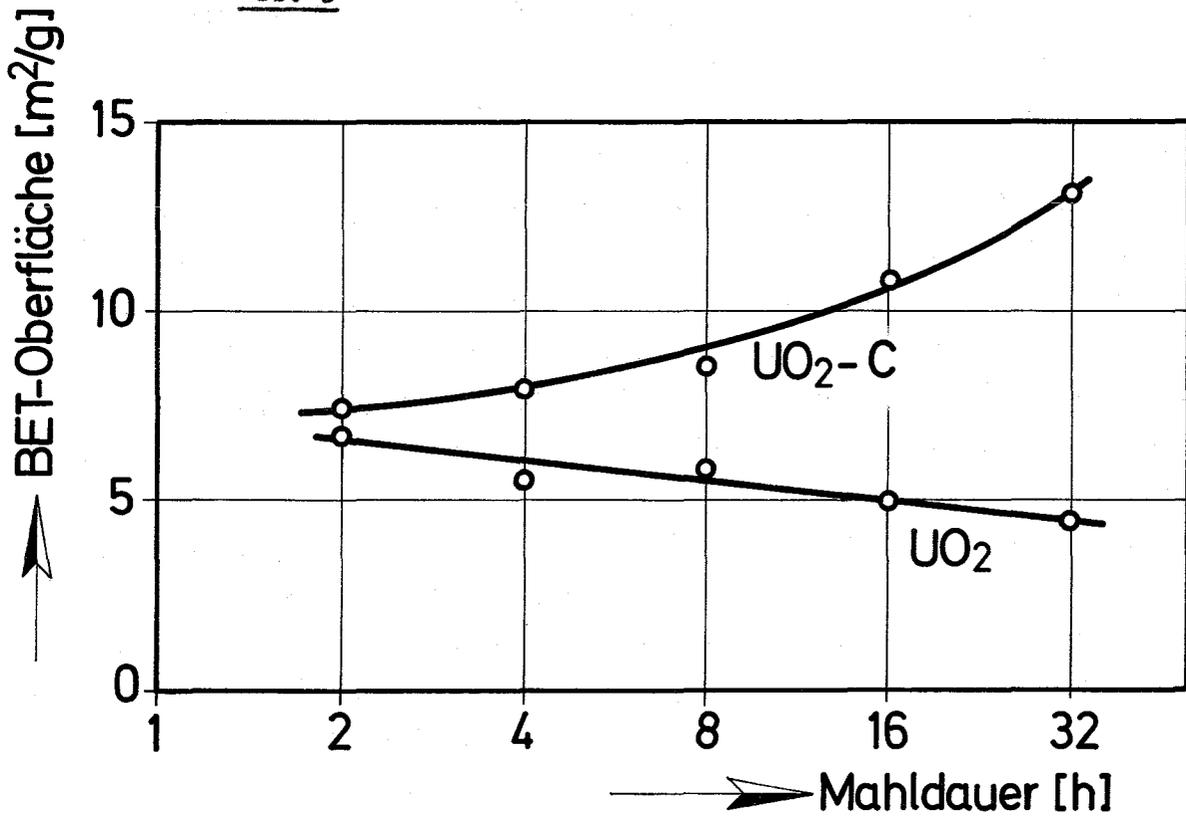


Abb. 6

1124.12 Herstellung im IndustrieverfahrenNa-Einfülltechnik (Na-Analytik) (N. Henzel, AEG)

Es wurde eine Literaturlauswertung mit dem Ziel durchgeführt, eine Analyse-methode auszuwählen, die für die Bestimmung von Gesamtkohlenstoff und von carbonatisch gebundenem Kohlenstoff im Bindungsmedium natriumgebundener Brennstäbe geeignet ist. Alle dabei aufgefundenen Methoden bedienen sich zur Isolierung der auch den Kohlenstoff enthaltenden Verunreinigungen im Natriummetall des Destillationsverfahrens, da nur auf diese Weise - bei gleichzeitiger Anreicherung - Analysefehler durch das Kohlendioxid der Luft hinreichend ausgeschlossen werden können. Die Bestimmung von Gesamtkohlenstoff im Destillationsrückstand erfolgt dann durch Verbrennen im Sauerstoffstrom und anschließende Messung des entstandenen Kohlendioxids. Als Carbonat gebundener Kohlenstoff wird am besten in einer Parallelprobe über das bei der Säurebehandlung des Destillationsrückstands freigesetzte Kohlendioxid ermittelt.

Die Analyse von Natrium aus Kohlenstoff im ppm-Bereich setzt demnach die Beherrschung der Natriumdestillation im Vakuum voraus. In Fortführung früherer, auf die Anwendung des Amalgamierungsverfahrens gerichteter analytischer Untersuchungen konzentrierten sich die experimentellen Arbeiten im Berichtszeitraum daher auf die Erstellung einer Apparatur zur Natriumdestillation und die Erprobung des Verfahrens.

Geschmolzenes Natrium (Hersteller: Degussa) wurde in Mengen von ca. 1 g in Al_2O_3 -Tiegel gefüllt und nach dem Wägen unter Schutzgasatmosphäre (Helium mit $< 3 \text{ ppm H}_2\text{O}$) in ein zuvor innen mit Natrium verspiegeltes, dicht verschließbares zylindrisches Glasgefäß gebracht. Dieses wurde nach dem Ausschleusen aus der Glovebox in Höhe des Tiegels zentrisch in die HF-Spule eines 1,5 KW-Generators (Typ: Elphiac) eingeführt und auf 10^{-4} Torr evakuiert. Dann wurde das Natrium induktiv auf ca. 350°C erwärmt und im Laufe von etwa 30 min an der Wand des Gefäßes abgeschieden. Das Ende der Destillation gab sich an einer (ohne Steigerung der HF-Leistung auftretenden) Erhöhung der über einen Schreiber registrierten Tiegeltemperatur auf ca. 400°C zu erkennen.

Nach beendeter Destillation und Abkühlung wurde der Tiegel dem Gefäß entnommen und in das mit Schutzgas gespülte, einseitig offene Verbrennungsröhr eines Röhrenofens eingeschoben. Bei etwa 1100 °C wurde Schutzgas durch Sauerstoff ersetzt und dadurch der anwesende Kohlenstoff zu Kohlendioxid umgesetzt. Dieses wurde in einer Lösung von Bariumperchlorat absorbiert und coulometrisch, d.h. über die durch $\text{Ba}(\text{OH})_2$ -Bildung auftretende Änderung des p_{H} -Werts, bestimmt.

Erste, noch nicht geeichte Versuche ohne Blindwertkorrektur lieferten Werte zwischen 10 und 27 ppm Gesamtkohlenstoff.

Entwicklung einer Spezifikation für den Karbidbrüterstab

(F.J. Schmidt, AEG)

Die bei Karbidbrennstäben mögliche hohe Stableistung führt bei normalen Schnellbrüterhüllrohrdimensionen zu erheblichen Wärmespannungen.

Mechanische Spannungen im Brennstab - abgesehen von Spannungen durch Abstandhalterkräfte - können durch Spaltgasdruckentlastung sowie durch Natrium-Bindung (Brennstoffschwellen) weitgehend reduziert werden.

Es wurde untersucht, inwieweit ausschließlich durch Wärmespannungen beim Leistungszyklieren die Integrität der Hüllen gefährdet ist. Die durch Überschreitung der Warmstreckgrenze und durch Spannungsrelaxation entstehenden plastischen Verformungen - beim Leistungszyklieren Wechselerformungen - können zum Ermüdungsbruch führen. Vorläufige Ergebnisse für AISI 316 zeigen, daß für übliche Auslegungen (Stableistungen $< 1000 \text{ W/cm}$, Hüllrohrwandstärken $< 0,4 \text{ mm}$) die Bruchzyklenzahlen um Größenordnungen über denen im Reaktorbetrieb zu erwartenden liegen.

Bei Stableistungen $> 1400 \text{ W/cm}$ liegen die Bruchzyklenzahlen jedoch auch für kleinere Hüllrohrwandstärken bereits in einem Bereich, der im Reaktorbetrieb auftreten kann.

Die wesentlichen Parameter der Untersuchung sind die Hüllrohrgeometrie, die Stableistung und die Hüllrohrtemperatur.

Als Lebensdauerkriterium werkstoffseitig wurde die Coffin-Manson-Beziehung bzw. eine Modifikation herangezogen, die die Verformungsgeschwindigkeit berücksichtigt.

Die Untersuchung soll erweitert werden durch Anwendung von Energiekriterien zur Bestimmung der Bruchzyklenzahlen.

1124.2 Laborexperimente zur Brennstabauslegung

Zur Existenz von Oxidcarbiden in den Systemen La-C-O, Ce-C-O, Pr-C-O, Nd-C-O (H. Holleck, E. Smailos, IMF)

Über die Problematik der Existenz kohlenstoffarmer Carbide der Seltenen Erdmetalle (La, Ce, Pr, Nd) wurde bereits berichtet. ^x, ^{xx}

Weitere Untersuchungen in den Dreistoffsystemen (La, Ce, Pr, Nd)-C-O wurden durchgeführt, um den Existenzbereich und die Bedingungen einer Stabilisierung festzulegen. Durch Sintern im Hochvakuum zwischen 1000 und 1600 °C sowie durch Lichtbogenschmelzen unter Argon mit anschließender Homogenisierungsglühung zwischen 1000 und 1200 °C konnten in den Systemen La-C-O, Ce-C-O, Pr-C-O und Nd-C-O die ternären Oxidcarbide $\text{La}(\text{O}_{1-x}\text{C}_x)$ mit $x \approx 0,3$, $\text{Ce}(\text{O}_{1-x}\text{C}_x)$ mit $x \approx 0,3$, $\text{Pr}(\text{O}_{1-x}\text{C}_x)$ mit x variierend zwischen $x = 0,2$ und $x = 0,4$ und $\text{Nd}(\text{O}_{1-x}\text{C}_x)$ mit x variierend zwischen $x = 0,3$ und $x = 0,5$ hergestellt werden. Röntgenographische und metallographische Untersuchungen zeigten, daß diese ternären Phasen für La und Ce als Punktverbindung existieren, während sie für Pr und Nd einen homogenen Bereich besitzen.

^x H. Holleck in KFK-Bericht 1111 (1969)

^{xx} H. Holleck, E. Smailos in KFK-Bericht 1270/2 S. 112-77

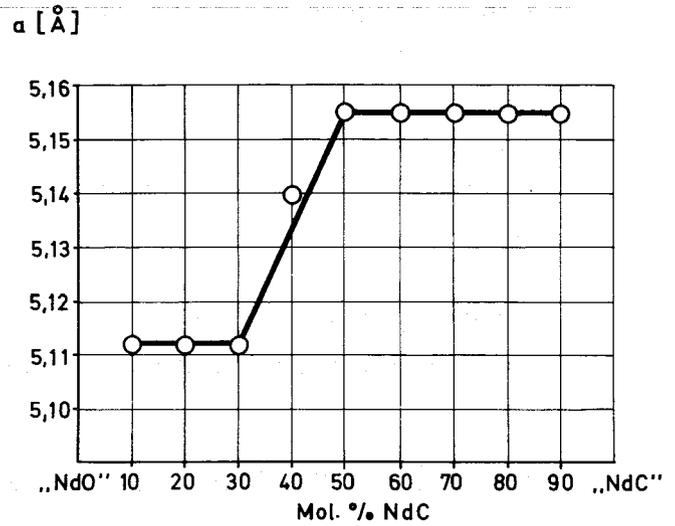
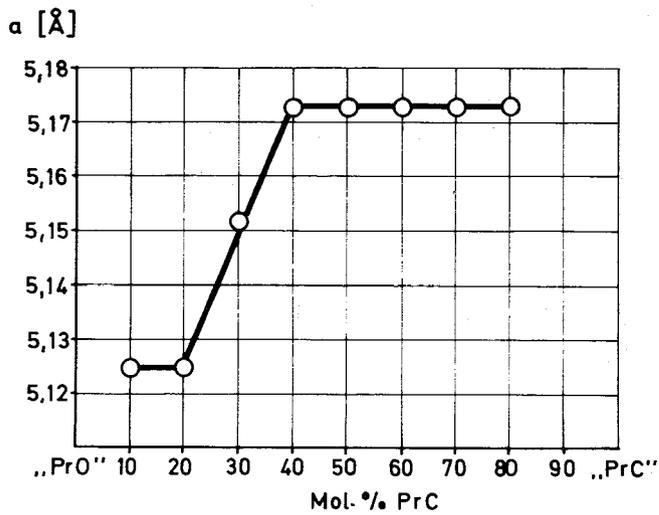


Abb. 7

Gitterparameter der
Phase $\text{Pr}(\text{C},\text{O})$ auf dem
Schnitt "PrO"- "PrC"

Abb. 8

Gitterparameter der
Phase $\text{Nd}(\text{C},\text{O})$ auf dem
Schnitt "NdO"- "NdC"

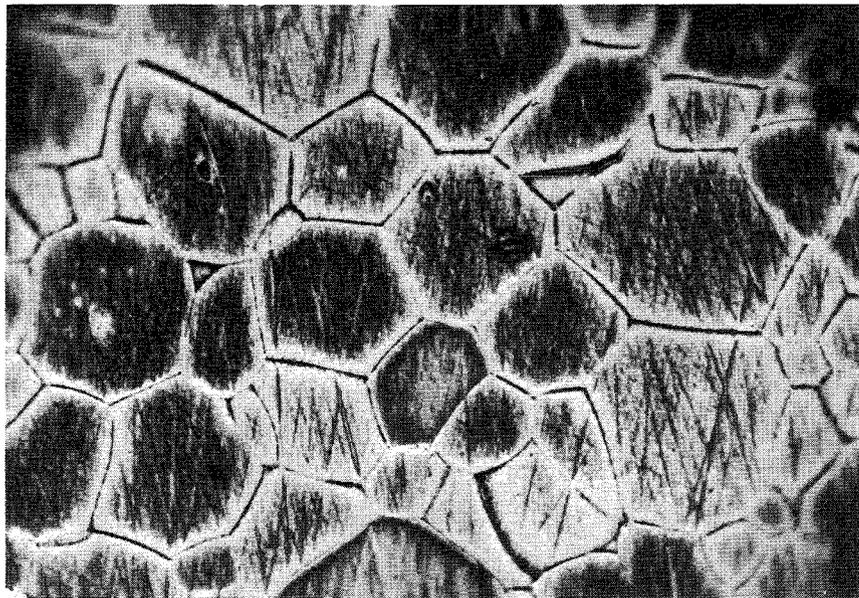


Abb. 9

Schliffbild einer bei 1200°C 1 Std. im HV homo-
genisierten Probe der Ausgangszusammensetzung
 $\text{Nd}-\text{C}-\text{O}$ (50-20-30, At.%)
Röntgenbefund: $\text{Nd}(\text{C},\text{O})$

x 500

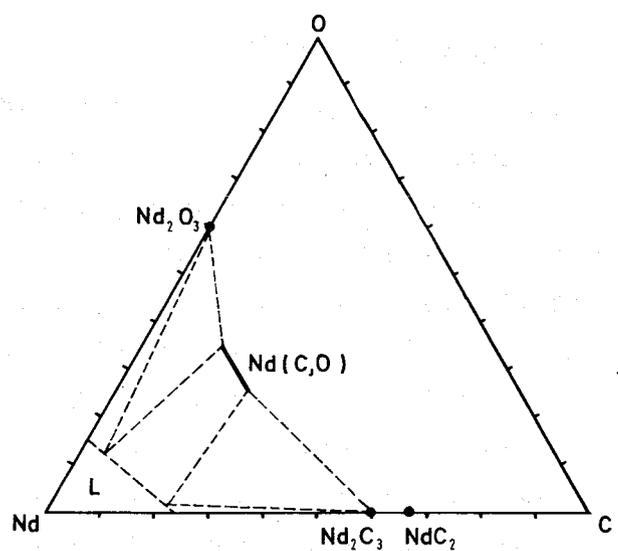
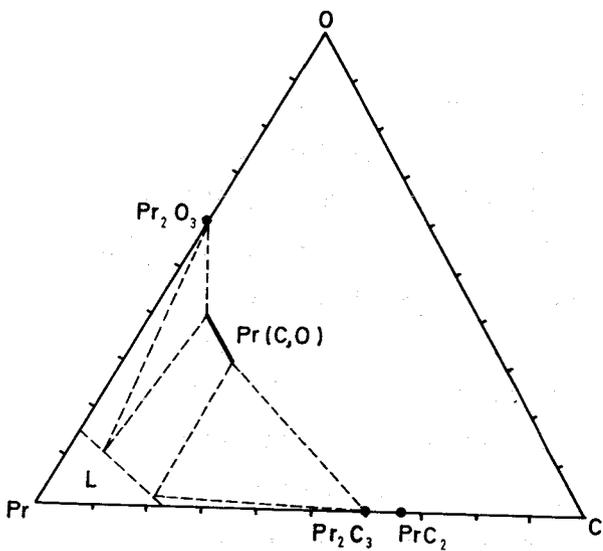
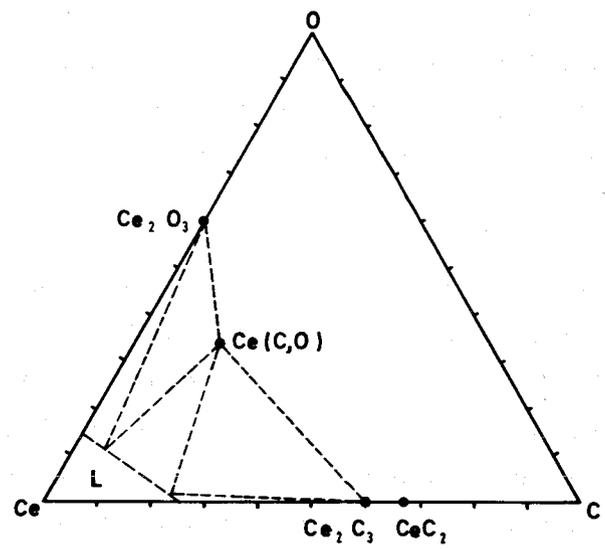
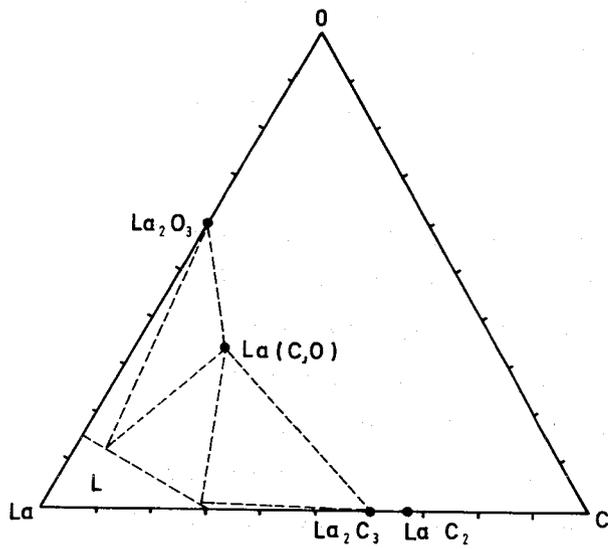


Abb. 10

Vorschlag einer Phasenfeldaufteilung auf der metallreichen Seite der Systeme La-C-O, Ce-C-O, Pr-C-O bei 1000°C und Nd-C-O bei 1200°C

Alle diese ternären Oxidcarbide haben eine kubisch flächenzentrierte Struktur mit einem Gitterparameter von $a = 5,263 \text{ \AA}$ für $\text{La}(\text{C},\text{O})$ und $a = 5,123 \text{ \AA}$ für $\text{Ce}(\text{C},\text{O})$. Den Gitterparameterverlauf der Phasen $\text{Pr}(\text{C},\text{O})$ und $\text{Nd}(\text{C},\text{O})$ für Proben auf dem Schnitt "PrO"- "PrC" bzw. "NdO"- "NdC", die bei $1000 \text{ }^\circ\text{C}$ 1 Stunde bzw. $1200 \text{ }^\circ\text{C}$ 16 Stunden im Hochvakuum homogenisiert wurden, zeigen Abb. 7 und 8.

Das Schlifffbild einer Probe der Ausgangszusammensetzung Nd-C-O (50-20-30, At.%) zeigt das einphasige Gefüge der ternären Phase $\text{Nd}(\text{C},\text{O})$ (Abb. 9). Die Befunde an verschiedenen Proben der einzelnen Systeme führen zu einem Vorschlag einer Phasenfeldaufteilung gemäß Abb. 10. Es ist hieraus zu folgern, daß geringe Sauerstoffgehalte zwar einen stabilisierenden Einfluß auf die Bildung fester Lösungen der Seltenen Erdmetalle in der Uran-Plutonium-Monocarbide-Mischphase ausüben werden, daß jedoch infolge der sauerstoffreichen Zusammensetzung dieser Oxidcarbide der Einfluß auf eine Stöchiometrieverschiebung gering sein wird.

Untersuchungen über die Verträglichkeit Brennstoff/Hülle

(O. Götzmann, P. Hofmann, IMF)

Karbidischer Brennstoff.

Zwischen den Stählen vom Typ 4981, 4988 und Sandvik 12R72HV einerseits und überstöchiometrischem UC (äquival. Kohlenstoffgehalt 4,9 Gew.-%; zweite Phase UC_2) andererseits, haben nach 5000 h bei 700, 800 und $900 \text{ }^\circ\text{C}$ keine katastrophalen Reaktionen stattgefunden. Die in den metallographischen Schlifffbildern (Abb. 11 - 17) erkennbaren Wechselwirkungen beschränkten sich auf kleine Zonen in der Hülle und im Brennstoff (5 - 20 μm). Die Schliffe wurden noch nicht mit der Mikrosonde untersucht und auch noch nicht nach den verschiedenen Ätzverfahren behandelt. Die Ausscheidungen, die ungeätzt im Hüllmaterial erkennbar sind (das sind wegen der langen Auslagerungszeiten immer viele), erscheinen über den ganzen Hüllquerschnitt homogen verteilt. Das Ausmaß der Wechselwirkungen wird möglicherweise erst durch Anätzen der Schliffe oder die Kohlenstoffanalyse erkennbar sein.

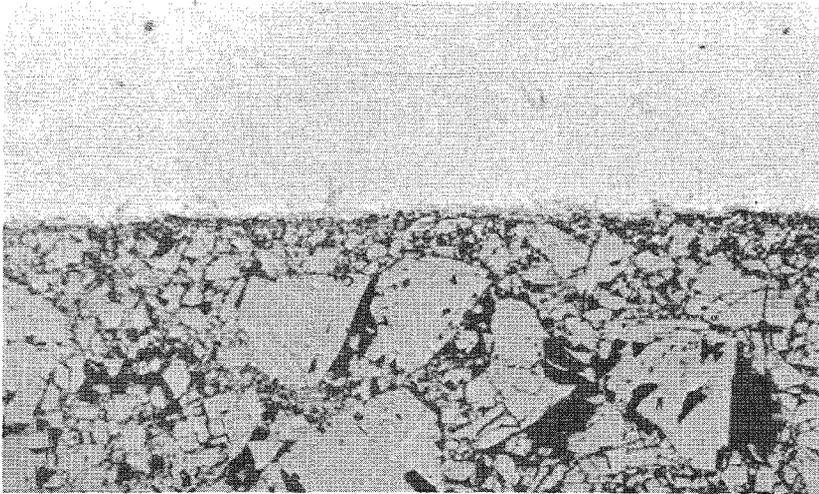


Bild 11:
Stahl 4981/UC
800°C/5000 h
500x

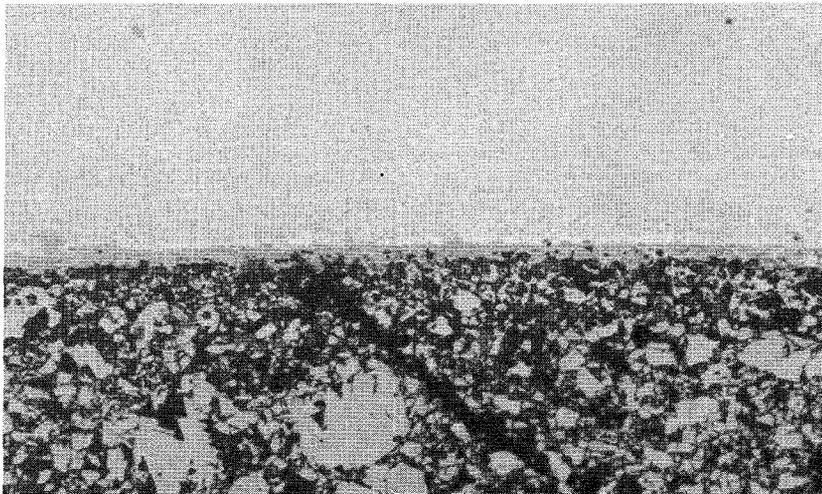


Bild 12:
Stahl 4981/UC
900°C/5000 h
500x

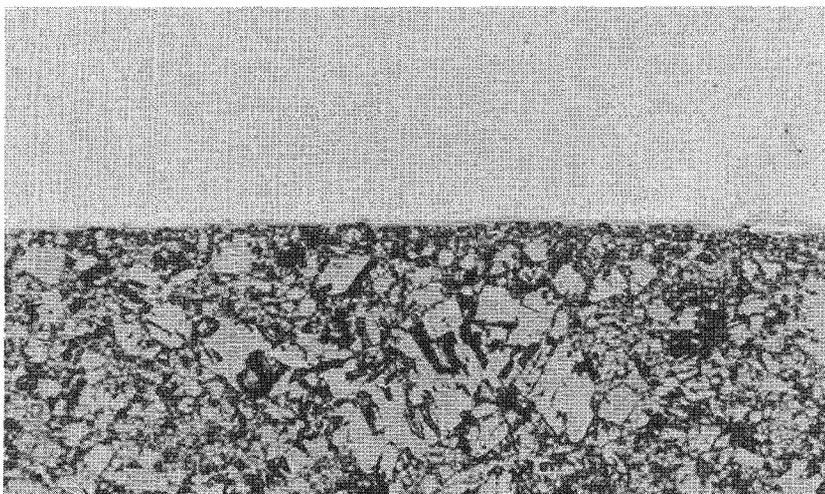


Bild 13:
Stahl 4988/UC
800°C/5000 h
500x

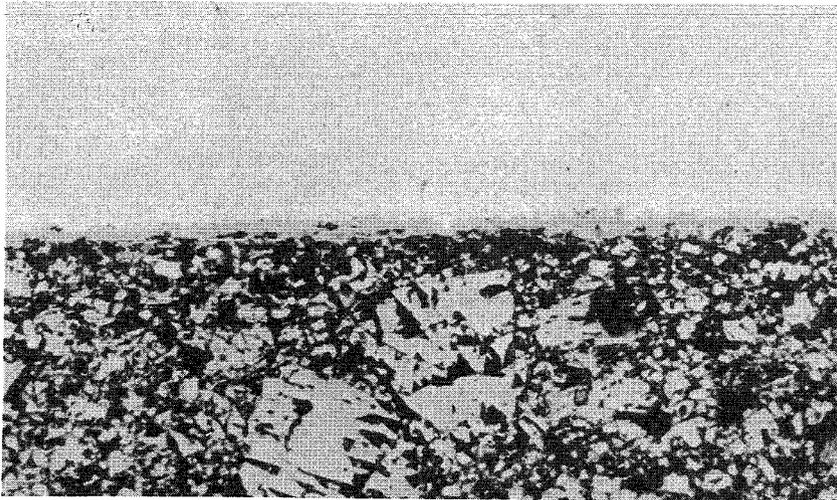


Bild 14:
Stahl 4988/UC
900°C/5000 h
500x

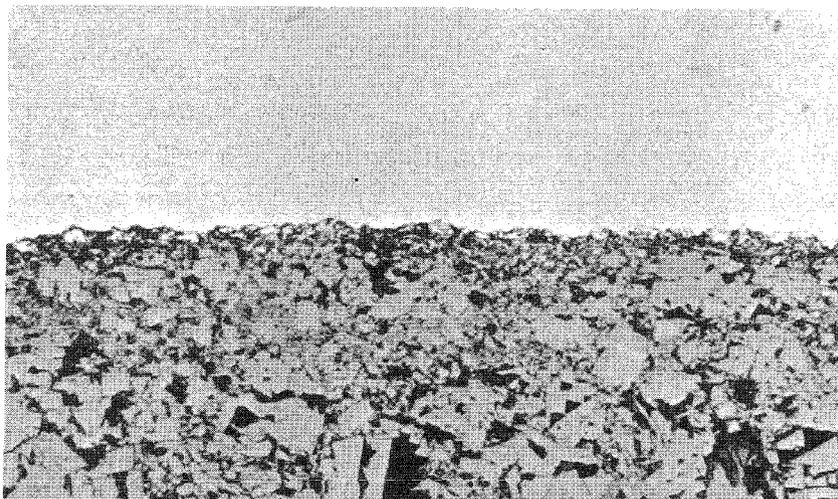


Bild 15:
12R72HV/UC
800°C/5000 h
500 x

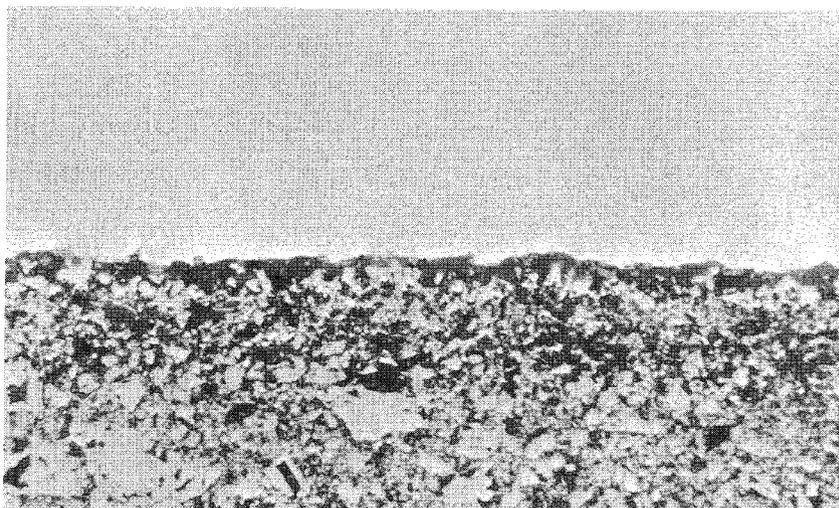


Bild 16:
12R72HV/UC
900°C/5000 h
500x

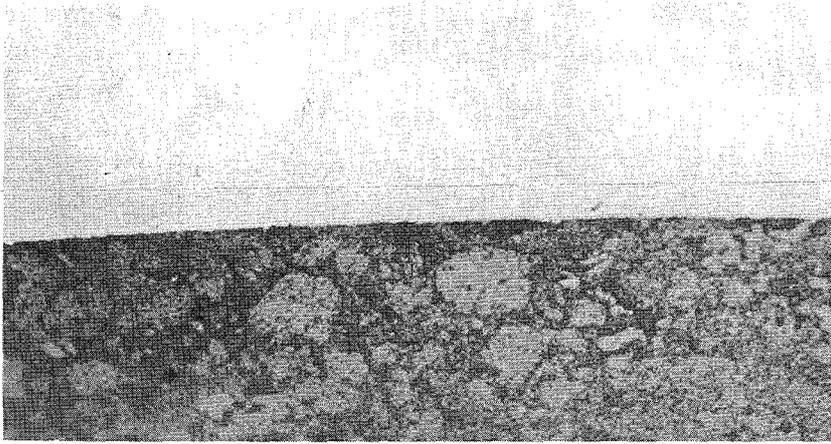


Bild 17:

Stahl 4988/ $UO_{2.00} + Cs$
 $800^{\circ}C/1000 h$

500x

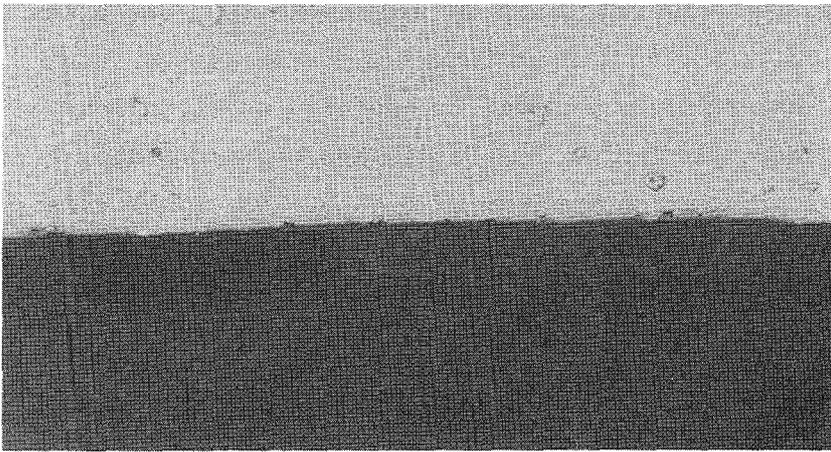


Bild 18:

Stahl 4988/ Cs
 $800^{\circ}C/1000 h$

500x

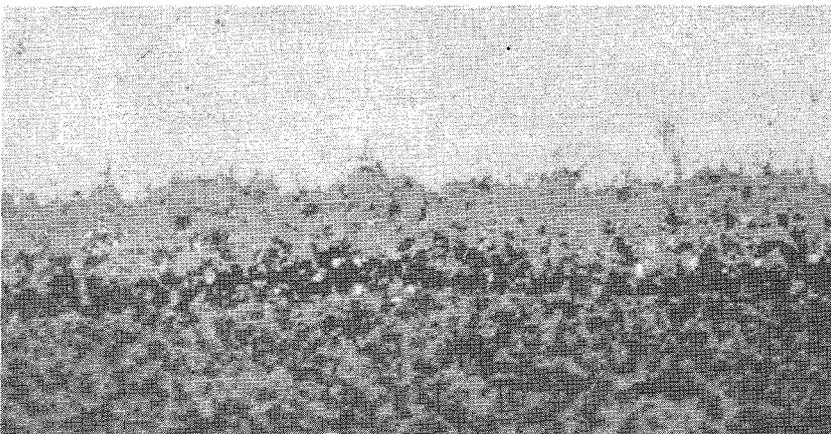


Bild 19:

Stahl 4988/ $UO_{2.04}$
 $800^{\circ}C/1000 h$

500 x

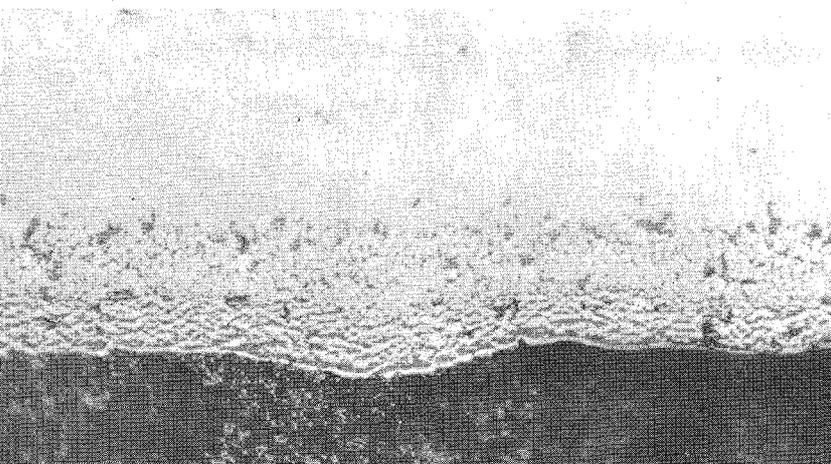


Bild 10:

Stahl 4988/ $UO_{2.04} + Cs$
 $800^{\circ}C/1000 h$

500 x

Oxidischer Brennstoff.

Die ersten Ergebnisse aus den Untersuchungen mit simulierten Spaltprodukten und oxydischem Brennstoff liegen vor. Aus den Abb. 17 bis 20 geht deutlich hervor, daß für Cäsiumreaktionen die Sauerstoffaktivität entscheidend ist. Reines Cäsium (Probenherstellung in hochreinem Schutzgas) reagiert nicht mit der Stahlhülle (Abb. 18). Desgleichen sind keine Reaktionen mit der Stahlhülle erkennbar, die sich in Kontakt mit stöchiometrischem UO_2 befindet, dem eine Menge Cäsium zugemischt ist, die einem Abbrand von 10% entspricht (Abb. 17). Deutliche Reaktionen dagegen sind zwischen dem Stahl und überstöchiometrischem Brennstoff festzustellen (Abb. 19). Noch gravierender erscheinen die Reaktionen, wenn dem überstöchiometrischen UO_2 noch Cäsium zugemischt wird (Abb. 20). Ein Vergleich von Abb. 20 mit Abb. 17 lässt eindeutig die Abhängigkeit der Cäsiumreaktion vom Sauerstoffpotential im Brennstoff erkennen.

1125. Gasbrüter-Brennelemententwicklung

1125.3 Bestrahlungsexperimente

1125.31 Bestrahlungsverhalten von UO_2 -Cermet-Brennstoff mit Cr-Matrix

(W. Dienst, P. Weimar, H. Zimmermann, IMF)

Cermet-Brennstoffe, in denen Oxidbrennstoffteilchen durch eine Matrix aus hochschmelzendem Metall verbunden sind, bieten im Prinzip eine Erweiterung der Einsatzmöglichkeiten für den bewährten Oxidbrennstoff in Hochtemperaturreaktoren. Diese Erweiterung ergibt sich im wesentlichen durch eine Erhöhung der zulässigen spezifischen Brennstoffleistung und eine Verbesserung der Spaltgasrückhaltung. Sie ist auf die Absenkung der Brennstofftemperatur durch die relativ hohe Wärmeleitfähigkeit der Metallmatrix und durch die metallische Bindung zwischen Brennstoff und Hülle zurückzuführen.

Die Brauchbarkeit des Cermetbrennstoff-Konzepts hängt jedoch davon ab, wo die Abbrandgrenze für die Spaltgasrückhaltung bei den in Betracht kommenden Brennstofftemperaturen ($<1400^{\circ}\text{C}$ bei spezifischen Stabileistungen $\leq 800 \text{ W/cm}$) liegt, und zu welchem Anteil die Spaltproduktschwellung von den Poren der Brennstoffteilchen aufgenommen werden kann. Beide Fragen sollten durch Bestrahlung geeigneter UO_2 -Cermet-Stabprüflinge im FR 2 beantwortet werden. Mit Rücksicht auf die Neutronenbilanz möglicher Cermetbrennstoff-Reaktorkerne - im besonderen in schnellen Reaktoren - finden vorzugsweise Brennstoffproben mit Cr- oder V-Matrix von nur 20 oder 30% Volumenanteil Verwendung.

Für die FR 2-Bestrahlungen in NaK-gefüllten Kapseln wurden folgende Bedingungen gewählt:

- UO_2 -Dichte	87 - 90% TD
- Stabprobenlänge	50 - 100 mm
- Brennstoffdurchmesser	5,5 - 7,5 mm
- Hülldicke	0,4 mm
- spezif. Stabileistung	500 - 600 W/cm
- Hülltemperatur	600 - 700 $^{\circ}\text{C}$
- max. Brennstofftemp.	1300 $^{\circ}\text{C}$

Die ersten Bestrahlungsversuche an Nb-umhüllten Proben ⁺⁾ liefen nur bis zu niedrigen Uran-Abbränden (1-1,5%) und dienten dazu, den Einfluss der Porosität und der thermischen Spannungen auf das Bestrahlungsverhalten in großen Zügen einzuschätzen. Nach Bestrahlung zeigten UO_2 -20 vol-% Mo-Proben mit 85% TD (relative Dichte, gemittelt für UO_2 und Metallmatrix) praktisch unveränderte Gefügestruktur und unbeschädigte Hüllen. Andererseits waren Proben mit mittleren Dichten von 75 und fast 100% TD durch zahlreiche Mikrorisse in der Mo-Matrix bzw. durch Risse in der Nb-Hülle geschädigt.

⁺⁾ W. Dienst, P. Weimar, GfK Karlsruhe,
Ext. Bericht 6/69 - 1

UO₂-20 vol.-% Cr-Proben mit 90 - 93% TD erlitten unter Bestrahlung stets Risse in der Hülle und im Brennstoff; diese waren durch thermische Spannungen verursacht (s.a. Abb. 21 unten). Demnach wies der UO₂-Cr-Brennstoff ein kritisches Verhältnis zwischen thermischen Spannungen und Duktilität auf. Das wurde durch einen zusätzlichen Bestrahlungsversuch an UO₂-20 vol.-% Cr- und UO₂-30 vol.-% Cr-Proben mit Incoloy 800-Hüllen bei niedrigerer spezifischer Stabileistung von etwa 350 W/cm bestätigt. Nach einem Uran-Abbrand von 3,5% zeigten die Proben mit 20 vol.-% Cr Radial- und Umfangrisse, diejenigen mit 30 vol.-% Cr waren dagegen rissfrei (Abb. 21). Die Volumenzunahme der Proben blieb in diesem Versuch unter 0,5%. Daher reichte die Hüllfestigkeit dazu aus, die Spaltproduktschwellung ($\Delta V/V > 2\%$) in die Poren des Brennstoffes zu leiten.

Auf Grund dieser Vorversuchs-Ergebnisse wurden für die weiteren Bestrahlungsversuche die Bedingungen folgendermassen ergänzt:

- UO₂-20 und 30 vol.-% Cr-Proben mit Inconel 625- und Hastelloy X-Hüllen
- UO₂-20 und 30 vol.-% V-Proben mit V-Hüllen
- Brennstoffdichte etwa 85% TD
- Uran-Abbrand 5 - 8%

Der erste entsprechende Bestrahlungsversuch an vier UO₂-Cr-Proben wurde nach 5 - 6% Abbrand beendet und brachte bisher folgende Ergebnisse:

Die bestrahlten Stabproben erschienen äußerlich nicht deformiert und rissfrei (Abb. 22). In der Bestrahlungskapsel wurde jedoch eine beträchtliche Spaltgasmenge nachgewiesen, die wahrscheinlich durch Mikrorisse in den Probenhüllen entwichen ist. γ -Scans zeigten zahlreiche innere Risse in den beiden UO₂-20 vol.-% Cr-Proben, während die Proben mit 30 vol.-% Cr diesen Effekt nicht oder nur viel schwächer erkennen ließen (Abb. 23). Die Messung der in die inneren Hohlräume der Proben freigesetzten und der im Brennstoff rückgehaltenen Spaltgas Mengen ergab, daß wahrscheinlich nur aus einer UO₂-30 vol.-% Cr-Probe mit Inconel 625-Hülle kein Spaltgas in die Bestrahlungskapsel entwichen ist. Die übrigen drei Proben scheinen keine spaltgasdichte Hülle mehr aufzuweisen; mit Sicherheit zeigte die Probe mit 20% Cr und Hastelloy X-Hülle eine starke Spaltgasleckage.

Eine genaue Vermessung der Stabproben-Durchmesser (Ungenauigkeit $\pm 0,02$ mm) vor und nach Bestrahlung ergab keine messbare Durchmesserergrößerung. Demnach reichte die Festigkeit der 0,4 mm-Inconel 625- und Hastelloy X-Hüllen aus, die Spaltproduktschwellung in die Poren des Brennstoffes (ursprüngl. Dichte 83% TD) zu leiten. Dagegen scheinen sie anfällig gegen Mikrorisse gewesen zu sein, die sich möglicherweise durch starke lokale Verformung vor der Front innerer Risse im Brennstoff bilden, die durch thermische Spannungen verursacht und durch Spaltgasdruck erweitert worden sind. Die metallographische Untersuchung der Rißstrukturen steht noch aus.

Vorläufig muß geschlossen werden, daß nach etwa 5% Uran-Abbrand bei Brennstofftemperaturen von 650 - 1250 °C die Spaltgasfreigabe aus den UO_2 -Teilchen schnell ansteigt und durch die Cr-Matrix nicht verhindert werden kann. Die Gefügeschädigung durch das freigesetzte Spaltgas scheint empfindlich vom Metallgehalt des Cermet-Brennstoffes und seiner entsprechenden Tendenz zu thermischen Rissen abzuhängen. Bei geeigneter Wahl des Cr-Volumen-Anteils und des Hüllmaterials (z.B. 30 vol.-% Cr, Inconel 625) ist ein Uran-Abbrand von 5% ohne Hüllaufweitung und Hüllrissbildung erreichbar. Diese Schlußfolgerung wird z.Zt. durch Bestrahlung eines im wesentlichen gleichen Probensatzes bis zu einem Uran-Abbrand von 8 - 9% überprüft und ggf. erweitert.

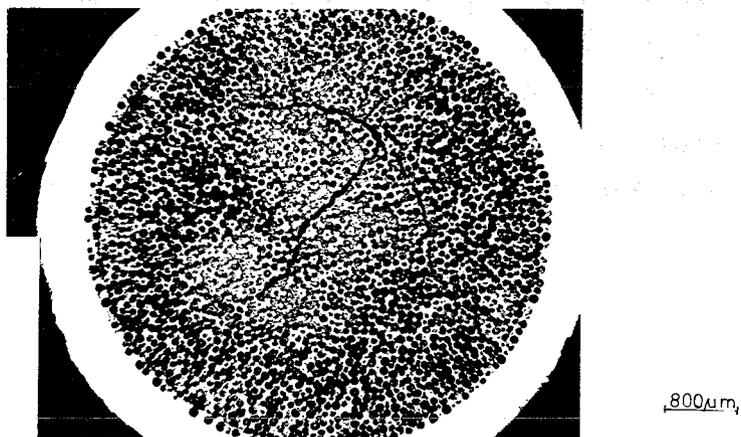
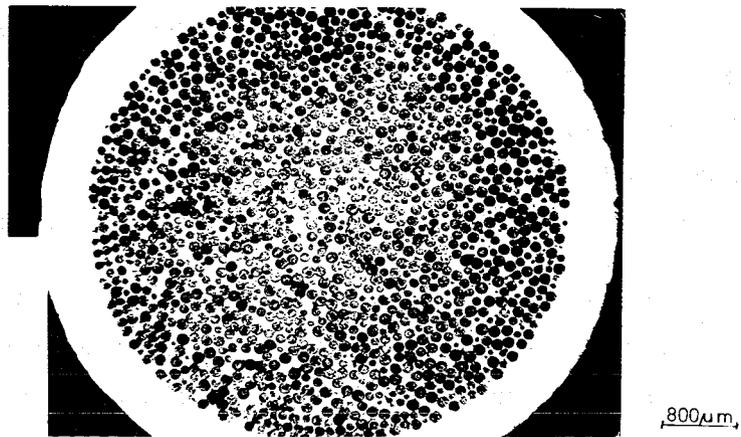


Bild 21: Querschliffe von ursprünglich 90% dichten UO_2 -30 vol.-% Cr-(oben) und UO_2 -20 vol.-% Cr-Proben (unten) nach 3,5% Uran-Abbrand bei etwa 500-800°C (Brennstofftemperaturintervall). Hüllmaterial Incoloy 800.

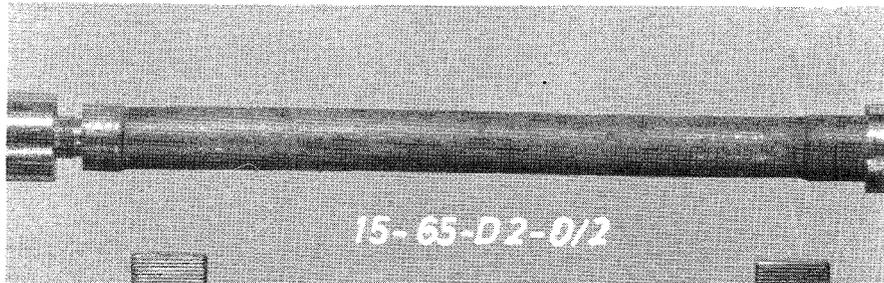


Bild 22: UO_2 -Cr-Stabprobe (Gesamtlänge 116 mm) nach 5 - 6% Uran-Abbrand. Hüllmaterial Incoloy 625.

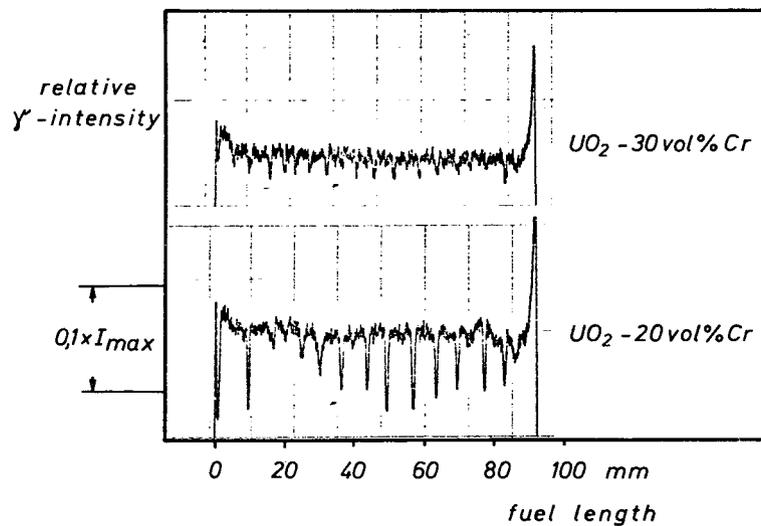


Bild 23: γ -Scans des Brennstoffteiles von UO_2 -Cr-Stabproben mit 5,5% Uran-Abbrand bei etwa 650 - 1150°C (mittleres Brennstofftemperaturintervall).

Handwritten text, possibly a list or notes, located in the upper left quadrant of the page.

Handwritten text, possibly a list or notes, located in the middle left quadrant of the page.

Handwritten text, possibly a list or notes, located in the lower left quadrant of the page.

Handwritten text, possibly a list or notes, located in the bottom left quadrant of the page.

113 MATERIALUNTERSUCHUNG UND -ENTWICKLUNG

1131 Materialuntersuchungen an technischen Legierungen

1131.1 Hüllmaterial

1131.11 Mechanische Eigenschaften

1. Zeitstand- und Kriechverhalten

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

Für das Bestrahlungsprogramm Mol-10 wurde das Zeitstandsverhalten der Legierung 12R72HV in 5 verschiedenen Zuständen untersucht, die aus Abb. 1 ersichtlich sind. Aufgetragen wurden die ermittelten Standzeiten in Abhängigkeit von der angelegten Spannung. Die höchsten Zeitstandfestigkeitswerte wurden an den kaltverformten Proben der Zustände IV und V gemessen. Die 1000 Std.-Zeitstandfestigkeit für 650 °C Prüftemperatur liegt bei $\approx 32 \text{ kp/mm}^2$, während eine der Kaltverformung nachfolgende Glühung zu einem etwas niedrigeren Wert führt. Bei den nur thermisch behandelten Zuständen liegen die

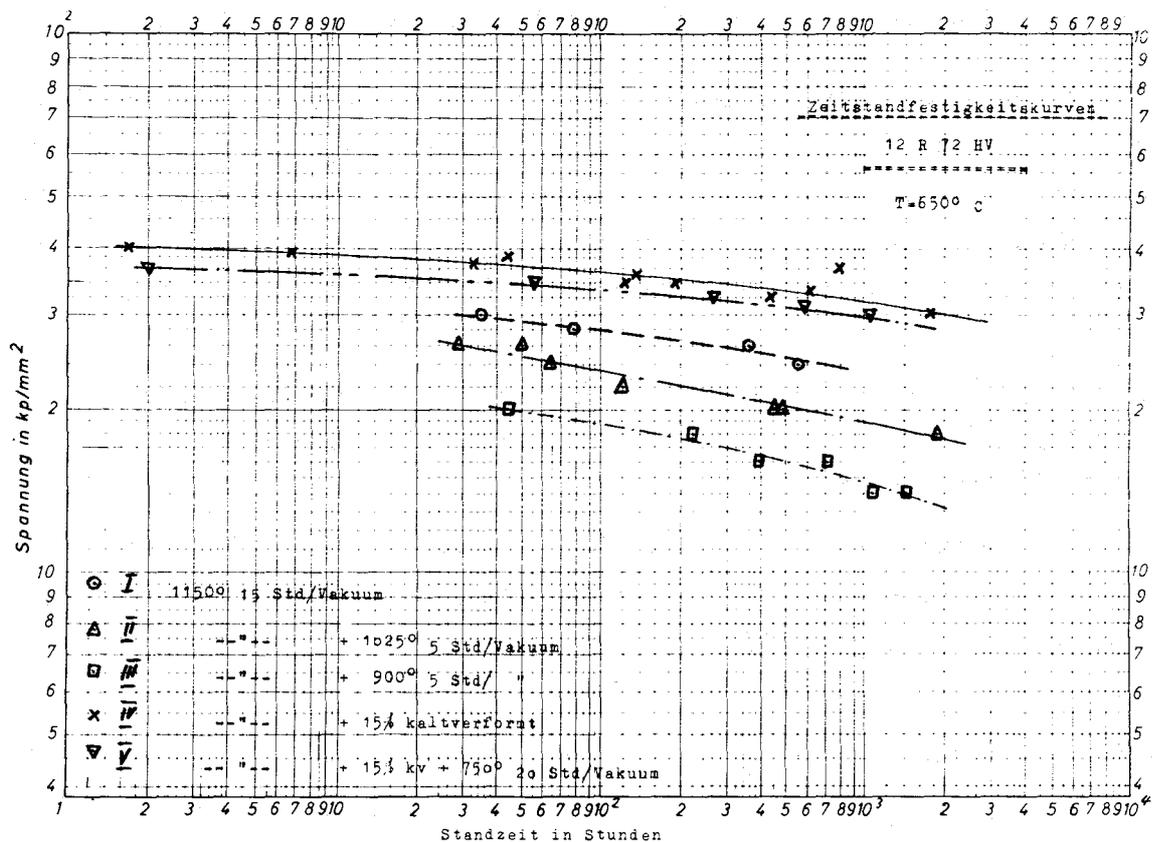


Abb. 1

entsprechenden Werte zwischen 15 und 23 kp/mm^2 . Die gemessenen sekundären Kriechgeschwindigkeiten $\dot{\epsilon}$ zeigen für die kaltverformten Zustände eine sehr starke Spannungsabhängigkeit mit Werten >25 für den Spannungsexponenten n . Die Kaltverformung bewirkt weiterhin eine starke Erhöhung der Streckgrenze, so daß auch die im Zeitstandversuch gemessenen Zeitdehnungsgrenzen nahe den Bruchzeiten liegen, d.h., $\sigma_{1\%}/\sigma_B$ ist sehr hoch. Dem guten Festigkeitsverhalten der kaltverformten Zustände steht eine verminderte Duktilität gegenüber. Während die nur thermisch behandelten Zustände nach 10^3 Std. Standzeit Bruchdehnungen zwischen 15-25% aufweisen, liegen die Bruchdehnungen der kaltverformten Zustände um 5%.

Zur Berechnung der Standzeit von Hüllrohren bei stetig ansteigendem Innendruck nach der "life-fraction"-Regel von Robinson wurden Zeitstandversuche an Rohren aus Werkstoff 1.4988 bei 700°C gemacht. Die Standzeit ist bei ansteigendem Druck etwa doppelt so hoch wie bei konstantem Druck. Man kann sie berechnen, wenn als Summe der Einzelschädigungen ($\sum_{i=1}^n t_i/t_{i \text{ Bruch}} = k$) ein noch genauer zu bestimmender Wert $k = 0,5$ statt des üblichen $k = 1$ benutzt wird. Im Rahmen der Mol 2-Vergleichsproben wurden die Zeitstandfestigkeit und Bruchdehnung des Stahles 12R72HV mit einer Auslagerung von 23 h bis 800°C geprüft. Die Werte der Bruchdehnung liegen über, die Werte der Zeitstandfestigkeit unter denen des nur kaltverformten Anlieferungszustandes.

Der Einfluß der Probenform auf das Kriechverhalten wurde an Stäben des Werkstoffes 1.4988, wobei der Durchmesser 2 mm, 3 mm und 4 mm und die Korngröße $300 \mu\text{m}$ betrug, untersucht. Spannungswechselversuche bei einer Temperatur von 650°C ergaben eine Zunahme der minimalen Kriechgeschwindigkeit mit der Probenvergrößerung. Eine Deutung der Ergebnisse ist z.Zt. noch nicht möglich.

2. Kriechbeulverhalten der Brennstabhülle unter hohem Aussendruck und Stützwirkung des Brennstoffs (H. Fabian, U. Krugmann, K. Lassmann, Institut für Reaktortechnik, TH Darmstadt)

Der im Juli 1970 zwischen dem Institut für Reaktortechnik der Technischen Hochschule Darmstadt und der GfK abgeschlossene Vertrag zum Thema Kriechbeulverhalten der Brennstabhülle wurde im Mai 1971 um folgende Themenkreise erweitert:

- Theoretische Auslegung und Auswertung der Versuche zum Helium-Hochdruckloop;
- Theoretische Arbeiten zum Komplex Wechselwirkung Brennstoff-Hülle.

Theoretische Arbeiten

Die bisher durchgeführten theoretischen Arbeiten zur mechanischen Hüllrohrauslegung lassen sich in drei Gruppen gliedern:

- a) Rechnungen unter der Annahme von Radialsymmetrie
- b) Kriechbeulrechnungen
- c) Brennstab-Berechnung nach der Methode der "Finiten Elemente".

Gruppe a) :

Das Gewicht, das bisher auf Arbeiten zur Gruppe a) gelegt wurde, wird verständlich, wenn man sich die spekulativen Überlegungen vor Augen hält, mit denen Erkenntnisse aus sehr speziellen einaxialen Zugversuchen auf den Spannungszustand des Hüllrohrs während des Reaktorbetriebs übertragen werden. Fragen wie mehraxialer Spannungszustand (Mises-oder Tresca-Kriterium), Verfestigungen, Spannungszyklierungen, Temperaturgradienten und Anisotropieeffekte und die Folgen dieser Effekte auf das Hüllrohrverhalten sind bislang noch keineswegs geklärt. Da sich jedoch Spannungs- und Dehnungsverteilungen in einer Hüllrohrwand unter Berücksichtigung der genannten Effekte bei Radialsymmetrie theoretisch exakt und relativ leicht berechnen lassen, wird eine Klärung der offenen Fragen auf diesem Weg angestrebt. Dazu wurde das Rechenprogramm SPAR (Spannungsberechnung in einem Brennstabhüllrohr) geschrieben, mit dem eine theoretische Untersuchung aller angeschnittenen Fragen durchgeführt werden kann. Mit den Ergebnissen dieser Untersuchungen können dann die Auswirkungen dieser Effekte auf das Kriechbeulverhalten bestimmt werden.

Um eine Aussage über die zu erwartende Stützwirkung des Brennstoffs gewinnen zu können, wurden erste orientierende Rechnungen zum Kriechverhalten des Verbandes Hülle-Brennstoff mit Hilfe des Programmes RELAX (Spannungsrelaxation im Brennstoff) ⁺⁾ durchgeführt. Es zeigt sich, daß das Kriechverhalten des Verbandes Hülle-Brennstoff sehr stark von den unterschiedlichen Kriechgeschwindigkeiten beider Materialien abhängt: kriecht der Brennstoff wesentlich schneller als die Hülle, dann wird das gesamte Kriechverhalten im wesentlichen vom Hüllrohrverhalten bestimmt werden.

^{+) Nicht identisch mit dem vom IRB entwickelten thermodynamischen Programm RELAX (d. Red.)}

Im Zusammenhang mit diesen Rechnungen ist ferner ein Programmsystem entstanden, das es gestattet, sämtliche Eigenschaften und Effekte in beliebiger Ortsabhängigkeit theoretisch exakt im Rahmen eines Differenzenverfahrens zu lösen. Damit ist die Möglichkeit gegeben, das Brennstabverhalten unter Berücksichtigung von Spaltbildung und Entstehung von Rissen sowie sonstigen Effekten zu untersuchen. Für die sehr umfangreiche formale analytische Behandlung wurde ein Rechenprogramm in der FORMAC-Sprache (FORMula MANipulation Compiler) geschrieben. Die Grundstruktur des Programmsystems ist ausgetestet.

Gruppe b) :

Einem Teil der bisher durchgeführten Kriechbeulrechnungen lag das Sandwichmodell zugrunde, wie es auch in der Arbeit von Hoff et al. ⁺⁾ verwendet wird. Dieses Modell stellt einen sehr guten Ersatz für nichtlineare Spannungs- und Dehnungsverteilung dar, weil geringe Ungenauigkeiten, die sich im Vergleich mit exakten Lösungen ergeben, bei weitem durch Unsicherheiten im Werkstoffverhalten überdeckt werden. Die wesentlichen Nachteile der Hoff'schen Theorie, wie Beschränkung auf das Norton'sche Kriechgesetz und Annahmen über die Geometrie während der Verformung, wurden durch eine numerische Behandlung des Problems vermieden. Eine Untersuchung, ob Oberwellen in der Rohrgeometrie einen Einfluss auf Verformung und Standzeit haben, zeigt wie erwartet, daß das Beulverhalten des Hüllrohrs fast ausschließlich durch die stabilitätsmäßig ungünstigste Grundwelle bestimmt wird.

Inzwischen können in einer erweiterten Theorie zum Sandwichmodell auch die tangentielle Verschiebung sowie eine variable Hüllrohrwandstärke berücksichtigt werden. Untersucht wurde bisher der Einfluss von Rippen sowie einer Exzentrizität auf das Beulverhalten.

Neben den oben beschriebenen Arbeiten ist eine Schalentheorie zur Behandlung des Beulproblems in Bearbeitung. Für den ebenen Dehnungszustand, also für das unendlich lange Rohr unter Vernachlässigung der Endeinflüsse, wurde zur Lösung ein FORTRAN 4-Rechenprogramm geschrieben. Die Ergebnisse sind noch nicht diskutiert.

⁺⁾ N.J. Hoff, W.E. Jahsman, W. Nachbar: A Study of Creep Collapse of a Shell
J. of Aero-Space Sciences, Oct, 1959, No. 10, S. 663-669

Gruppe c) :

Durch die Aufteilung des realen Kontinuums in Elemente, die über eine finite Anzahl von Knotenpunkten miteinander verbunden sind, ist das Spannungs-Dehnungs-Problem eines Kontinuums numerisch lösbar. Mit dieser Methode der "Finiten Elemente" soll einmal das Beulproblem unter Berücksichtigung der Stützwirkung des Brennstoffs behandelt werden, zum anderen sollen Einflüsse auf den ganzen Brennstab (z.B. durch Endkappen oder Abstandshalter) untersucht werden. Ein Programmsystem zur Durchführung dieser beiden Aufgaben ist in Bearbeitung. Schwierigkeiten ergeben sich durch enorm hohen Speicherplatzbedarf im Computer, der durch die Methode vorgegeben ist.

Experimentelle Arbeiten

Der Versuchsstand zur Untersuchung des Kriechbeulverhaltens von Hüllrohrproben wurde im Juni 1971 fertiggestellt. Die Dichtigkeit der Druckversorgungsanlage konnte durch Versuche zur vollen Zufriedenheit nachgewiesen werden. Zur Zeit läuft ein Testprogramm, durch das Temperaturverteilungen in den verschiedenen Öfen, Temperaturkonstanz sowie die absolute Temperaturgenauigkeit getestet werden sollen. Anschliessend an diese Tests ist folgendes Rahmenprogramm geplant:

- kontinuierliche Messung der Beulverformung
- Versuche zur Dehnungsverfestigungstheorie (im Temperaturgradienten bei relaxierenden Spannungen oder Spannungswechseln)
- Simulierung der Stützwirkung des Brennstoffs.

Ergebnisse:

Im Rahmen des Programms sind bisher folgende Rechenprogramme entstanden:

- BEULE0 : Kriechbeultheorie nach Hoff unter Berücksichtigung von nicht ganzzahligen Kriechexponenten n im Norton'schen Kriechgesetz
- BEULE1 : modifizierte Kriechbeultheorie nach Hoff (beliebige Kriechgesetze)
- BEULE2 : numerische Lösung des Beulproblems unter der Annahme von doppelter Symmetrie des Rohrquerschnitts (Sandwichmodell, beliebiges Kriechgesetz)

- BEULE3 : numerische Lösung des Beulproblems (Sandwichmodell, beliebiges Kriechgesetz, keine Symmetrieeinschränkungen)
- BEUL : (numerische Lösung des Beulproblems (umfasst BEULE1, 2, 3; ermöglicht die Berechnung von Rippenrohren sowie von exzentrischen Rohren)
- SPAR : Spannungs- und Dehnungsberechnung in einem Brennstabhüllrohr (Radialsymmetrie, verschiedene Versionen)
- RELAX : Kriechverhalten des Verbandes Hülle-Brennstoff (Radialsymm.)
- SPAR-ALG. : allgemeines Programmsystem für beliebig ortsabhängige Eigenschaften und Effekte unter Berücksichtigung von Spalt- und Rissbildung. An diesem Programmsystem wird noch gearbeitet.

1131.12 Bestrahlungsversuche

1. Kurzzeitfestigkeit (H. Böhm, C. Heß, W. Scheibe, IMF)

Im Projekt Mol 1 P wurden die Werkstoffe 1.4970, 1.4988 und 1.4981 in zwei Zuständen bis zu $\approx 10^{22}$ n/cm² bestrahlt. Die Ergebnisse sind in Abb. 2 und 3 dargestellt.

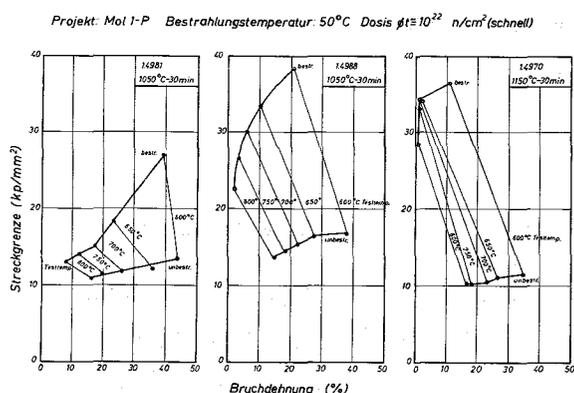


Abb. 2

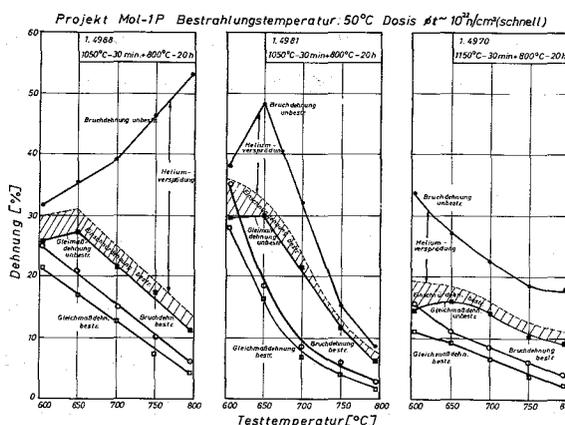


Abb. 3

Zusammenfassend läßt sich feststellen:

- 1.) Bei den ausscheidungsintensiven Stählen 1.4970 und 1.4988 kann die Abnahme der Gleichmaßdehnung durch Auslagerung bei 800 °C deutlich verringert werden.
- 2.) Unabhängig von der Größe der Einschnürdehnung im unbestrahlten Zustand kommt es nach einer von der Temperatur fast unabhängigen, etwa gleichgroßen Einschnürdehnung zum Bruch. Das deutet daraufhin, daß die Abnahme der Einschnürdehnung überwiegend auf die Heliumversprödung zurückzuführen ist.

2. Zeitstand- und Kriechverhalten

(H. Böhm, K.-D. Cloß, W. Scheibe, Ch. Wassilew, IMF)

Aus dem Bestrahlungsprojekt DIDO-M4 ($\phi \cdot t = 4,5 \cdot 10^{20} \text{ n/cm}^2$, $E > 0,1 \text{ MeV}$, Bestrahlungstemperatur $\approx 650 \text{ }^\circ\text{C}$) wurde der Werkstoff 1.4981 in drei verschiedenen Zuständen bei 650 und 700 °C untersucht. Bei 650 °C ist keine wesentliche Änderung der Zeitstandfestigkeit zu beobachten. Aus Abb. 4 geht hervor,

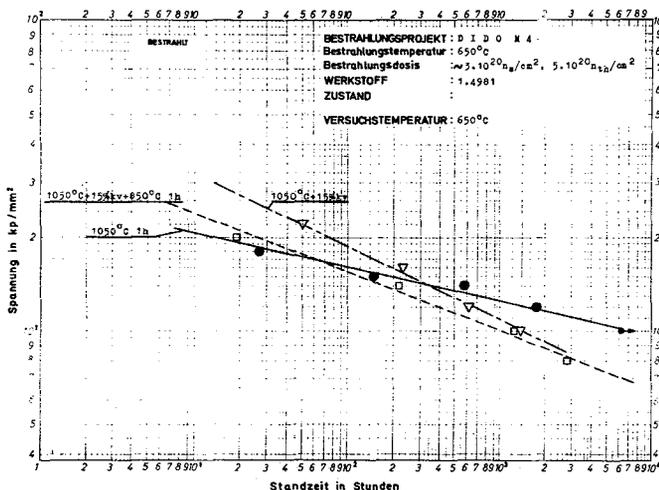


Abb. 4

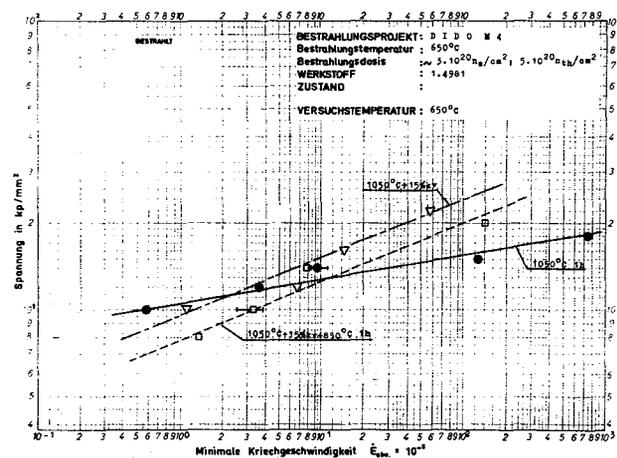


Abb. 5

daß der lösungsgeglühte Zustand bei niedrigen Spannungen eine höhere Zeitstandfestigkeit gegenüber den anderen beiden Zuständen aufweist. Entsprechend verhalten sich die minimalen Kriechgeschwindigkeiten (s. Abb. 5). Auch hier ist bei niedrigen Spannungen der lösungsgeglühte Zustand dem kaltverformten bzw. kaltverformten + ausgelagertem Zustand überlegen.

Über die He-Erzeugung durch (n,α) -Reaktionen in den austenitischen Stählen 1.4988 und 1.4970 wurde eine Abschätzung durchgeführt. Die Betrachtungen gelten für die Reaktoren DFR, PFR und SNR. Abb. 6 zeigt einen Vergleich der He-Erzeugung im SNR und BR2. Die BR 2-Experimente wurden bisher bis zu einer Dosis von $1 \cdot 10^{22}$ n/cm² ($E > 0,1$ MeV) durchgeführt, während im SNR eine Dosis von $1,5 \cdot 10^{23}$ n/cm² angestrebt wird. Dabei wurde bei den BR 2-Experimenten im Werkstoff 1.4988 etwa ein Drittel der im SNR zu erwartenden Menge erreicht, während im Werkstoff 1.4970 bei den Experimenten im BR2 bereits mehr Helium erzeugt wurde, als im SNR zu erwarten ist.

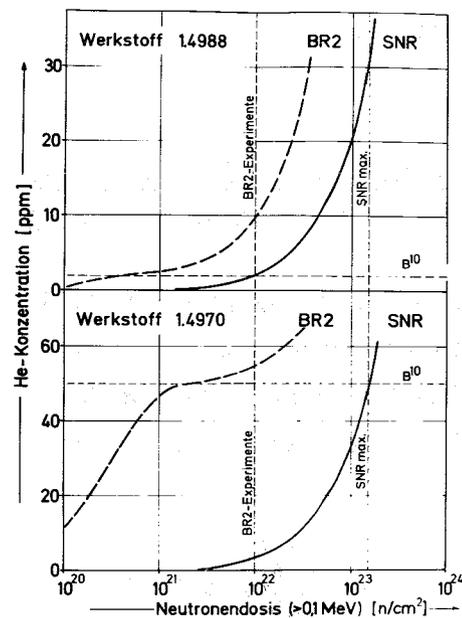


Abb. 6

3. Metallphysikalische Grundlagenuntersuchungen

(E. Starke, N. Packan, K. Ehrlich, IMF)

Die Untersuchungen von Hüllrohrproben aus Brennstabbestrahlungen (Mol 7A) und Rohrrinnendruckversuchen (Mol 2; 17e, 17f, 17g und 17b) werden weitergeführt. Nach den bisherigen Daten sind die gemessenen Dichteänderungen und die beobachteten Porenanteile - hervorgerufen durch das Schwellen bei Neutronenbestrahlung - nicht voll übereinstimmend. An der Klärung dieses Problems wird gearbeitet. Eine Zusammenstellung über das Schwellen von Hüll- und Strukturmaterialien unter Neutronenbestrahlung wurde veröffentlicht (1).

4. Simulation von Strahlenschäden

(D. Kaletta, R. Groß, K. Ehrlich, IMF)

Für die Untersuchung von Proben, die am VEC mit Kohlenstoffionen bestrahlt wurden, war die Entwicklung und Einübung einer besonderen Zielpräparation mittels Vibrations- und Elektropolierens notwendig. Die Methode führte nun zu reproduzierbaren Ergebnissen (Genauigkeit $\approx 0,25 \mu\text{m}$). Der Einfluß höherer Gaskonzentrationen (bis $\approx 1 \text{ Atom\%}$) auf die Blasenbildung in Metallen wird gegenwärtig durch Einschub von He, N₂ und Cl auf Ni studiert. Es zeigt sich, daß hohe Bläschenkonzentrationen ($10^{15} - 10^{16} / \text{cm}^3$) mit Blasendurchmessern von $50-500 \text{ \AA}$ auftreten (s. Abb. 7).

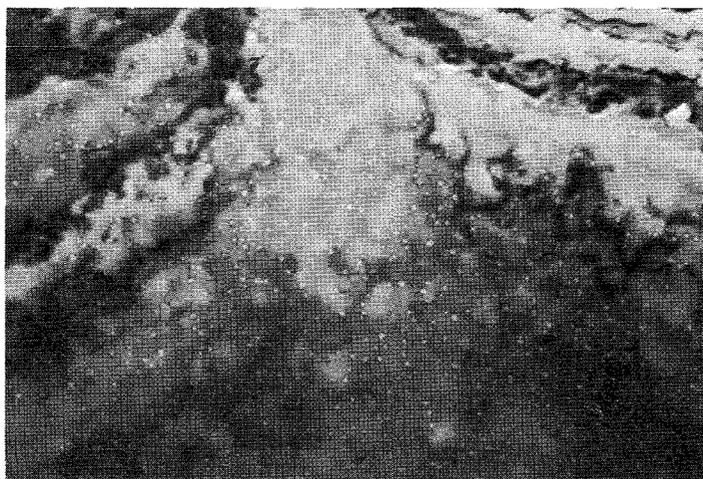


Abb. 7 (Vergr. 60 000x)

5. Theoretische Arbeiten

(D. Kaletta, W. Schneider, K. Ehrlich, IMF)

Es wurde über die Berechnung von Defekterzeugungsraten k und Verlagerungsquerschnitten σ_D in Abhängigkeit von der Art und der Energie E_0 eingeschossener Teilchen berichtet (2). Die Zuordnung von Defektraten zu den Eindringtiefen ist innerhalb eines Energiebereiches $0,125 \text{ keV/amu} \lesssim E_0 < 100 \text{ keV/amu}$ ($a m u = \text{atomic mass unit}$) für eine Reihe von Targetmaterialien errechnet worden. Die Reichweitenrechnungen berücksichtigen elastische und inelastische Wechselwirkungen, deren Größe durch die halbempirische Bestimmung des interatomaren Wechselwirkungspotentials des Stoßpartners ermittelt wurde (3).

1132 Entwicklung neuer Legierungen1132.1 VanadinlegierungenI. Mechanische Eigenschaften

(H. Böhm, M. Schirra, H. Scholz, IMF)

Bei der Legierung VTi3Si1 zeigte sich, daß neben den Legierungselementen den interstitiellen Verunreinigungen (insbesondere dem Sauerstoff) Bedeutung beizumessen ist. Mit steigendem O₂-Gehalt zwischen 700 und 2900 ppm wird die Standzeit um den Faktor 8 - 10 erhöht, während die Steigerung des Si-Gehaltes von 1% auf 1,5% keinen Einfluß auf die Standzeit erbrachte. Dagegen bleiben O₂ und Si ohne Einfluß auf die Duktilität (46-58% Bruchdehnung bei Standzeiten bis 10³ Std.). Die Spannungsabhängigkeit der sekundären Kriechgeschwindigkeit $\dot{\epsilon}$ ist bei allen Schmelzen sehr gering.

VTi- und VTiSi-Legierungen härten zwischen 400 und 700 °C unter Bildung von TiO aus, wobei eine Erhöhung des Ti-Gehaltes und Zugabe von Silizium die Aushärtungsvorgänge beschleunigt. Durch eine Wärmebehandlung der Legierung VTi (20 Tage bei 600 °C) können erhebliche Festigkeitssteigerungen erreicht werden. So beträgt die Zugfestigkeit bei Raumtemperatur 82 kp/mm² und die Dehnung 8%, bei 350 °C 64 kp/mm² und 10%.

2. Die Ultraschallrißfehlerprüfung von Vanadium-Rohren

(O. Jacobi, R. Scherwinsky, IMF)

Die untersuchten Rohre aus der Legierung V3 TiSi und der Abmessung $8 \times 0,45$ mm sollen im Rahmen des Karbidbestrahlungsprogrammes verwendet werden. Die Dimensionskontrolle ergab Werte, die denen der Edelstahlrohrqualitäten entsprechen, d.h. für Innen- und Außendurchmesser je ± 30 μ m als zulässige Toleranz.

Bei der Ultraschallprüfung ergaben sich Fehleranzeigen (Abb. 8). Zur Eichung der Ultraschallmeßeinrichtungen wurde ein Vanadiumrohr gleicher Abmessung verwendet, welches künstliche Fehler (V-Kerben, 60°) mit Tiefen von ca. 80 μ m an den Innen- und Außenflächen in Längs- und Querrichtung trägt. Die anschließende metallografische Untersuchung der geprüften Rohre zeigte u.a. die in Abb.9 dargestellten Fehlstellen. Es handelt sich dabei sowohl um einen regelrechten Anriß an der Rohraußenfläche als auch um Materialschwächungen und Einschlüsse. Außerdem zeigen sich noch Fehlstellen an der Rohraußenwand.

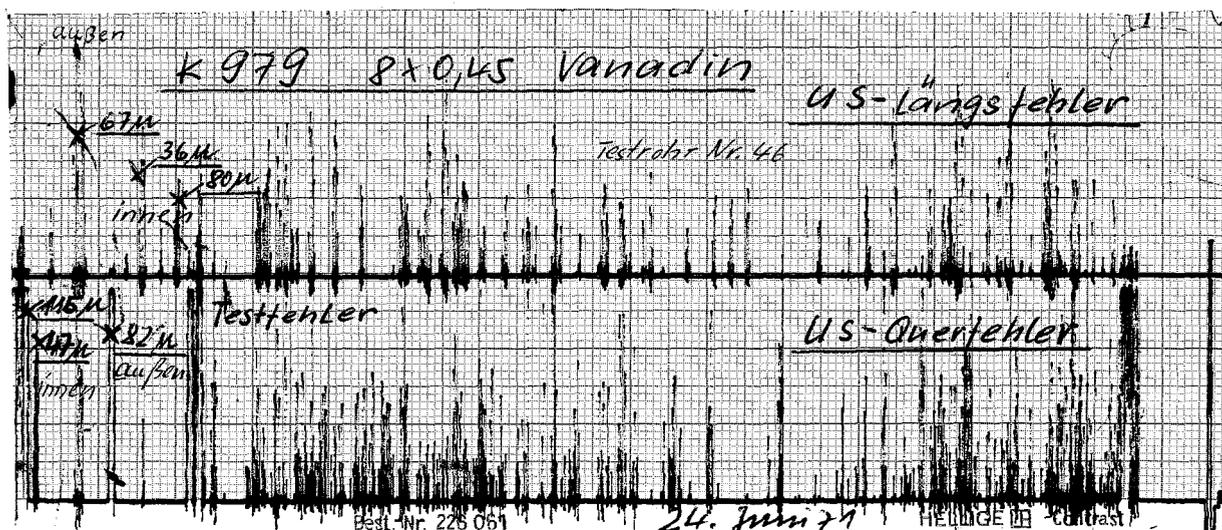


Abbildung 8

Längsrichtung des Rohres

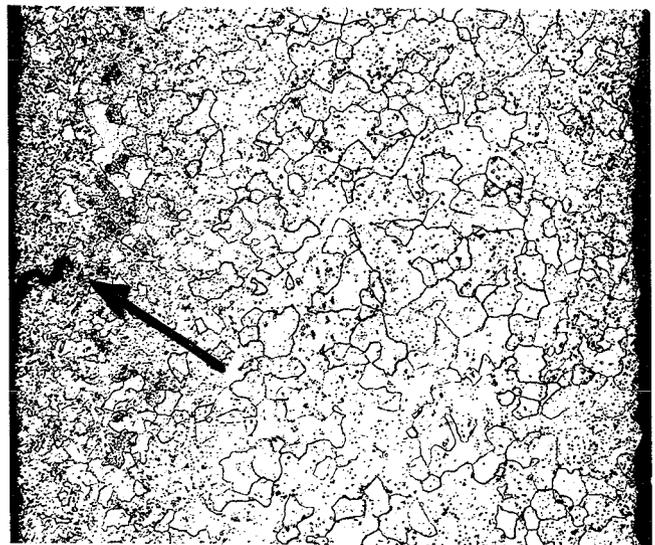
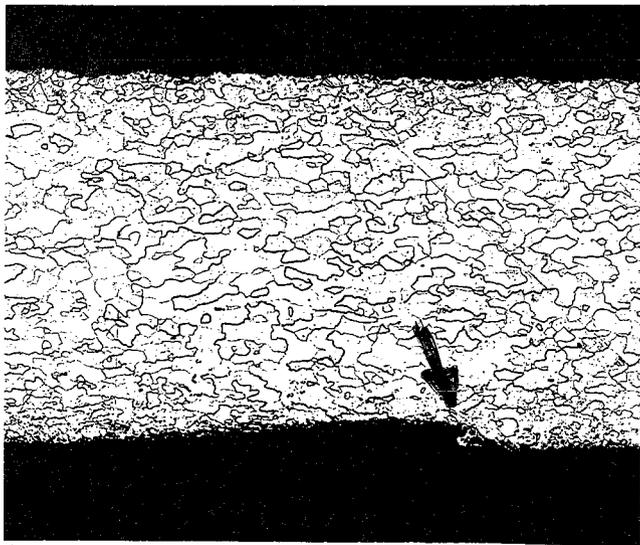
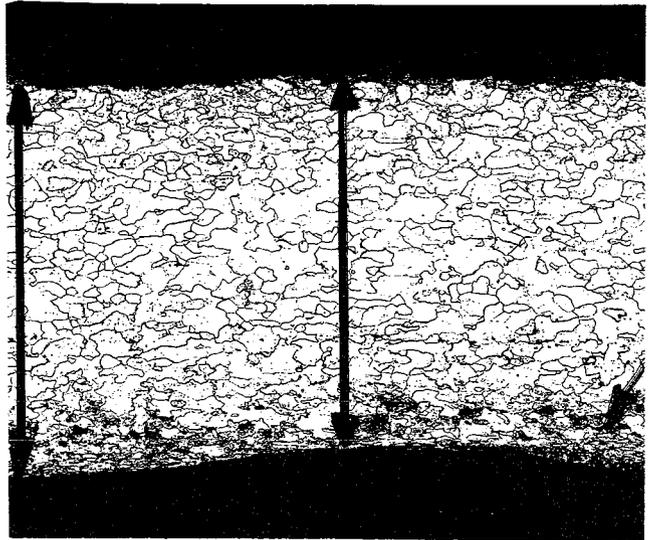
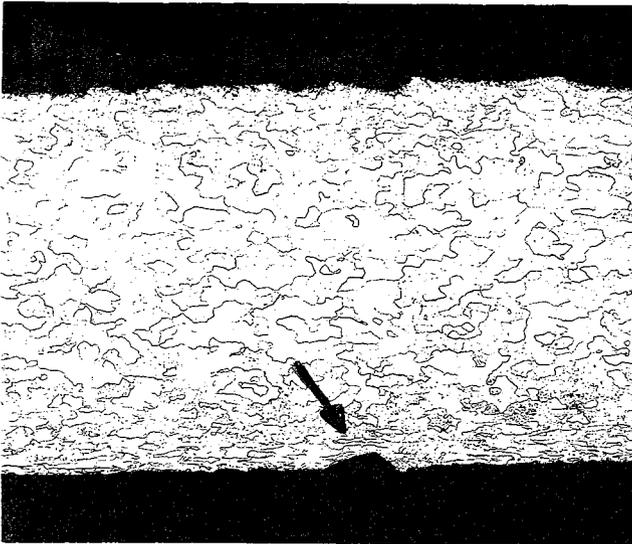


Abbildung 9 : Fehlstellen an V3T:1Si -Rohren

3. Schweißuntersuchungen (W. Scheibe, IMF)

Nach unbefriedigenden Ergebnissen an geschweißten Blechproben der Legierung V3TiSi1 - die Mehrzahl der Proben war sowohl bei Schutzgas- als auch bei Elektronenstrahlschweißungen während des Abkühlens ohne jede Beanspruchung gerissen - wurden Elektronenstrahlschweißungen an Rohrproben mit der Hoch- und Niederspannungsanlage durchgeführt.

Die Prüfung der Schweißverbindung erfolgt unter Vakuum bei einer Temperatur von 650 °C. Der Bruch tritt bei sämtlichen Proben nicht in der Schweißnaht, sondern im Rohr auf. Die Werte für $\sigma_{0,2}$ liegen zwischen 52 und 57 kp/mm², für σ_B zwischen 57 und 60 kp/mm², während die Dehnung, von einem Ausreißer abgesehen (der Bruch erfolgte im Rohr!) 6,7 - 7,7% beträgt.

Die geringe Probenzahl läßt noch keine Aussage über den Einfluß der Schweißparameter zu. Wahrscheinlich scheint bei Rohren die längere Abkühlzeit von Vorteil zu sein gegenüber Blechschweißungen. Dies kann jedoch bei einer anderen Geometrie und Einspannung oder bei gefüllten Rohren wieder anders sein.

Veröffentlichungen zu 113:

- (1) K. Ehrlich
Das Schwellen von Hüll- und Strukturmaterialien
Atomwirtschaft 16 (1971) 356
- (2) K. Ehrlich, D. Kaletta, W. Schneider
Defekterzeugungsraten K und Verlagerungsquerschnitte in Metallen und Legierungen bei Bestrahlung in Reaktoren und Beschleunigern
KFK-Bericht 1438, Juli 1971
- (3) D. Kaletta
The atomic interaction potential for Nickel
Proc. BNES - Conference on voids, March 71, p. 319

The first part of the document discusses the importance of maintaining accurate records of all transactions. It emphasizes that every entry should be supported by a valid receipt or invoice. This not only helps in tracking expenses but also ensures compliance with tax regulations.

In the second section, the author provides a detailed breakdown of the monthly budget. It includes categories for housing, utilities, food, and entertainment. The goal is to identify areas where spending can be reduced without affecting the quality of life.

The third section focuses on investment strategies. It suggests diversifying the portfolio to include both stocks and bonds. The author also mentions the importance of regular contributions to retirement funds, highlighting the power of compound interest over time.

Finally, the document concludes with a summary of key financial goals and a call to action. It encourages the reader to review their financial situation regularly and make adjustments as needed to stay on track.

The following table provides a summary of the monthly budget breakdown:

Category	Monthly Amount
Housing	\$1,200
Utilities	\$300
Food	\$400
Entertainment	\$200
Total	\$2,100

Additionally, the document includes a list of recommended resources for further reading on personal finance. These include several books and online articles that provide more in-depth information on budgeting, investing, and debt management.

The author also provides contact information for a financial advisor who can offer personalized advice based on the reader's specific needs and goals.

114 KORROSIONSVERSUCHE UND KÜHLMITTELANALYSEN1141 Natriumkühlung1141.1 Korrosionsversuche1141.11 Korrosionsverhalten von austenitischen Stählen

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

Korrosionskreislauf "Cerberus"

Die 1970 im Kreislauf "Cerberus" exponierten Proben (siehe KFK-Ber. 1270/3, S. 114-1) sind auf ihren Stickstoffgehalt nach der Natriumeinwirkung untersucht worden. Die in der Tabelle angeführten Werte zeigen, daß unter den Versuchsbedingungen kein meßbarer Stickstoffverlust eintritt. Die Zunahme des Verhältnisses zwischen den Stickstoffkonzentrationen C_{NR} in der Randzone und C_{NZ} im Zentrum ist über den Anteil der dünnen Korrosionsschichten an den Analysen der Randzonen erklärbar, da die Korrosionsschichten Einschlüsse von Oxiden, Karbiden und Nitriden enthalten.

Gesamtstickstoff im Stahl Werkstoff-Nr. 1.4988

	25 μ m Randzone C_{NR} (Gew.-%)	Zentrum C_{NZ} (Gew.-%)	C_{NR}/C_{NZ}
unkorrodiert	0,133	0,125	1.0996
	0,132	0,116	
3900 h Na 550 °	0,139	0,121	1.1255
	0,139	0,126	
3900 h Na 600 °	0,141	0,121	1.1741
	0,141	0,126	

Eine Überprüfung der Stickstoffbestimmungsmethode in korrodierten Stahlproben hat ergeben, daß man in Stählen mit stickstoffhaltigen Ausscheidungen den Gehalt nur dann vollständig erfaßt, wenn man für die naßchemische Analyse nach Kjeldahl einen oxydierenden Aufschluß vornimmt. Die so erhaltenen Werte stimmen auch sehr gut mit denen überein, die man nach dem Vakuumheißeextraktionsverfahren erhält (Exhalograph).

Bei einer Expositionszeit von 3000 h wurden vom laufenden Versuch mit dem Stahl 1.4970 Proben zur metallographischen Untersuchung entnommen. Wie Abb. 1 (Probe aus 1.4970 nach 3000 h in strömendem Na von 600 °C, 1000x) zeigt, treten neben äußerst dünnen Korrosionsschichten auch Diffusionszonen von etwa 10 µm Stärke auf. Deren Grenze zum unveränderten Material wird durch eine Zone gekennzeichnet, in der verstärkt Ausscheidungen zu beobachten sind. Die Diffusionszone und das Gebiet der verstärkten Ausscheidungen sind nicht versprödet.

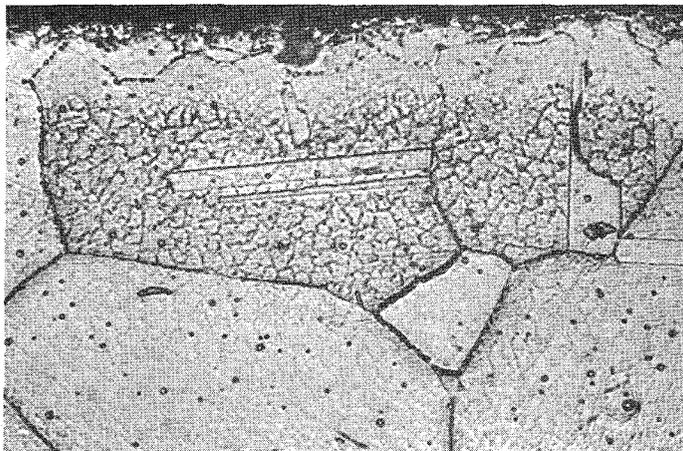


Abb. 1

Hochtemperatur-Korrosionskreislauf

Die elektrische Installation dieses Kreislaufs konnte im wesentlichen abgeschlossen werden. Der Einbau der 24 Heizstäbe pro Testbehälter (90 kW) steht noch aus, da diese Heizstäbe noch gesondert erprobt werden.

Mit der Planung, Bestellung und Anfertigung der Komponenten des für die Erweiterung dieses Prüfstandes notwendigen Reinigungs- und O₂-Meßkreises wurde begonnen. Die Lieferung der Hauptumwälzpumpe steht noch aus. Sie soll Ende Juli hier eintreffen. Mit dem Einbau der Pumpen wird gleichzeitig ein von der Firma Interatom bereitgestellter elektromagnetischer Durchflußmesser eingebaut, der hier erprobt und später im SNR eingebaut werden soll.

1141.2 Massetransportkreisläufe

(G. Drechsler, G. Frees, IRB)

Mit der elektrischen Installation dieser 3 Kreisläufe konnte begonnen werden.

1141.3 Reinheit und Reinheitskontrolle des NatriumsMonitorverfahren zur Messung von Sauerstoff im Natrium

(H.U. Borgstedt, F. Doménech, IMF; G. Drechsler, IRB)

Im Rahmen der Prüfung von elektrochemischen Sauerstoffsonden wurden die Untersuchungen zur Strahlenempfindlichkeit fortgesetzt. Bei relativ hoher Bestrahlungsintensität tritt ein kleiner, reversibler Effekt auf.

Labormethoden zur Bestimmung metallischer Verunreinigungen

(Helga Schneider, IMF)

Da eine Reihe von metallischen Elementen bei der Natriumdestillation mit flüchtig sind, ist eine Methode ausgearbeitet worden, die die Bestimmung von Pb, Bi, Zn, Cd und Sn nach chemischer Umsetzung zu Na_2SO_4 erlaubt. Für die genannten Elemente liegt die Nachweisgrenze mit dem Röntgenfluoreszenzspektrometer bei < 1 ppm bezogen auf eine Einwaage von 4 g Na. Die in Modellversuchen erreichte Reproduzierbarkeit beträgt etwa $\pm 0,25$ ppm.

1142 Dampf- und Gaskühlung1142.1 Korrosionsverhalten in Dampf, Laborversuche (S. Leistikow, IMF)

Zur Untersuchung der Abhängigkeit des Korrosionsverhaltens von der Korngröße des metallischen Gefüges wurden an Incoloy 800-Blechproben verschiedener thermischer und thermisch-mechanischer Vorbereitungsstände Korrosionsversuche im Heißdampf-Autoklaven bei 600°C , 70 at während 1000 Stunden durchgeführt. Die Resultate zeigten, daß die Sauerstoffaufnahme resp. korrodierte Metallmenge mit der Korngröße linear zunimmt (Abb. 2). Für sehr feinkörniges Gefüge wurden die bei hohen Kaltverformungsgraden am selben Material gemessenen optimalen Korrosionsergebnisse angenähert. Für sehr grobkörniges Gefüge dagegen wurden bis um den Faktor 10 erhöhte Werte gemessen. Sie können

gemäß den metallographischen Untersuchungen (Abb. 3) durch die Abnahme der Zahl der als Diffusionswege des Chroms in der Oberfläche und als Oxidationsbarrieren im Gefüge wirksamen Korngrenzen verstanden werden.

Berücksichtigt man das in einem früheren Bericht (KFK-Ber. 1270/4) dargelegte Korrosionsverhalten des kaltverformten Werkstoffes Incoloy 800 unter den gleichen Reaktionsbedingungen, so konnte mit diesen ergänzenden Untersuchungen eine gleichsinnige Wirksamkeit der in ihrer Qualität und Lokalität variierten Gitterdefekte als bevorzugte Diffusionswege des korrosionshemmenden Legierungselementes Chrom aufgezeigt werden.

Diese Gitterdefekte sind einerseits durch die Korngröße bzw. die Zahl der Korngrenzen pro Flächeneinheit vorgegeben. Sie können andererseits durch Kaltverformung zusätzlich erzeugt werden:

- bis etwa 50% Kaltverformung - bei konstanter Korngröße - durch vermehrte Versetzungsdichte und zunehmende Subkornbildung im Gefüge,
- ab 50% Kaltverformung zusätzlich durch Kornverfeinerung.

Für eine technische Nutzung des Effektes ist die langfristige Aufrechterhaltung eines Materialzustandes mit einer Vielzahl freier Diffusionswege des Chroms in einer angemessenen Schichtdicke der Metalloberfläche und eine höchstmögliche chemische und mechanische Stabilität der Oxidschicht von entscheidender Bedeutung. Diese Forderung erfüllt hochkaltverformtes Material, das trotz der im Verlauf der Korrosionsreaktion einsetzenden Rekristallisation den hohen Korrosionswiderstand des feinstkörnigen Gefüges beibehält. Seine technische Anwendung unterhalb der Temperatur der Grobkornbildung wird deshalb im dynamischen Hochdruckexperiment geprüft.

Gegenwärtige Untersuchungen des Werkstoffes Nr. 4301⁺⁾ sollen die Abhängigkeit des Korrosionsverhaltens in Heißdampf sowie in Wasser und Medien hohen Oxidationspotentials von der Kaltverformung aufzeigen.

^{+) Austenitischer Cr-Ni-Stahl (17-20% Cr; 9-11% Ni)}

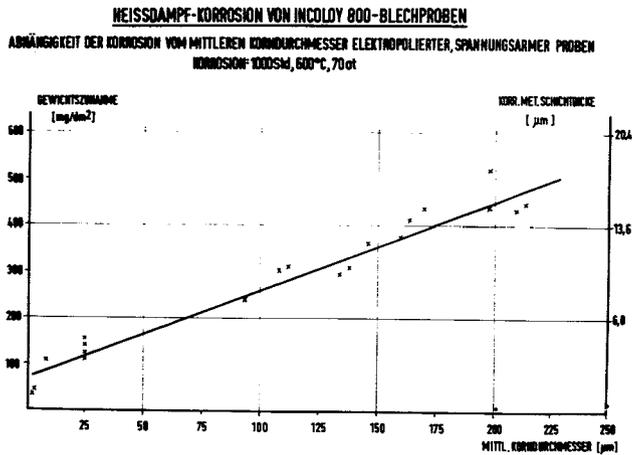
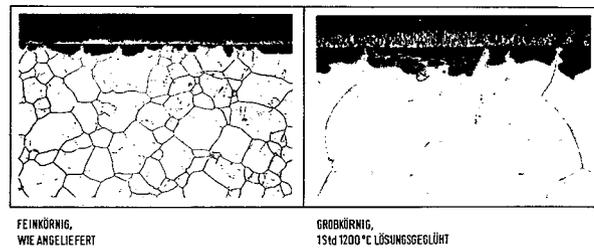


Abb. 2

HEISSDAMPF-KORROSION VON INCOLOY 800-BLECHPROBEN
 VERGLEICH DES KORROSIONSVERHALTENS VON GEFÜGEN UNTERSCHIEDLICHER KORNGRÖSSE
 KORROSION: 1000Std, 600°C, 70at



GEÄTZT 500X

Abb. 3

Veröffentlichung zu 1142.1:

S. Leistikow

Der Einfluß der Kaltverformung auf die Korrosion von austenitischen CrNi-Stählen in überhitztem Wasserdampf

Vortrag auf der Jahrestagung der Deutschen Gesellschaft für Metallkunde, Juni 1971

1142.2 HKW-Kreislauf

(F. Erbacher, K. Marten, J. Vasarhelyi, IRB; S. Leistikow, IMF)

Der Kreislauf zur Untersuchung der Heissdampf-Korrosion unter Wärmeübergang wurde einem Probetrieb von 100 Stunden unterzogen. Dabei waren der Löffler-Verdampfer, zwei Teststrecken mit beheizten Probestäben sowie die unbeheizten Teststrecken mit den dazugehörigen Dampfüberhitzern in Betrieb. Der Probetrieb verlief erfolgreich, so daß der Kreislauf nunmehr für Langzeitversuche zur Verfügung steht.

Die Fertigung der beheizten Teststäbe konnte wegen Verzögerungen in der Materialanlieferung noch nicht abgeschlossen werden.

Die Aufnahme der langzeitigen Korrosionsversuche wird für Herbst 1971 erwartet.

1. The first part of the document discusses the importance of maintaining accurate records of all transactions and activities. It emphasizes the need for transparency and accountability in financial reporting.

2. The second part of the document outlines the various methods and techniques used to collect and analyze data. It highlights the importance of using reliable sources and ensuring the accuracy of the information gathered.

3. The third part of the document focuses on the interpretation and analysis of the collected data. It discusses the various statistical tools and techniques used to identify trends and patterns in the data.

4. The fourth part of the document provides a detailed overview of the findings and conclusions drawn from the analysis. It discusses the implications of the results and offers recommendations for future research and action.

5. The fifth part of the document discusses the challenges and limitations of the research. It acknowledges the potential biases and errors that may have occurred during the data collection and analysis process.

6. The sixth part of the document provides a summary of the key findings and conclusions. It highlights the most significant results and offers a final assessment of the overall impact of the research.

7. The seventh part of the document discusses the broader implications of the research. It explores the potential applications of the findings in various fields and offers suggestions for further research.

8. The eighth part of the document provides a final conclusion and a call to action. It emphasizes the importance of continued research and the need for transparency and accountability in all aspects of the research process.

9. The ninth part of the document discusses the future directions of the research. It identifies key areas for further investigation and offers suggestions for how the research can be expanded and improved.

10. The tenth part of the document provides a final summary and a call to action. It reiterates the importance of the research and offers a final assessment of its impact and significance.

115 ARBEITEN ZUM BRENNSTOFFZYKLUS1152 Brennstoff- und SpaltproduktanalyseAbbrandbestimmungen an der FR 2-Kapselversuchsgruppe 3

(H. Hoffmann, IMF; H. Wertenbach, IRCh)

Die Abbrandbestimmungen beschränken sich auf 2 voneinander unabhängige Verfahren: eine thermodynamische und eine radiochemische Bestimmungsmethode.

- a) Bei der thermodynamischen Bestimmungsmethode wird die Natriumtemperatur in der Bestrahlungskapsel mittels Thermoelementen (TE) bestimmt. Aus dieser Meßstellentemperatur läßt sich über einfache Relationen, die aus out-of-pile-Experimenten gewonnen wurden, die Hülloberflächentemperatur bzw. die Stabileistung ermitteln. Der Abbrand A in der Höhe des TE errechnet sich dann wie folgt:

$$A = \chi \left[\frac{\text{MW}}{\text{cm}} \right] \cdot \frac{L [\text{cm}] \cdot t [\text{d}]}{G [t_{\text{Schw. Atome}}]}, \quad \text{wo}$$

χ = Stabileistung

L, G, t = Länge, Gewicht, Bestrahlungszeit des Prüflings.

Der Fehler dieser Werte beträgt ca. + 5%.

- b) Das zweite Verfahren besteht darin, über einen radiochemischen Trennungsgang das Spaltprodukt Cer zu isolieren und die Ce-144-Aktivität zu messen. Hierzu wird ein Teilabschnitt eines bestrahlten Brennelementes über den gesamten Querschnitt ausgesucht und in 12 n Salpetersäure bei 100 °C gelöst. Die Aktivität des Spalt-Cers wird γ -spektroskopisch gemessen; die Konzentration der schweren Atome U und Pu wird mit der Röntgenfluoreszenzanalyse ohne chemische Abrennung bestimmt. Hieraus errechnet sich der Abbrand zu:

$$A \text{ (Atom \%)} = \frac{N}{N + N^*} \cdot 100$$

wobei N = Zahl der Spaltungen

N^* = Zahl der schweren Atome nach der Bestrahlung

$$N^* = \frac{N_L}{M_A \cdot 10^3} \left[\frac{\text{schwere Atome}}{\text{mg Uran}} \right]$$

$$N = A^* \cdot 3,7 \cdot 10^4 \cdot e^{-\lambda \Delta t_1} \cdot \frac{\lambda \Delta t_2}{(1 - e^{-\lambda \Delta t_2})} \cdot \frac{1}{\lambda} \cdot \frac{100}{Y_{th}} \left[\frac{\text{Spaltungen}}{\text{mg Uran}} \right]$$

N_L = Loschmidtzahl

M_A = Atomgewicht

A^* = Aktivität ($\mu\text{Ci Ce-144/ mg U}$)

λ = Zerfallskonstante; $T_{1/2} = 285 \text{ d}$

$\Delta t_1 = t_{\text{END}} - t_{\text{STANDARD}} \text{ (d)}$

$\Delta t_2 = \text{Bestrahlungsdauer (d)}$

Y_{th} = Spaltausbeute von Ce-144 bei der Spaltung von U-235
mit thermischen Neutronen ($Y_{th} = 5,43 \%$)

Folgende Fehlerquellen wurden abgeschätzt: Schnellspaltung von U-235 und U-238, Spaltung von Pu-Atomen, Lastzyklen; mit den vom Verfahren selbst herrührenden Fehlern (z.B. Aktivitätsmessung, Spaltausbeute, Eichstandard) ergibt sich ein Gesamtfehler von ca. $\pm 5 \%$.

Sollen die Ergebnisse der beiden Methoden miteinander verglichen werden, welches in Tabelle 1 geschieht, so ist ein Umrechnungsfaktor von

$$1 \text{ Atom-\%} \triangleq \frac{N_L \cdot 10^{-17}}{M_A \cdot 2,697} \left[\frac{\text{Mwd}}{t \text{ schwere Atome}} \right]$$

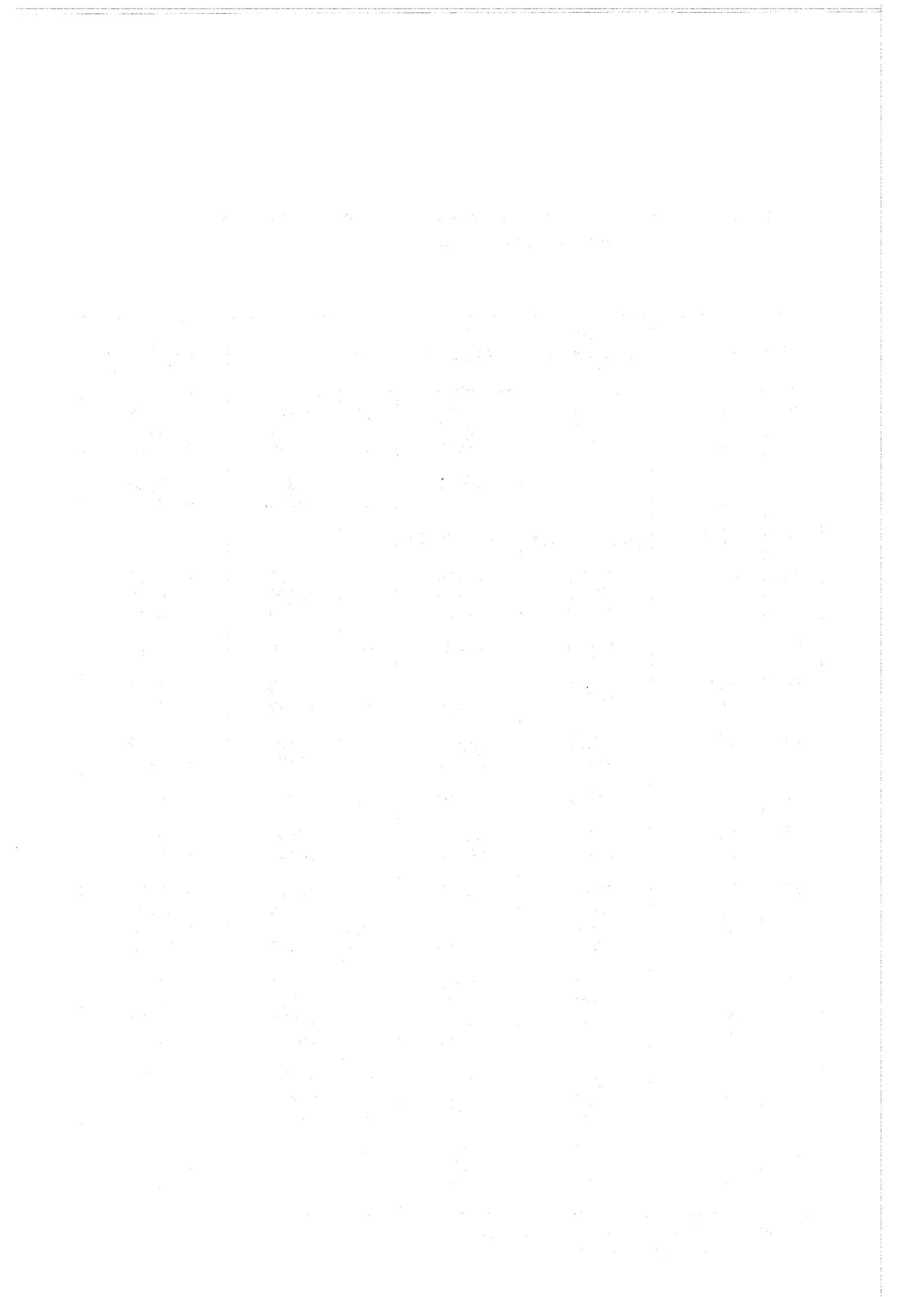
zu verwenden. Dieser Wert ist für UO_2 nur auf ca. $\pm 3 \%$ genau bekannt, da die rückgewinnbare Energie pro Spaltung zu 200 MeV angenommen wurde.

Es wurde versucht, aus den wenigen vorliegenden Ergebnissen eine statistisch gesicherte Aussage bezüglich der Absolutwerte zu machen. Hierbei ist zu beachten, daß die KVE 22, 24 und 28 zum Teil erheblich kontaminiert waren und die Vergleichsebenen z.T. nicht übereinstimmten. Spalte 5 gibt das Thermoelement an, welches für die Berechnung des thermodynamischen Wertes herangezogen wurde; 2 Zahlen in dieser Spalte geben an, daß der thermodynamische Wert durch Mittelung aus den beiden Einzelwerten hervorgegangen ist. Die radiochemisch bestimmten Werte sind im Mittel um 6,17 % größer als die auf thermodynamischem Wege gewonnenen.

Tabelle 1: Vergleich der auf radiochemischem und thermodynamischem Wege berechneten Abbrandwerte

KVE	Prüfling	Abbrand (MWd/t)		TE	(1) - (2)	$\frac{(1) - (2)}{(1)} \cdot 100$ (%)
		radiochem. (1)	thermodyn. (2)			
20	1	6420	6250	6*	+ 170	+ 2,64
	5	6630	5900	3	+ 730	+ 11,01
	7	5710	5600	1*	+ 110	+ 1,92
21	13	17700	16780	6	+ 920	+ 5,19
	11	18800	17140	1	+1660	+ 8,82
22	I8/L9	kontaminiert	76860/86026			
23	MM	18200	18330	6	- 130	- 0,71
	9	17300	18160	4	+1140	+ 6,58
	3	16000	14700	1	+1300	+ 8,12
24	6	64600+	65430	6	- 830	- 1,28
25	MS	52500	53270	6*	- 770	- 1,46
	2	48900	48260	3	+ 640	+ 1,30
26	10	42900	44100	6	-1200	- 2,79
	8	41000	39730	2	+1270	+ 3,09
27	14	58700	59150	6*	- 450	- 0,76
28	BU	62300+	65980	6	-3680	- 5,90
	16	63200+	60580	2	+2620	+ 4,14
29	DU	26800	25440	7	+1360	+ 5,07
	CG	30000	23430	5,6	+6570	+ 21,90
	AG	29600	24690	3,4	+4910	+ 16,58
	15	27800	23550	1,2	+4250	+ 15,28
30	36	40900	35490	7	+5410	+ 13,22
	35	40200	36000	5	+4200	+ 10,44
	34	42900	36170	3	+6730	+ 15,68
	33	38900	33350	1	+5550	+ 14,26
31	39	56200	57120	6*	- 920	- 3,51
	38	58400	59670	5	-1270	- 2,17
	37	54800	51690	2	+3110	+ 5,67
32	IS	10600	9460	6*	+1140	+ 10,75
	KM	10500	9660	4,5	+ 840	+ 8,00
	40	9800	8430	2	+1370	+ 13,97

* nicht übereinstimmende Vergleichsebene
+ z.T. erheblich kontaminiert



121 PHYSIKALISCHE EXPERIMENTE1211 Experimentelle Reaktor- und Neutronenphysik1211.1 Meßmethoden für NulleistungsreaktorenDigitale Auswertung von Spaltspurdetektoren

(B. Goel, INR, E. Korthaus, IAR)

1. Auswertung mit dem "Classimat"

Die großflächigen Spaltspurdetektoren werden zur Auswertung in viele kleine Teilbilder zerlegt. Bei gleichmäßiger Bestrahlung der Detektorfläche muß die Anzahl der in einzelnen Teilbildern gezählten Spaltspuren einer Poisson-Verteilung gehorchen. Es wurde ein FORTRAN-Programm geschrieben, mit dessen Hilfe die gemessene Spurenverteilung mit einer theoretisch berechneten Poisson-Verteilung verglichen werden kann. Falls die gemessene Spurenverteilung bei genügend großer Anzahl der Teilbilder von der Poisson-Verteilung stark abweicht, ist auf einen Fehler bei der Auswertung oder Behandlung der Spaltspurfolie zu schließen.

Einige Lexan-Uran-Sandwiches wurden im homogenen Neutronenfluß bestrahlt. Die Lexanfolien wurden anschließend geätzt und auf Spurenverteilung hin untersucht. Die Abb. 1 zeigt das Ergebnis der Auswertung einer Folie. Man sieht, daß die Poisson-Verteilung recht gut angenähert wird.

Es wurden erste Versuche zur Messung der Reaktor-Fluß-Feinstruktur in SNEAK-7B durchgeführt. Gemessen wurde die Feinstruktur über ein Pu-Plättchen. Es zeigte sich, daß bei einem statistischen Fehler von 2.5% keine Feinstruktur festzustellen ist. Messungen mit besserer Statistik sind noch nicht ausgewertet.

Die Arbeiten zur automatischen Scharfeinstellung der Mikroskope wurden weitergeführt.

2. Computerauswertung

Der Anschluß des "Classimat" an die Honeywell-Rechenanlage wurde fertiggestellt und erprobt.

Durch einen modifizierten Aufbau der Optik - die 90° -Umlenkung im Strahlengang wurde eliminiert - wurde eine gute Homogenität der Bildfeldausleuchtung, die für eine definierte Grauwertselektion erforderlich ist, sowie die gewünschte Vergrößerung von 1μ /bit erreicht.

Mit dem FORTRAN IV-Programm COUNT wurden erste Auswertungen einer Serie von Spaltspur-Eichmessungen (Bestrahlung von Lexan-Detektoren mit Cf 252-Spaltbruchstücken) durchgeführt. Diese Versuche zeigten, daß das gesamte System befriedigend arbeitet.

Gemessen an den Möglichkeiten des Verfahrens waren die Zählverluste und die Rechenzeit pro gezählte Spur noch relativ hoch, da die Detektoren zu stark geätzt waren. Die Spurendicke betrug etwa 6μ anstelle einer für die Computer-Auswertung gewünschten Dicke von 2μ . Die 6μ dicken Spuren sind für die Auszählung mit dem "Classimat" gut geeignet.

Gegenwärtig sind Untersuchungen zur Erzeugung von Spurenbildern mit 2μ Spurendicke und guten Kontrastverhältnissen im Gange.

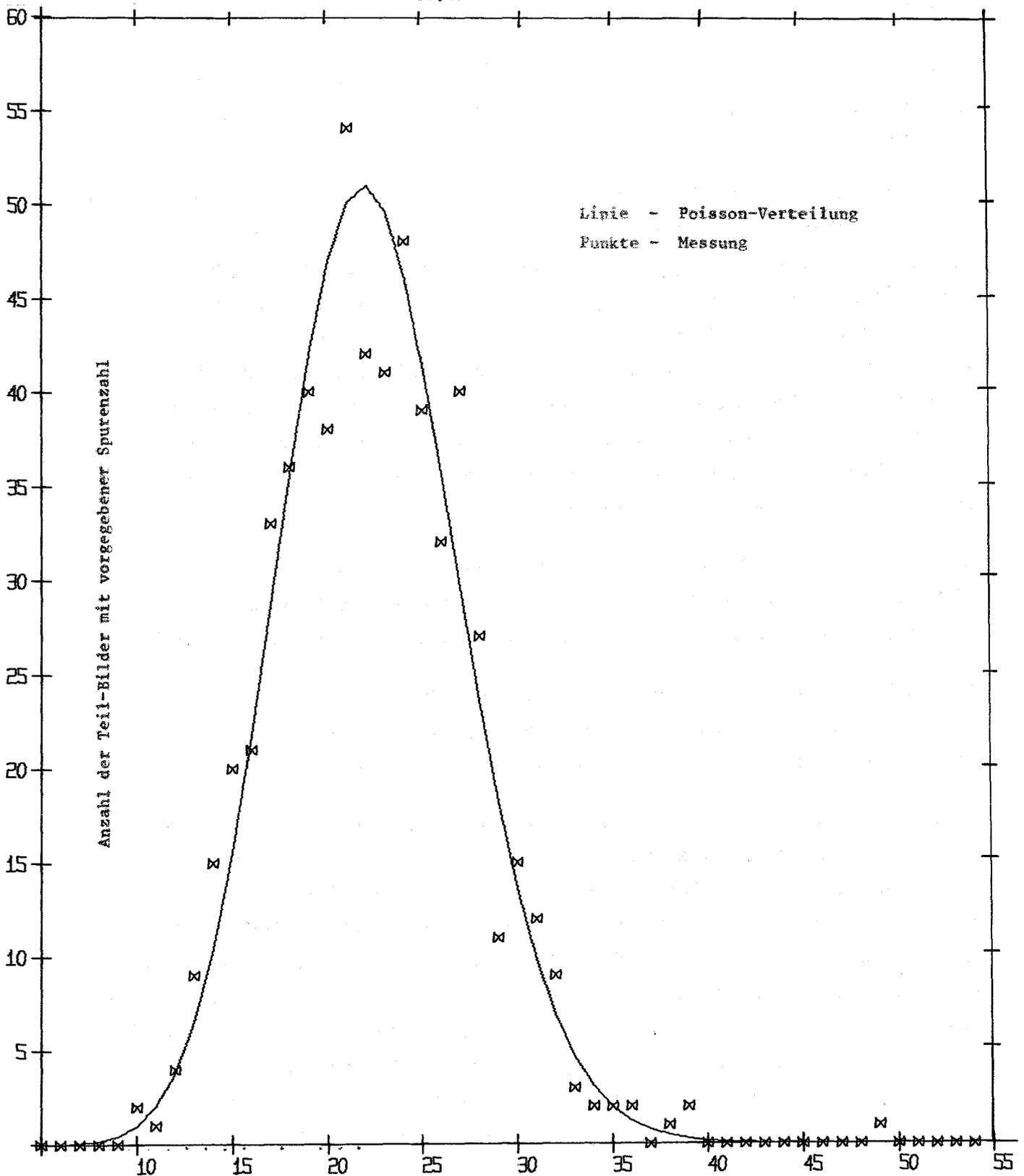


Abb. 1 Anzahl der Spuren pro Teil-Bild

1211.4 Spektrumsmessungen an SUAK

Eine gepulste 14-MeV-Neutronenquelle mit Klystron-Strahlgruppierung zur Erzeugung kurzer Pulse mit hoher Intensität und geringem Untergrund

(D. Rusch, INR)

Zur Erschließung neuer Meßmöglichkeiten an der SUAK wurde das Pulsungssystem des Kaskadenbeschleunigers NG 250, der der Erzeugung von 14 MeV-Neutronen dient, vollständig erneuert und erweitert. Als wesentliche Neuerung wurde ein Klystron-Strahlgruppierungssystem gebaut, das Nanosekunden-Pulse von 14 MeV-Neutronen zu erzeugen gestattet. Dadurch ist es möglich, auch nach der Flugzeitmethode Neutronenspektren bis zur maximalen Energie von 14 MeV zu messen. Das Abklingen des Neutronenflusses in einer Anordnung kann jetzt mit höherer Zeitauflösung gemessen werden. Weitere Möglichkeiten liegen in der Bestimmung von Antwortfunktionen der Detektoren durch biparametrische Analyse von geeigneten Neutronenspektren.

Der im folgenden kurz beschriebene Aufbau des Pulsungssystems wurde gewählt, damit eine möglichst weitgehende Unterdrückung des Untergrundes von 14 MeV-Neutronen neben dem eigentlichen Neutronenpuls erreicht werden kann.

Die größten unter den verwendeten Pulsbreiten des Deuteronenstromes werden durch Tasting der HF-Ionenquelle erzeugt: $0,5 \mu\text{s}$ bis $2 \mu\text{s}$ [1]. Die weitere Führung des Strahls soll anhand der Abb. 2 erläutert werden.

Etwa 1 m hinter der beschleunigenden und abbildenden Linse befindet sich ein Wedelsystem aus zwei Ablenkplatten. Aus dem Deuteronenstrahl soll sich ein Stück einstellbarer Pulsbreite ausblenden lassen. Eine Ablenkung mit Sinusspannungen ist wegen der geringen Flankensteilheit der Deuteronenpulse nicht brauchbar, daher wird auch hier gepulst, und zwar beide Platten. Die resultierende Ablenkspannung bildet eine zweistufige Treppe, deren mittlere Stufe bei Null liegt und die Länge des durchgehenden Strahls bestimmt. Ein zweites Plattenpaar wurde 1,60 m strahlabwärts hinter dem ersten Paar installiert, um den Untergrund weiter zu reduzieren. Dieses Plattenpaar erhält die Ablenkspannung über ein Verzögerungskabel vom ersten Plattenpaar.

Nach dem ersten Plattenpaar des Wedelsystems passiert der Deuteronenstrahl drei äquidistante Spalte, in denen er an der Front gebremst und an der Rückfront beschleunigt wird. Auf der Driftstrecke bis zum Target schiebt sich der Strahl auf minimale Länge zusammen. Bei der Auslegung des Systems konnte auf die Arbeit von Seeliger und Trütschler [1], [2] zurückgegriffen werden, in der eine ausführliche Darstellung der Fokussierungseigenschaften enthalten ist. Die bei uns gewählte Kombination mit dem aufwendigen Wedelsystem erlaubt eine Variation der Strahlparameter, die zur Erzeugung kurzer Pulse möglichst hoher Intensität ausgenutzt wird.

Um jederzeit neben den eigentlichen Spektrumsmessungen die Pulsform und den Untergrund bestimmen zu können, wurde ein Detektor gebaut, der die aus der Erzeugungsreaktion der Neutronen, $T(d,n)\alpha$, stammenden Alpha-Teilchen nachweist. Dabei wird ein neu entwickeltes Verfahren benutzt^{x)}, mit dessen Hilfe die Signale anderer Herkunft diskriminiert werden. Dem hierbei benutzten Szintillator NE 810 (Fa. Nuclear Enterprises), d.i. eine dünne Folie Szintillator NE 102 A auf einem Träger, wurden bisher keine Eigenschaften zugeschrieben, die eine Pulsformdiskriminierung erlauben [4]. Mit einer herkömmlichen Methode konnte der Pulsform-Unterschied zwischen den Signalen von Alpha-Teilchen und anderen Quellen bestätigt werden, wenn dies auch noch nicht eine gleich scharfe Diskriminierung ergibt wie bei dem hier benutzten Verfahren.

Abb. 3 zeigt die mit dem α -Detektor gemessene Neutronenverteilung beim Betrieb des Beschleunigers mit kurzen Pulsen (etwa $2 \cdot 10^4$ Neutronen pro Puls; $2,5 \cdot 10^4$ pps). Nach $0,5 \mu s$, nämlich dem Ende des von der gepulsten Ionenquelle gelieferten Strahls, geht der Untergrund auf einen mit dem α -Detektor nicht mehr eindeutig meßbaren Wert: 10^{-6} der Spitzenintensität.

[1] W. Eyrych: Nukleonik, 4,4,S.167 (1962)

[2] D. Seeliger und K. Trütschler: Nucl.Instr.+Meth.66 (1968), 157

[3] K. Trütschler und K. Wiesner: Nucl.Instr.+Meth.78 (1970), 125

[4] D.L. Smith, R.G. Polk, and T.G. Miller:
Nucl.Instr.+Meth. 64 (1968), 157

^{x)} noch zu veröffentlichen

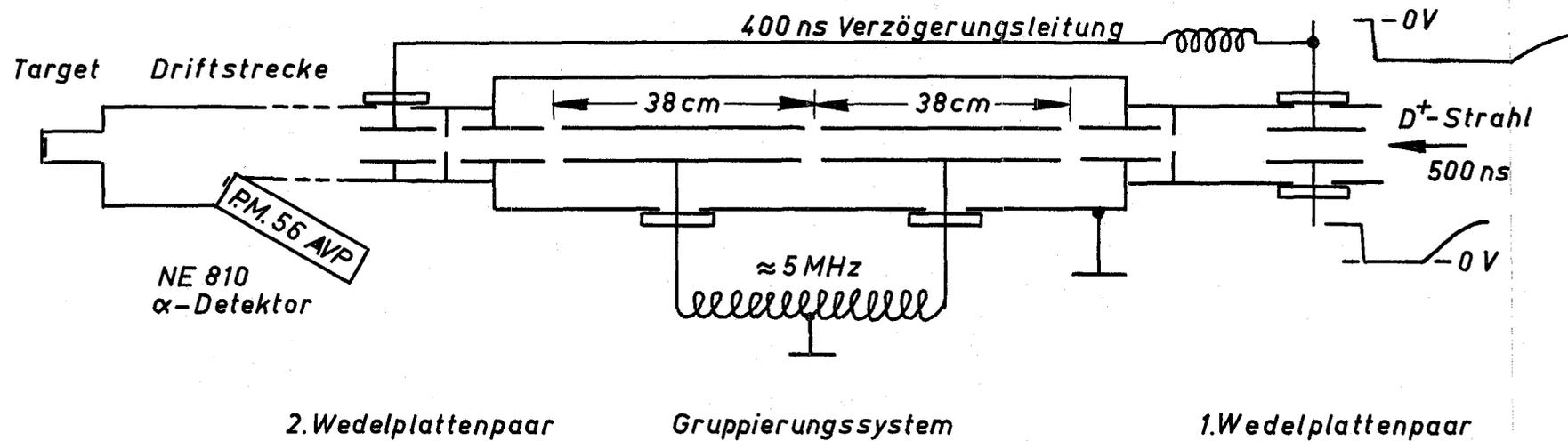
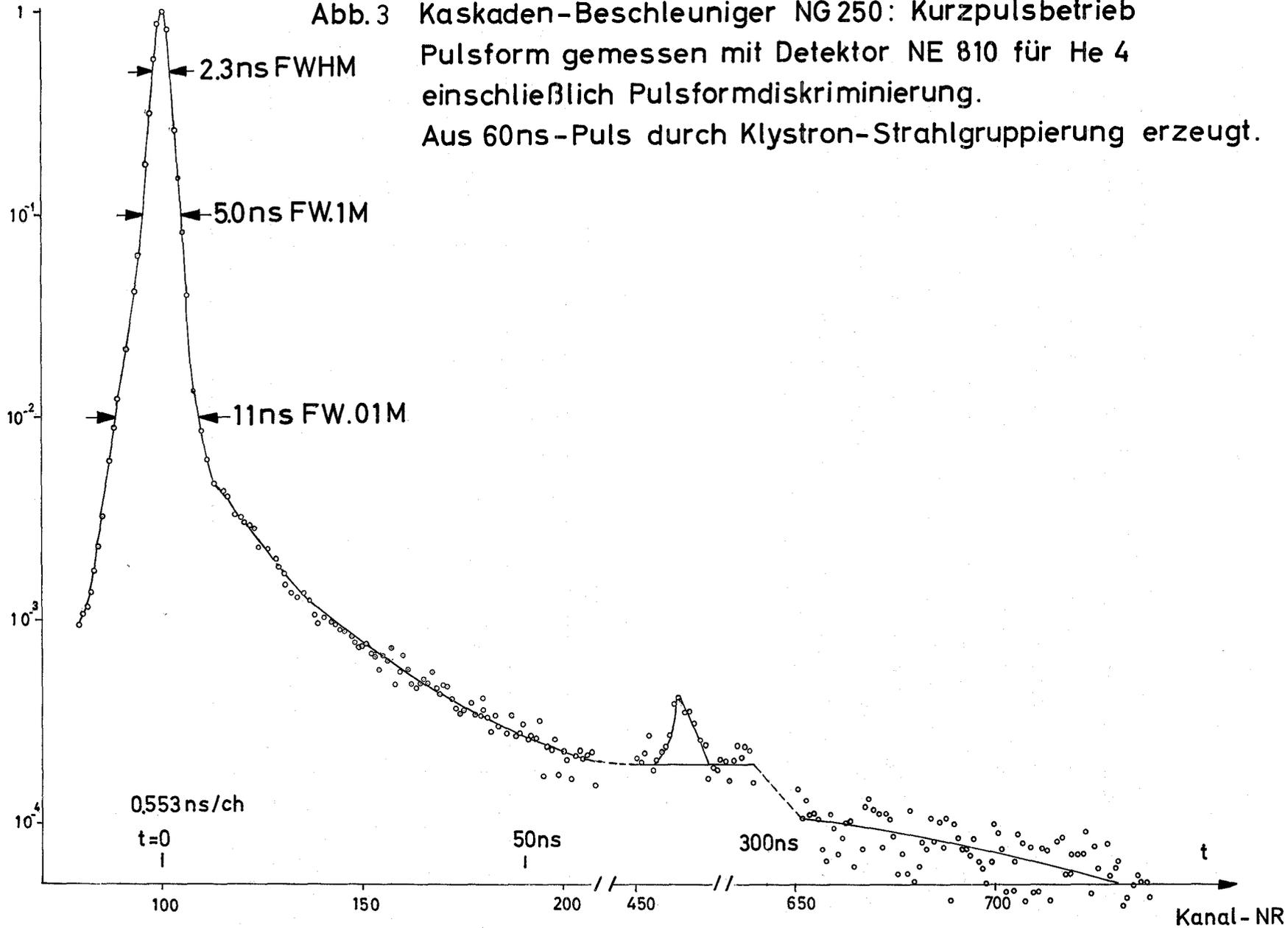


Abb2: Strahlgruppierung

Abb. 3 Kaskaden-Beschleuniger NG 250: Kurzpulsbetrieb
Pulsform gemessen mit Detektor NE 810 für He 4
einschließlich Pulsformdiskriminierung.
Aus 60ns-Puls durch Klystron-Strahlgruppierung erzeugt.



1213. SNEAK1213.2 SNEAK-6B und 6DGegenwärtiger Stand der Vorhersage von Konversionsfaktoren für natriumgekühlte schnelle Cores (F. Plum, IAR)

Im Zentrum der Anordnungen SNEAK-6B und 6D wurden die integralen, atombezogenen Ratenverhältnisse R_c^{238}/R_f^{235} , R_f^{238}/R_f^{235} und R_f^{239}/R_f^{235} gemessen. Diese können ebensogut durch die Verhältnisse der entsprechenden energiegemittelten Querschnitte ersetzt werden, wie es in der nachfolgenden Tabelle 1 geschieht. Die Nachrechnung erfolgte mit dem Zellcode "ZERA" in 26 Gruppen, der es erlaubt, die Ratenverhältnisse genau an der Stelle der Zelle zu ermitteln, wo die Meßfolie sich befand. Da der Ratenberechnung im "ZERA"-Programm eine nulldimensionale Flußberechnung vorausgeht, muß im "ZERA"-Programm stets ein Buckling vorgegeben werden, das den tatsächlichen Leckageverhältnissen am Ort der Folie Rechnung trägt. Bei Verwendung des Querschnittssatzes "MOXTOT" ergaben sich folgende Werte:

Tabelle 1

	SNEAK-6B			SNEAK-6D		
	Exp.	Rechn.	$\frac{\text{Rechn.}}{\text{Exp.}}$	Exp.	Rechn.	$\frac{\text{Rechn.}}{\text{Exp.}}$
$\sigma_c^{238}/\sigma_f^{235}$	0.1277	0.1335	1.05	0.1250	0.1265	1.01
$\sigma_f^{238}/\sigma_f^{235}$	0.0278	0.02413	0.87	0.0300	0.02597	0.87
$\sigma_f^{239}/\sigma_f^{235}$	0.9700	0.9098	0.94	0.9900	0.9025	0.91
$\sigma_c^{238}/\sigma_f^{238}$	4.5935	5.5313	1.20	4.1667	4.8701	1.17
$\sigma_c^{238}/\sigma_f^{239}$	0.1316	0.1467	1.11	0.1263	0.1402	1.11

c = capture

f = fission

Bei Verwendung des "NAPPMB"-Satzes ergibt sich folgendes Bild:

Tabelle 2

	SNEAK-6B			SNEAK-6D		
	Exp.	Rechn.	$\frac{\text{Rechn.}}{\text{Exp.}}$	Exp.	Rechn.	$\frac{\text{Rechn.}}{\text{Exp.}}$
$\sigma_c^{238} / \sigma_f^{235}$	0.1277	0.1513	1.19	0.1250	0.1452	1.16
$\sigma_f^{238} / \sigma_f^{235}$	0.0278	0.02680	0.96	0.0300	0.0274	0.91
$\sigma_f^{239} / \sigma_f^{235}$	0.9700	0.9652	1.00	0.9900	0.9447	0.95
$\sigma_c^{238} / \sigma_f^{238}$	4.5935	5.6822	1.24	4.1667	5.2993	1.27
$\sigma_c^{238} / \sigma_f^{239}$	0.1316	0.1578	1.20	0.1263	0.1537	1.22

Es ist also einerseits festzustellen, daß noch sehr erhebliche Abweichungen zwischen Rechnung und Experiment bestehen (insbesondere für den NAPPMB-Satz), andererseits, daß die Ergebnisse für 6B und 6D innerhalb 3 - 5% konsistent sind.

Von besonderem Interesse ist bei diesen Betrachtungen die Größe $\sigma_c^{238} / \sigma_f^{239}$. Unter der Annahme eines einheitlichen Spektrums im gesamten Corebereich ist diese Größe proportional zum Konversionsfaktor im Core. Man sieht, daß zwar der "MOXTOT"-Satz gegenüber dem "NAPPMB"-Satz eine Verbesserung in der Vorausberechnung dieser Größe bringt, daß aber trotzdem noch eine Überschätzung um 11% vorliegt. Da σ_c^{238} im "MOXTOT"-Satz bereits stark erniedrigt wurde, scheint es wahrscheinlich, daß der Spaltquerschnitt von Pu^{239} noch zu klein ist. Im neuen INR-Satz soll dieser Vermutung Rechnung getragen werden. Außerdem werden die Ratenverhältnisse in SNEAK-9 noch einmal mit verbesserten Meßmethoden aufgenommen. Dabei werden auch die Konversionsverhältnisse im axialen Blanket genauer untersucht werden.

1213.3 Kritisches Experiment mit der Anordnung 7B

(W. Bickel, E.A. Fischer, P. Mc Grath, G. Wittek, IAR)

Einleitung

Die Anordnung 7B ist das zweite einfache Pu-Core in SNEAK. Die Einheitszelle besteht aus einem PuO_2 - UO_2 -Plättchen und einem $\text{U}_{\text{nat}} \text{O}_2$ -Plättchen. Die Anreicherung ist also erheblich niedriger als in SNEAK-7A, und das Core ist entsprechend größer, nämlich 314 Liter. Das Spektrum ist sehr ähnlich dem von 7A.

Kritisches Experiment

Abbildung 4 zeigt die Core-Anordnung für das kritische Experiment. Die Corehöhe betrug 70.06 cm, der mittlere Radius 37.84 cm. Die Trimm- und Sicherheitsstäbe sind mit angereichertem Uran gefüllt. Das Core enthält 231.05 kg spaltbares Pu und 32.70 kg U^{235} . Bei voll eingefahrenen Trimmstäben (Stellung größter Reaktivität) beträgt das experimentelle k_{eff}

$$k_{\text{eff}} = 1.0016.$$

Nachrechnung des kritischen Experiments

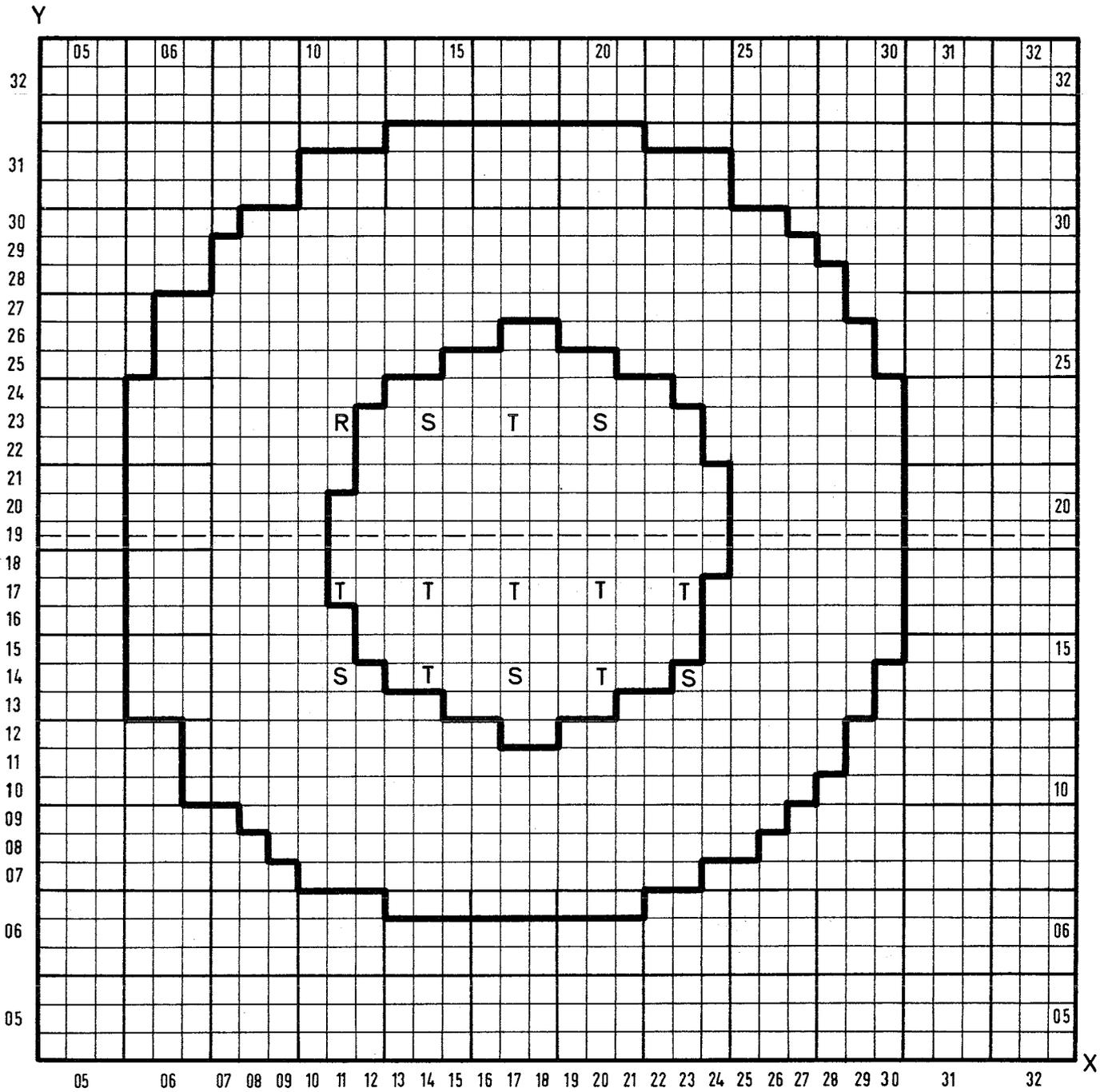
Die Nachrechnung des kritischen Experiments erfolgte mit dem MOXTOT-Satz in 26 Energiegruppen. Als Basisrechnung diente eine zweidimensionale homogene Diffusionsrechnung in R-Z-Geometrie. Die Kontrollstäbe wurden über das Core verschmiert. Die Trans-

portkorrektur wurde durch S_6 -Rechnungen in radialer und axialer Richtung bestimmt. Die S_6 -Rechnungen wurden mit stromgewichteten Transportquerschnitten durchgeführt. Korrekturen für die Zylindrisierung, Heterogenität und für die verbesserte Wichtung der elastischen Moderationsquerschnitte ("REMO") wurden ebenfalls berechnet. Die Ergebnisse sind in der folgenden Tabelle angegeben.

26 Gruppen (R-Z)-Rechnung	0.9839
Korrekturen S_6 radial	+0.0034
S_6 axial	+0.0016
Zylindrisierung	-0.0029
Verschmierung der Uranstäbe	0.0
Heterogenität	+0.0008
REMO	+0.0013

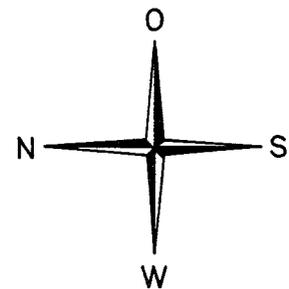
$$k_{\text{eff}} = 0.9881$$

Die in den Rechnungen verwendeten Teilchenzahlen sind in Tabelle 3 zusammengestellt.



SNEAK - 7B

Realisierte kritische Anordnung



- T Trimmstab
- S Sicherheitsstab
- R Regelstab

Abb.4

Tabelle 3

Atomzahldichten $\times 10^{-24} \text{ cm}^{-3}$ der Anordnung SNEAK-7B

Isotope	Normalzelle $\text{PuO}_2\text{-UO}_2 / \text{UO}_2$	Corematerial mit Kontrollstäben	axiales und radiales Blanket
Al	.120403-4	.1211204-2	
C	.659598-4	.630971-4	.13559-4
Cr	.280297-2	.282058-2	.11955-2
Fe	.995765-2	.980213-2	.39549-2
H	.75947-5	.713785-5	
Mg	.53404-5	.952079-5	
Mn	.572912-4	Mn wurde Cr zugeschlagen	
Mo	.197950-4	.183625-4	.9970-5
Nb	.90287-5	.837530-5	.8544-5
Ni	.146020-2	.145943-2	
O	.338377-1	.331936-1	
Pu^{239}	.197406-2	.183120-2	
Pu^{240}	.177338-3	.164504-3	
Pu^{241}	.161162-4	.149499-4	
Pu^{242}	.80997-6	.751354-6	
Si	.119667-3	.117438-3	.4532-4
U^{235}	.1063166-3	.266316-3	.162451-3
U^{238}	.1456840-1	.145794-1	.399401-1

1213.6 Experimente für den SNR in der SNEAK (G. Jourdan, IAR)

1. Allgemeine Bemerkungen

Ende 1971 sollen weitere Experimente für den SNR in der SNEAK begonnen werden. Gedacht war zunächst an einen möglichst genauen Nachbau (mock-up) des SNR-Konzepts. Da jedoch hierzu nicht genügend Pu vorhanden ist, werden mehrere Aufbauten vorgeschlagen, in denen die wichtigsten anstehenden Probleme überprüft werden können. Nachfolgende Punkte sind dabei die wichtigsten:

1.1 Kontrollstabexperimente

Bisher wurden in den SNEAK-Aufbauten 2 und 6 nur einzelne Kontrollstäbe des gesamten Trimm- und Sicherheitssystems des SNR eingesetzt. Reaktivitätsverhalten und Abschattungsfragen konnten nur unvollständig geklärt werden. Jetzt sollen in einem Uran-Core, das den SNR geometrisch sowie in neutronenphysikalischen Eigenschaften weitgehend simuliert, alle Trimm- und Sicherheitsstäbe eingesetzt werden. Die Abschattungseffekte von Kontrollstäben können auch in einem Uran-Core experimentell und rechnerisch nachgeprüft werden. Der genauere Aufbau wird in Kapitel 2 beschrieben.

1.2 Bestimmung der Brutrate

Messungen von Reaktionsratenverhältnissen zur Bestimmung der Brutrate sollen mit verbesserten experimentellen Methoden und unter Bedingungen, die weitgehend den Verhältnissen in Core und Blanket des SNR angepaßt sind, durchgeführt werden. Für diesen Punkt wäre in das Uran-Core eine zylindrische Pu-Innenzone einzusetzen.

Um eine exakte Auswertung zu ermöglichen, müssen die Einheitszellen so einfach wie möglich aufgebaut sein. Auch die hierfür geplante Anordnung wird in Kapitel 2 ausführlicher beschrieben.

1.3 Überprüfung der Substitutionsmethode

In SNEAK-2B wurde die kritische Masse eines reinen Pu-Cores durch schrittweise Substitution eines 90° Pu-Sektors in einem Uran-Core ermittelt. Auch für spätere Anwendungen auf Untersuchungen größerer Schnellbrüter-Cores käme diese Methode in Betracht. Ihre Genauigkeit ist jedoch experimentell noch nicht überprüft worden.

Es soll daher nun ein Einzonen-Uran-Core durch Sektor-Substitution vollständig in ein Einzonen-Pu-Core überführt werden, dessen Größe und Komposition so ausgewählt werden, daß das für SNEAK verfügbare Plutonium für den vollständigen Aufbau des Pu-Cores ausreicht. Durch dieses Experiment kann die Genauigkeit der Extrapolation bei teilweiser Substitution getestet werden.

1.4 Experimente in einer Zone mit höherem Pu²⁴⁰ Gehalt

In SNEAK-6A wurden bisher Reaktivitäts- und Na-void-Messungen nur in einer verhältnismäßig kleinen Pu²⁴⁰-vergifteten Zone durchgeführt. Hierbei konnten nur 5 kg des isotonenangereicherten Pu in Form von PuO₂-UO₂-Plättchen und 12 kg in Form von PuO₂-Plättchen verwendet werden. Zur Zeit werden für SNEAK 32 kg Pu mit 20% Pu²⁴⁰ zu PuO₂-UO₂-Plättchen einheitlicher Komposition verarbeitet. Diese sollen in obengenanntes Einzonen-Pu-Core eingesetzt werden. In dieser Anordnung werden dann zuverlässigere Messungen als in der kleinen und uneinheitlich beladenen Zone in SNEAK-6 durchgeführt werden können.

Die Experimente für die beiden letzten Punkte werden erst Mitte 1972 durchgeführt werden. Über die Planungen für diese Experimente wird zu einem späteren Zeitpunkt berichtet.

2. Genauere Beschreibungen der geplanten Aufbauten

2.1 Uran-Core: SNEAK-9A

2.1.1 Möglichkeit der Simulation des SNR-Cores

Um die Zusammensetzungen bezüglich des Kühlmittels und Strukturmaterials, die im SNR vorhanden sind, möglichst genau zu simulieren, müßten sehr komplizierte und heterogene Zellen für beide Zonen entworfen werden. Andererseits könnten trotzdem nicht die exakten Bedingungen des SNR simuliert werden, da dieser pro Zone 3 Anreicherungsstufen besitzt⁺⁾ und diese Bedingung in der SNEAK-Anlage wieder nur annäherungsweise durch eine sehr komplizierte Beladung wiedergegeben werden könnte.

^{+) entsprechend einem angenommenen Dreier-Beladezyklus}

Es wird deshalb ein anderer Weg vorgeschlagen. Für jede Zone wird eine in der Geometrie einfache Zelle entworfen, die in mehreren neutronenphysikalischen Größen mit der Komposition der mittleren Anreicherungsstufe des SNR übereinstimmt. Die Größen sind

- a) materielles Buckling
- b) Materialwert von B^{10}
- c) Spektralindizes der wichtigsten Materialien
- d) mittlerer Diffusionskoeffizient
- e) mittlere Migrationslänge

2.1.2 Aufbau der Zellen

2.1.2.1 Zellen der Brennelemente

In Abb. 5 werden die Zellen für die Innen- und Außenzone gezeigt. In Tab. 4 werden die vorher genannten neutronenphysikalischen Größen der ausgewählten Zellen mit denjenigen der SNR-Komposition verglichen.

2.1.2.2 Zellen des Trimm- und Abschaltsystems

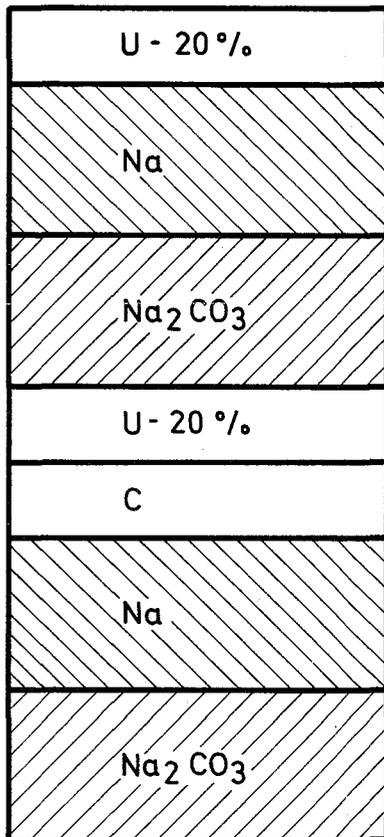
Abschaltsystem

Die 2 Abschaltssysteme, deren 6 Stäbe in der inneren Zone liegen, werden im kritischen Aufbau nur als Follower simuliert. Die Simulation geschieht durch Na-Plättchen. Bei Messungen der Abschaltreaktivität der 2 Systeme werden die 3 Stäbe, die das 2. Abschaltssystem simulieren, mit den normalen SNEAK-B₄C-Kästen gefüllt. Die Kästen sind Stahl-Kästen, die mit B₄C-Pulver gefüllt sind. Die Zellen für die Simulation der 3 Stäbe des 1. Abschaltsystems sind dieselben, die für das Trimmstabsystem verwendet werden. Da die Abschaltreaktivität des 1. Abschaltsystems weit niedriger liegt als die des 2. Systems, können die B₄C-Kästen nicht verwendet werden.

Trimmstabsystem

Die Simulation der 12 im kritischen Aufbau halb eingefahrenen SNR-Trimstäbe geschieht im Followerteil durch Na-Plättchen und im Absorberteil durch eine spezielle Zelle. Gefordert wird eine Abschaltreaktivität von 2.6% in k_{eff} für die 12 Stäbe in halb eingefahrenem Zustand.

Innenzone



Außenzone

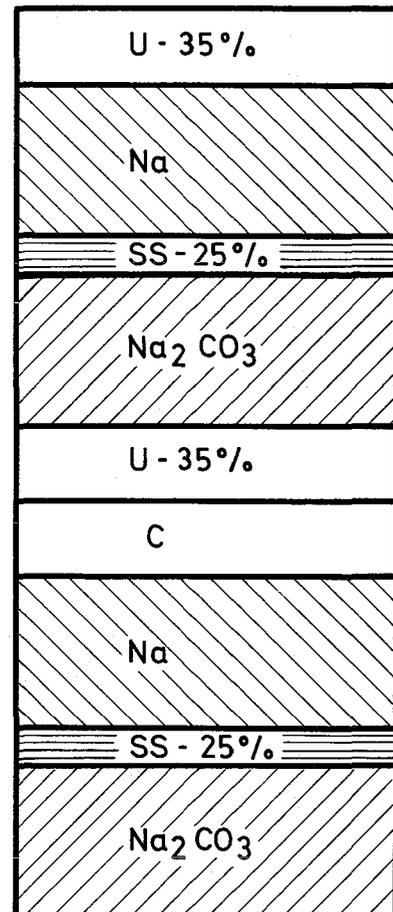


Abb.5 Einheitszellen für die beiden Uran - zonen für SNEAK-9A

Tabelle 4

Vergleich der Zellen der Innen- und Außenzone von SNEAK-9A mit SNR-Kompositionen

Zone	Zelle	Zusammensetzung	$B_m \cdot 10^{-3} \text{ cm}^2$	Spektralindizes			\bar{D}	\bar{M}	B-10 Wert ($\frac{\Delta k}{k} / g$)
				σ_{f8}/σ_{f5}	σ_{f5}/σ_{c5}	σ_{f8}/σ_{c8}			
Innen- zone	SNEAK	2 NP U-20% 2 NP Na 2 NP Na_2CO_3 1 NP C	1.552	.0257	3.4048	.1904	1.417	217.6	$-5.594 \cdot 10^{-5}$
	SNR		1.346	.0235	3.3829	.1740	1.600	298.7	$-5.601 \cdot 10^{-5}$
Außen- zone	SNEAK	2 NP U-35% 2 NP Na 2 NP Na_2CO_3 2 NP SS-25% 1 NP C	2.697	.0398	3.9587	.3058	1.576	226.3	$-7.812 \cdot 10^{-5}$
	SNR		2.431	.0335	3.7518	.2563	1.636	273.8	$-8.279 \cdot 10^{-5}$

121-18

NP = SNEAK-Normalplättchen

Zweidimensionale RZ-Rechnungen, bei denen das Absorber- und Followermaterial in einer Ringzone verschmiert wurde, ergaben, daß die B_4C -Konzentration in den Absorberteilen ungefähr bei 30-40 Volumenprozent liegt. Da es wegen der Ungenauigkeit der B-Querschnitte und der rechnerischen Methoden unmöglich ist, die Abschaltreaktivität besser als 25-30% vorherzusagen, sie auf der anderen Seite wegen Materialmangel an U-35% Plättchen nicht größer als 2.6% in k_{eff} sein darf, muß ein Weg gefunden werden, die B_4C -Konzentration in den Trimmstäben schnell und leicht zu ändern. Andererseits muß aber auch erreicht werden, daß die Änderung der Konzentration in kleinen Schritten erfolgen kann. Es ist daher geplant, das B_4C -Pulver in Aluminiumröhrchen zu füllen und mit diesen Röhrchen die Absorberzelle zu bilden. Bei 16 Röhrchen pro Elementquerschnitt wird die Schrittweite der Konzentrationsänderungen genügend klein gehalten. Durch Austausch eines B_4C -gefüllten Röhrchens pro SNEAK-Element gegen Al-Vollmaterial kann die Abschaltreaktivität aller SNR-Trimmsäbe um $\approx 1.7\%$ in k_{eff} geändert werden. Abb. 6 zeigt den Querschnitt des Absorberteils eines Trimmstabelementes.

Der hohe Anteil an Luft in dieser Zelle kann durch Einfügen von Al-Vollmaterial zwischen den Röhrchen herabgesetzt werden (Abb. 6).

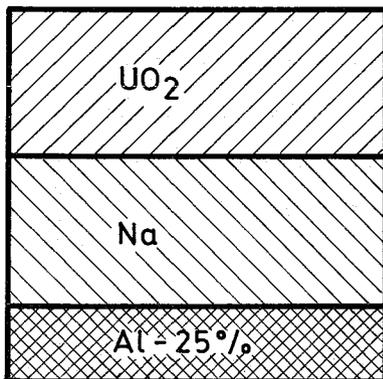
2.1.2.3 Brüterblanketzellen

Für ein eventuell gewünschtes Brüterblanket wird die Zelle, die schon in SNEAK-6 verwendet wurde, vorgeschlagen. Um eine größere Zone bauen zu können, wird eine Ersatzzelle verwendet. In Abb. 7 wird der Aufbau der Normal- und Ersatzzelle gezeigt.

Axiales Brüterblanket

Mit den in der SNEAK vorhandenen UO_2 -Plättchen könnten ungefähr 500 Coreelemente mit einem oberen und unteren axialen Brüterblanket von je 40 cm Höhe versehen werden. Es ergibt sich eine Zone mit dem Radius 69 cm, deren Elemente ein axiales Brüterblanket haben, das aus Normal- oder Ersatzzellen besteht.

Normalzelle



Ersatzzelle
(ersetzt wird Na)

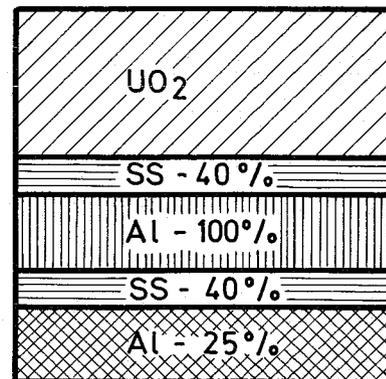


Abb.7 Zellen für Brüterblanket

Radiales Brüterblanket

Die Frage, ob ein radiales Brüterblanket an Stelle des axialen gebaut werden soll, ist noch völlig offen. Wahrscheinlich würde nur ein Sektor der radialen Blanketzone mit Brüterblanketmaterial gefüllt werden, um eine ausreichende Dicke der Zone in radialer Richtung zu ermöglichen.

2.1.3 Geometrischer Aufbau SNEAK-9A (Uran-Core)

Abb. 8 zeigt einen Corequerschnitt durch das SNR-Core mit den Positionen des Trimm- und Abschaltsystems. Abb. 9 zeigt einen Querschnitt durch SNEAK-9A, das den SNR bezüglich den Positionen des Kontrollstabsystems simulieren soll. Die Dimensionen von 9A sind ungefähr 9/10 der SNR-Dimension. Der Radius des kritischen Aufbaus von 9A beträgt bei 12 halb eingefahrenen SNR-Trimmsstäben $R_K \approx 74$ cm. Bisher sind nur Rechnungen mit zweidimensionalen RZ-Modellen gemacht worden. Rechnungen mit dem dreidimensionalen KASY-Syntheseprogramm sind geplant.

2.2 SNEAK-9B, Uran-Core mit zylindrischer Pu-Innenzone

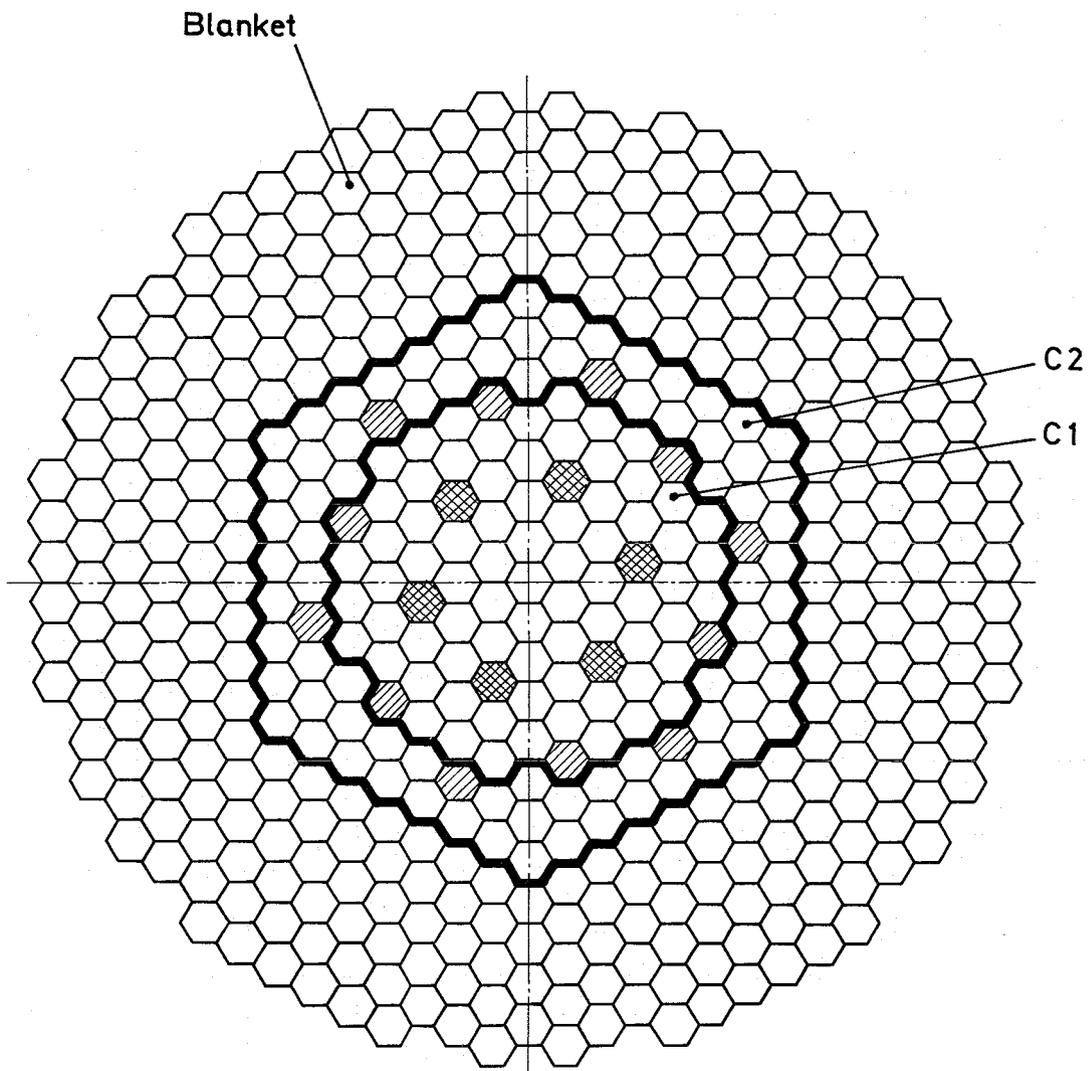
SNEAK-9B wird ein Uran-Core mit einer zylindrischen Innenzone, in der in axialer Richtung die Bruterate durch die Corezone und das anschließende axiale Brüterblanket gemessen werden soll. Dieser Gesichtspunkt bestimmte auch die Wahl der verwendeten Zelle. Sie muß sehr einfach sein, um eine genaue Messung zu erleichtern. Abb. 10 zeigt den Aufbau der Zelle. Tab. 5 zeigt einige neutronenphysikalische Größen im Vergleich mit den Werten der SNR-Innenzone.

Die Außenzone wird mit der gleichen Zelle gebaut, wie die Außenzone in 9A.

Der Radius der Innenzone beträgt $R_1 = 43,4$ cm.

Erste eindimensionale Rechnungen mit dem MOXTOT-Satz ergeben dann einen kritischen Radius von $R_K = 54.2$ cm.

Abb. 11 zeigt einen Corequerschnitt von 9B.

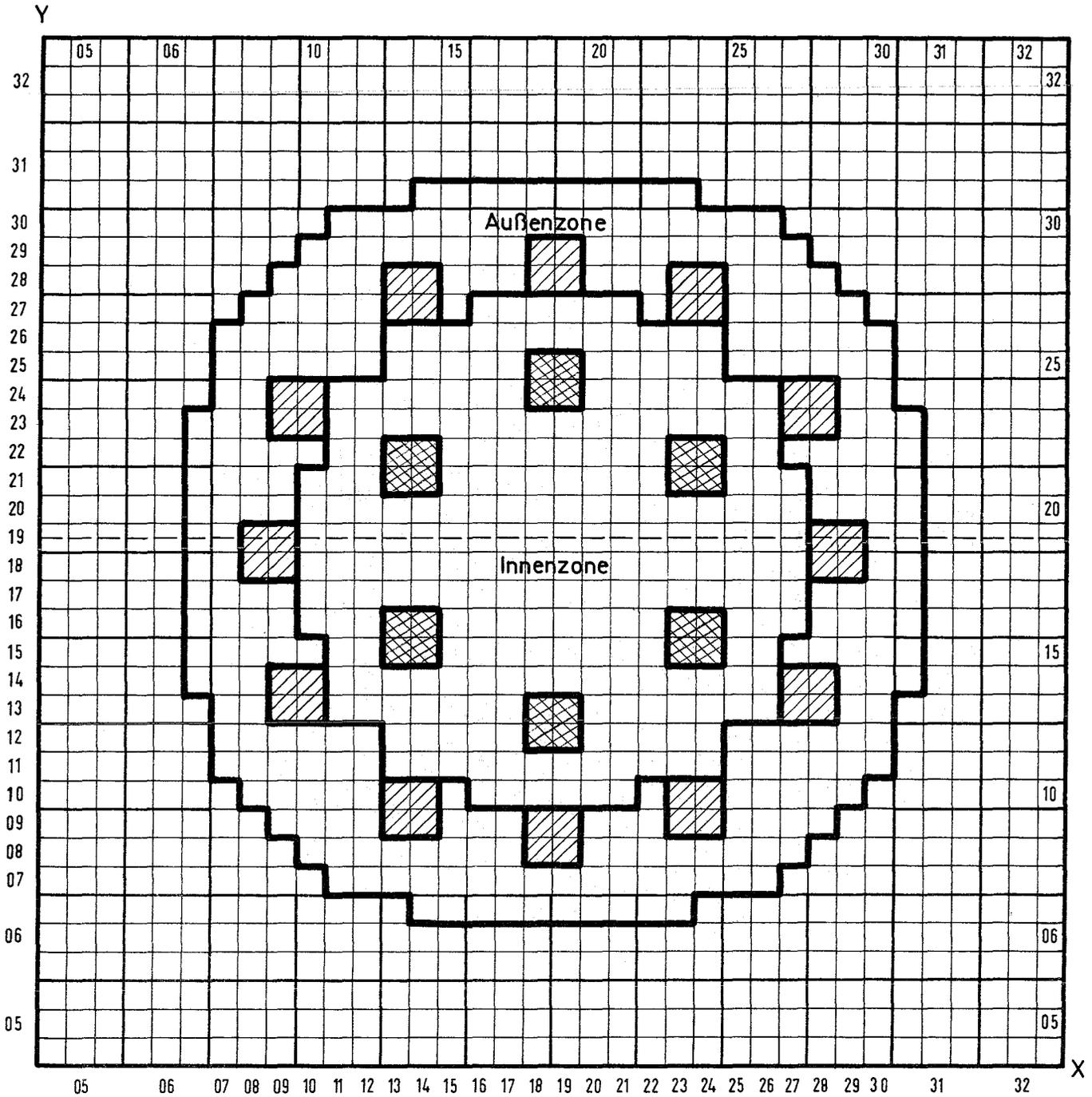


Sicherheitsstäbe



Kontrollstäbe (Ta - Stäbe)

Abb. 8 SNR - Querschnitt



SNEAK - 9A (Referenzcore SNR- Trimmst. halb eingef.)



SNR - Sicherheitsstäbe



SNR - Kontrollstäbe

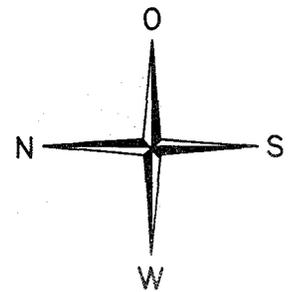


Abb.9

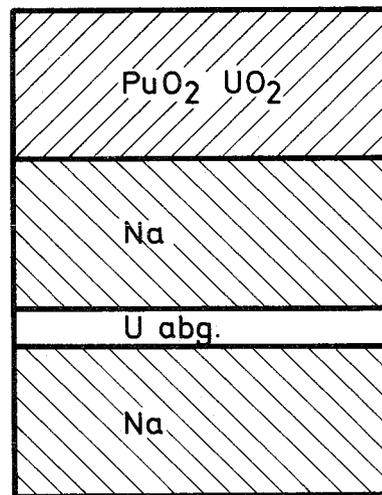
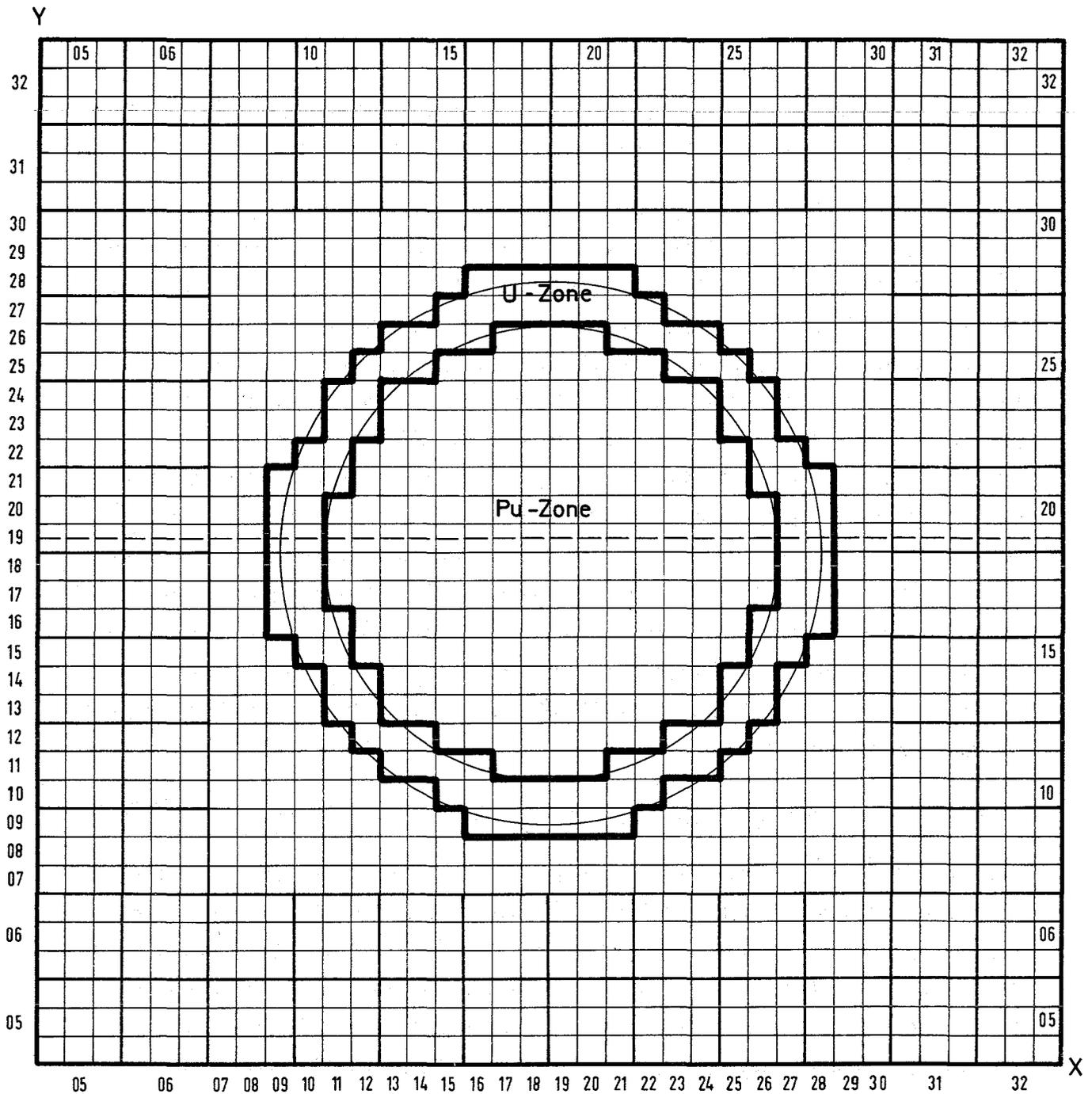


Abb.10 Zelle der Pu-Zone von
SNEAK-9B

Tabelle 5

Vergleich Pu-Zelle (Innenzone) SNEAK-9B und SNR-Komposition

Zelle	Zusammensetzung	$B_m^2 \cdot 10^{-3} \text{ cm}^2$	Spektralindizes		
			σ_{f8}/σ_{f5}	σ_{f5}/σ_{c5}	σ_{f8}/σ_{c8}
SNEAK	1 NP PuO_2UO_2 2 NP Na 1 NP U_{abg}	1.459	.0257	3.5972	.1967
SNR		1.3463	.0235	3.3829	.1740



SNEAK-9B

Radius der inneren (Pu)-Zone 43.4 cm
 Radius der äußeren (U)-Zone 53.2

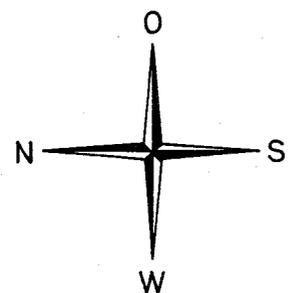


Abb.11

1213.9 Untersuchungen zur Anwendung von Zonenexperimenten zur Bestimmung von Core-Parametern schneller Brüter (F. Helm, IAR)

Es wurden Kritikalitätsbedingungen (oder materielles Buckling) für Schnellbrüter-ähnliche Kompositionen aus Zonenexperimenten im Core-Zentrum untersucht. Das Problem wurde zunächst für den Fall betrachtet, daß eine Zone, in der der Pu-Isotopenvektor etwa einem Brüter entspricht, in eine kritische Referenz-Anordnung eingebaut wird, die ebenfalls mit Pu-Brennstoff aufgebaut wird, aber zu wenig höhere Pu-Isotope enthält. Diese Problemstellung ist typisch für SNEAK, da etwa 300 kg Pu in Form von $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ -Plättchen mit 7% Pu^{240} vorliegen, aber die Anschaffung von nur etwa 30 kg Pu-Brennstoff mit einem realistischerem Isotopenvektor geplant ist. Es wurden jedoch auch Überlegungen zu dem Fall einer zentralen Plutoniumzone in einem Uran-Referenz-Core angestellt. Dies soll zu Angaben über die Genauigkeit von Aussagen führen, die mit Hilfe einer bestimmten zur Verfügung stehenden Menge von SNEAK- $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ -Plättchen über die Eigenschaften eines hypothetischen, vollständig mit diesem Brennstoff aufgebauten Cores gemacht werden können.

1. Bestimmung von k_{eff} , r_{kritisch} und B_m^2 nach der Substitutionsmethode

Bei dieser Methode wird die Testkomposition schrittweise vom Zentrum her in das Referenz-Core substituiert, bis die maximale Größe der zentralen Zone erreicht ist, wobei nach jedem Schritt die Reaktivitätsänderung oder die Änderung im kritischen Radius bestimmt wird. Aus den Resultaten können der Unterschied im Buckling von Test- und Referenzkomposition, die extrapolierte Änderung in k_{eff} nach vollständiger Substitution, sowie der Unterschied im kritischen Radius zwischen den beiden Kompositionen abgeleitet werden.

Falls als Meßparameter die Reaktivität gewählt wird, geht die Unsicherheit von β_{eff} voll in das Resultat ein. Wird der Auswertung der kritische Radius zu Grunde gelegt, so wird diese Fehlerquelle eliminiert, man muß dann jedoch die Ungenauigkeit in der Radienbestimmung (etwa 0.5 - 1 mm) berücksichtigen. Daher ist bei kleineren Reaktivitätsunterschieden (bis zu etwa 1%) die Messung von Reaktivitäten, bei großen die Bestimmung von kritischen Radien vorzuziehen.

Prinzipiell werden bei der Substitutionsmethode Differenzen zwischen Test- und Referenzkomposition gemessen, daher müssen außer dem eigentlichen Substitutionsexperiment genaue Messungen am Referenz-Core durchgeführt werden. Die Unsicherheit der Daten der Referenzkomposition muß zu den hier betrachteten inhärenten Unsicherheiten der Substitutionsmethode hinzugerechnet werden, wenn Aussagen über Eigenschaften der Testkomposition gemacht werden.

2. Direkte Bucklingsmessungen durch Bestimmung der Traversen

Bei dieser Methode werden mit Hilfe von Spaltkammern axiale und radiale Traversen durch die größte erstellbare Testzone gemessen. Aus diesen Traversen kann unmittelbar das materielle Buckling der Testzone abgeleitet werden.

Messungen im Referenz-Core sind in diesem Fall nicht notwendig für Aussagen über die Testkomposition.

3. Geometrie der Test-Zone

Für die Geometrie der zentralen Zone werden im allgemeinen zwei Typen verwendet, nämlich die zylindrische Zone, die sich axial durch die gesamte Core-Höhe erstreckt, und die dreidimensional begrenzte, annähernd kugelförmige Zone, deren axiale Dimension etwa ihrem radialen Durchmesser entspricht.

Bei Substitutionsexperimenten läßt sich nicht unmittelbar übersehen, welcher Zonentyp die kleinsten Unsicherheiten liefert. Bei B_m^2 -Messungen mit Traversen ist die "kugelförmige" Version vorzuziehen, da das Buckling sowohl in der radialen als auch in der axialen Richtung gemessen werden muß.

4. Abschätzung der Unsicherheiten

Substitutionsmethode

Das Grundprinzip der Auswertung von Substitutionsexperimenten ist unabhängig davon, ob letztlich k_{eff} , r_{kritisch} oder B_m^2 ermittelt werden soll und ob als Meßparameter Reaktivitätsänderungen oder Änderungen des kritischen Radius gewählt wurden. Die Unsicherheiten sollen deshalb hier nur für ein rein reaktivitätsbezogenes Experiment analysiert werden:

Wird das Resultat dieser Überlegungen auf Messungen des kritischen Radius übertragen, so muß beachtet werden, daß dann an Stelle der Unsicherheit in k_{eff} die Unsicherheit bei der Bestimmung des kritischen Radius tritt.

Die Reaktivitätsänderung bei der Substitution einer zentralen Zone besteht im wesentlichen aus drei Anteilen:

- 1.) $\Delta k_{f,c}$ Reaktivitätsänderung durch veränderte Spaltungs- und Absorptionsraten. Dieser Beitrag ist proportional zum Anteil der substituierten Zone am Normierungsintegral des Reaktors;
- 2.) Δk_D Reaktivitätsänderung durch veränderte Leckage, proportional zum Integral $\int_{\text{Zone}} \nabla \phi \nabla \phi^+ dV$;
- 3.) Δk_G Grenzflächeneffekt, verursacht hauptsächlich durch verminderte Selbstabschirmung im Überlappungsbereich der Spektren von Test- und Referenzzone. Dieser Anteil ist proportional zum Integral $\int_{G.F.} \phi \phi^+ dF$ über die Grenzfläche. Mit wachsender Größe der zentralen Zone durchläuft er ein Maximum und verschwindet bei vollständiger Substitution.

Die besten Ergebnisse bei der Auswertung wurden bisher erreicht, wenn Δk_D aus den Materialdaten errechnet wurde, sodaß nur noch die Beiträge der Funktionen $\Delta k_{f,c}$ und Δk_G aus den Meßwerten ermittelt werden mußten. Dies geschieht normalerweise durch Anpassung an die gemessenen Reaktivitätswerte nach der Methode der kleinsten Quadrate.

Es muß nun abgeschätzt werden, wie der Fehler der extrapolierten Reaktivitätsänderung für vollständige Substitution von der maximalen Größe der untersuchten Testzone abhängt.

Hierzu wurden folgende Annahmen gemacht:

- a) Die Ungenauigkeit eines Reaktivitätsmeßwertes beträgt 10^{-5} in Δk aus Gründen der Reproduzierbarkeit (Temperaturdriften etc.) + 2.5% der gemessenen Reaktivitätsdifferenz wegen der ungenauen Eichung der SNEAK-Trimmsstäbe.

- b) Der Anteil der Testzone am Normierungsintegral ist mit einer Genauigkeit von 3% bekannt.
- c) Die Transportquerschnitte der Materialien, in denen sich Test- und Referenzkomposition unterscheiden, haben eine Unsicherheit von 10%. (Zur Ermittlung des Fehlers des gerechneten Δk_D).
- d) Die Funktionen $\Delta k_{f,c}$ und Δk_G haben bis zum Maximum von Δk_G einen sehr ähnlichen Verlauf und können praktisch durch den Fit nicht getrennt werden. Der hierdurch hervorgerufene Fehler reduziert sich, falls die Substitution über das Maximum von Δk_G hinaus fortgesetzt wird, und geht schließlich für sehr große Testzonen gegen 0.
- e) Die Größe des Grenzflächeneffektes bei einem Core mit einer Uran- und einer Pu-Zone wurde aus den Ergebnissen der Substitutionen SNEAK-3A \rightarrow 3B und SNEAK-2A \rightarrow 2B abgeschätzt. Der maximale Effekt liegt bei etwa 10^{-3} in Δk . Wird in eine Zone mit Pu-Brennstoff Plutonium mit einem veränderten Isotopenvektor substituiert, so unterscheiden sich Test- und Referenzzone in einem wesentlich geringeren Anteil der Spalt- und Brutmaterialien als bei einer U \rightarrow Pu Substitution. Entsprechend kleiner wurde für einen solchen Fall der Grenzflächeneffekt angenommen.
- f) Um zu einer Abschätzung des maximalen Fehlers zu kommen, werden die einzelnen Unsicherheiten linear addiert.
- g) Es wird angenommen, daß die Reaktivitäten von Test- und Referenzzone bis auf 1.5% in k aneinander angeglichen werden können.

Direkte Bucklingsmessungen

Werden Bucklingsmessungen mittels Kammertraversen durchgeführt, so ist ein komplizierter Auswertevorgang erforderlich, um von den Rohdaten zum Endresultat für das materielle Buckling zu gelangen. Es handelt sich hierbei hauptsächlich darum, spektrale Transienten abzuseparieren. Erst dann kann aus der verbleibenden Flußverteilung durch Anpassung an \cos - bzw. J_0 -Funktionen die Grundwelle ermittelt werden. Der komplizierte Gesamtvorgang ist einer Fehlerabschätzung nur schwierig zugänglich. Es wurden daher zwei vereinfachte Modelle gewählt, um die Abhängigkeit des Fehlers von der Größe der Testzone zu untersuchen. Beide Modelle nehmen eine fundamentale Flußverteilung ohne spektrale Transienten an. Der Meßbereich soll sich vom Core-Mittelpunkt bis 10 cm innerhalb der Testzonengrenze erstrecken. Es wird angenommen, daß der Fehler ausschließlich auf der statistischen Ungenauigkeit der Messungen beruht.

Annahmen für Modell 1:

Das Buckling in einer bestimmten Richtung wird aus dem Flußverhältnis zwischen dem äußersten und dem zentralen Punkt der Traverse bestimmt.

Für sehr große Testzonen beträgt die Unsicherheit in B_m^2 0.5% (Erfahrungswert aus MASURCA-Experimenten).

Für kleinere Testzonen wird dann die Unsicherheit unter Annahme gleicher Zählzeiten aus den Beziehungen

$$\frac{y(r)}{y(o)} = \cos Br$$

$$\text{und } \Delta\left(\frac{y(r)}{y(o)}\right) = r\Delta B \sin Br$$

abgeleitet.

Annahmen für Modell 2 (entwickelt und untersucht von M. Pinter):

Es werden äquidistante Meßpunkte verwendet, die Meßwerte sind statistisch um eine cos-Kurve verteilt. Die Meßgenauigkeit beträgt in der Core-Mitte 1% und wird nach außen den niedrigeren Zählraten entsprechend schlechter. Dies wird numerisch mit Hilfe von Zufallszahlen simuliert. Für verschiedene Größen der Testzone würde nun durch Simulation mehrerer Meßreihen die Streuung der resultierenden B_m^2 -Werte ermittelt.

Um die Genauigkeit von direkten B_m^2 -Messungen mit der von Substitutionsmessungen zu vergleichen, muß B_m^2 nach der Gleichung

$$\frac{\Delta k_{\text{eff}}}{k_{\text{eff}}} = \frac{\Delta B_m^2}{B_m^2} \frac{k^* - 1}{k^*} \quad \text{in } \Delta k \text{ umgerechnet werden.}$$

(Hierbei ist $k^* = \frac{\nu \Sigma_f \phi}{\Sigma_a \phi + \Sigma_f \phi}$).

Einfluß von unterschiedlichen Reflector Savings

Ist es das Ziel des Zonenexperiments, den kritischen Radius oder das k_{eff} eines extrapolierten Cores mit Reflektor zu bestimmen, so hat man als zusätzliche nicht meßbare Unbekannte den Unterschied im Reflektor Saving für Referenzkomposition und Testkomposition. Im Falle der Substitution MASURCA 1B \rightarrow 1A' wurde der Einfluß dieser Größe mittels Multi-gruppenrechnungen bestimmt und eine entsprechende Korrektur bei der Auswertung des Substitutionsexperiments angebracht. Das Verfahren gab zwar ausgezeichnete Übereinstimmung mit dem Experiment, das in diesem Falle bis zur vollständigen Substitution weitergeführt wurde, dies ist jedoch nicht als Beweis zu werten, daß es immer mit Erfolg angewandt werden kann. Aus diesem Grunde muß vorläufig mit einer zusätzlichen Unsicherheit bis zu 0.5% im extrapolierten k_{eff} reflektierter Cores gerechnet werden.

5. Ergebnisse

In Abb. 12 sind die errechneten Unsicherheiten für die Substitutionsmethode und direkte Bucklingsmessungen auf einer Reaktivitätsskala in Abhängigkeit von der Zonengröße aufgetragen. Eine detailliertere Aufschlüsselung der Fehleranteile in der Substitutionsmethode findet sich in Tab. 6 und 7. Den Rechnungen liegt ein $\text{PuO}_2\text{-UO}_2\text{-Na}$ -Core zu Grunde, das in seiner Zusammensetzung der Außenzone des SNR ähnlich ist.

Die Wahl dieses Cores geht vor allem in den folgenden Punkten in die Ergebnisse ein:

Durch die relativ hohe Leckage wird die Unsicherheit im Diffusionseffekt besonders groß.

Die direkten Bucklingsmessungen führen, wegen der Kleinheit des Cores, erst bei höheren Volumenanteilen der Testzone zu brauchbaren Ergebnissen.

Darüberhinaus lassen die Ergebnisse folgende allgemeinen Schlüsse zu:

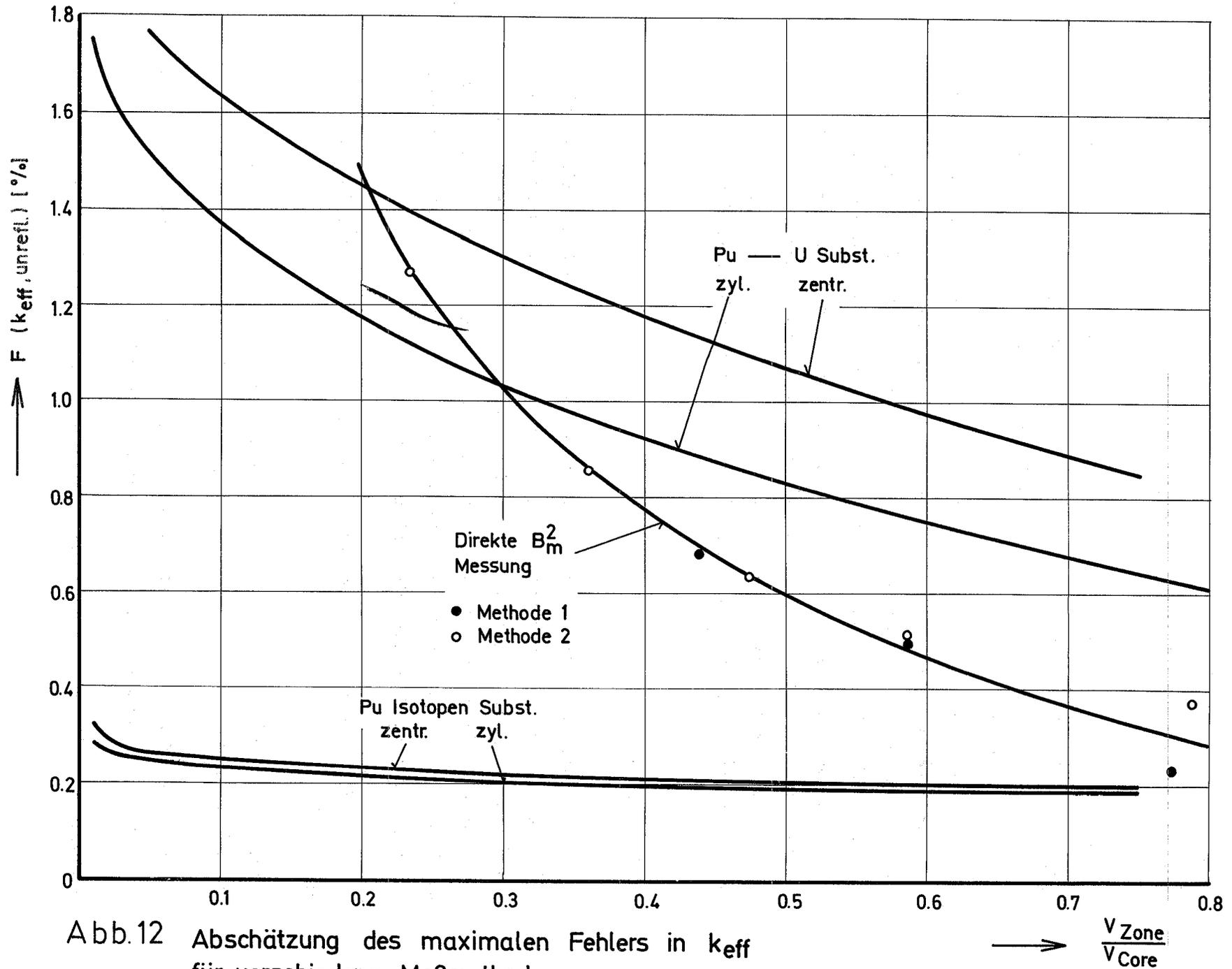


Abb.12 Abschätzung des maximalen Fehlers in k_{eff} für verschiedene Meßmethoden

Tabelle 6

Fehler-Abschätzung für Pu-Isotopen Substitution in $10^{-3} k_{\text{eff}}$ a)

Substituierter Core-Vol.-Anteil	Reproduzierbarkeit		Diffusionseffekt		Grenzflächeneffekt		Summe für $\Delta k_{\text{eff}}(\text{unrefl.})^{\text{b)}$	
	zentr.	zyl.	zentr.	zyl.	zentr.	zyl.	zentr.	zyl.
0.01	0.33	0.37	0.75	0.50	0.53	0.43	3.18	2.87
0.02	0.17	0.20	0.75	0.50	0.39	0.38	2.88	2.65
0.05	0.07	0.09	0.69	0.50	0.27	0.33	2.60	2.49
0.1	0.04	0.05	0.69	0.45	0.19	0.25	2.49	2.32
0.2	0.02	0.03	0.63	0.45	0.13	0.16	2.35	2.21
0.3	0.02	0.02	0.59	0.40	0.10	0.10	2.29	2.09
0.5	0.01	0.01	0.50	0.37	0.04	0.04	2.12	1.99
0.75	0.01	0.01	0.40	0.28	0.01	0.01	1.99	1.87

Volumenunabhängiger Fehler^{c)}

Stabeichung 0.37

Normierungsintegral 0.45

 β_{eff} (5%) 0.75

a) Die Bezeichnungen zentr. und zyl. beziehen sich auf zentrale (kugelähnliche) und zylindrische Substitution.

b) Wird k_{eff} für das reflektierte Core gesucht, so kommt die Unsicherheit im Reflektor Savings hinzu, es entfällt jedoch ein Teil des Diffusionseffekts. Der Nettoeffekt ist eine Vergrößerung der Unsicherheit um 0.1 - 0.2% in k_{eff} .

c) Bezogen auf eine Differenz von 1.5% in k_{eff} zwischen Test- und Referenzkomposition.

Tabelle 7

Fehler Abschätzung für U — Pu Substitution in $10^{-3} k_{\text{eff}}$ a)

Substituierter Core-Vol.-Anteil	Reproduzierbarkeit		Diffusionseffekt		Grenzflächeneffekt		Summe für Δk_{eff} (unrefl.) ^{b)}	
	zentr.	zyl.	zentr.	zyl.	zentr.	zyl.	zentr.	zyl.
	0.01	0.33	0.37	12.5	8.3	8.9	7.2	23.3
0.02	0.17	0.20	12.5	8.3	6.5	6.3	20.8	16.4
0.05	0.07	0.09	11.5	8.3	4.5	5.5	17.7	15.5
0.1	0.04	0.05	11.5	8.3	3.2	4.1	16.3	14.1
0.2	0.02	0.03	10.5	7.5	2.2	2.6	14.3	11.7
0.3	0.02	0.02	9.8	6.7	2.0	1.7	13.4	10.0
0.5	0.01	0.01	8.3	6.1	0.8	0.8	10.7	8.5
0.75	0.01	0.01	6.7	4.6	0.2	0.2	8.5	6.4

Volumenunabhängiger Fehler^{c)}

Stabeichung 0.37

Normierungsintegral 0.45

 β_{eff} (5%) 0.75

a) und c) Siehe Fußnote Tabelle 6

b) Beim reflektierten Core vergrößern sich die Unsicherheiten um
2 - 3 % k_{eff}

- 1.) Bei geringen Kompositionsunterschieden zwischen Test- und Referenzzone (Isotopensubstitution) führen Reaktivitätsmessungen stets zu besseren Ergebnissen als direkte Bucklingsmessungen. Bei großen Kompositionsunterschieden sind direkte Bucklingsmessungen vorzuziehen, wenn die Testzone mehr als etwa $\frac{3}{10}$ des Corevolumens erfüllt.
- 2.) Zylindersubstitution gibt etwas bessere Ergebnisse als zentrale Substitution. Die Unsicherheit im Diffusionseffekt wird dadurch vermindert, daß sich die Testzone axial durch das ganze Core erstreckt.
- 3.) Bei Substitutionsexperimenten ist die Größe der Unsicherheit weitgehend durch den Unterschied in der Komposition von Test- und Referenzzone bestimmt.

Großer Kompositionsunterschied (U \rightarrow Pu) führt zu großen Unsicherheiten.

Kleiner Kompositionsunterschied (Pu-Isotopen) führt zu kleinen Unsicherheiten.

- 4.) Bei kleinem Kompositionsunterschied stellen die Unsicherheiten, die nicht von der Zonengröße, aber direkt proportional vom Reaktivitätsunterschied der beiden Kompositionen abhängen, einen wesentlichen Anteil des Gesamtfehlers. Bei großen Kompositionsunterschieden ist der Gesamtfehler hauptsächlich durch die zonengrößenabhängigen Komponenten (Grenzflächen- und Diffusionseffekt) bestimmt. Daraus ergeben sich folgende Konsequenzen:
 - a) Bei der Pu-Isotopensubstitution ist eine gute Übereinstimmung in der Reaktivität der beiden Zonen sehr wichtig. Es können dann auch bereits bei kleinen Zonen (0.1 des Gesamtvolumens) gute Ergebnisse erzielt werden. Eine weitere Vergrößerung der Testzone bringt wenig Verbesserung.
 - b) Bei der U \rightarrow Pu Substitution ist es wichtig, über eine möglichst große Testzone zu verfügen, während die Übereinstimmung in der Reaktivität relativ von geringerer Bedeutung ist.

Zum Schluß sei noch einmal darauf hingewiesen, daß grobe Abschätzungen und Annahmen notwendig waren, um die hier behandelten Unsicherheiten in konkrete Zahlen zu fassen. Die Tabellen und Diagramme können die tatsächlichen Verhältnisse daher nur größenordnungsmäßig widerspiegeln.

Die oben aufgeführten Schlußfolgerungen sind jedoch von den genauen Zahlen unabhängig, sodaß ihre Gültigkeit durch die Ungenauigkeit der Annahmen nicht wesentlich beeinträchtigt wird.

Veröffentlichung zu 1213:

F. Helm, G. Jourdan, S. Pilate, H. Reichel et al.

Physics Investigations of Sodium-Cooled Fast Reactors SNEAK-Assembly 2

KFK-Bericht 1399 (Juni 1971)

1215. Wirkungsquerschnittsmessungen1215.1 Van-de-Graaff-Beschleuniger1215.11 Spaltquerschnittsmessungen (F. Käppeler, IAK)

Bei der Auswertung der Spaltquerschnittsdaten für ^{235}U zwischen 0,5 und 1,2 MeV ergaben sich Schwierigkeiten mit den von BCMN Geel gelieferten und analysierten Proben. Um die Angaben von Geel prüfen zu können, wurde eine eigene Technik zur Herstellung und Ausmessungen dünner Radiatorfolien entwickelt. Mit selbst hergestellten Proben sollen die Messungen dann wiederholt werden.

1215.12 Resonanzen mittelschwerer Kerne (H. Beer, R.R. Spencer, F.H. Fröhner)

Das Programm zur Bestimmung des Resonanzeinfangs mittelschwerer Kerne (Strukturmaterialien) wurde fortgesetzt mit Transmissionsmessungen zu ^{62}Ni , ^{64}Ni , ^{50}Cr , ^{52}Cr und ^{54}Cr . Dabei wurde ein neuer ^6Li -Glas-Detektor eingesetzt, der besonders im Bereich der ^6Li -Resonanz (200... 400 keV) sehr gute Ansprechwahrscheinlichkeit hat. Die erzielte Auflösung beträgt rund 0,4 ns/m, der Energiebereich erstreckt sich von 10 bis 300 keV. Die Auswertung ist im Gange. Die ermittelten Resonanzenergien und Neutronenbreiten bilden die unerläßliche Grundlage für die Auswertung der für die zweite Jahreshälfte geplanten Einfangmessungen.

Die bisher ermittelten vorläufigen s-Wellen-Resonanzparameter sind in Tab. 1 zusammengestellt:

Nuklid	Tab. 1	
	Resonanzenergie (keV)	Neutronenbreite (keV)
^{64}Ni	129.2 \pm .1	1.27 \pm .06
	148.7 \pm .2	.12 \pm .03
	154.9 \pm .1	3.52 \pm .07
	163.0 \pm .4	.12 \pm .03
	177.4 \pm .1	.54 \pm .06
	231.4 \pm .1	4.50 \pm .12
	253.2 \pm .4	.24 \pm .06
	269.0 \pm .1	2.79 \pm .16
^{54}Fe	283.4 \pm .3	.79 \pm .11
	7.83 \pm .01	1.18 \pm .02
	52.90 \pm .05	1.97 \pm .04
	55.25 \pm .06	.017 \pm .005
	71.80 \pm .05	1.51 \pm .02

1215.2 Isochron-Zyklotron

1215.21 Ausbau des Spektrometers (G. Schmalz, A. Schmidt, IAK)

Nachdem im Frühjahr 1971 mit dem neuen 200-kHz Generator für den Innen-deflektor erstmals Erfahrungen über eine längere Meßperiode gewonnen werden konnten, wurden inzwischen verschiedene Weiterentwicklungen zur Erhöhung der Betriebssicherheit dieser Anlage vorgenommen.

1215.22 Inelastische Neutronenwirkungsquerschnitte

(F. Voß, S. Cierjacks, IAK)

Die Auswertung der γ -Produktionswirkungsquerschnitte nach der inelastischen Streuung von Neutronen an ^{27}Al und ^{56}Fe wurde fortgesetzt [1]. Es wurden zusätzliche umfangreiche Monte-Carlo-Rechnungen zur besseren Berücksichtigung der Vielfachstreu Korrekturen durchgeführt. Diese Rechnungen stehen kurz vor dem Abschluß.

Außerdem wurden Programme zur Analyse der Daten mit Hilfe von Korrelationsrechnungen erstellt. Erste Untersuchungen werden damit zur Zeit durchgeführt.

1215.23 Spaltquerschnittsmessungen

(S. Cierjacks, D. Kopsch, J. Nebe, G. Schmalz, F. Voß, IAK)

Für die Auswertung der im Februar/März 1971 durchgeführten Spaltquerschnittsmessungen am ^{238}U [2] wurde ein Rechenprogramm erstellt, mit welchem aus den Rohdaten Spaltquerschnittsverhältnisse $\sigma_f(238)/\sigma_f(235)$ sowie die absoluten Querschnitte selbst ermittelt werden können. Es liegen jetzt vorläufige Ergebnisse für das Verhältnis $\sigma_f(238)/\sigma_f(235)$ im Energiebereich 0.8-32 MeV vor. Diese wurden zunächst auf den aus der Literatur bekannten Wert bei 14 MeV normiert, da die nachträgliche Massenbestimmung der Folien, welche in Geel ausgeführt wird, noch nicht vorliegt.

Um die Genauigkeit der absoluten Spaltquerschnitte zu verbessern, soll noch eine Ergänzungsmessung mit dünnen Spaltfolien ($200\mu\text{g}/\text{cm}^2$) durchgeführt werden.

Literaturverzeichnis:

[1] F. Voß, S. Cierjacks, L. Kropp

Proc. of the 3rd Conf. on Neutron Cross Sections and Technology
15.-17. März 1971, Knoxville, Tennessee, paper No. II.5

[2] S. Cierjacks, D. Kopsch, J. Nebe, G. Schmalz, F. Voß

Proc. of the 3rd Conf. on Neutron Cross Sections and Technology
15.-17. März 1971, Knoxville, Tennessee, paper No. II.23

1216 SEFOR

Die subpromptkritischen Tests in SEFOR sind erfolgreich abgeschlossen worden und haben eindeutig bestätigt, daß der Doppler-Koeffizient negativ ist. Ein ausführlicher Bericht erscheint nach Abschluß der noch laufenden Auswertung im 3. Vierteljahresbericht.

122. REAKTORTHEORIE1221. Wirkungsquerschnitte und GruppenkonstantenBrauchbarkeit von 26-Gruppen-REMO-korrigierten Spektren zum Vergleich mit Experimenten (E. Kiefhaber, INR)

Die Spektrumsmessungen sind in den vorgangenen Jahren ständig verbessert worden. Die zur Zeit erreichte Genauigkeit und Zuverlässigkeit ist bereits recht beachtlich. Die Methoden zur Spektrumsberechnung wurden ebenfalls laufend verbessert und verfeinert. Zweifellos stellen die heute verfügbaren Berechnungsverfahren mit sehr vielen Energiegruppen (200-2000 Neutronengruppen für den gesamten Energiebereich von 0 bis etwa 14 MeV) eine sehr günstige Lösung des Problems dar. Vielfach werden jedoch noch Rechnungen mit weniger Energiegruppen (z.B. 26) durchgeführt. Dafür gibt es zahlreiche Gründe, z.B.:

1. Weniger Aufwand bezüglich Rechenzeit und Speicherkapazität des Computers.
2. Da bei kleiner Gruppenzahl die nuklearen Ausgangsdaten leichter zu ändern sind als bei großer Gruppenzahl, enthalten die Wenig-Gruppensätze oft neuere und bessere Daten als die Viel-Gruppen-Datensätze.
3. Häufig ist nicht das Neutronenspektrum Hauptziel der Untersuchungen, sondern es sind andere Größen, z.B. Kritikalität, Reaktionsratenverteilungen, Ratenverhältnisse usw. Diese Größen werden z.T. aus dem oben erwähnten Grund vielfach mit Wenig-Gruppen-Datensätzen (z.B. 26-Gruppen) bestimmt.

Es liegt natürlich nahe, das bei diesen Wenig-Gruppen-Berechnungen zwangsläufig anfallende Neutronenspektrum mit den experimentellen Resultaten zu vergleichen. Da die berechneten Reaktionsraten auf demselben Neutronenspektrum basieren, liefert ein solcher Vergleich zusätzliche Hinweise auf die möglichen Ursachen von Abweichungen zwischen gerechneten und gemessenen Reaktionsraten oder Reaktionsratenverhältnissen.

Im folgenden soll die Genauigkeit und Zuverlässigkeit solcher 26-Gruppen-Spektren und ihre Brauchbarkeit zum Vergleich mit experimentellen Resultaten diskutiert werden. Dabei ist die in Karlsruhe routinemäßig benutzte REMO-Korrektur zur Verbesserung der Querschnitte für die elastische Ausstreuung aus einer Neutronengruppe bereits bei der Spektrumsberechnung berücksichtigt worden. Als Anwendungsbeispiel wurde die Anordnung SNEAK-6A (siehe z.B. [1]) gewählt. (In [1] Fig. 17 wurde versehentlich das berechnete Neutronenspektrum nicht richtig angegeben, so daß i.a. die Abweichungen zwischen Rechnung und Messung zu groß erscheinen). Als einheitliche Grundlage der nuklearen Daten wurden die 208-Gruppen-Konstanten benutzt. Die Resultate einer nulldimensionalen 208-Gruppen-Spektrumsberechnung für die innere Core-Zone wurden im Rahmen dieser Untersuchungen als exaktes theoretisches Resultat angesehen. Davon ausgehend wurde durch Spektrums-Kontraktion (d.h. einfache Summation) das 26-Gruppen-Referenzspektrum gewonnen, das als Vergleichsbasis für die übrigen 26-Gruppen-Spektren diente. Drei weitere 26-Gruppen-Spektren wurden zu diesem Vergleich herangezogen:

- (1) Durch Kondensation der 208-Gruppenkonstanten mit dem 208-Gruppen-Spektrum wurden 26-Gruppen-Konstanten erzeugt, mit denen anschließend ein 26-Gruppen-Spektrum berechnet wurde.
- (2) Mit einer Stoßdichte F , die sich nach Ausschmieren einer 26-Gruppenstoßdichte aus einer NUSYS-Rechnung (ausiterierter REMO-Lauf) für SNEAK-6A mit dem SNEAK-Satz ergeben hatte, wurden aus den 208-Gruppenkonstanten durch Kondensation 26-Gruppenkonstanten bestimmt (mit F/Σ_{tot} -Wichtung). Diese wurden in einer anschließenden 26-Gruppen-Rechnung zur Spektrumsbestimmung verwendet.
- (3) Zur Kondensation der Gruppenkonstanten von 208 auf 26 Gruppen wurde die Standard-SNEAK-3A2-Stoßdichte benutzt, die sich auf der KARCOS-Bibliothek befindet (ebenfalls mit F/Σ_{tot} -Wichtung). Die kondensierten 26-Gruppenkonstanten wurden dann wiederum zur Spektrumsberechnung verwendet.

Das 26-Gruppenspektrum, das nach (1) ermittelt wurde, zeigte erwartungsgemäß nur geringfügige Abweichungen von etwa $\pm 1\%$ zum 26-Gruppen-Referenzspektrum. Das Verhältnis der nach (2) und (3) gewonnenen Spektren ist in Abb. 1 angegeben. Die größten Abweichungen von dem Idealwert 1.0 treten in den Gruppen 6, 7 und 13, 14 auf. Unterhalb von 1 keV (d.h. Gruppennzahlen höher als 14) bleiben die jeweiligen Abweichungen konstant, da dort die Gruppeneinteilung für die 208-Gruppenrechnungen identisch mit der für die 26-Gruppenrechnungen ist. Außerdem ist der Anwendungsbereich der REMO-Korrektur auf den Energiebereich oberhalb 1 keV beschränkt. Die festgestellten Abweichungen sind hauptsächlich durch die Resonanz von Sauerstoff bei etwa 440 keV (Gr. 6) und diejenige von Natrium bei etwa 2.85 keV (Gr. 13 und teilweise Gr. 14) bedingt.

In beiden Fällen ist die bei Gültigkeit der Narrow-Resonance-Approximation zutreffende Annahme einer schwachen Energieabhängigkeit der Stoßdichte nicht mehr erfüllt. Das Ausschmieren einer 26-Gruppen-Stoßdichte liefert dann zwar noch global die richtige Form der Energieverteilung, d.h. z.B. den Abfall zu hohen und niedrigen Energien jeweils über mehrere Gruppen hinweg. Da das Ausschmieren jedoch nur nach mathematischen Gesichtspunkten ohne Berücksichtigung zusätzlicher physikalischer Information erfolgt, kann der Einfluß von Resonanzen auf die Energieabhängigkeit der Stoßdichte in einem schmalen Energiebereich, z.B. innerhalb einer Gruppe, bei diesem Ausschmieren i.a. nicht erfaßt werden. Insbesondere die Lage und Form der Minima und Maxima der beim Ausschmieren entstehenden Kurve haben meist keine Beziehung zu den bei genauerer Behandlung beobachteten Werten. Dies ist aus dem oberen Teil von Abb. 2 zu erkennen. Die aus der 208-Gruppen-Rechnung ermittelte Stoßdichte zeigt am niederenergetischen Ende der ABN-Gruppe 6 eine mit fallender Energie fallende Tendenz, die Standard-SNEAK-3A2-Stoßdichte dagegen eine geringfügig steigende Tendenz. Diese ist bei der verschmierten 26-Gruppen-Stoßdichte für SNEAK-6 wesentlich ausgeprägter, obwohl gerade diese Stoßdichte durch eine 26-Gruppen-Rechnung (einschließlich REMO-Korrektur) für die betrachtete Anordnung SNEAK-6A gewonnen wurde. Hier ist deutlich zu sehen, daß die durch Ausschmieren gewonnene Stoßdichte in einem relativ begrenzten Energiebereich nichts mit der physikalischen Realität gemeinsam haben muß.

Der Ausstreu-Gruppenquerschnitt von Sauerstoff in der ABN-Gruppe 6 ist im vorliegenden Fall für die Berechnung des Neutronenspektrums von ausschlaggebender Bedeutung. Er wird gewonnen durch Wichtung der unteren Kurve in Abb. 2 mit einer der Wichtungsfunktionen, die in Abb. 2 oben dargestellt sind (die Wichtungsfunktionen sind alle auf gleiche Gesamtfläche in Gruppe 6 normiert). Aus dem Verlauf der Wichtungsfunktionen ergibt sich, daß die 208-Gruppenstoßdichte den niedrigsten, die verschmierte SNEAK-6A-Stoßdichte den höchsten Gruppenquerschnitt für die Ausstreuung liefert. Dadurch ist in dem dazugehörigen Spektrum $\phi(3)$ der Neutronenfluß in Gruppe 6 kleiner und in Gruppe 7 größer als in dem Referenz-Spektrum. Die festgestellten Abweichungen (bis zu etwa 10%) sind etwa genau so groß wie die Genauigkeit, die sich gegenwärtig bei Spektromessungen erreichen läßt (10% und teilweise noch besser) [27]. Daraus kann man schließen, daß nur Abweichungen, die größer als etwa 10% sind, beim Vergleich von gemessenen Spektren mit solchen aus 26-Gruppen-Rechnungen einschließlich REMO-Korrektur als signifikant betrachtet werden können. Abweichungen bzw. Übereinstimmung innerhalb der $\pm 10\%$ Ungenauigkeitsgrenze sind in diesem Fall ohne große Bedeutung. Genauere Aussagen über das Neutronenspektrum erfordern Rechnungen mit mehr Energiegruppen (z.B. 208) und zwar nicht nur im Hinblick auf die genaue Energieverteilung, sondern auch bezüglich des Mittelwertes in einer ABN-Gruppe. Eine eingehendere Diskussion und Begründung der 208-Gruppen-Rechnungen wurde von HUSCHKE [37] gegeben. Ein detaillierter Vergleich der Messungen und Rechnungen für das Neutronenspektrum in SNEAK-6A wurde von WERLE et al. [47] durchgeführt. Darauf soll hier nicht näher eingegangen werden. In der vorliegenden Untersuchung kam es lediglich darauf an, die Genauigkeit und Zuverlässigkeit der berechneten Spektren aus 26-Gruppen-Rechnungen einschließlich REMO-Korrektur an einem Beispiel festzustellen, um ihre Brauchbarkeit beim Vergleich mit experimentellen Ergebnissen beurteilen zu können.

Das gewählte Beispiel zeigt, daß für einen genauen Vergleich der Spektren zwischen Messung und Rechnung die Ergebnisse von 208-Gruppen-Rechnungen herangezogen werden sollten. Weiterhin ist aus diesem Beispiel ersichtlich, daß für Reaktionsraten von Querschnitten, die im fraglichen Energiebereich eine Schwelle besitzen, z.B. $\sigma_f(U234)$, $\sigma_f(U236)$, $\sigma_f(Pu240)$,

die gleiche Aussage gilt; auch in diesem Fall kann das REMO-korrigierte 26-Gruppenspektrum zu ungenau sein. Der wesentliche Grund hierfür ist in allen Fällen die Tatsache, daß die ausgeschmierte 26-Gruppen-Stoßdichte die wirkliche Stoßdichte nicht in allen Fällen genügend genau beschreiben kann, so daß die Bildung des Querschnitts für die Ausbreitung der Neutronen aus einer Gruppe u.U. mit einer erheblichen Unsicherheit behaftet sein kann.

Literaturhinweise:

- [1] H. BLUHM, H. WERLE, G. JOURDAN: KFK 1270/2, EUR4164d, 1970, Seite 121-40
- [2] R. BÖHME, E.A. FISCHER, B. HINKELMANN, E. KIEFHABER, H. KÜSTERS, H. WERLE: KFK 1303, IAEA/CN-26/117, 1970
- [3] H. HUSCHKE: Vortrag auf der Reaktortagung 1971 in Bonn; siehe auch
J. PRAUN et al.: Tagungsbericht der Reaktortagung 1971 in Bonn, Seite 110, Deutsches Atomforum e.V. (DATF)
- [4] H. WERLE: Vortrag auf der Reaktortagung 1971 in Bonn; siehe auch
H. WERLE et al.: Tagungsbericht der Reaktortagung 1971 in Bonn, Seite 58, Deutsches Atomforum e.V. (DATF)

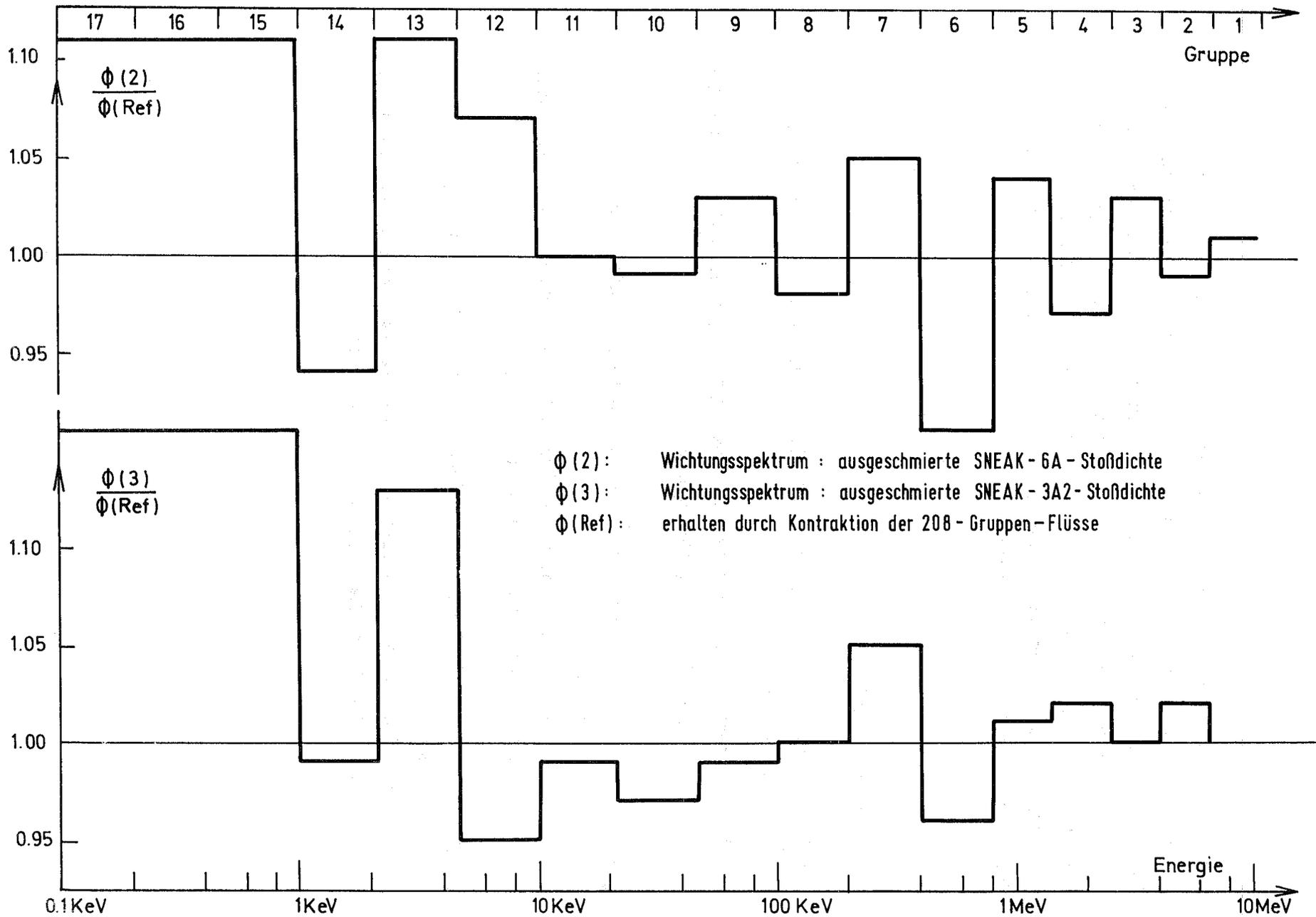


Abb. 1

Verhältnis von 26-Gruppen - Flüßen für SNEAK - 6A bei Verwendung unterschiedlicher Wichtungsspektren bei der Kondensation der Gruppenkonstanten von 208 auf 26 Gruppen

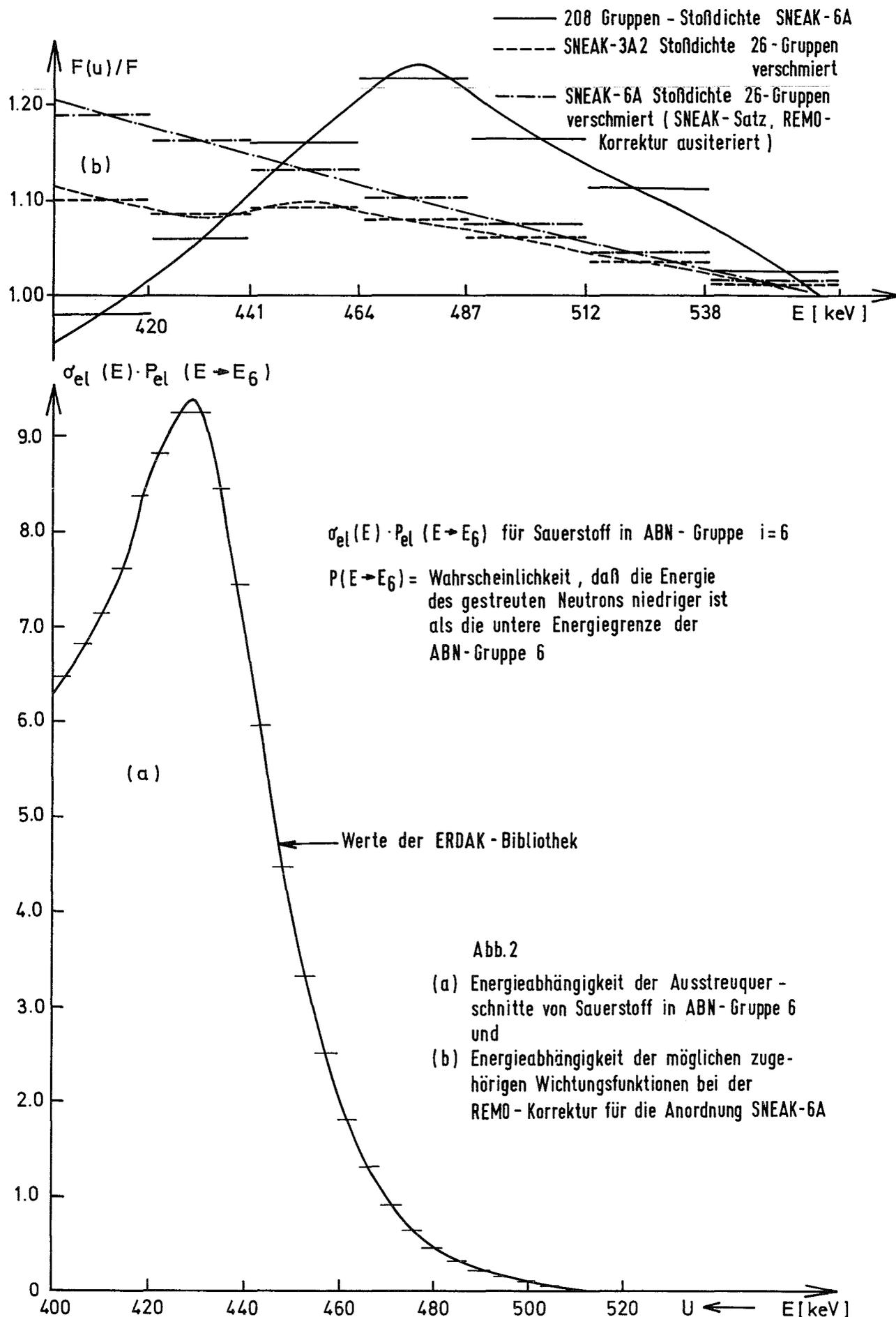
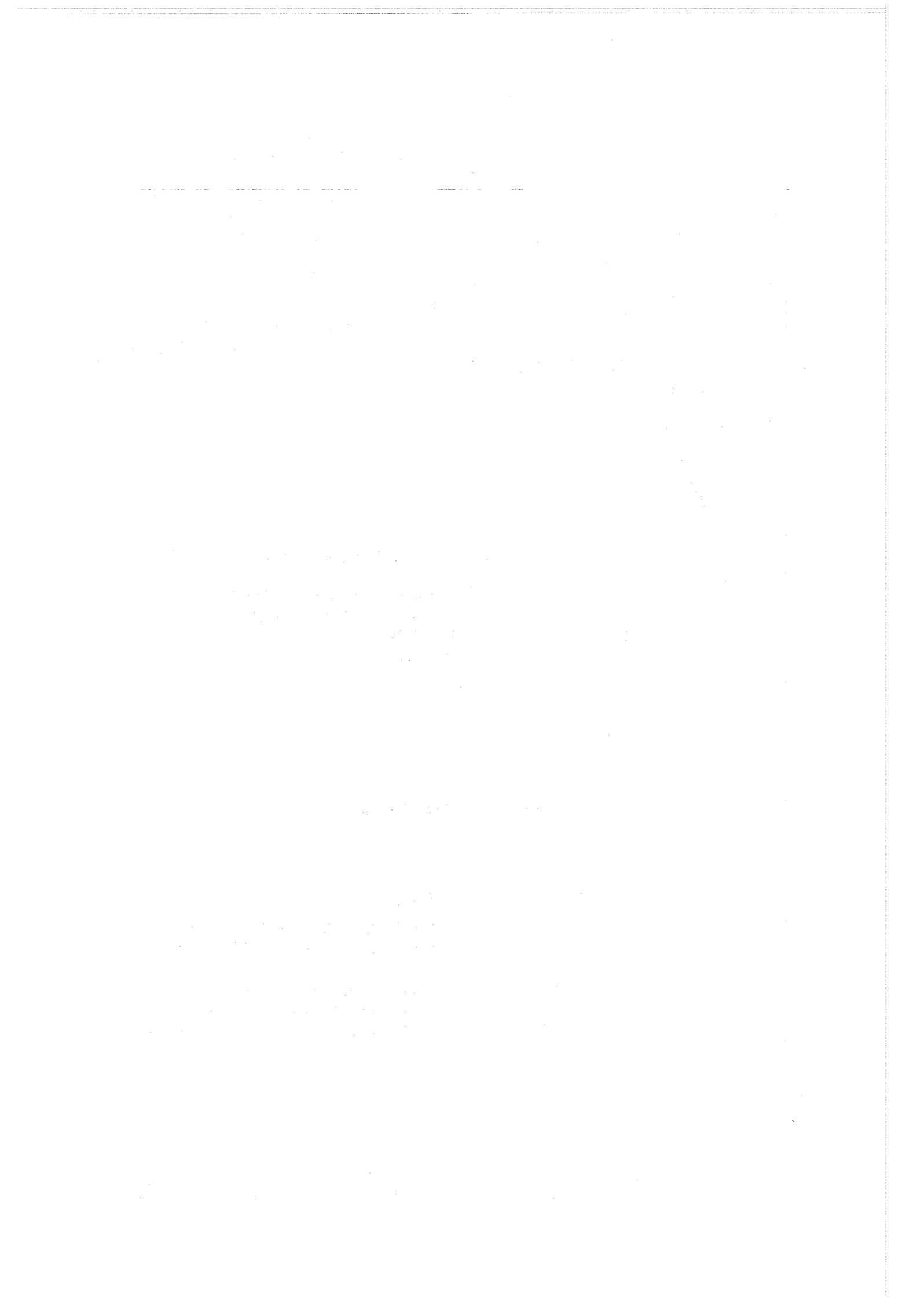


Abb. 2

- (a) Energieabhängigkeit der Ausstreuquerschnitte von Sauerstoff in ABN-Gruppe 6 und
 (b) Energieabhängigkeit der möglichen zugehörigen Wichtungsfunktionen bei der REMO-Korrektur für die Anordnung SNEAK-6A



123. SICHERHEIT SCHNELLER REAKTOREN1231. Theoretische Untersuchungen zur Reaktordynamik1231.1 Untersuchungen zur ortsabhängigen Dynamik (D. Struwe, IRE)

Bei den Arbeiten zum Rechenprogramm RADYVAR 2 wurde bei der Behandlung der Thermodynamik-Phase eine intensive Studie über die verschiedenen Differenzenverfahren der gekoppelten Lösung der Energie- und Impulsgleichung abgeschlossen. Als Ergebnis dieser Studie werden zwei explizite Verfahren innerhalb des Codes zur Verfügung gestellt. Getestet wurde die Behandlung von zeitlichen Änderungen des Eintrittsdrucks im Plenum, der Eintrittstemperatur und der ortsabhängigen Wärmequellichte. Insbesondere konnte erreicht werden, daß die drei Kühlkanalarten (Brennstoff-, Brutstoff- und Regelstabilkanal) unter Berücksichtigung des zeitlich veränderlichen Druckverlustes in der Blende mit ein und demselben Verfahren stabil behandelt werden.

Im Brennstoff kann wahlweise das Drei-Zonen-Modell berücksichtigt werden.

Als Anwendungsbeispiel für diesen Programmteil wurden einige der TREAT-Versuche nachgerechnet. Hier war zu untersuchen, ob die gemessenen niedrigen Wirkungsgrade der Brennstoff-Natrium-Wechselwirkung möglicherweise damit zu erklären sind, daß das Natrium, bevor es zur Zerstörung des beheizten Pins kommt, durch Expulsion schon völlig aus der beheizten Zone ausgetrieben worden ist. Besonders kritisch in dieser Hinsicht erschienen die Versuche S3 und S4. Es konnte gezeigt werden, daß das Auftreten von Sieden in der beheizten Zone vor dem Bersten der Pins mit großer Wahrscheinlichkeit ausgeschlossen werden kann. Die Übereinstimmung der mit der Thermodynamik-Phase von RADYVAR 2 erhaltenen Ergebnisse mit den aus der Literatur bekannten Auswertungen mit dem SAS-ASH-Code war sehr gut.

1233 Lokale Kühlungsstörungen (K. Gast, IRE)

Ziel der begonnenen experimentellen und theoretischen Arbeiten ist es, lokale Kühlungsstörungen in einem Brennelement, z.B. infolge örtlicher Geometrieänderungen oder Blockaden von Kühlkanälen, im Hinblick auf die

Möglichkeit einer Ausbreitung der Störung und damit einer Gefährdung des Reaktors zu untersuchen. Dabei stehen insbesondere folgende Fragen im Vordergrund:

- Unter welchen Bedingungen führen lokale Strömungshindernisse in einem Brennelement zu örtlichem Sieden?
- Wird der Kühlmitteldurchsatz durch das betroffene Brennelement bei örtlichem Sieden meßbar verändert?
- Kommt es in der Siedezone zur Überhitzung und zum Versagen von Hüllrohren infolge dryout?

Außerdem dient dieses Programm der Entwicklung von Meßmethoden zur Detektion lokaler Kühlungsstörungen.

Eine erste Gruppe von Untersuchungen bezieht sich auf die Strömungs- und Temperaturverhältnisse in der kühlungsgestörten Zone, eine zweite auf die Vorgänge bei lokalem Sieden.

1233.1 Untersuchungen zur Strömungs- und Temperaturverteilung hinter lokalen Störungen

(D. Kirsch, IRE)

Die Versuche zur Ermittlung des Massenaustauschs zwischen dem Totwasser hinter lokalen Kühlkanalblockaden und der Hauptströmung wurden weitergeführt. Insbesondere wurde die Abhängigkeit des Massenaustausches von der Temperatur untersucht, wenn sonst alle anderen Parameter festgehalten werden.

Es wird zur Zeit theoretisch untersucht, ob Temperaturverteilungen, die in einem beheizten, von Wasser durchströmten Testbündel gemessen sind, auf ein von Natrium durchströmtes Brennelement-Stabbündel umgerechnet werden können. Bei großen Re-Zahlen (SNR: $Re \approx 10^5$) und der hohen Turbulenzintensität im Totwasserbereich sollte diese Umrechnung möglich sein.

1233.6 Untersuchungen zum Siedeverzug von Natrium

(R. Riethmüller, IRE)

Die Untersuchungen stellen die Fortsetzung der von G. F. Schultheiß mit KFK-Bericht Nr. 1332 abgeschlossenen Arbeit dar. Im Vordergrund stehen dabei die Einflüsse des Korrosionsverhaltens des Testflächen-

materials auf den Siedeverzug.

Zunächst sollte die Durchführung von Siedeverzugsexperimenten bei Sättigungstemperaturen von $T_S = 660\text{ }^{\circ}\text{C}$ bzw. $760\text{ }^{\circ}\text{C}$ und variablem Na_2O -Gehalt Aufschluß darüber ergeben, ob und wie das Maximum der Kurve $\Delta T = f$ (Kaltfalltemperatur), $T_S = \text{const.}$ von der Sättigungstemperatur abhängt ($\Delta T = \text{Siedeverzug}$). Die Stahltestfläche, Werkstoff-Nr. 4571, enthielt eine 0,8 mm tiefe künstliche Höhlung von 0,4 mm Durchmesser.

Es wurden ca. 300 Einzelversuche durchgeführt, als deren vorläufige Ergebnisse zu nennen sind:

- Bei $T_S = 760\text{ }^{\circ}\text{C} = \text{const.}$ zeigt die Auftragung der Mittelwerte des Siedeverzuges über der Kaltfalltemperatur KFT ein schwach ausgeprägtes Maximum bei $KFT \approx 155\text{ }^{\circ}\text{C}$ - entsprechend ca. 3,3 wt ppm O.
- Bei $T_S = 660\text{ }^{\circ}\text{C} = \text{const.}$ kann bei gleicher Auftragung kein Maximum festgestellt werden.
- Versuche, die entstehenden Na-Dampfblasen mit Hilfe der Änderung des elektrischen Widerstandes im Bereich der Spitze eines stromdurchflossenen Thermoelementes nachzuweisen, ergaben bisher keine befriedigenden Ergebnisse.

1235 Auswirkung von Brennstoff-Natrium-Reaktionen auf die Core-Struktur (K. Gast, IRE)

Kühlungsstörungen an einzelnen Brennelementen können bei denkbar ungünstigem Schadensverlauf zum Verlust des Kühlmittels durch Sieden und zum Schmelzen von Brennstoff in diesem Element führen. Als Folge einer plötzlichen thermischen Wechselwirkung zwischen geschmolzenem Brennstoff und Natrium ("Dampfexplosion") sind mechanische Verformungen an Nachbarelementen denkbar. Ziel eines experimentellen und theoretischen Programms ist der Nachweis, daß solche Verformungen vom Sicherheitsstandpunkt her tolerierbar wären. Insbesondere ist zu zeigen, daß eine vom Sicherheitssystem nicht beherrschbare nukleare Exkursion als Folge dieser Verformungen ausgeschlossen werden kann.

Zu diesem Nachweis sollen die maximal zu erwartenden Verformungen durch Simulationsversuche an Coremodellen ermittelt und im Hinblick auf Reaktivitätseffekte und auf die Möglichkeit einer Blockierung von Abschaltstäben analysiert werden.

1235.1 Sprengeversuche an Coremodellen (H. Will, IRE)

Zur Untersuchung der mechanischen Auswirkung einer Brennstoff-Natrium-Reaktion in einem einzelnen Brennelement auf benachbarte Elemente sollen Simulationsversuche an einem SNR-Core im Maßstab 1:1 durchgeführt werden. Dabei geht es um die Beantwortung der Fragen:

- a) Ist der Reaktor nach einem derartigen Unfall noch abschaltbar?
- b) Ist die Reaktivitätszunahme durch mechanische Verformung und Kühlmittelaustrieb so groß, daß der Reaktor prompt kritisch wird?

Die Brennstoff-Natrium-Reaktion wird bei diesen Versuchen durch einen chemischen Treibstoff simuliert, der in einem sogenannten Gasgenerator kontrolliert abbrennt, so daß sich ein konservativ festgelegter, reproduzierbarer Druck-Zeit-Verlauf ergibt. Von diesem Druck-Zeit-Verlauf wird aufgrund bisheriger Erfahrungen angenommen, daß er eine obere Grenze möglicher Belastungen bei einer Brennstoff-Natrium-Reaktion darstellt.

Aus Kostengründen beinhaltet das Modell in radialer Richtung fortschreitende Vereinfachungen, die aber den Aussagewert der Versuche nicht in Frage stellen bzw. konservativ sind.

Die mechanischen Eigenschaften der Strukturmaterialien bei SNR-Betriebsbedingungen werden durch Verwendung eines geeigneten Stahls berücksichtigt.

Die Konstruktionsarbeiten für das Coremodell sind im wesentlichen abgeschlossen.

Die Aktivität liegt z.Z. vornehmlich auf

Anforderung und Beurteilung von Angeboten über die Lieferung des Modells	(IRE)
Anfertigung der Detailzeichnungen	(Fremdfirma)
Überwachung dieser Arbeiten	(IRE)
Auswahl und Beschaffung einer geeigneten Instrumentierung	(IRE)
Versuche zur Entwicklung eines geeigneten Treibsatzes	(UKAEA)

1238. Sicherheitstechnische Verfolgung der SNR-Entwurfsarbeiten.

1238.2 Zuverlässigkeitsuntersuchungen an Anlagensystemen schneller
Reaktoren (G. Weber, IAR)

Die Zuverlässigkeitsuntersuchungen im Rahmen dieses Forschungsvorhabens haben sich seit Beginn des Jahres auf den Vergleich der Simulation von Systemausfällen auf einem Rechner mit der analytischen Auswertung von Fehlerbäumen, welche den Ausfall komplexer Systeme beschreiben, konzentriert.

Eine Zusammenfassung der Ergebnisse bezüglich nichtreparierbarer Komponenten an speziellen Modellen der Notstromversorgung des SNR 300 wurde auf der Tagung für Technische Zuverlässigkeit (4) vorgetragen.

Nunmehr werden zwei weitergehende Themenkreise behandelt:

- a) Beliebige Fehlerbäume mit reparierbaren Komponenten (u.a. bei der Neuauslegung der Notstromanlage SNR 300). Es sollen insbesondere Ausfallraten, Reparaturraten, mittlere Zahl der Ausfälle und mittlere Zahl der Reparaturen neben der Ausfallwahrscheinlichkeit ausgewertet werden.
- b) Die Möglichkeit, für Ausfallwahrscheinlichkeiten ein Konfidenzintervall anzugeben. Die Ausfallwahrscheinlichkeit eines Systems ist ein Schätzwert, sie ist ja als eine Funktion von Schätzwerten der Komponentencharakteristiken gewonnen.

Veröffentlichungen zu 123:

- (1) W. Pepler
Reentry of Sodium into a Superheated Test Section
Ispra, 15-16. April 1971, LMBWG Meeting
- (2) K. Schleisiek
Experimental Investigation of the Boiling Phenomena in
Parallel Channels
Ispra, 15-16. April 1971, LMBWG Meeting
- (3) D. Smidt
Review of the Karlsruhe Liquid Metal Boiling Work and its Relevance
for Fast Reactor Safety
Meeting of the Liquid Metal Boiling Working Group, Ispra, 15./16.4.1971
- (4) G. Weber
Methoden zur Zuverlässigkeitsanalyse von Systemen, Technische Zuverlässigkeit
Tagung 1971 (Nürnberg)

124 ENTWICKLUNG DER INSTRUMENTIERUNG UND SIGNALVERARBEITUNG ZUR KERNÜBER-
WACHUNG +)

1244 Ultraschall-Meßtechnik in Natrium (H.A. Rohrbacher, IRE)

Für die Forschungsvorhaben "Ultraschall-BE-Positionierungseinrichtung" und "Ultraschall-Tastarm" ist der Einsatz langer Schall-Koppelstangen vorgesehen. Vorausgegangene Arbeiten haben gezeigt, daß Mehrfachechos, welche sich vorwiegend an den Wänden des Stabes durch die Umwandlung longitudinaler Wellen in transversale Modes bilden, sehr störend in die Signalauswertung eingehen. Z.Zt. werden mehrere Möglichkeiten untersucht, den störenden Einfluß dieses Mehrfachechos zu unterdrücken. Erste Ergebnisse zeigen jetzt schon eine Lösungsmöglichkeit, bei der alle Nebenechos auf etwa 10% ihrer ehemaligen Amplitude gedämpft werden können. Die laufenden Arbeiten konzentrieren sich weiterhin auf die Einsatzmöglichkeit maßstabgerechter 6 m langer Koppelstangen.

Der Schallöffnungs-Winkel einer 4 MHz-Bariumtitanat-Wandlerscheibe ohne Stabbündelung wurde mit 2° gemessen. Es treten jedoch rationsssymmetrische Seitenmaxima, sog. "Patterns" auf, die unter einem Winkel von etwa 7° Schallimpulse liefern. Die Ortungsgenauigkeit kann durch die Unterdrückung dieser Seitenmaxima wesentlich verbessert werden.

+)Spezielle Erfahrungen zur Frage der Haltbarkeit von Thermoelementen in Flüssigmetall unter Bestrahlung siehe unter 1122.2.

.....

.....

.....

.....

.....

125. AUSWIRKUNGEN VON REAKTORSTÖRFÄLLEN AUF DIE UMWELT, AKTIVITÄTS-
FREISETZUNG

1251. Theoretische Studien zur Aktivitätsfreisetzung (W. Schikarski, IAR)

Die Umweltbelastung von Kernkraftwerken muß unter zwei Aspekten gesehen werden. Erstens ist die Frage einer langfristigen und dauernden, dafür aber meist sehr niedrigen Aktivitätsabgabe im Normalbetrieb zu stellen. Zweitens haben wir das Problem einer Aktivitätsfreisetzung im schweren Störfall zu betrachten. Es wurden Untersuchungen durchgeführt, die sich mit der Aktivitätsabgabe an die Umwelt im Normalbetrieb eines natriumgekühlten Schnellbrüterkraftwerks ergeben. Wenn man davon ausgeht, daß das Verhalten der Brennelemente in einem schnellen natriumgekühlten Reaktor etwa dem in einem thermischen Leichtwasserreaktor entspricht, so treten die wesentlichen Unterschiede der Spaltprodukt-Freisetzung erst nach der Durchdringung der ersten Spaltproduktbarriere im Primärkühlsystem auf:

- Beim natriumgekühlten Schnellbrüter treffen die durch Leckage aus den Brennelementen austretenden Spaltprodukte auf etwa 400 °C heißes Natrium.
- Flüchtige Spaltprodukte und solche mit hohem Dampfdruck treffen, wenn sie durch das Natrium gewandert sind, zunächst auf den Schutzgasraum, der mit Argon gefüllt ist.
- Das im Primärkreis umlaufende Natrium wird durch Kühlfällen gepumpt, die neben Natriumoxid auch andere Fremdstoffe abscheiden.

Die wichtigsten Radionuklide, die zur Umweltbelastung beitragen, sind I^{131} , H^3 und Na^{24} . Es wurden Abschätzungen gemacht, welche Mengen dieser radioaktiven Stoffe im Normalbetrieb über die Abgasanlage an die Atmosphäre abgegeben werden können. Dabei stellte sich heraus, daß Radiojod praktisch nicht emittiert werden dürfte, da es überwiegend im Natrium festgehalten wird.

Dagegen können Tritiumemissionen auftreten, die vor allem aus den im Natrium vorhandenen Spuren Mengen an Lithium und Bor resultieren. Je nach den getroffenen Annahmen ist es denkbar, daß einige 100 Ci H^3 jährlich aus einem 1000 MW-

SNR abgegeben werden. Die Tritiumemission bleibt damit in der Größenordnung derjenigen eines Druckwasserreaktors vergleichbarer Größe.

Ein bei einem SNR spezielles Problem sind Primärkreis-Leckagen. Da die spezifische Aktivität für Natrium Werte um 10 mCi/cm^3 erreicht, können Aktivitäten in der Größenordnung von einigen Ci freigesetzt und damit luftgetragen (als Na_2O -oder NaOH -Aerosol) werden. Die Absicherung von Natrium-Aerosol-Leckagen durch Filter ist möglich. Die Untersuchung solcher Filter im Hinblick auf ihre Belastbarkeit gegen Natriumaerosole ist Gegenstand eines Forschungsprogramms.

Die Aktivitätsabgabe in das Kühlwasser ist durch folgende Punkte charakterisiert:

- Der Primärkühlkreis (Natrium) ist geschlossen und ist über einen ebenfalls geschlossenen, nicht-radioaktiven Sekundärkreis (Natrium) an den Dampferzeugerkreis angeschlossen. Die im Primärkreis erzeugte Na-Aktivität und die darin etwa enthaltenen Spaltprodukte haben keine Möglichkeit der Leckage in den Tertiärkreis.
- Im Sinne der eingangs geschilderten Möglichkeit von Undichtheiten im Primärsystem wird es dort allenfalls zu luftgetragenen Aktivitäten (Aerosole usw.) kommen, nicht aber zur Freisetzung von flüssigen Aktivitäten. Zudem sind in den Zellen, die das Primärsystem aufnehmen, keine Wasserzu- oder abläufe möglich ($\text{Na-H}_2\text{O}$ -Reaktion).
- Damit ergibt sich, daß nur beim Brennelementwechsel, beim Ausbau von Komponenten und ähnlichen Betriebsvorgängen, bei denen die Primärkreishülle durchbrochen wird, Aktivitäten nach außen gebracht werden können und dort mit Wasser in Kontakt kommen können. Durch eine Waschanlage mit nachgeschaltetem Kondensatfiltersystem können die behördlich vorgeschriebenen Maximalwerte von wenigen Ci/a mühelos eingehalten werden.

Literatur

W. Schikarski, H. Wild, "Zur Umweltbelastung durch ein natriumgekühltes Schnellbrüter-Kraftwerk", Vortrag 315, Reaktortagung DATF/KTE, 1971, Bonn.

1254. Kontamination von Reaktorkühlkreisläufen1254.3 Kontamination von Na-Kühlkreisläufen (H.H. Stamm, IRCh)

Aus dem zerschnittenen in-pile Natriumloop "Mol-7A" wurden von verschiedenen Stellen Reste des Kühlmittels entnommen. 600 Tage nach Abschalten waren Cs-137 und Cs-134 Hauptaktivitäten, daneben wurden Sr-90/Y-90, Na-22, Sb-125 und Ag-110 m gefunden. Das Verhältnis Cs-137/Cs-134 war an allen untersuchten Stellen gleich, obwohl die Relation zu den anderen Radionukliden stark variierte. Das bedeutet, daß die Eigenschaften des Cäsiums selbst seinen Transport bestimmen und nicht etwa die der Edelgasvorläufer. Durch eine Vier-Wochen-Nachbestrahlung im FR2 konnten Cs-136, Cr-51, Co-58, Fe-59, Co-60, Zn-65, Sb-122 und Sb-124 in den Na-Proben erzeugt werden.



126 NATRIUM-TECHNOLOGIE-VERSUCHE1262 Untersuchung von Reaktorbauteilen1262.3 Verschleißuntersuchungen im Natrium (E. Wild, IRB)

Für die hydrodynamischen Gleitlager einer Natrium-Spalttopfpumpe war eine geeignete Werkstoffpaarung zu ermitteln. Hierfür wurden Versuche mit mehreren potentiellen, sowie den früher in dieser Pumpe verwendeten Lagerwerkstoffen unter oszillierender Relativbewegung durchgeführt. Die dabei gewonnenen Ergebnisse wurden mit bereits veröffentlichten Werten verglichen. Bei einer Wiederholung dieser Versuche unter der für ein Pumpenlager typischen, kontinuierlichen Drehbewegung konnte ferner der Einfluß der Bewegungscharakteristik auf das Verschleißverhalten von Materialpaarungen untersucht werden.

Unter beiden Bewegungsarten hat sich die Kombination

Colmonoy 6 mit Inconel 718

qualifiziert (Abb. 1 und 2).

In früheren Experimenten wurde festgestellt, daß der Materialabtrag an Werkstoffproben von der Voreintauchzeit in Natrium abhängt.

Diesem Effekt wurde inzwischen erhöhte Aufmerksamkeit gewidmet und das Verschleißverhalten der Werkstoffkombination

Inconel 750 - 1.4981

als Funktion der Eintauchzeit unter sonst konstanten Parametern ermittelt.

Die erste abgeschlossene Versuchsserie zeigt bei beiden Gleitpartnern (Inconel-Stifte und Austenit-Ringscheibe) eine ähnliche Veränderung des Verschleißverhaltens unter variiertem Voreintauchzeit. Ferner wird durch die Vorkorrosion der Werkstoffproben vor Versuchsbeginn die Streuung der Ergebnisse deutlich verringert.

**Das Verschleißverhalten von
Lager - Werkstoffpaarungen
unter oszillierender Bewegung**

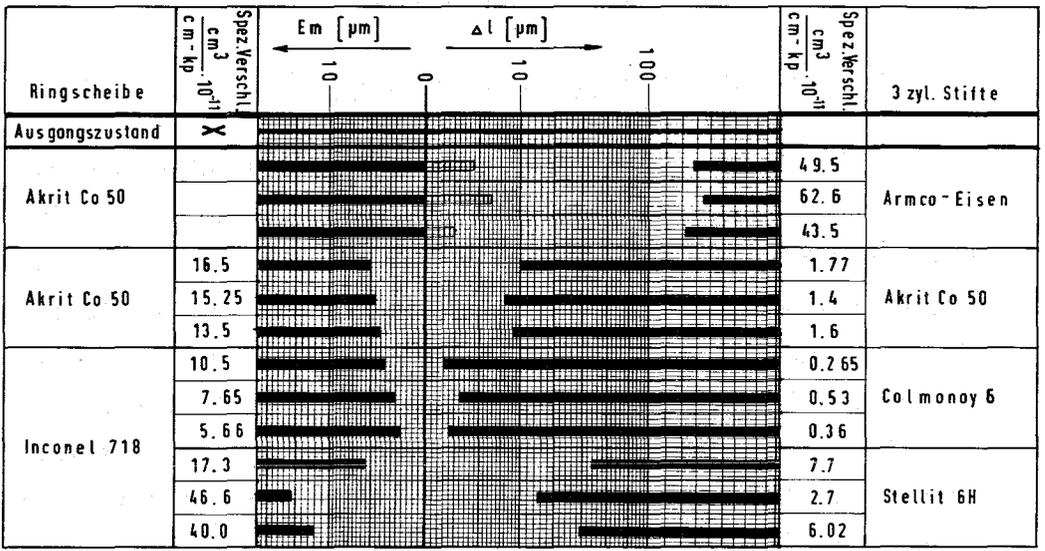


Abb. 1

**Das Verschleißverhalten von
Lager - Werkstoffpaarungen
unter rotierender Bewegung**

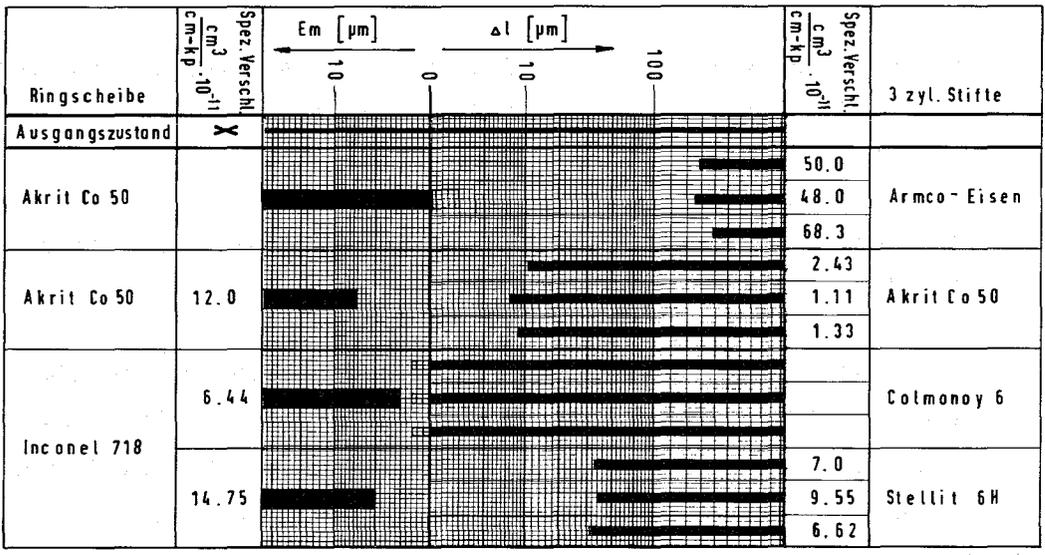


Abb. 2

1262.4 Meßwertverarbeitung an techn. Versuchen (F. Katz, G. Rittirsch, IRE)ERA - Anlage

Der vorhandene Prozeßrechner Raytheon 703 hat sich bei der Daten-Erfassung an Natrium-Experimenten in dem zurückliegenden 1 1/2-jährigen Betrieb gut bewährt.

Die Anlage wurde zur Datenerfassung bei Untersuchungen des Na-Siedens im Reaktor, durchgeführt in den Versuchsanlagen BEVUS und NSK, eingesetzt. Ferner diente sie den Untersuchungen zum Schwingungsverhalten von Brennelementen.

Als Nachteil zeigte sich, daß die turn-around-Zeiten für die Auswertung der Meßergebnisse auf der DVZ-Anlage zu lang sind. Besonders beim Eichen und Einfahren der Experimente ist eine quick-look-Auswertemöglichkeit, im Hinblick auf eine rationelle Versuchsabwicklung, erforderlich. Aus diesem Grund ist eine Erweiterung der vorhandenen Maschinenkonfiguration um 16 K-Kernspeicherkapazität einschl. einer zusätzlichen CPU in Angriff genommen worden. Durch die Inbetriebnahme der neuen Einheiten wird eine erweiterte Aufbereitung und Auswertung sowie die graphische Darstellung der Meßdaten vor Ort (Calcomp-Plotter 565) möglich. Die Anlieferung der neuen Einheiten erfolgt im August 1971.

SEDAP

Das Programm SEDAP zur Verarbeitung von Meßdaten wurde in einigen Funktionen verbessert und weiterentwickelt. Es enthält jetzt u.a. weitgehende Möglichkeiten zum Sortieren von Daten, zur flexiblen, universellen graphischen Ausgabe sowie zur Spektralanalyse und -synthese (Schwingungsuntersuchungen). Eine 1. Version des Programms ist ausgetestet und steht im DVZ allgemein zur Verfügung.

1263 Versuche zur thermo- und hydrodynamischen Coreauslegung1263.1 Thermo- und hydrodynamische Untersuchungen1263.10 Theoretische BetrachtungenEinfluß der Beheizungsart auf den Wärmeübergang in Natrium (S. Malang, K. Rust, IRB)

An dem Beispiel eines exzentrisch in einem natriumgekühlten Ringraum angeordneten Stabes wurde untersucht, wie genau sich die Verhältnisse bei einem Oxid-Brennstab mit indirekt elektrisch beheizten Stäben simulieren lassen, wenn gleiche Stabdurchmesser vorausgesetzt werden. Hierzu wurde für den Brennstab und die Heizstäbe verschiedenen geometrischen Aufbaues bei gleicher Kühlkanalgeometrie das Temperaturfeld im Stab und im Kühlkanal berechnet. Die Vereinfachungen, die durch die Annahme der Kolbenströmung, der reinen Wärmeleitung im Kühlmittel in radialer und tangentialer Richtung und der Vernachlässigung der axialen Leitung entstehen, beeinflussen den Vergleich nicht wesentlich.

In Abb. 3 sind für einen Brennstab mit konstanter Wärmequellendichte die azimutalen Variationen der Temperatur und der Wärmestromdichte an der äußeren Oberfläche des Hüllrohres aufgetragen. Um den Einfluß der Stableistung zu eliminieren, wurde die Differenz aus der lokalen Hüllrohrtemperatur und der mittleren Kühlmitteltemperatur sowie die örtliche Wärmestromdichte normiert durch Division mit der mittleren Wärmestromdichte. Einen Vergleich des Brennstabes mit Heizstäben mit elektrischer Isolation unterschiedlichen Werkstoffes und unterschiedlicher Schichtstärke gibt Abb. 4 wieder. Über dem Stabumfang wurde dabei die mit der mittleren Wärmestromdichte normierte Differenz zwischen der Oberflächentemperatur Heizstab (T_H) und Brennstab (T_B) aufgetragen. Ebenso verfahren wurde bei der Darstellung der Wärmestromdichte an der Staboberfläche.

Die beste Übereinstimmung mit dem Brennstab zeigt der Heizstab mit MgO-Isolierung. Bei einer mittleren Wärmestromdichte von 200 W/cm^2 beträgt in diesem Fall die maximale Abweichung der Oberflächentemperatur $3,5 \text{ }^\circ\text{C}$. Bei dem in Dauerversuchen mit hoher Stableistung bewährten BN-Heizstab mit einer Isolationsstärke von $s' = 0,6 \text{ mm}$ beträgt die entsprechende Abweichung $14 \text{ }^\circ\text{C}$.

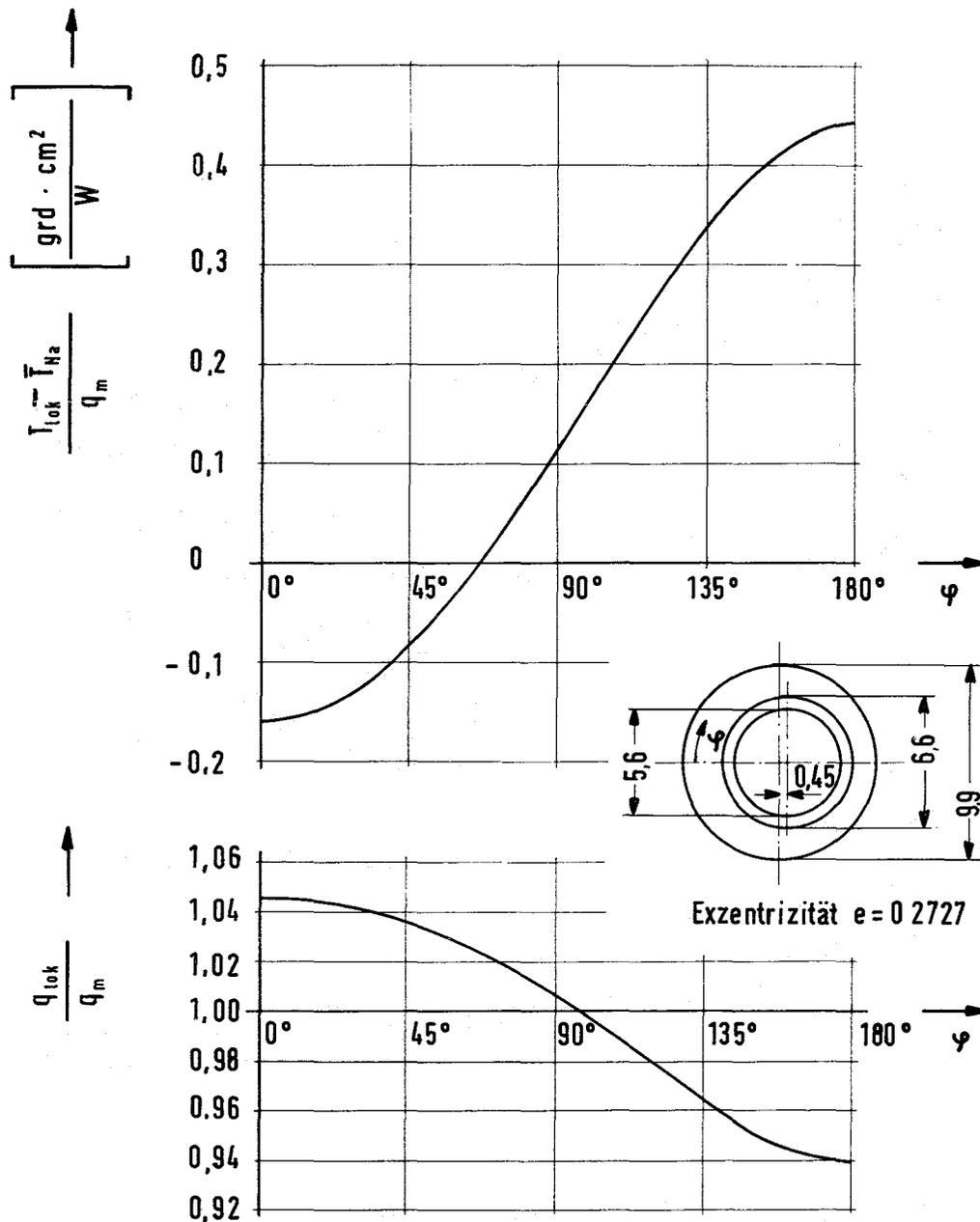


Abb.3 Azimutaler Verlauf der normierten Temperatur und der normierten Wärmestromdichte an der Hüllrohroberfläche eines Natrium gekühlten Brennstabes im exzentr. Ringraum

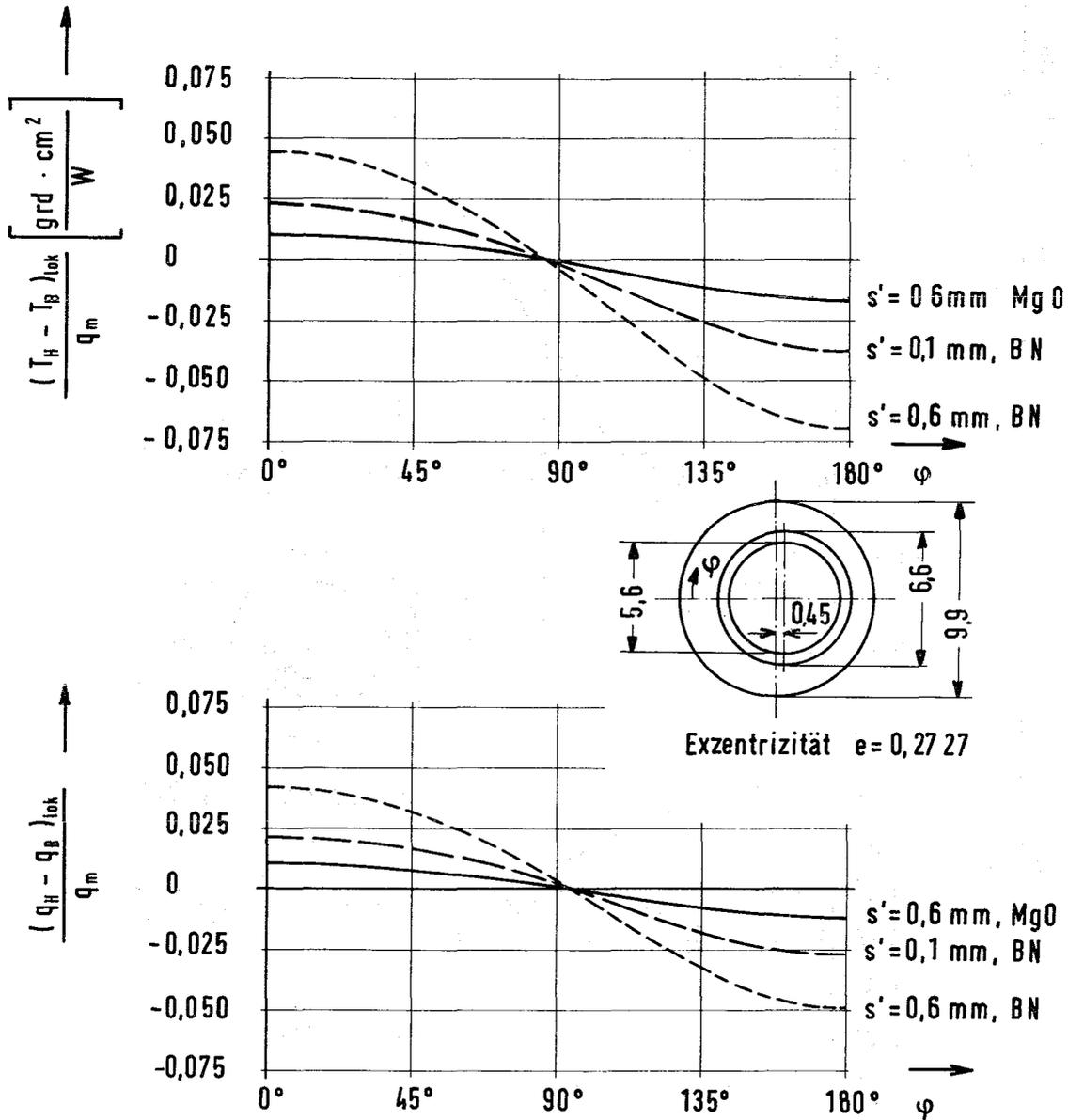


Abb.4 Azimutaler Verlauf der Temperatur und der Wärmestromdichte an der Hüllrohroberfläche bezogen auf einen Brennstab bei Natriumkühlung im exzentrischen Ringraum

Die maximale Abweichung der örtlichen Wärmestromdichte beträgt im Fall der MgO-Isolation 1%, im Fall des Heizleiters mit BN-Isolation 5%. Die entsprechenden Werte bei einer BN-Isolationsschicht von 0,1 mm sind 7,5 °C und 2,5%. Diese Abweichungen resultieren vor allem aus den Unterschieden in der Wärmeleitfähigkeit der verschiedenen Materialien. Beim Auftreten eines Temperaturgradienten in azimuthaler Richtung kommt es daher bei den Heizstäben, insbesondere bei denen mit BN-Isolierung, zu einer stärkeren Querströmung der Wärme. Somit können bei der Bestimmung von lokalen Wärmeübergangszahlen durch den unterschiedlichen Aufbau der Versuchselemente Fehler von etwa 5% bei MgO-Isolation bzw. 20% bei BN-Isolation auftreten. Um zu einer guten Übereinstimmung mit dem Brennstab zu kommen, müßten daher an einen Heizstab folgende Forderungen gestellt werden:

- a) möglichst dünne Hüllwand,
- b) möglichst schlechte Wärmeleitfähigkeit des Isolationswerkstoffes,
- c) bei BN-Isolierung möglichst dünne Isolationsschicht.

1263.12 Lokale Wärmeübergangsmessungen an Bündelgeometrien

(R. Möller, H. Tschöke, IRB)

Für Wärmeübergangsexperimente ist die Bestimmung der Oberflächentemperatur von entscheidender Bedeutung. Eingebaute Thermolemente stören den Wärmefluß und damit das Temperaturfeld je nach Aufbau und verwendeten Materialien im Bereich der Meßstelle.

Um die Größenordnung der durch das eingelötete Thermolement verursachten Meßunsicherheit zu bestimmen, wurde das Temperaturfeld im Querschnitt durch einen konzentrisch in einem natriumgekühlten Ringraum angeordneten Heizstab mit Hilfe des RELAX-Programmes [1] berechnet.

Das Ergebnis in Abb. 5 zeigt, daß bei Verwendung von Ni-Lot eine um 4 °C höhere, bei Verwendung von Ag-Lot eine um 15 °C tiefere Temperatur vom TE angezeigt wird, gegenüber jener auf dem Radius der Meßstelle im ungestörten Hüllrohrbereich. Das sind ca. 15% bzw. 60% des mittleren Temperaturabfalles Hülle-Kühlmittel.

mittlere Stableistung 300 W/cm^2
mittlere Kühlmitteltemp. 530°C

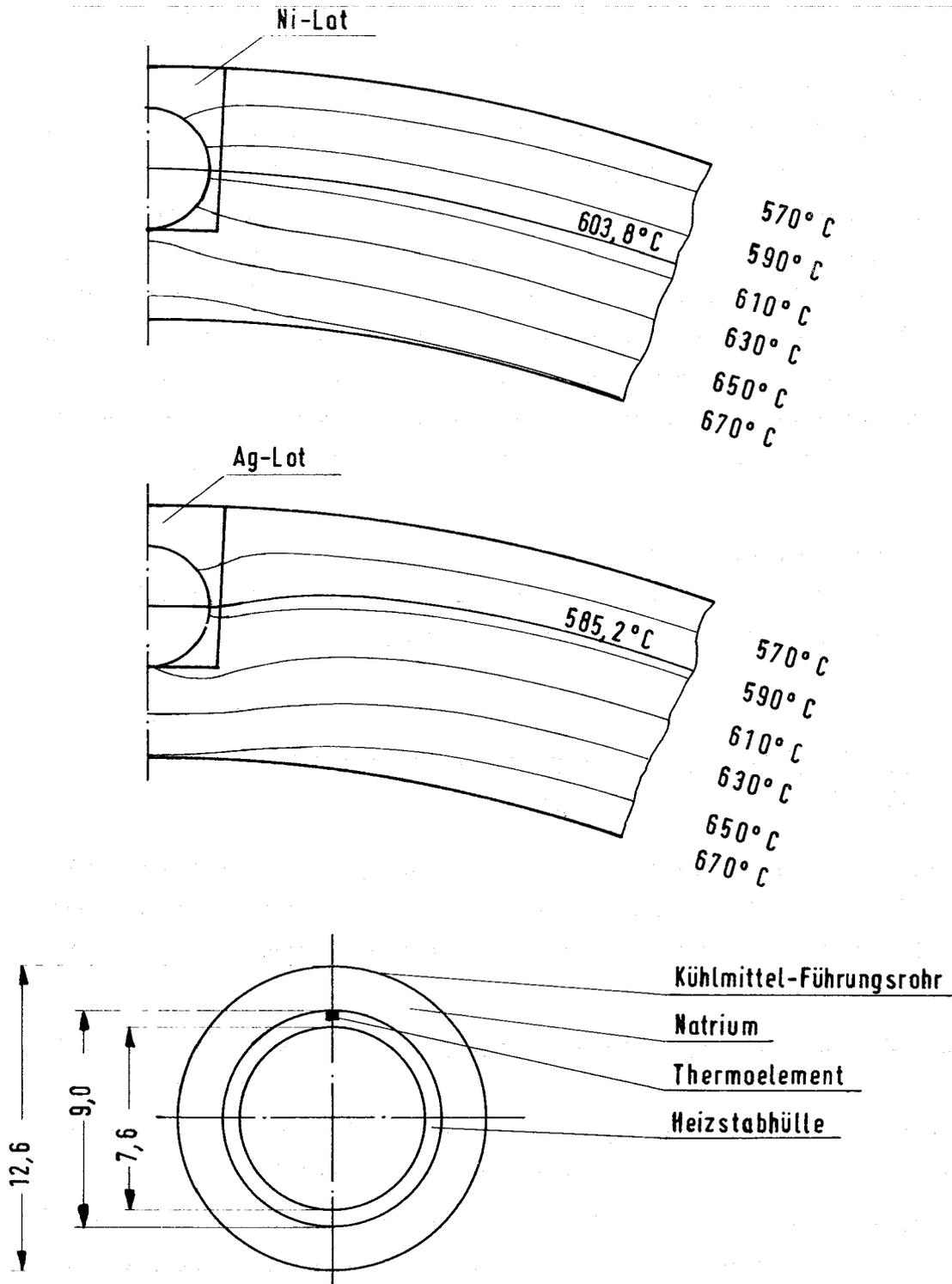


Abb. 5 Einfluß des Lotes auf die Temperaturverteilung in der Hülle eines instrumentierten Heizstabes

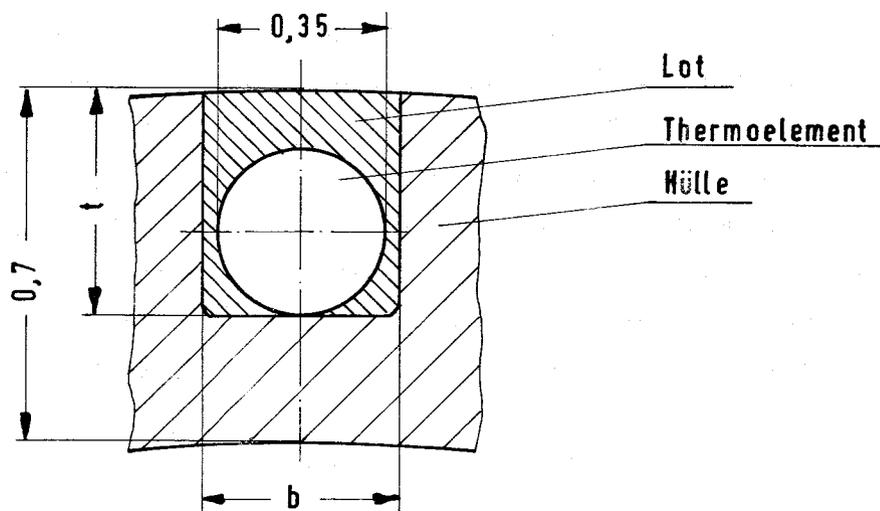
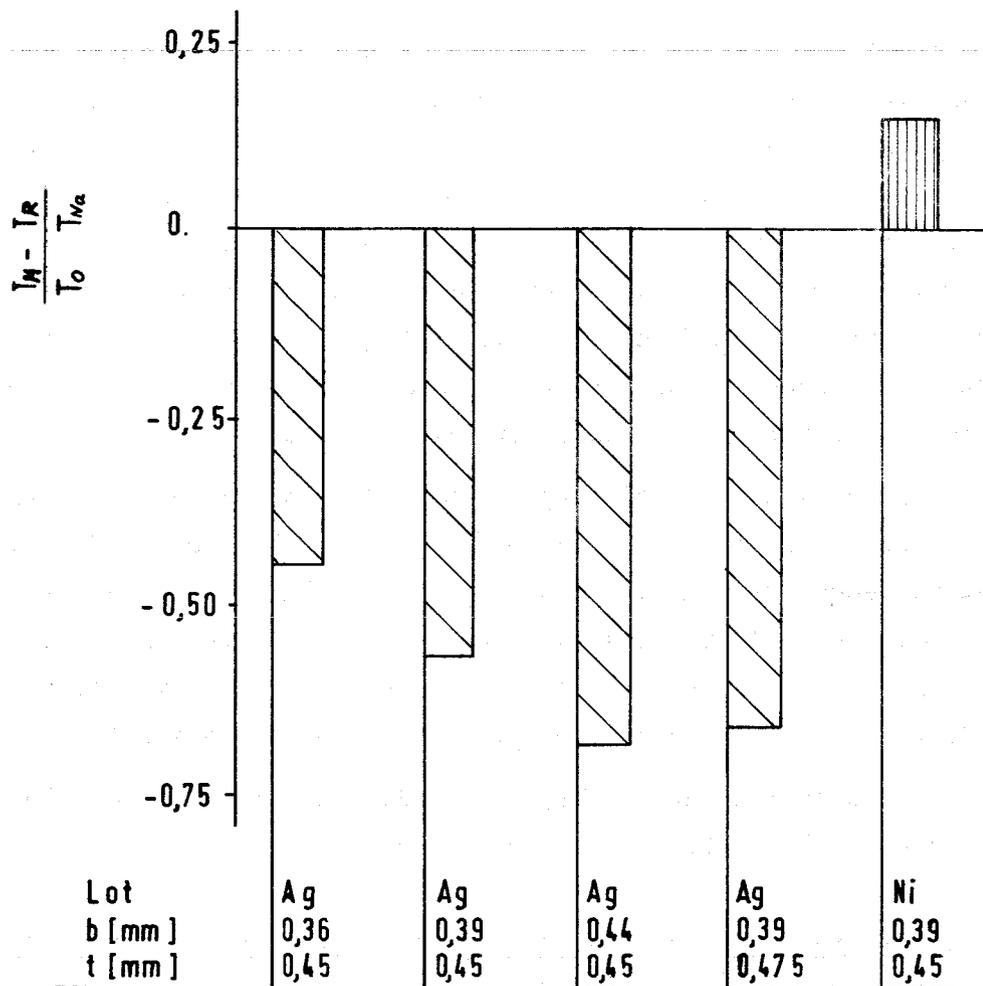


Abb. 6 Einfluß von Nutgeometrie und Lot auf die Genauigkeit der ermittelten Wärmeübergangszahl

Abb. 6 zeigt den Einfluß der Nutgeometrie auf die Genauigkeit der Wärmeübergangszahl. Aufgetragen ist die Temperaturdifferenz zwischen Meßstelle (T_M) und der auf gleichem Radius (wie die Meßstelle) im ungestörten Bereich liegenden Temperatur T_R , bezogen auf den mittleren Temperaturabfall Hülle-Kühlmittel. Geringe Abweichungen in der Nutbreite ergeben bei Verwendung von Ag-Lot erhebliche Abweichungen in der angezeigten Temperatur T_M . Für Ni-Lot mit fast gleicher Wärmeleitfähigkeit wie die der Hülle haben solche Differenzen in der Nutbreite keinen praktischen Einfluß. Die Verarbeitung von Ni-Lot ist jedoch wesentlich schwieriger.

Für eine noch sichere Bestimmung der Oberflächentemperatur sollten Thermoelemente mit BN-Isolierung, wie in [2] vorgeschlagen, in Verbindung mit Ni-Lot verwendet werden. Die fast gleichen Wärmeleitfähigkeitswerte von BN, Ni-Lot und Hülle verursachen dann kaum eine Störung der Wärmeflußverteilung im TE-Bereich. Von größerem Einfluß wird beim zuletzt genannten Vorschlag die genaue Tiefenlage und Ausdehnung der Meßstelle.

Zur Zeit wird weiter untersucht, ob die Eichung der instrumentierten Heizstäbe zu einer befriedigenden Lösung führt.

1263.13 Untersuchungen zur Kühlmittelquervermischung in Na-gekühlten Brennelementen (W. Baumann, E. Baumgärtner, H. Hoffmann, IRB)

Die experimentelle Bestimmung der mittleren Kühlmittelquervermischung in Bündeln mit Wendeldrähten als Abstandshalter wurde für das SNR-Stabteilungsverhältnis und für Natriumströmung abgeschlossen. Als Parameter dieser Versuchsserie wurde die Steigung des Abstandshalterdrahtes betrachtet, die 100, 200 und 300 mm betrug. Die Ergebnisse dieser Untersuchung sind in Abb. 7 Re-unabhängig dargestellt, weil eine eindeutige Abhängigkeit der Mischrate von der Re-Zahl nicht zu erkennen war. Aus dieser Darstellung ist eindeutig die Abhängigkeit der Mischrate von der Wendelsteigung zu ersehen. Je geringer die Wendelsteigung, umso größer ist die Mischrate. Die Mischraten verhalten sich demnach umgekehrt wie die Wendelsteigungen. Es gilt:

$$\mu_{100} : \mu_{200} : \mu_{300} = 3 : 2 : 1$$

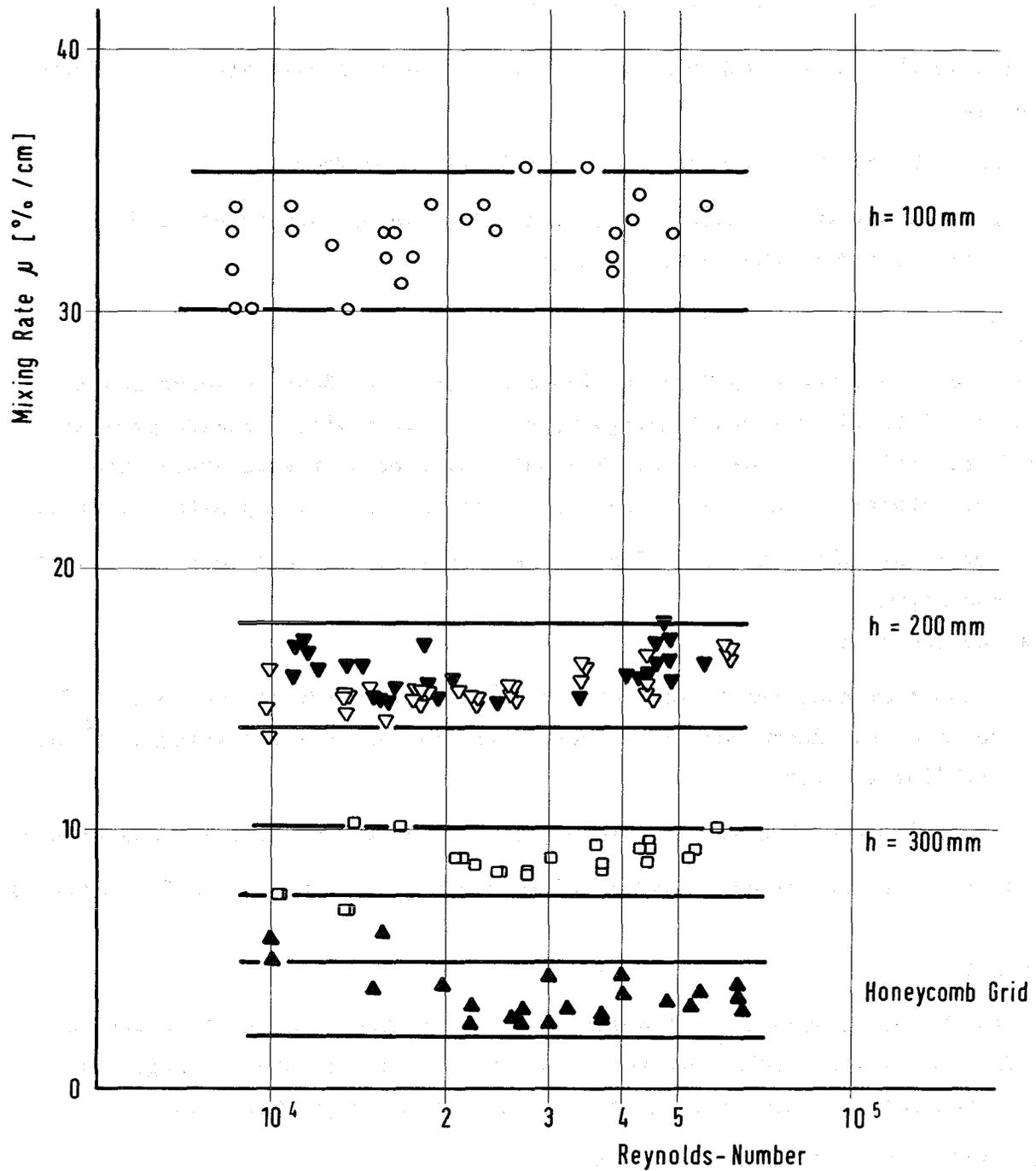


Abb.7 Mixing Rate as a Function of Reynolds Number for Bundles with Grid Type and Wire Wrap Spacers of Different Lead ($p/d = 1,32$)

1263.14 Entwicklung und Erprobung von Hochleistungsheizstäben

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

Die Entwicklung von Hochleistungsheizstäben wurde in zwei Richtungen fortgesetzt.

1. Entwicklung von Heizstäben mit Stromleitern aus Tantal;
2. Entwicklung von Heizstäben mit hohem elektrischem Widerstand und axial veränderlicher Stabileistung;

zu 1.:

Für Siedeeperimente in Natrium sind die bisher verfügbaren Heizstäbe mit Edelstahlstromleiter wenig geeignet, weil die zulässige Leitertemperatur auf etwa 1100 °C beschränkt bleiben muß. Für diesen Einsatz erscheinen die Werkstoffe Nb, Mo, Ta, W aufgrund ihres hohen Schmelzpunktes geeignet.

Es ist im Berichtszeitraum gelungen, Heizstäbe mit Stromleitern aus Tantal herzustellen.

Sie bestehen aus:

- 2 konzentrischen Rohren (gegeneinander mit pulververdichtetem Bornitrid isoliert), von denen das innere aus Tantal ist und vom elektrischen Strom durchflossen wird;
- verdichtetes BN-Pulver dient im Mittelteil des Innenrohres zur Abstützung
- Bolzen aus gut leitendem Werkstoff in den sog. Kalt-Enden des Stromleiters.

zu 2.:

Heizstäbe mit gewendelttem Stromleiter besitzen einen höheren elektrischen Widerstand als Heizstäbe mit rohrförmigem Stromleiter. Abb. 8 zeigt eine Röntgenaufnahme eines solchen Stabes. Seine Abmessungen betragen:

Hüllendurchmesser außen: 6,40 mm

Hüllendurchmesser innen: 5,42 mm

Leiterdurchmesser außen: 3,97 mm

Leiterdurchmesser innen: 3,00 mm

Wendelsteigung: 20 mm

Abstand zwischen den

Windungen: ca 0,25 mm

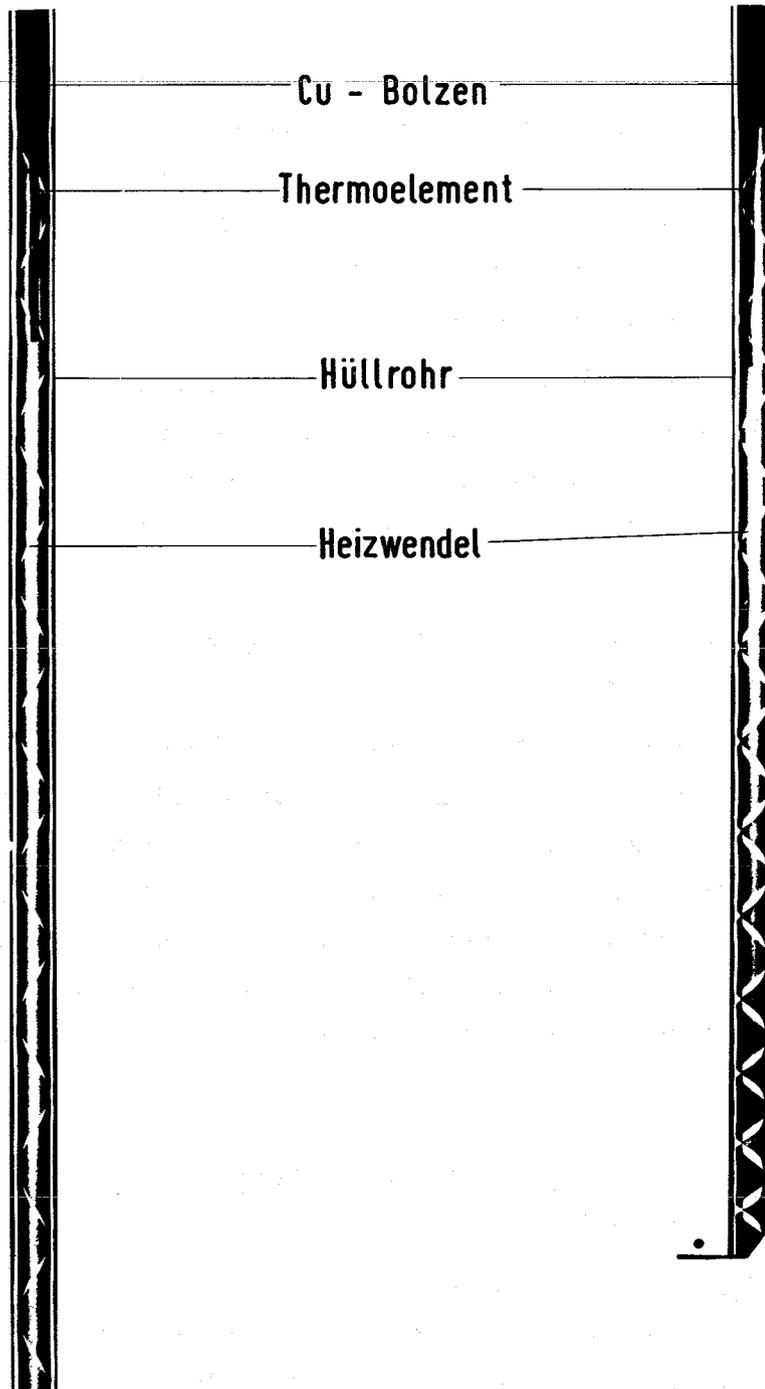


Abb. 8

Abb. 9

Röntgenaufnahme von BN-Heizstäben mit wendelförmigem Stromleiter

Abb.8 konst. Bandbreite → konstante Leistung

Abb.9 variable Bandbreite → cosinusförmige Leistungsverteilung

Der geringe Abstand zwischen den Windungen und die konstante Isolierschichtstärke ergibt eine hohe zulässige Heizflächenbelastung bei konstantem Wärmefluß an der Heizstabhülle. Der beschriebene Stab besitzt bei 6 mm Außendurchmesser einen Widerstand von 0,5 Ω /m gegenüber 0,25 Ω /m beim rohrförmigen Stromleiter. Eine Reduzierung der Bandbreite gestattet es, den elektrischen Widerstand weiter zu steigern.

Abb. 9 zeigt einen BN-Wendelstab mit zur Mitte hin abnehmendem Leiterquerschnitt. Dieser ist so dimensioniert, daß sich eine kosinusförmige Leistungsverteilung ergibt. Bei dem abgebildeten ersten Stab ist der Abstand zwischen den Windungen in der Mitte etwas größer als am Rande.

Erstellung und Erprobung eines Na-Heizleiterprüfstandes

(G. Hennrich, G. Drechsler, IRB)

Zur Erprobung von Heizstäben unter Natrium wurde ein "Heizleiterprüfstand" erstellt und in Betrieb genommen. Der Aufbau des Prüfstandes, der sich in einem gesonderten Raum befindet (Abb. 10), gestattet den Einbau von zwei verschiedenen Teststrecken. In einer dieser Teststrecken (Abb. 11) werden z.Zt. einige Überhitzer-Heizstäbe in einem Dauerversuch von 500 h auf ihre Einsetzbarkeit im Hochtemperaturkorrosionskreislauf getestet. Bei einer Leistung von 3400 Watt wird die geforderte Natriumtemperatur von 800 °C erreicht.

Auffinden von Natrium, das durch Schadstellen in Heiz- oder Brennstäbe eingedrungen ist (S. Müller, IRB)

Mit dem im IRB entwickelten Verfahren lassen sich kleine Anteile leitfähiger Stoffe hinter nicht-ferritischen Trennwänden ermitteln. Es arbeitet nach dem Prinzip der Dämpfung eines sich in Resonanz befindlichen elektrischen Schwingkreises.

Abb. 12 zeigt die Meßanordnung zur Prüfung von Stäben. Sie besteht aus dem Q-Meter der Firma Marconi, dem selbstgebauten Tastkopf und einem Schreiber für den Transport mit längensynchroner Aufzeichnung.

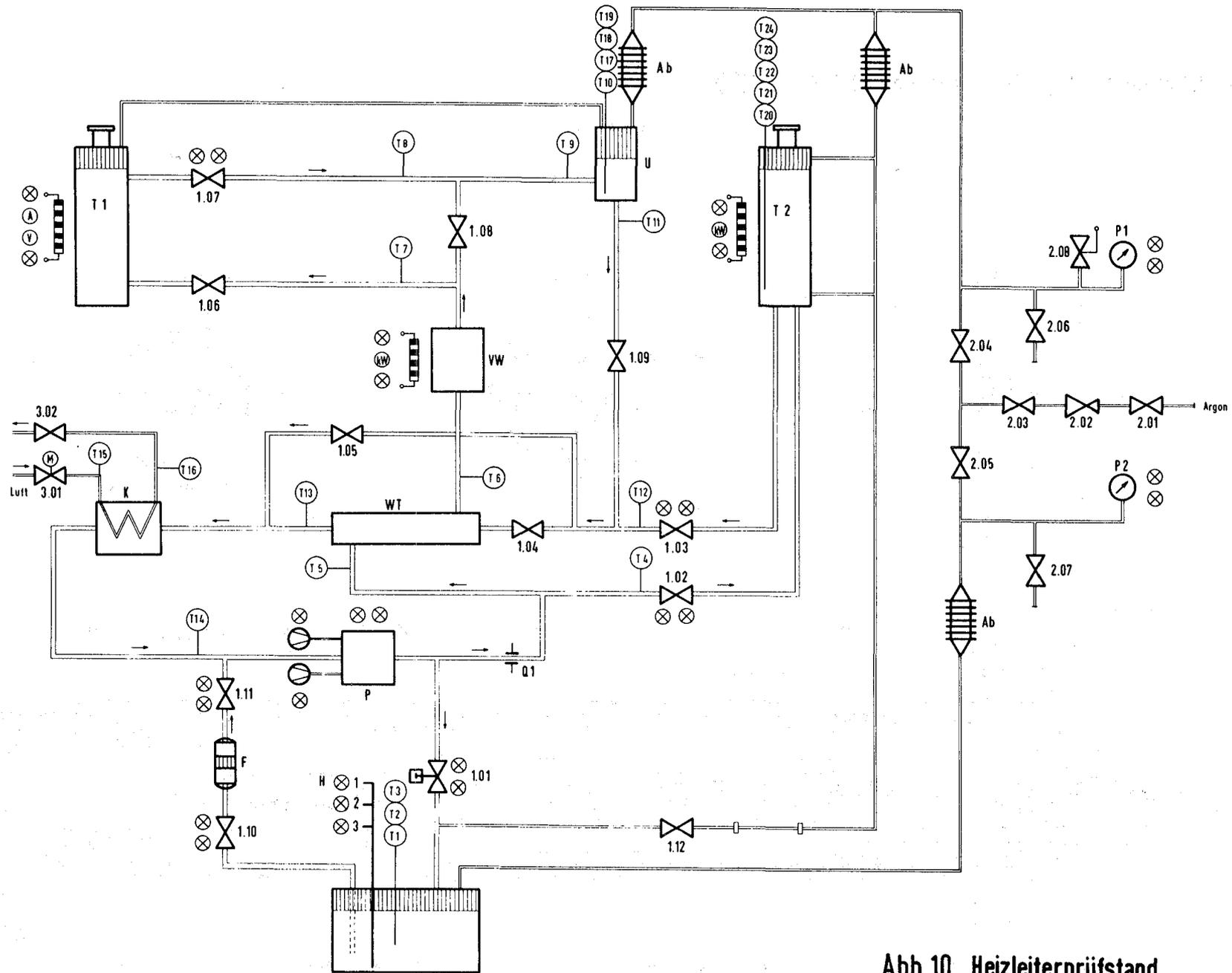


Abb.10 Heizleiterprüfstand

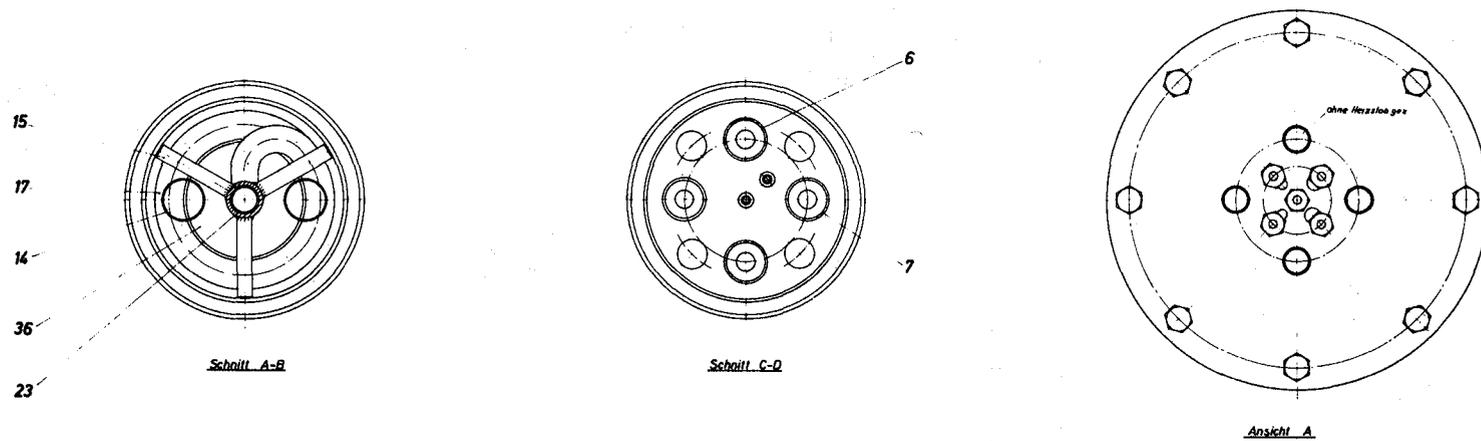
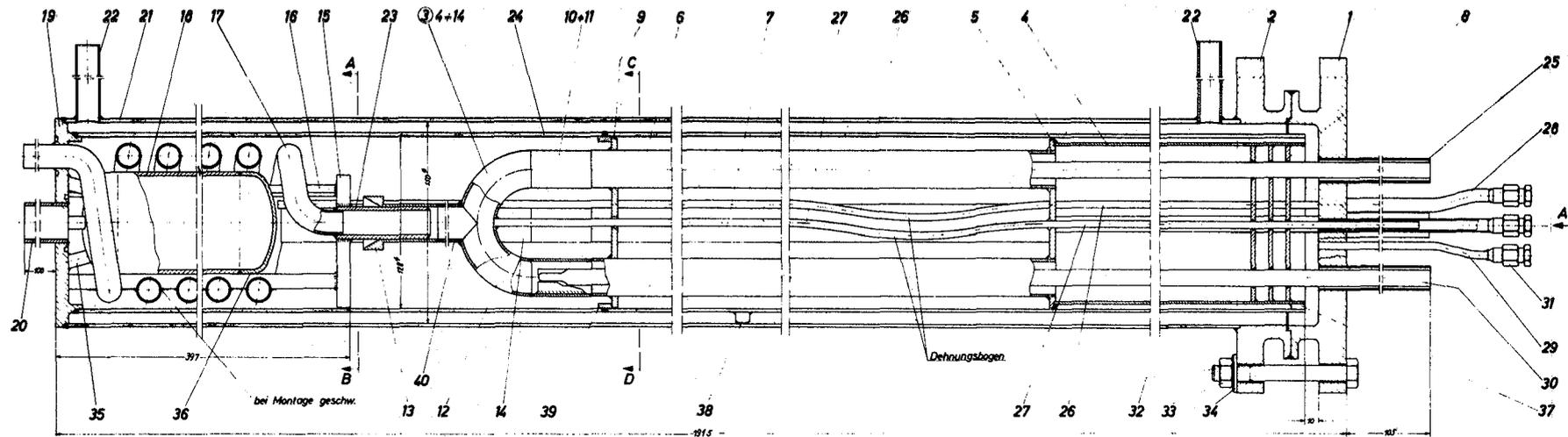


Abb.11 Teststrecke für Heizleiteruntersuchungen

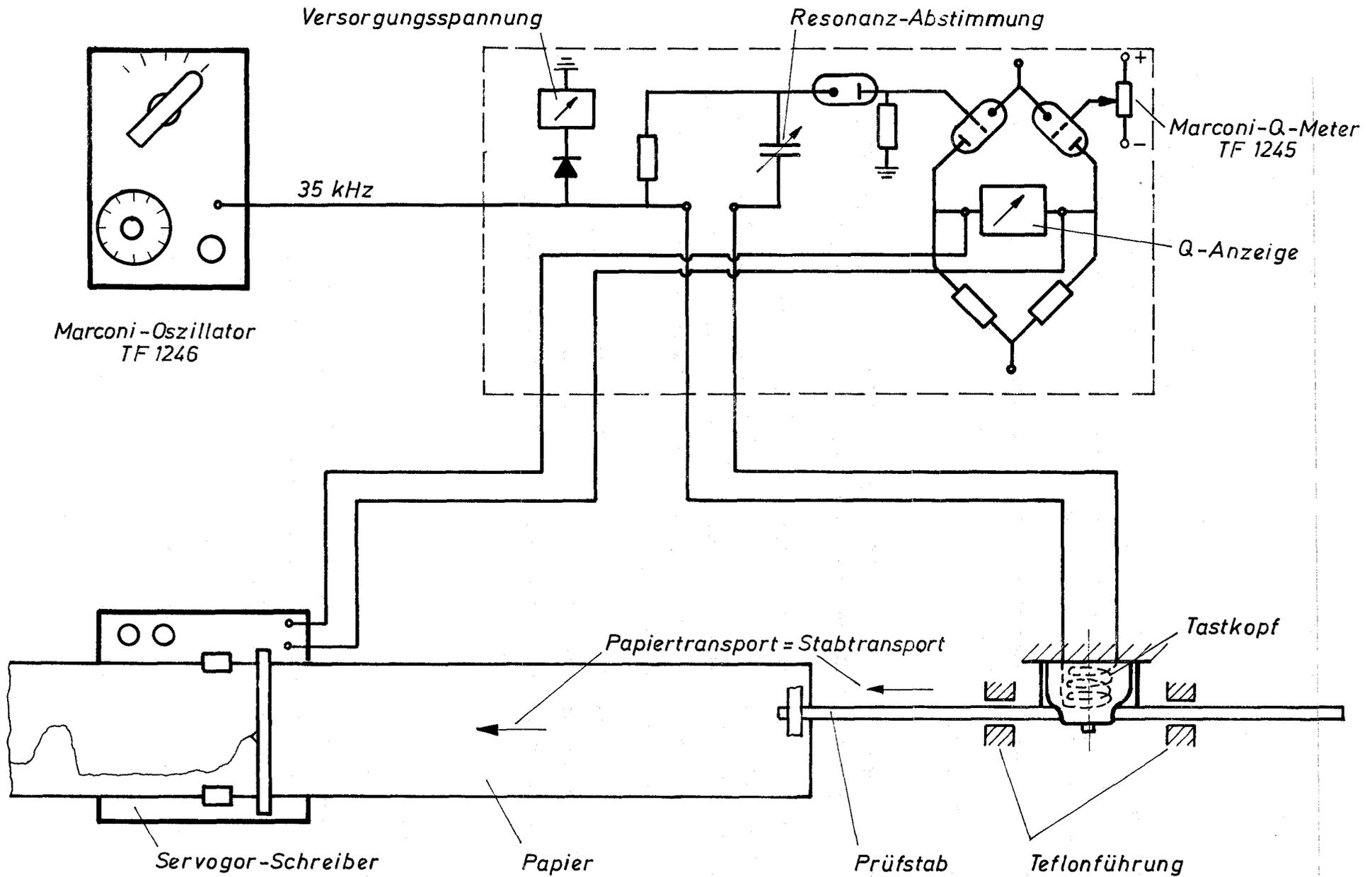


Abb.12 Prinzipschaltbild und Prüfanordnung für Heizstäbe

Die Eindringtiefe für Hochfrequenz in Prüfgegenstände ist durch den Skin-Effekt gegeben und erreicht z.B. bei einer Arbeitsfrequenz von 35 kHz in Edelstahl 2,5 mm.

Die Anordnung wurde im IRB erfolgreich zur schnellen und zerstörungsfreien Messung der beheizten Länge an gehämmerten Tantal-Heizstäben, sowie zur Ermittlung geringer in die Heizstabisolation eingedrungener Na-Mengen eingesetzt (in beiden Fällen hatten Röntgenaufnahmen und Ultraschall-Prüfung unzureichende Ergebnisse geliefert).

Mit einer entsprechenden Spulenform und Temperaturgangkompensation kann nach dem aufgezeigten Prinzip auch der Na-Stand hinter Behälter- und Rohrwänden kontrolliert werden.

1263.2 Mechanisch-hydrodynamische Untersuchungen an natriumgekühlten Brennelementen (E. Baumgärtner, G. Drechsler, G. Frees, IRB)

Über das Verhalten der Abstützstellen der Abstandshalter in einem Bündel aus Hüllrohren mit 6 Wendelrippen pro Stab soll ein zweiter Langzeitversuch über 1000 Stunden Dauer Aufschluß geben. Er hat im Juni 1971 begonnen und wird mit dem in den vorangegangenen Vierteljahresberichten beschriebenen 61-Stabbündel durchgeführt.

Das jetzige Bündel unterscheidet sich nur durch eine um 1 mm vergrößerte Schlüsselweite des umgebenden Sechskantrohres. Die Stäbe selbst waren bereits im ersten 1000-Stundenversuch eingesetzt. Die Betriebsbedingungen beider Versuche sind identisch.

Literatur zu 1263:

[1] S. Malang, K. Rust

Relax - Ein Fortran-Programm zur numerischen Bestimmung von Temperaturfeldern mittels der Relaxationsmethode der Thermodynamik
KFK-Bericht 1053, Sept. 69

[2] S. Malang, K. Rust, H. Tschöke

The Influences of Heating Methods and Rod Eccentricities on the Measurement in Sodium Experiments.

1971 International Seminar: "Heat Transfer in Liquid Metals"
Trogir-Jugoslawien, Sept. 1971

127. THERMO- UND HYDRODYNAMISCHE VERSUCHE MIT GASFÖRMIGEN STRÖMUNGS-
MEDIEN (HELIUM, LUFT)

1271 Wärmeübergangs- und Druckverlustuntersuchungen an rauhen Ober-
flächen (K. Maubach, K. Rehme, INR)

1. Stabbündel mit künstlicher Oberflächenrauigkeit

Am Heliumversuchsstand des INR wurden in drei Versuchsreihen (davon zwei mit Helium, eine mit Luft) Druckverlustmessungen an einem Stabbündel von 19 Stäben mit künstlich aufgerauhter Staboberfläche in hexagonaler Anordnung durchgeführt [1]. Die Hauptdaten der Teststrecke waren:

Stabbündel:

Gesamtlänge	$L_{ges} = 2280 \text{ mm}$, davon mit
glatter Oberfläche	$L_g = 1448 \text{ mm}$
künstlich rauh	$L_g = 750 \text{ mm}$
Stabdurchmesser	$D = 18 \text{ mm}$
Stababstandsverhältnis	$P/D = 1.45$
Wandabstandsverhältnis	$W/D = 1.32$
Schlüsselweite des Sechskantkanals	$SW = 120 \text{ mm}$

Rauhigkeit:

Form	dreieckig
Höhe	$h = 0,111 \text{ mm}$
Abstand	$s = 0,916 \text{ mm}$
Abstandsverhältnis	$s/h = 8,25$

Meßbereich:

Reynoldszahl	$Re = 2 \cdot 10^4 - 3 \cdot 10^5$
--------------	------------------------------------

Zur Interpretation der Meßergebnisse wurde ein Rechenprogramm erstellt, in dem die Einflüsse der glatten Sechskantkanalwand und der rauhen Staboberfläche auf die Strömungsverteilung getrennt behandelt werden. Die Grundlagen dieses Interpretationsverfahrens finden sich in [2,3]. Die auf Grund der gemessenen Reibungsbeiwerte (Abb. 1) mit diesem Rechenverfahren ermittelten universellen Rauigkeitsparameter $R(h^+)$ sind in Abb. 2 dargestellt.

Die Ergebnisse für die Rauigkeitsfunktion $R(h^+)$ der untersuchten Rauigkeitform aus dieser integralen Messung des Druckverlusts an einem Stabbündel stimmen mit Meßergebnissen an Rohren und Ringspalten ([4] und (1)) gut überein. Damit ist gezeigt, daß mit den für das Rechenprogramm getroffenen Annahmen und Vereinfachungen brauchbare Berechnungen der Strömung und des Druckverlusts in einem rauhen Stabbündel mit glatter Kanalwand durchgeführt werden können, wenn der Rauigkeitsparameter $R(h^+)$ der betrachteten Rauigkeit bekannt ist.

Über die Meßergebnisse und das Rechenprogramm wird in (2) ausführlich berichtet.

2. Wärmeübergangs- und Druckverlustmessungen an einem Stabbündel mit 16 Stäben

Die Untersuchungen an einem Stabbündel mit 16 glatten Stäben in quadratischer Anordnung, über die in [1] berichtet wurde, am Heliumversuchsstand des INR konnten abgeschlossen werden. Die Untersuchungen betrafen den Druckverlust, den Wärmeübergang und die Umfangstemperaturverteilung im Stabbündel. Die Parameter dieser Untersuchung waren folgende:

Stabbündel:

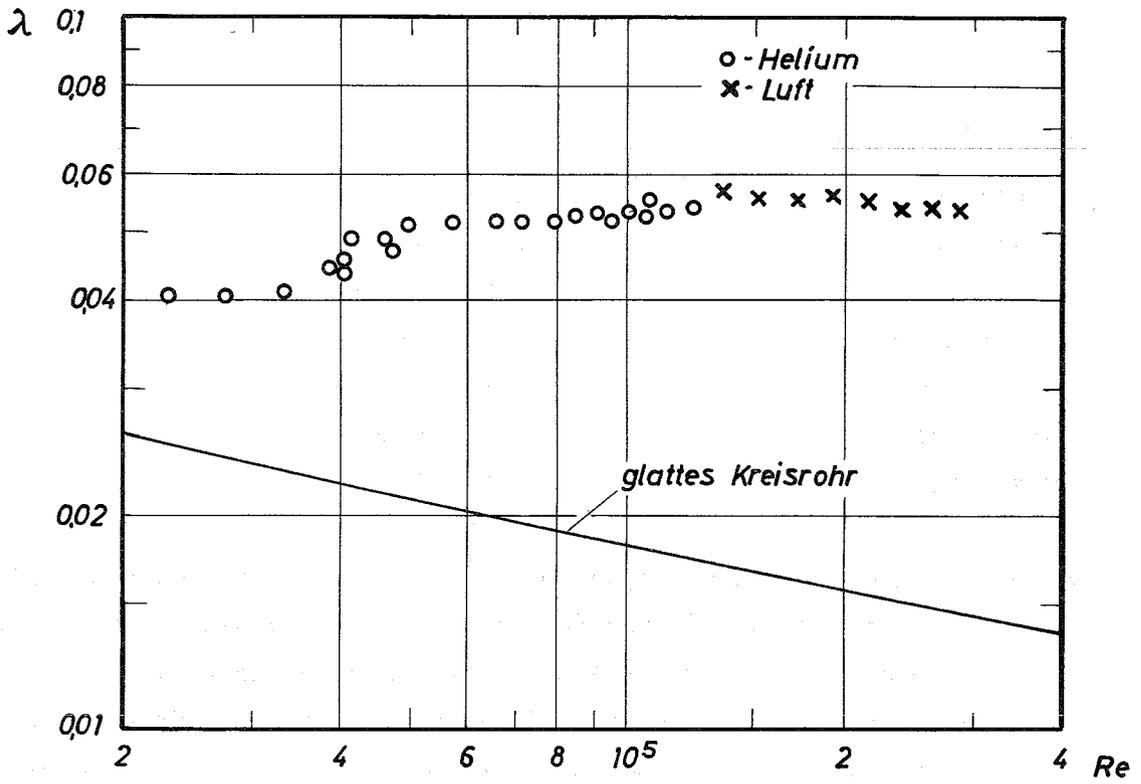
Stabdurchmesser	D	=	17.4 mm
Stababstandsverhältnis	P/D	=	1,283
Wandabstandsverhältnis	W/D	=	1.235
Führungsrohr: quadratischer Kanal			
Teststreckenlänge	L_{ges}	=	2300 mm

Versuchsbereich:

Heliumdurchsatz	max	1,2 kg/s
Heliumdruck	bis	4,3 MPa
Heizleistung	110 ÷	294 KW
Stableistung	bis	110 W/cm
Flächenleistung	bis	20 W/cm ²
Reynoldszahl	$2 \cdot 10^4 \leq$	$Re \leq 1.5 \cdot 10^5$
Temperaturfaktor	$1.0 \leq T_W/T_B \leq$	1.35

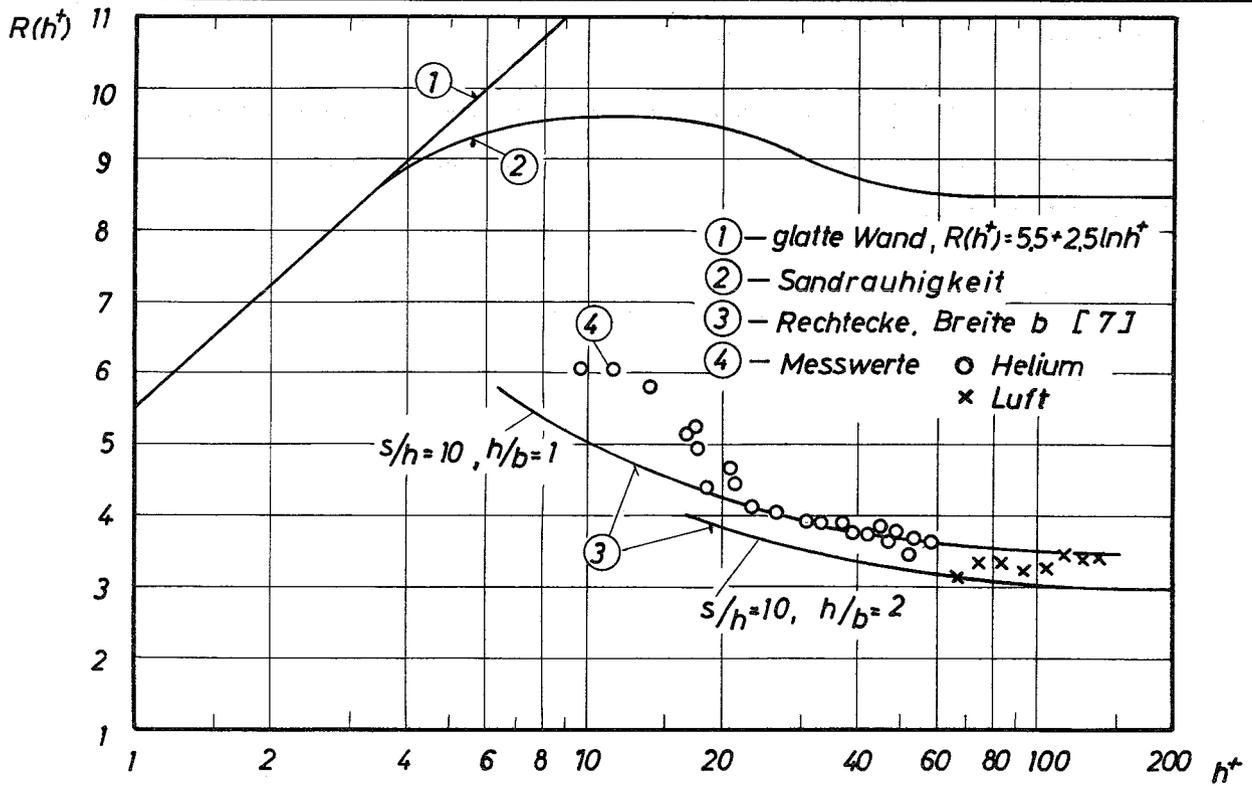
Die ermittelten Gesamtreibungsbeiwerte sind für den isothermen Fall in Abb. 3 und für den thermischen Fall mit $T_{0.4}$ als Bezugstemperatur in Abb. 4 über der Reynoldszahl dargestellt. Die Druckverlustbeiwerte streuen um den miteingetragenen Verlauf für die Kreisrohrwerte sowohl für beheizte als auch unbeheizte Stäbe. Dieses Verhalten mußte auf Grund der größeren Stabzahl (16) und des deshalb relativ geringeren Kanalwandanteils erwartet werden im Vergleich zu den Druckverlustbeiwerten für ein 9-Stabbündel, die etwa 7% unter den Kreisrohrwerten lagen [5]. Die Ergebnisse der Wärmeübergangsmessungen zeigt Abb. 5. Die ermittelten Nusseltzahlen liegen 5-10% unter den Kreisrohrwerten.

Ein abschließender Bericht, der eine ausführliche Beschreibung der Versuchsanordnung sowie eine Diskussion der gewonnenen Ergebnisse enthält, wird vorbereitet [6].



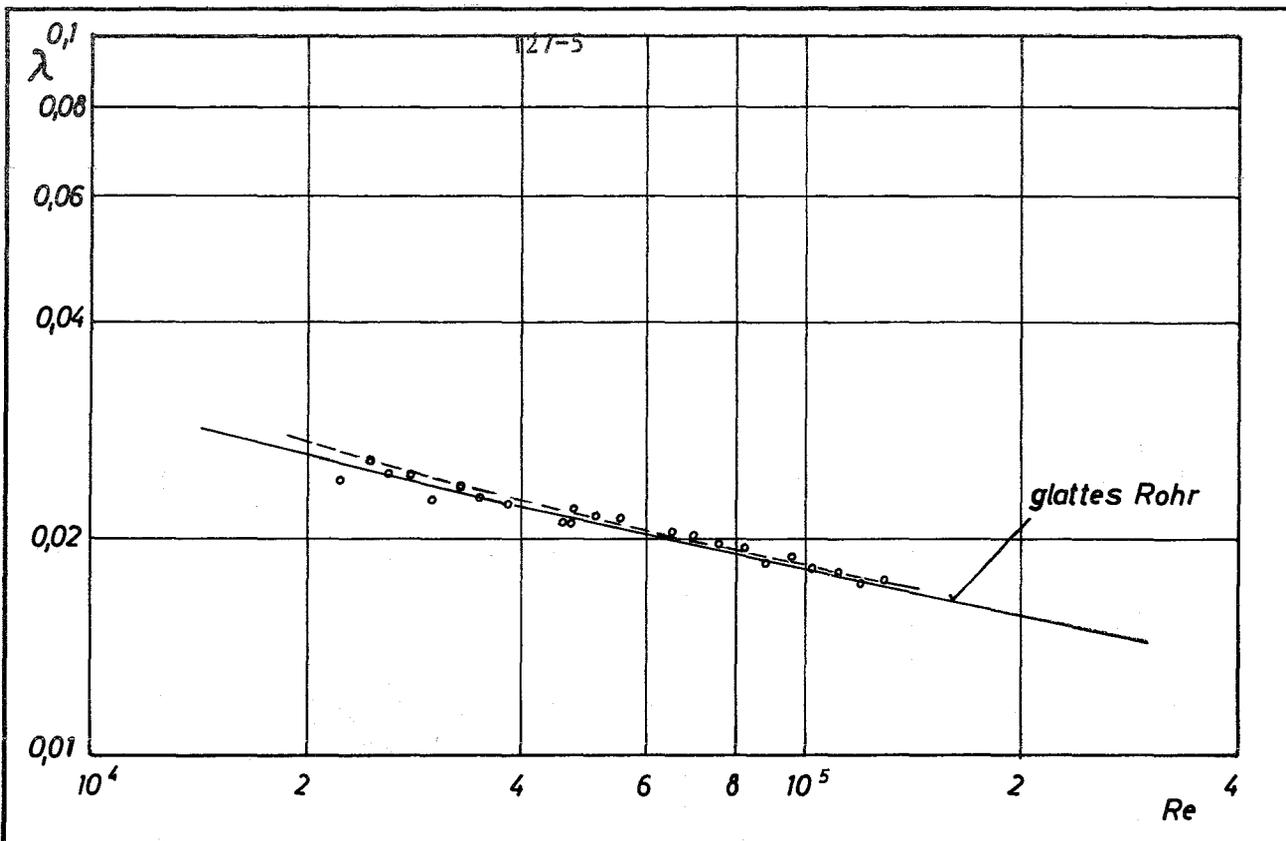
Reibungsbeiwert des rauhen Stabbüdels

Abb. 1



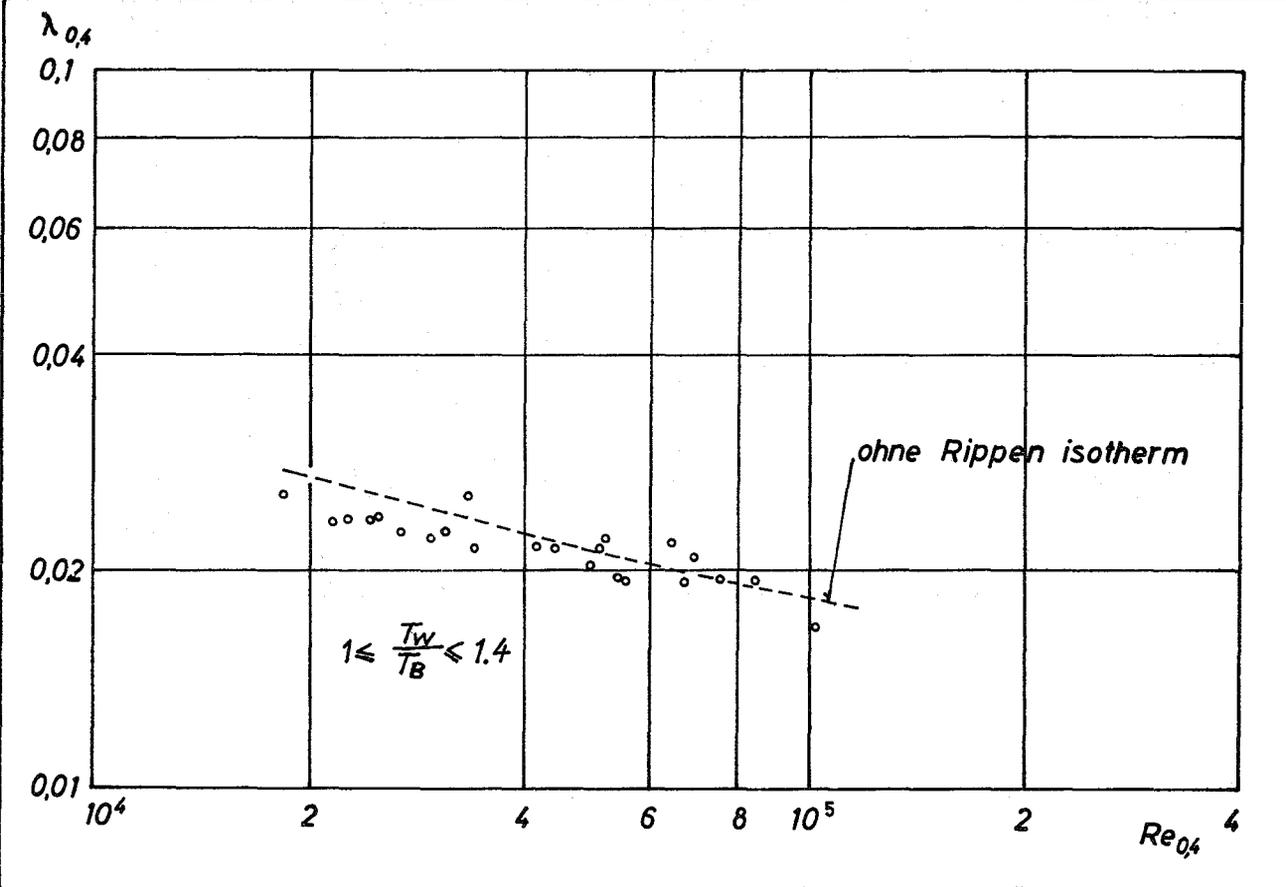
Rauhigkeitsfunktionen

Abb. 2



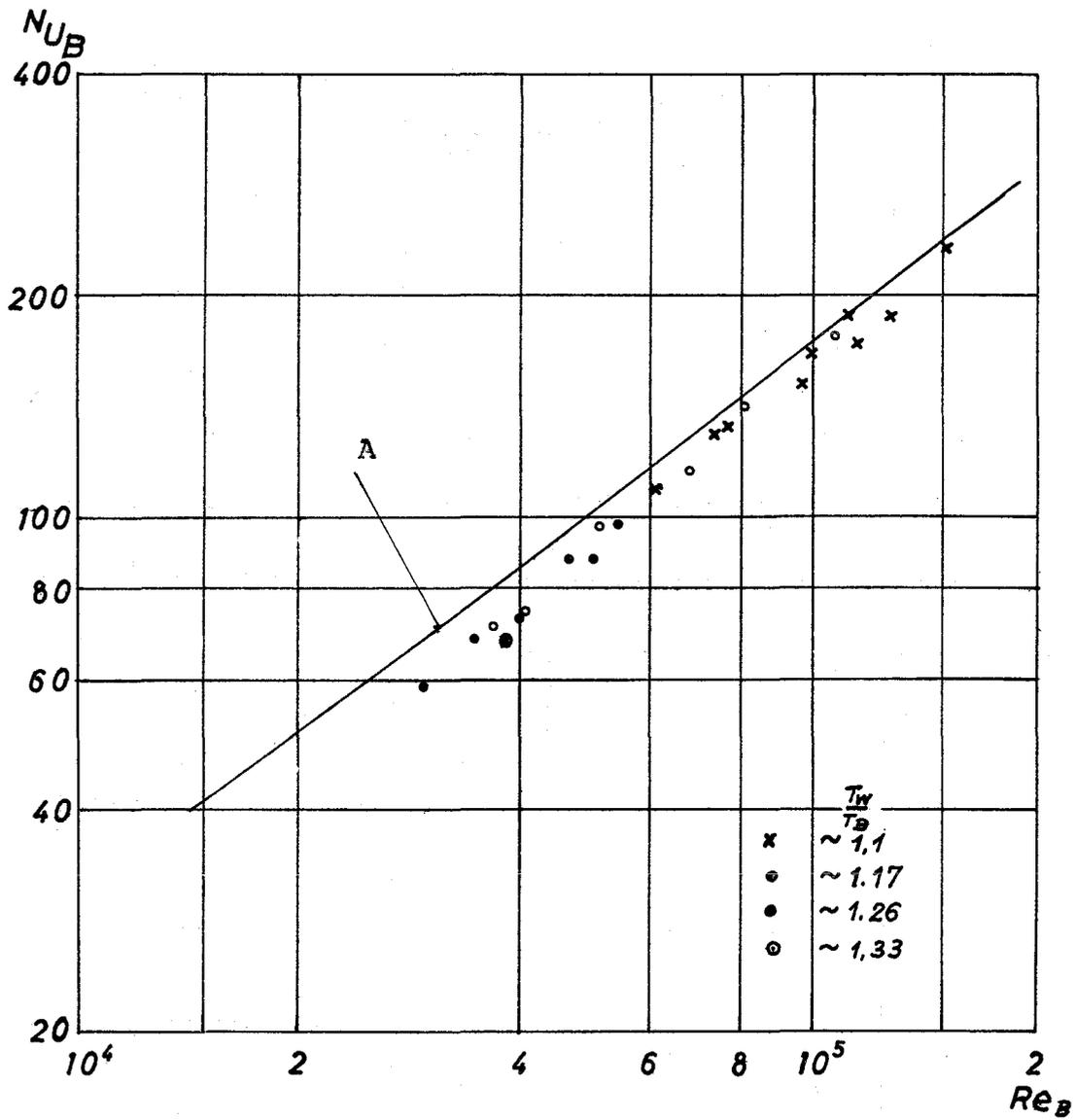
Darstellung der Reibungsbeiwerte (isotherm)

Abb. 3



Darstellung der Reibungsbeiwerte (Bezugstemperatur $T = 0.4$)

Abb. 4



A: Gleichung auf Grund der Prandtl-Analogie

Literatur:

- [1] PSB-Zweijahresbericht 1968/69
KFK-Bericht 1269 (1970), S. 127-1
- [2] K. Maubach
Reibungsgesetze turbulenter Strömungen
Chemie-Ing.-Technik 42, 15, 996 (1970)
- [3] K. Rehme
Laminarströmung in Stabbündeln
Chemie-Ing.-Technik (im Druck)
- [4] R.L. Webb, E.R.G. Eckert, R.J. Goldstein
Heat Transfer and Friction in Tubes with Repeated-Rig Roughness
Intern. Journal Heat Mass Transfer 14, 601 (1971)
- [5] PSB - 3. Vierteljahresbericht 1970
KFK-Bericht Nr. 1270/3 (1970), S. 127-1
- [6] J. Marek, K. Maubach
Ergebnisse von Wärmeübergangs- und Druckverlustmessungen mit
Helium an einem Bündel mit 16 Stäben (in Vorbereitung).

Veröffentlichungen im Berichtszeitraum:

- (1) E. Meerwald
Druckverlust und Wärmeübergang an glatten und rauhen Flächen bei
hohen Temperaturen und turbulenter Strömung und deren Darstellung
durch universelle Gesetze , Dissertation Universität Karlsruhe (1971)
Externer Bericht Nr. 4/71-29
- (2) K. Maubach
Druckverlustmessungen an einem rauhen Stabbündel
KFK-Bericht 1433 (1971)

Beiträge zum Teilprojekt 128 erscheinen im nächsten Vierteljahresbericht.

1. The first part of the document discusses the importance of maintaining accurate records of all transactions and activities. It emphasizes that this is crucial for ensuring transparency and accountability in the organization's operations.

2. The second part of the document outlines the various methods and tools used to collect and analyze data. It highlights the need for consistent and reliable data collection processes to support informed decision-making.

3. The third part of the document focuses on the role of technology in data management and analysis. It discusses how modern software solutions can streamline data collection, storage, and reporting, thereby improving efficiency and accuracy.

4. The fourth part of the document addresses the challenges associated with data management, such as data quality, security, and privacy. It provides strategies to mitigate these risks and ensure that data is used responsibly and ethically.

5. The fifth part of the document discusses the importance of data governance and the role of various stakeholders in ensuring that data is managed effectively. It emphasizes the need for clear policies and procedures to guide data handling practices.

6. The sixth part of the document explores the benefits of data-driven decision-making and how it can lead to improved performance and innovation. It provides examples of how data analysis has been used successfully in various industries.

7. The seventh part of the document discusses the future of data management and the emerging trends in the field. It highlights the potential of artificial intelligence and machine learning to revolutionize data analysis and reporting.

8. The eighth part of the document provides a summary of the key points discussed and offers recommendations for organizations looking to optimize their data management practices. It emphasizes the need for a proactive and continuous approach to data management.

9. The ninth part of the document discusses the importance of data literacy and the need for organizations to invest in training and development to ensure that their workforce is equipped to handle data effectively.

10. The tenth part of the document concludes by reiterating the importance of data in driving organizational success and the need for a strong data management strategy to support long-term growth and sustainability.

11. The eleventh part of the document discusses the role of data in compliance and regulatory requirements. It highlights the need for organizations to ensure that their data management practices align with relevant laws and regulations.

12. The twelfth part of the document discusses the importance of data security and the need for organizations to implement robust security measures to protect their data from unauthorized access and breaches.

13. The thirteenth part of the document discusses the role of data in customer relationship management and the need for organizations to use data to better understand and serve their customers.

14. The fourteenth part of the document discusses the importance of data in supply chain management and the need for organizations to use data to optimize their supply chain operations.

15. The fifteenth part of the document discusses the role of data in human resources management and the need for organizations to use data to attract, develop, and retain top talent.

16. The sixteenth part of the document discusses the importance of data in financial management and the need for organizations to use data to monitor and control their financial performance.

17. The seventeenth part of the document discusses the role of data in marketing and the need for organizations to use data to develop effective marketing strategies and measure their impact.

18. The eighteenth part of the document discusses the importance of data in operations management and the need for organizations to use data to optimize their operational processes and reduce costs.

129 ENTWURFSSTUDIEN ZU NATRIUMGEKÜHLTEN BRUTREAKTOREN1291. Theoretische Arbeiten zum Reaktorkernentwurf.

Programmentwicklungen (E.G. Schlechtendahl, U. Schumann, IRE)

Berechnungsverfahren für Sechseckanordnung

Bei technischen Berechnungen von Kernen schneller Reaktoren muß auf die Topologie der Anordnung Rücksicht genommen werden. Die für physikalische Rechnungen übliche Anwendung von kartesischen Koordinaten oder Zylinderkoordinaten ist für Temperatur-, Spannungs- und Verformungsrechnungen ungeeignet. Es wurde eine Systematik entwickelt, die Positionsangaben in der regelmäßigen Sechseckpackung unter Berücksichtigung der heterogenen Struktur der Anordnung ermöglicht. Insbesondere wurde eine Methode vorgeschlagen, Nachbarschaftsverhältnisse von Sechseckzellen in einfacher Weise auszudrücken. Ferner wurden Algorithmen entwickelt, die eine effektive Speicherung von Daten in Sechseckanordnung unter Einbeziehung von Symmetrieeigenschaften gestatten.

Materialdaten im Programmsystem MAPLIB

In das Programmsystem MAPLIB wurden neue Stoffdatenfunktionen aufgenommen. Es enthält jetzt 156 Funktionen mit 18 Materialien und 23 verschiedenen Eigenschaften. Der Benutzerkreis innerhalb GfK hat sich wesentlich vergrößert, sodaß das System in einen katalogisierten Datensatz der Rechenanlage übernommen werden mußte. MAPLIB wurde auch der Firma Interatom zur Verfügung gestellt.

Programm DYSYS

Das Programm DYSYS zur Simulation kontinuierlicher und diskreter Prozesse sowie von Transportvorgängen wurde der Firma AEG-Telefunken zur Verfügung gestellt.

Thermohydraulik-Programm THESYS (A. Amendola, K. Doetschmann, F. Hofmann, IRE)

THESYS ist ein FORTRAN-IV-Programm zur Ermittlung der 3-dimensionalen, stationären, nominellen Temperatur- und Durchsatzverteilung im Kernverband natrium- und gasgekühlter Schneller Reaktoren.

Der Programmteil zur Berechnung eines adiabaten Brennelements (kein Wärmetransport durch die Kastenwand) mit beliebiger Leistungsverteilung ist fertiggestellt. Im einzelnen werden die Temperaturfelder für das Kühlmittel, das Hüllrohr und den Brennstoff berechnet und auf externen Zwischenspeichern abgelegt. Dort stehen sie weiteren Programmen zur Verfügung. Insbesondere dienen sie dem Programm zur statistischen Heißstellenanalyse THEDRA als Eingabe. Bei der thermohydraulischen Kernausslegung arbeiten THESYS und THEDRA in einem iterativen Prozeß zusammen, da die Eingabeparameter für THESYS so gewählt sein müssen, daß die nachfolgende Heißstellenanalyse eine genügend hohe Sicherheit des Brennelements gegen thermisches Versagen ergibt.

Die Temperaturfelder werden punktweise für einzelne Maschen des Brennelementes berechnet, die dadurch entstehen, daß das Brennstabbündel (bestehend aus Spaltzone, Brutmantel und Spaltgasplenum) axial in beliebig viele parallele Scheiben und radial in Teilkanäle aufgeteilt wird. Die Grenzen eines Teilkanals sind durch die Brennstaboberflächen und die gedachten Verbindungslinien der Mittelpunkte benachbarter Stäbe festgelegt. Innerhalb einer Masche werden alle Größen als konstant oder linear verlaufend angesehen.

Die Leistungsverteilung wird einer externen Datei entnommen, die für jede axiale Rechenebene der Spaltzone und des Brutmantels die Stableistungswerte für die 6 Eckstäbe und den Zentralstab des Brennelements enthält.

Bei der Berechnung der Durchsätze und Temperaturen werden folgende Punkte berücksichtigt:

- Wechselwirkung zwischen den einzelnen Teilkanälen des Brennelements durch Kühlmittelquervermischung (aufgrund von wendelförmigen Abstandshaltern und natürliche Turbulenz der Strömung) und durch Wärmeleitung im Kühlmittel und der Kastenwand.

- Wärmeerzeugung durch γ -Absorption in den Kastenwänden.
- Reibbeiwert, Gitterwiderstandsbeiwert und Wärmeübergang sind für Rand-, Eck- und Zentralkanäle verschieden, ebenso die Quervermischungsgrößen für die im Brennelement auftretenden unterschiedlichen Austauschflächen.
- Für oxidischen Brennstoff wird die Zentraltemperatur unter Berücksichtigung des sich bildenden Zentralkanals berechnet.

Die Subroutinen zur Ermittlung der Quervermischungsgrößen können vom Benutzer als eigene Eingabe eingebracht werden.

Unberücksichtigt bleiben vorerst Netto-Querströmungen, die sich durch radiale Druckdifferenzen zwischen thermohydraulisch unterschiedlichen Teilkanälen und bei Geometriestörungen ergeben. Die Erfassung dieser Ausgleichsvorgänge erfordert sehr aufwendige numerische Verfahren. Außerdem haben erste Vergleichsrechnungen mit COBRA II ¹⁾ gezeigt, daß der Einfluß dieser Querströmungen auf die nominelle Temperaturverteilung (d.h. bei ungestörter Geometrie) selbst bei Heliumkühlung nur gering ist (3 °C maximale Abweichung im Eckkanal).

Die weitere Entwicklung von THESYS soll im wesentlichen noch folgende Punkte umfassen:

1. Zur genaueren Ermittlung der Temperaturen in der Kastenwand und in den wandnahen Teilkanälen Berücksichtigung des Energietransports zwischen benachbarten Brennelementen durch Wärmeleitung und durch Wärmeabfuhr der Leckageströmung im Spalt zwischen den Brennelementen.
2. Erstellung eines Steuerprogramms, das eine weitgehend selbständige Berechnung des gesamten Kernverbands bzw. eines Kernausschnitts vornimmt.
3. Kopplung von THESYS mit dem Programm zur statistischen Heißstellenanalyse THEDRA. Dieses Programmpaket kann dann die thermohydraulische Auslegung für das ganze Core eines Schnellen Brutreaktors selbständig durchführen.
4. Erweiterung des physikalischen Modells zur Stabbündelberechnung, um möglichst auch die Auswirkung von größeren Geometriestörungen auf die Durchsatz- und Temperaturverteilung (außerhalb vom evtl. vorhandenen Totwasser) voraussagen zu können.

¹⁾ D.S.Rowe: COBRA II: A Digital Computer Program for Thermal-Hydraulic Subchannel Analysis of Rod Bundle Nuclear Fuel Elements. BNWL-1229

THEDRA - (THERmal Design Reliability Analysis)

(A. Amendola, K. Doetschmann, F. Hofmann, IRE)

Nach der Erstellung des Rechenprogrammes SHØSPA [1], das die Heißkanal-Heißstellenfaktoren für die Wahrscheinlichkeit berechnet, daß keine Stelle im Kern "heiß" ist, erscheint es wünschenswert [2,3], eine bessere quantitative Aussage über die zu erwartende Anzahl der von Heißstellen betroffenen Brennstäbe machen zu können.

Das zu diesem Zweck entwickelte neue Rechenprogramm THEDRA hat gegenüber SHØSPA die folgenden Vorteile:

- Vereinfachung der Eingabe
- Direkte Ankoppelung mit dem Programm THESYS, das die nominelle Temperaturverteilung im Brennelement liefert.
- Einschließung der Optimierung der Durchsatzverteilung im Kern ([4], (1))
- Berechnung der zu erwartenden Anzahl von Heißstellen im Kern.
- Berechnung der zu erwartenden Anzahl der von Heißstellen betroffenen Brennstäbe und Brennelemente.

Nach dieser Analyse ist es möglich (die entsprechenden Veröffentlichungen sind in Vorbereitung), die Schadenserwartung zu berechnen für den Fall, daß die Korrelation zwischen dem Versagen eines Brennstabes und der Hüllrohrtemperatur bekannt ist.

Weiterhin ist geplant, THEDRA und THESYS wie bereits erwähnt in einem Programmsystem THECA (THERmische Core-Auslegung) zu integrieren.

Geschwindigkeits- und Temperaturfelder bei asymmetrischer Bündelgeometrie

Im Zusammenhang mit den theor. Untersuchungen zur turbulenten Strömungsverteilung und zum Wärmetransport in Brennelementen für den Fall der symmetrischen, aber besonders asymmetrischen Bündelgeometrie [5] wurde ein Rechenprogramm zur Bestimmung der Geschwindigkeits- und Temperaturfelder im Kühlmittel, Hülle und Brennstoff entwickelt. Im einzelnen werden dabei

ermittelt:

- 1) das Geschwindigkeits- und Temperaturfeld im Kühlmittel, 2-dim. in azimuthaler und axialer Richtung.
- 2) die Temperaturfelder in Hülle und Brennstoff, 3-dim. (r, φ, z - Richtung) gekoppelt mit 1.

Die Anwendung erfolgte am Beispiel des natriumgekühlten schnellen Reaktors FR 3 (2). Die Ergebnisse [Abb. 1 ÷ 4] zeigen, daß im enggepackten Brennstabbündel auch bei Natrium als Kühlmittel bereits kleinere Stabauslenkungen größere Temperaturvariationen am Stabumfang bewirken können. Die azimuthalen Temperaturdifferenzen steigen dabei mit zunehmender Exzentrizität in axialer Richtung gegen das obere Stabende hin an. Sie werden jedoch in radialer Richtung beim Übergang vom Kühlmittel zum Brennstoffzentrum hin stark gedämpft. Trotz Berücksichtigung von Austauschvorgängen durch Turbulenz und Wärmeleitung können diese azimuthalen Temperaturdifferenzen in den untersuchten Fällen bis zu max. 29 °C bzw. 60 °C im Kühlmittel ansteigen.

Veröffentlichungen zu 1291:

- (1) A. Amendola
The Influence of Power Flattening on Hot Channel Factors
Nucl. Sci. Eng. 44, 435 (1971)
- (2) F. Hofmann
Temperaturfelder in Brennstoff, Hüllrohr und Kühlmittel in Brennelementen mit symmetrischer und asymmetrischer Bündelgeometrie.
Reaktortagung 1971 des Deutschen Atomforums / KTG in Bonn

Literatur zu 1291:

- [1] A. Amendola
Advanced Hot Spot Analysis
KFK-Bericht Nr. 1134 (1970)
- [2] P.L. Arnsberger, M. Mazumdor
Some Aspects of Overall Statistical Hot Spot Factor Analysis for
a LMFBR-Core.
Fast Reactor Fuel Conference - Sept. 1970 - Karlsruhe
- [3] A. Amendola
Expected Number of Subassembly Failures due to Hot Spot Occurrences
Nucl. Sci. Eng. 43, 239 (1971)
- [4] A. Amendola
Optimization of Reactor Thermal Design by Statistical Hot
Spot Analysis
KFK-Bericht 1280 (1970)
- [5] F. Hofmann
Velocity and Temperature Distribution in Turbulent Flow in Sodium
Cooled Fuel Elements with Eccentric Geometry.
Nuclear Engineering and Design 14 (1970) 43-50

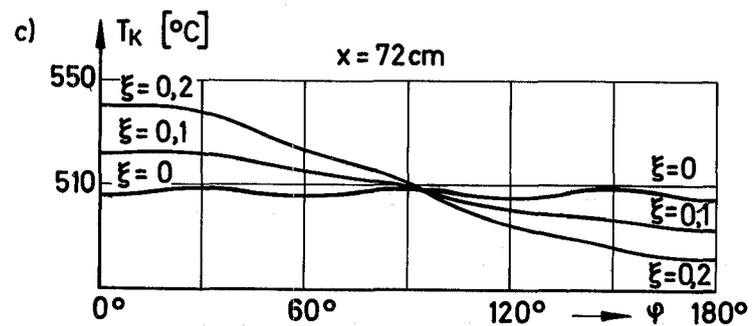
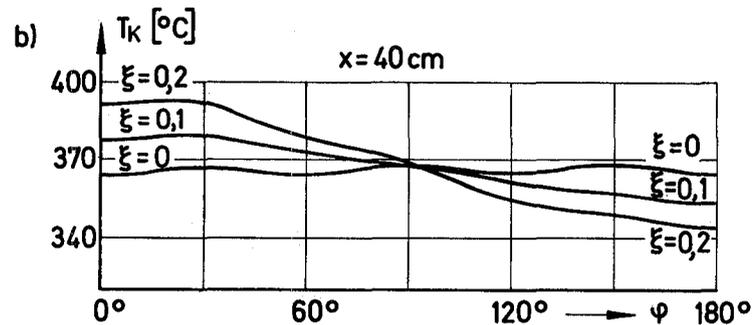
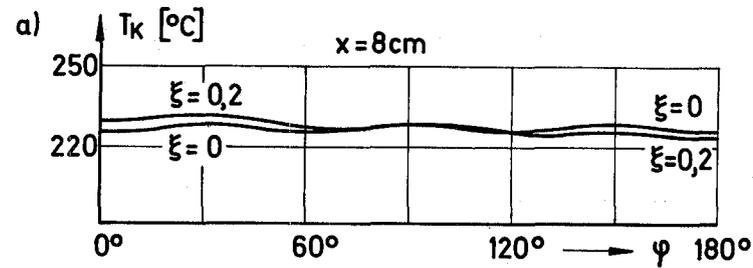
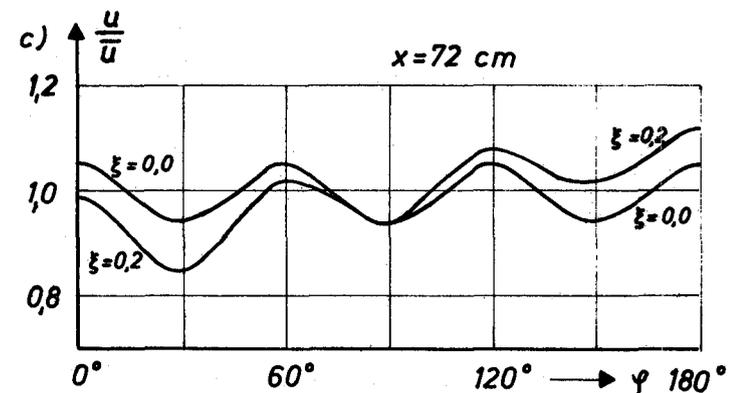
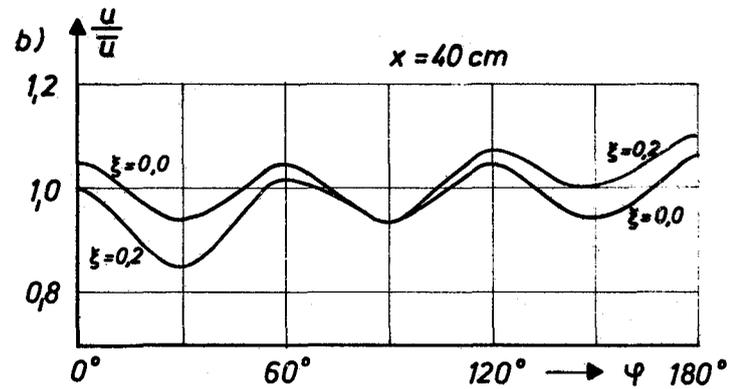
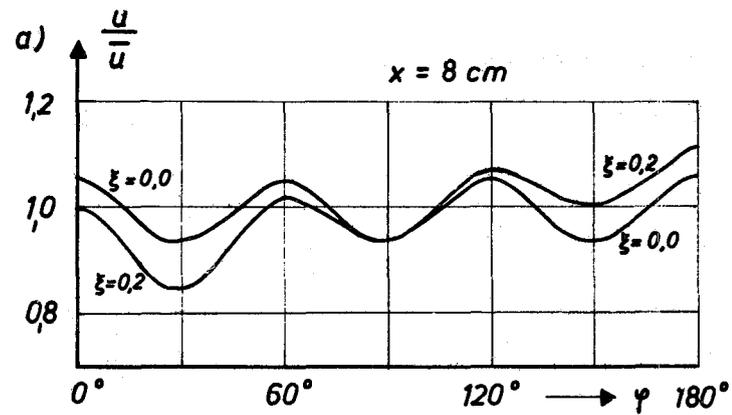


Abb. 1: Relative Kühlmittelgeschwindigkeit $\frac{u}{\bar{u}}$ als Funktion des Umfangswinkels φ

Abb. 2: Kühlmitteltemperatur T_K als Funktion des Umfangswinkels φ

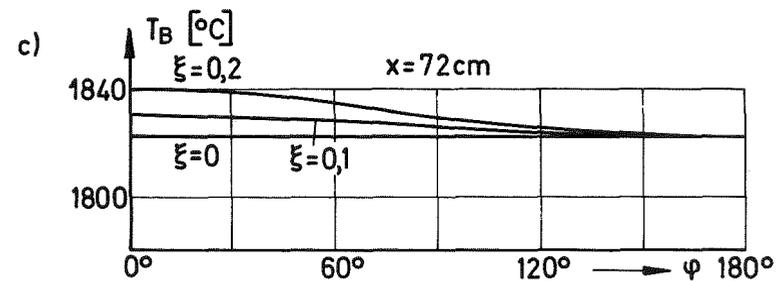
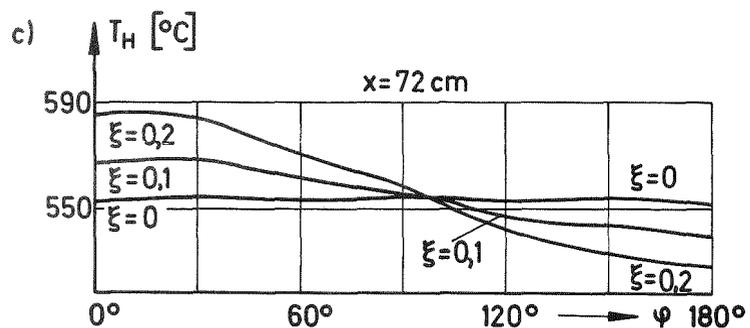
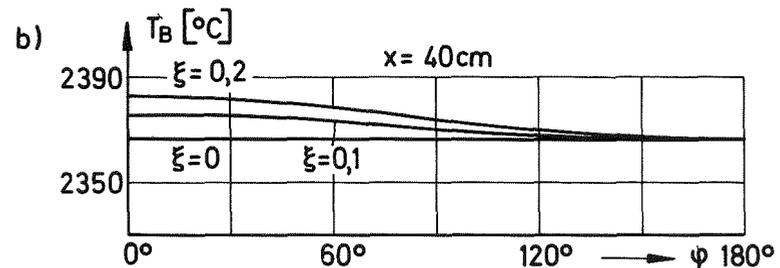
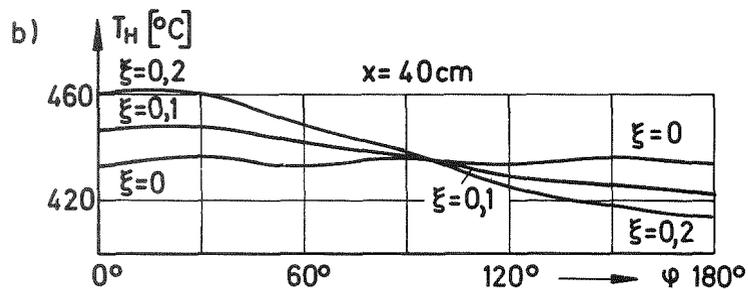
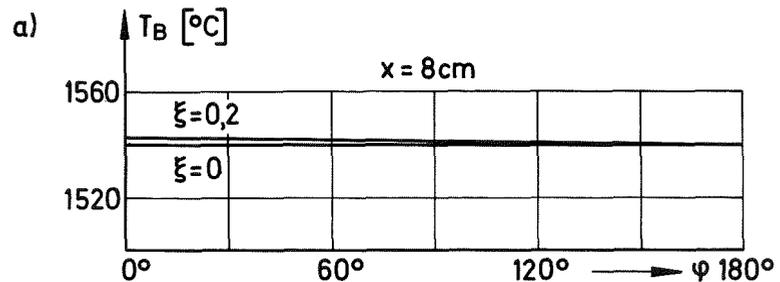
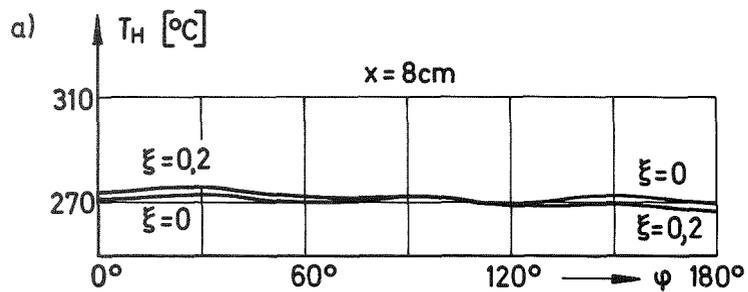


Abb. 3: Hüllentemperatur T_H (Innenseite) als Funktion des Umfangswinkels φ

Abb. 4: Brennstofftemperatur T_B in Zentrumsnähe als Funktion des Umfangswinkels φ

1292 Kernverspannung schneller Reaktoren (G. Class, IRE)

Die wichtigsten Ergebnisse der bisherigen Arbeiten des IRE zur Kernverspannung schneller Reaktoren sind in (1) dargestellt.

Nach einem Überblick über die im hohen schnellen Neutronenfluß zu erwartenden Veränderungen der Strukturmaterialien und die beim schnellen natriumgekühlten Brüter sich daraus ergebende Problemstellung wird das Konzept der "radialen Core-Verspannung" beschrieben. Dieses Konzept führt zu dem Bauelement "Verspannungsebene", auf dessen Eigenschaften näher eingegangen wird. Darauf aufbauend werden hinsichtlich der Kernverspannung Kriterien für den Entwurf des Reaktorkerns zusammengestellt. Einige Vereinfachungen und Annahmen zur Durchführung von Auslegungs- und Optimierungsrechnungen werden kurz erläutert und die wichtigsten Ergebnisse beschrieben. Zuletzt folgen Konstruktionsvorschläge für die Ausführung der Kernverspannung.

Wegen des strahlungsbedingten Schwellens und Kriechens der Strukturmaterialien dürfen sich im Bereich hoher schneller Neutronenflüsse keine Stützstrukturen befinden. Zusammen mit der vorangestellten Forderung nach negativen Reaktivitätskoeffizienten der thermischen Brennelementverbiegungen und nachgeordnet nach Minimalisierung der Werkstoffbeanspruchungen ergibt sich die Anordnung von zwei Verspannungsebenen oberhalb des eigentlichen Reaktorkerns. Es wird vorgeschlagen, die Brennelementkästen in den Verspannungsebenen gegen Querdruckbelastungen zu verstärken und sie gegen allseitige Druckbelastung nachgiebig zu machen. Der entscheidende Einfluß der in heißem Natrium sehr hohen Reibungskoeffizienten soll durch den Übergang auf rollende Reibung beseitigt werden. Diese Maßnahmen machen die Verspannungsebenen berechenbar. Außerdem können Niederdruckhydraulikelemente (Natrium) für die äußere Kernverspannung verwendet werden, die ebenso wie die Brennelemente selbst auswechselbar sind.

Veröffentlichung zu 1292:

- (1) G. Class, Y.S. Hoang, U. Hitschke, K. Kleefeldt
Auswirkungen des Strukturmaterialschwellens auf den Entwurf
schneller Reaktorkerne (Invited lecture)
First Internat. Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology
Berlin, 20. - 24. Sept. 1971