

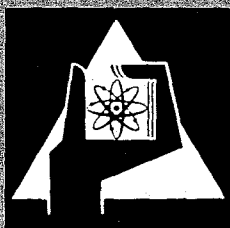
**KERNFORSCHUNGSZENTRUM
KARLSRUHE**

Juli 1970

KFK 1270/1
EUR 4316 d

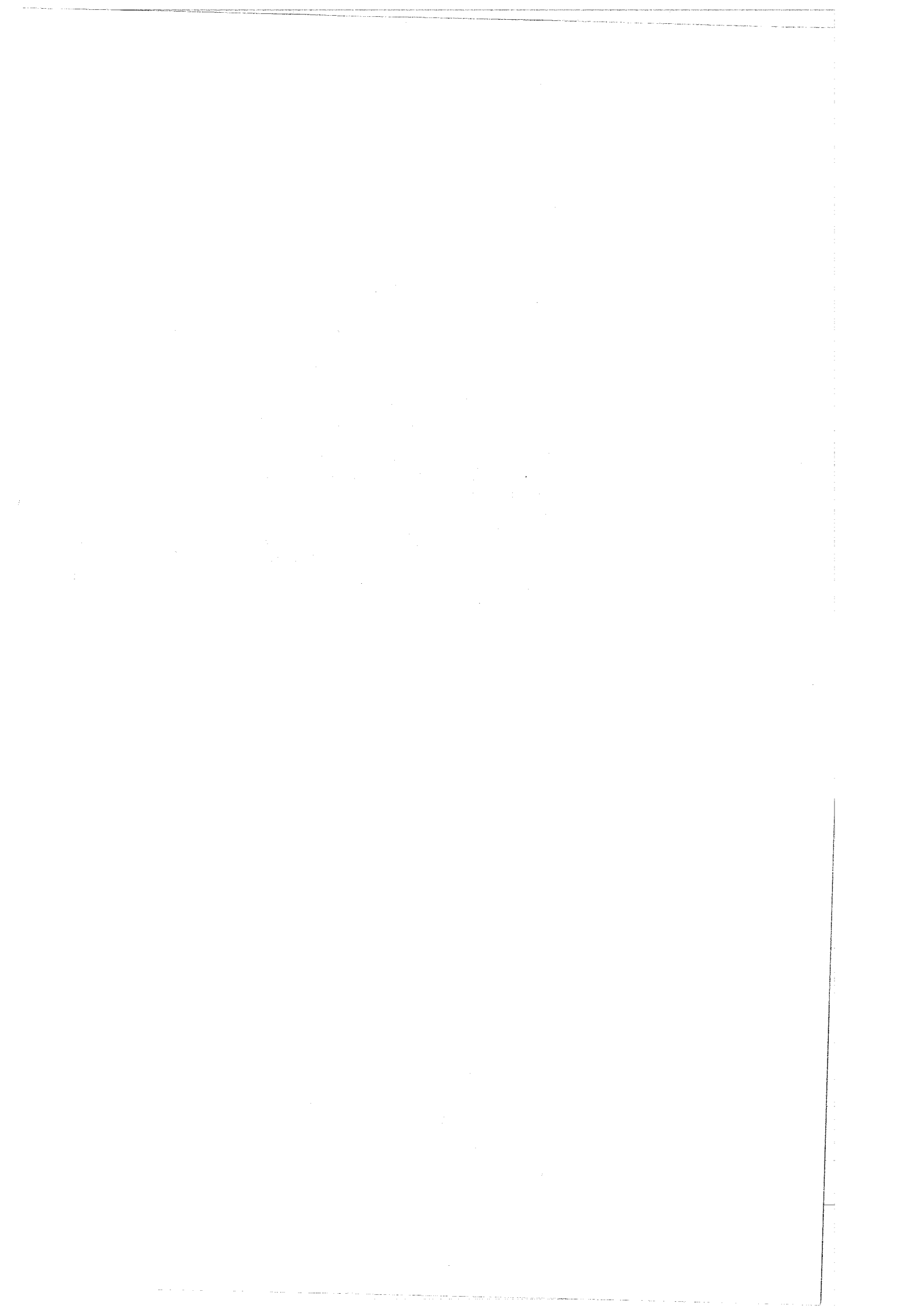
Projekt Schneller Brüter

1. Vierteljahresbericht 1970



GESELLSCHAFT FÜR KERNFORSCHUNG M. B. H.

KARLSRUHE



KERNFORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE

Juli 1970

KFK 1270/1
EUR 4316 d

Projekt Schneller Brüter

1. Vierteljahresbericht 1970

Gesellschaft für Kernforschung m.b.H., Karlsruhe



Vorwort

Wie bereits der Zweijahresbericht 1968/69 erscheinen fortan die Vierteljahres- und Jahresberichte des Karlsruher Projektes Schneller Brüter als KFK-Berichte und damit als Veröffentlichungen. Die hauptsächlichlichen Mitarbeiter, von denen die Beiträge bzw. Versuchsergebnisse stammen, werden unter Angabe des Instituts in der jeweiligen Beitragsüberschrift namentlich genannt. Erstmals sind in dem vorliegenden Bericht auch Beiträge von Industriefirmen enthalten, die am Koordinierten Karbidprogramm im Rahmen des Basisprogramms Schneller Brüter mitwirken.

An den Arbeiten zum Projekt Schneller Brüter arbeiten bei der GfK folgende Institute und Abteilungen mit:

IAK	Prof. Dr. Beckurts
IAR	Prof. Dr. Häfele
INR	Prof. Dr. Wirtz
IMF	Prof. Dr. Böhm, Prof. Dr. Thümmeler
IRB	Dipl.-Ing. Ritz
IRE	Prof. Dr. Smidt
IHCh	Prof. Dr. Baumgärtner
IRCh	Prof. Dr. Seelmann-Eggebert
LEM	Dr. Tradowski
RB	Dr. Zuehlke.

Die Arbeiten werden von der Projektleitung Schneller Brüter koordiniert:

Projektleiter:	Prof. Dr. Häfele
Stellv. Projektleiter:	Dr. Engelmann
Bereich Brennelemententwicklung:	<u>Dr. Karsten</u> , DI. Gerken, DP. Jaeckel
Bereich SNR/Technologie:	<u>Dr. Kessler</u> , DI. Glauner, DI. Knuth
Bereich Physik/Chemie:	<u>Dr. Schröder</u> , Dr. Stamm
Bereich Studien, FR3	<u>Dr. M. Fischer</u>
Bereich Administration	<u>Dr. Hüper</u> , Ing. Tremmel .

Der Bericht wurde zusammengestellt von R. Hüper.

1. The first part of the text discusses the importance of maintaining accurate records of all transactions. It emphasizes that every entry should be supported by a valid receipt or invoice to ensure transparency and accountability. This practice is crucial for both internal audits and external reporting.

2. The second part of the text highlights the need for regular reconciliation of accounts. This involves comparing the company's internal records with bank statements and other external sources to identify and correct any discrepancies.

- 3. The third part of the text discusses the importance of maintaining accurate records of all transactions.
- 4. The fourth part of the text discusses the importance of maintaining accurate records of all transactions.
- 5. The fifth part of the text discusses the importance of maintaining accurate records of all transactions.
- 6. The sixth part of the text discusses the importance of maintaining accurate records of all transactions.
- 7. The seventh part of the text discusses the importance of maintaining accurate records of all transactions.
- 8. The eighth part of the text discusses the importance of maintaining accurate records of all transactions.
- 9. The ninth part of the text discusses the importance of maintaining accurate records of all transactions.
- 10. The tenth part of the text discusses the importance of maintaining accurate records of all transactions.

11. The eleventh part of the text discusses the importance of maintaining accurate records of all transactions.

12. The twelfth part of the text discusses the importance of maintaining accurate records of all transactions.

13. The thirteenth part of the text discusses the importance of maintaining accurate records of all transactions.

14. The fourteenth part of the text discusses the importance of maintaining accurate records of all transactions.

Inhaltsübersicht ⁺⁾

- 111. Brennstab-Auslegung
- 112. Herstellung und Bestrahlung von Brennstäben
- 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. Reaktorentwurfsarbeiten
- 130. Schneller Hochfluß-Testreaktor FR3

⁺⁾ 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 transparency and accountability, particularly in financial matters. This section also touches upon the legal implications of failing to maintain such records, which can lead to severe consequences for individuals and organizations alike.

2. The second part of the document delves into the specific requirements for record-keeping, including the types of documents that must be retained and the duration for which they should be kept. It provides a detailed overview of the various categories of records, such as financial statements, contracts, and correspondence, and outlines the best practices for organizing and storing these documents to ensure they are easily accessible when needed.

3. The third part of the document addresses the challenges associated with record-keeping, such as the volume of data generated and the risk of data loss or corruption. It offers practical solutions and strategies to overcome these challenges, including the use of secure digital storage solutions and the implementation of robust backup and recovery procedures. Additionally, it discusses the importance of regular audits and reviews to ensure the integrity and accuracy of the records.

4. The final part of the document provides a summary of the key points discussed and offers concluding remarks on the overall importance of record-keeping. It reiterates that maintaining accurate and complete records is not only a legal obligation but also a critical component of effective business management and risk mitigation. The document concludes by encouraging individuals and organizations to take proactive steps to ensure their record-keeping practices are up-to-date and compliant with all relevant regulations.

5. The document concludes with a final note on the importance of staying informed about changes in record-keeping regulations and standards. It suggests that individuals and organizations should regularly consult with legal and financial advisors to ensure they are always up-to-date with the latest requirements. The document also provides contact information for further assistance and resources.

111. Brennstabtheorie (F. Depisch, AEG)

Das Rechenprogramm BRAV (Brennstoff, Hüllrohr, Abbrand, Verhalten) wurde anhand von Anwendungsbeispielen überprüft. Es wurde so gestaltet, daß es für die Vielzahl von zur Zeit in Betracht gezogenen Konzepten eines Schnellbrüterbrennstabes verwendet werden kann. Es wurden damit geschlossene und offene Brennstabsysteme sowie der Einfluß von Natrium- und Heliumbindung auf spezielle Auslegungsgrößen betrachtet.

Um diese verschiedenen Konzepte untersuchen zu können, ist in BRAV eine große Anzahl von Eingabedaten notwendig. Mit den eingegebenen Materialdaten des Brennstoffes und des Hüllrohres berechnet BRAV als Ausgangsbasis das radiale Temperaturprofil im Stab. Mit Hilfe dieses Temperaturprofils werden dann die nachfolgenden Rechnungen, wie z.B. Schwellen, Schmelzen oder thermische Ausdehnung durchgeführt. BRAV gestattet es, einige Kenngrößen des Brennstabes, wie maximal lineare Stableistung bei Vorgabe maximaler Brennstofftemperatur und maximalen Abbrandes sowie erforderliches Spaltgasplenum bei Vorgabe der maximalen Verformung des Hüllrohres zu optimieren.

112. Herstellung und Bestrahlung von Brennstäben
1121. Probenherstellung, Laborversuche und Parametertests (Oxid.Brennst.)
- 1121.0 Sintern von UO_2 -Tabletten aus verschiedenen Ausgangspulvern
(E. Günther, IMF)

Unter genau definierten Preß- und Sinterbedingungen wurden aus drei verschiedenen UO_2 -Pulversorten Tabletten hergestellt und vermessen. Die Meßdaten wurden in Abhängigkeit von der spezifischen Oberfläche des Pulvers (bestimmt nach dem BET-Verfahren) graphisch dargestellt.

Als Ausgangspulver diente ein Pulver der Bezeichnung "sinter-grade", eine Mischung aus abkalziniertem und sinter-grade-Pulver und sog. "Sinterschrottpulver", das aus gemahlenden Pellets hergestellt wurde. Die physikalischen Kenndaten und die Vorbehandlung dieser Pulversorten waren bekannt.

Zur Herstellung von Preßlingen wurden die Pulver granuliert, auf eine bestimmte Teilchengröße abgeseibt und mit einem konstanten Preßdruck verpreßt. Die geometrische Dichte der Grünlinge wurde durch Ausmessen mit einem Zählwerkmikrometer und Auswiegen auf der Analysenwaage bestimmt und die Mittelwerte graphisch in Abhängigkeit von der jeweiligen Pulveroberfläche aufgetragen (Tabelle 1, Abb. 1).

Die Preßlinge wurden unter strömendem CO_2 mit einer Aufheizrate von $40^\circ C/10$ min bei $750^\circ C$ entwachst und anschließend im Ar/H_2 -Strom bei $1.600^\circ C$ nach einem bestimmten Programm gesintert. Die geometrische Dichte und der durchschnittliche prozentuale Sinterschwund von Höhe und Durchmesser wurden als Funktion der BET-Oberfläche des Ausgangspulvers graphisch dargestellt (Tabelle 1, Abb. 2 und 3).

Aus den Diagrammen geht hervor, daß die Pellets umso weniger schrumpfen und ihre Dichte umso geringer wird, je kleiner die spezifische Oberfläche des Pulvers ist. Dagegen steigt die Preßlingsdichte mit abnehmender spez. Oberfläche des Ausgangspulvers.

Tabelle 1: Mittelwerte der geometrischen Daten von UO_2 -Pellets, hergestellt aus Pulvern mit verschiedener Oberfläche

PULVER	P R E S S L I N G E				S I N T E R L I N G E								
	Durchm. (mm)	Höhe (mm)	Gewicht (g)	Dichte (g/cm ³)	Durchm. (mm)	$\Delta \phi$ (mm)	$\Delta \phi$ (%)	Höhe (mm)	ΔH (mm)	ΔH (%)	Gewicht (g)	ΔG (g) (%)	th.D. (%)
5,6	6,275	7,859	1,5552	6,397	5,292	0,983	15,66	6,581	1,278	16,26	1,5052	0,050 3,21	94,84
3,2	6,264	8,097	1,7781	7,124	5,555	0,709	11,32	7,250	0,847	10,46	1,7150	0,063 3,55	88,97
0,73	6,249	8,270	2,0180	7,956	6,073	0,176	2,82	8,141	0,129	1,56	1,9682	0,050 2,47	76,09

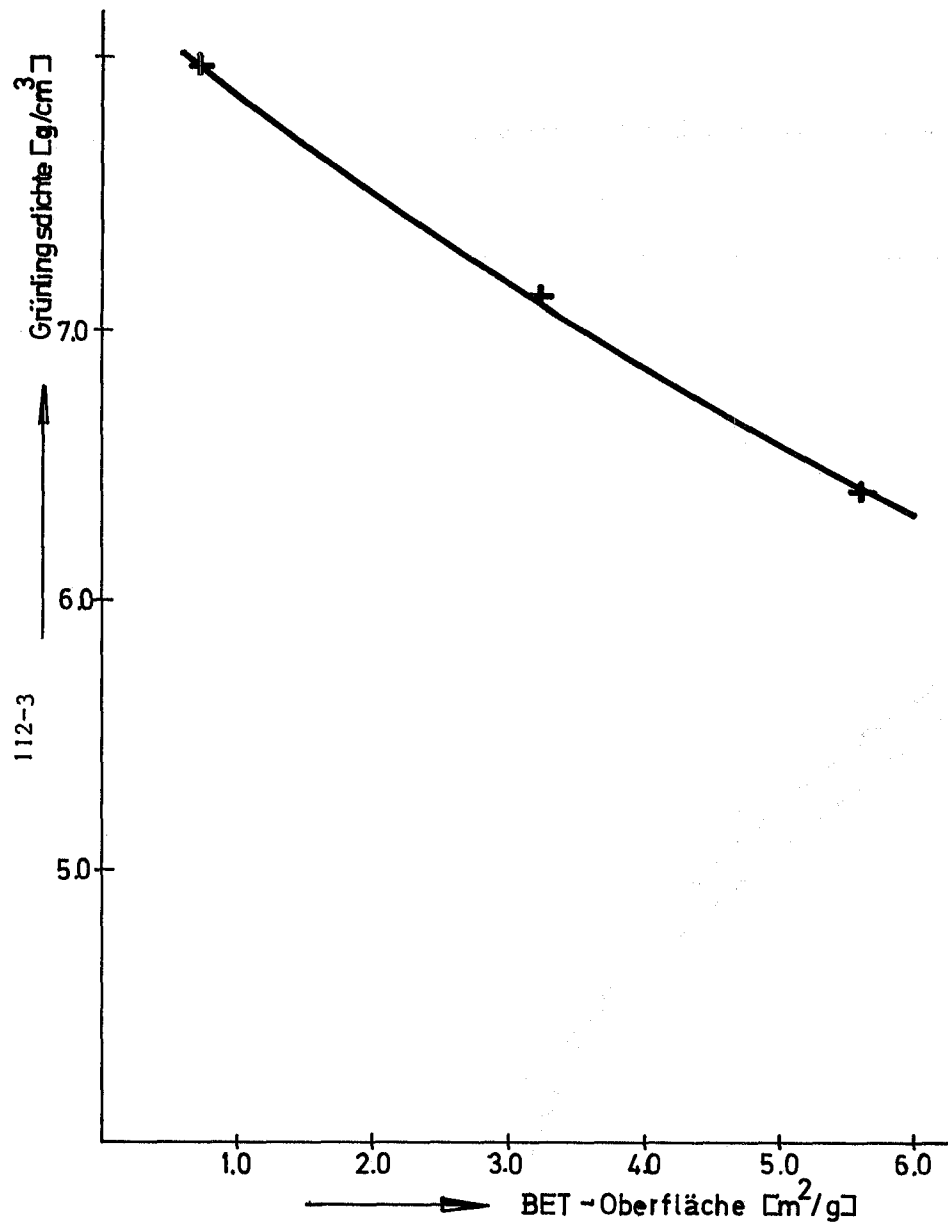


Abb. 1

Grünlingsdichte als Funktion der spezifischen Oberfläche

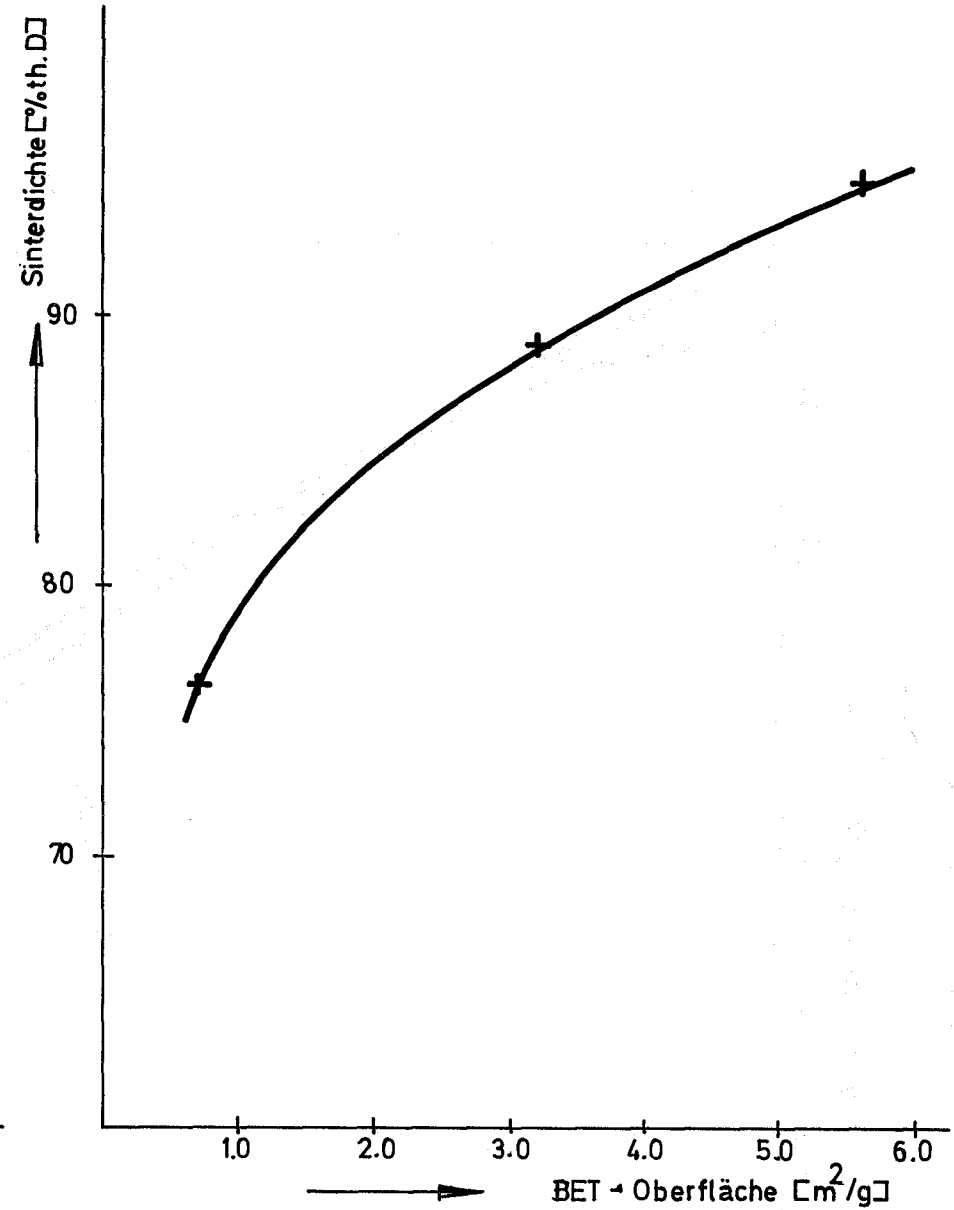


Abb. 2

Sinterdichte als Funktion der spezif. Oberfläche

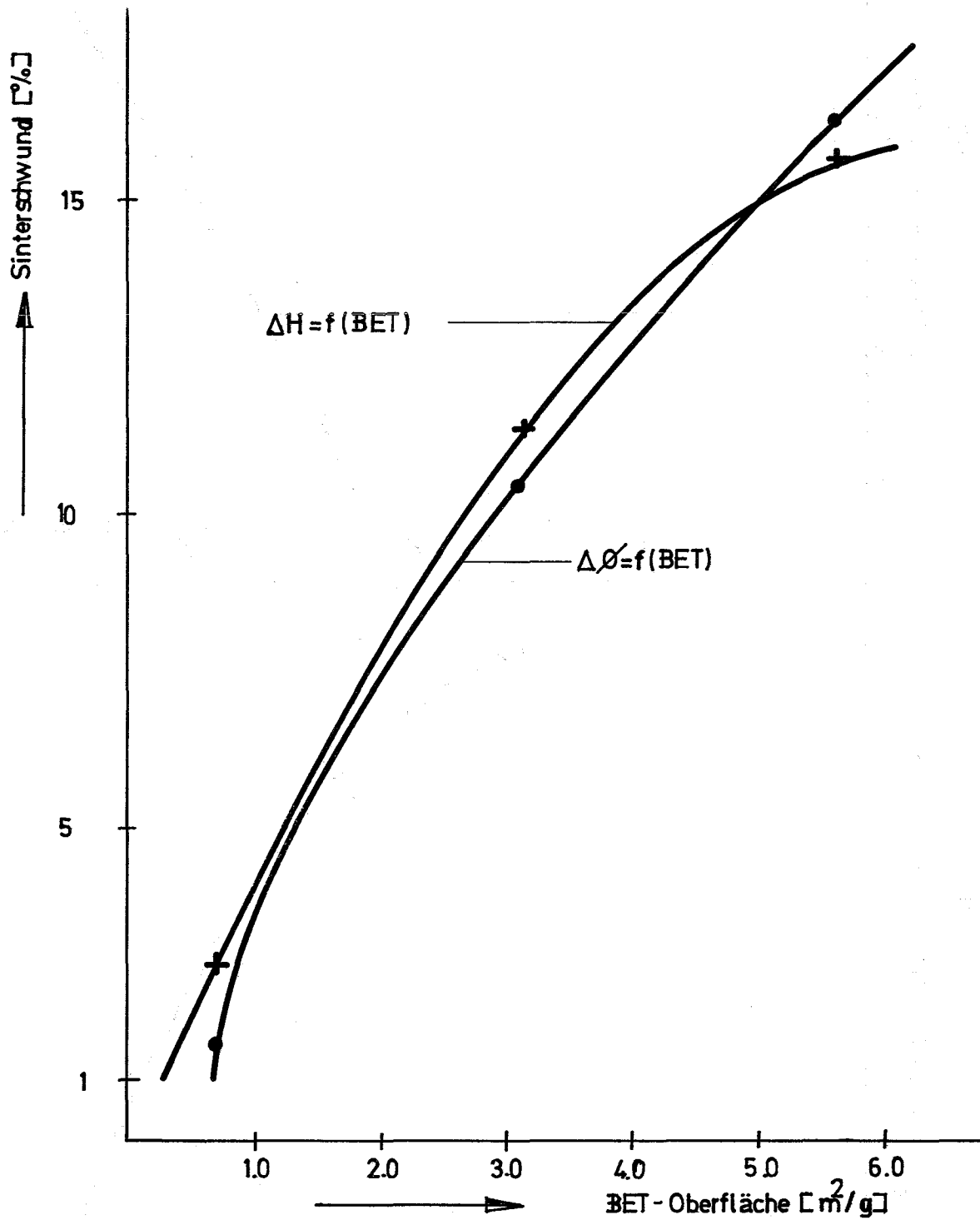


Abb.3

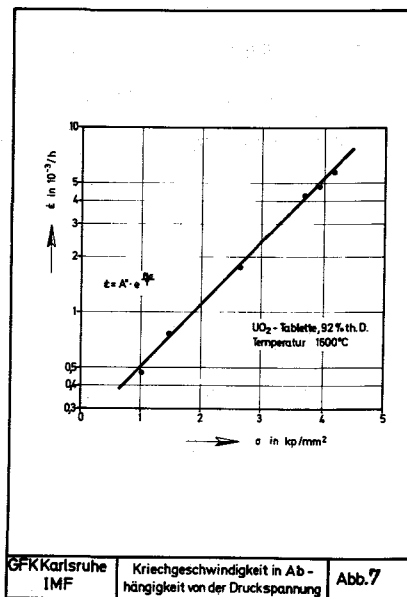
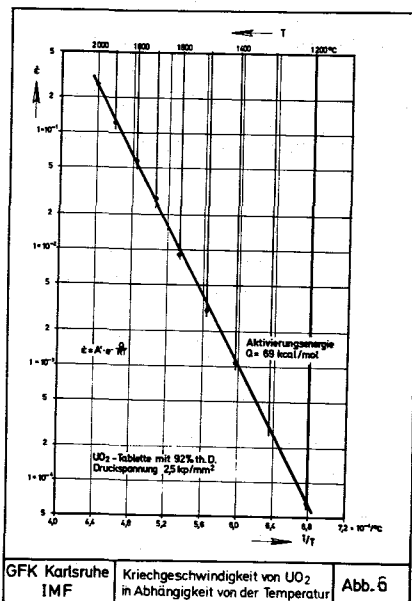
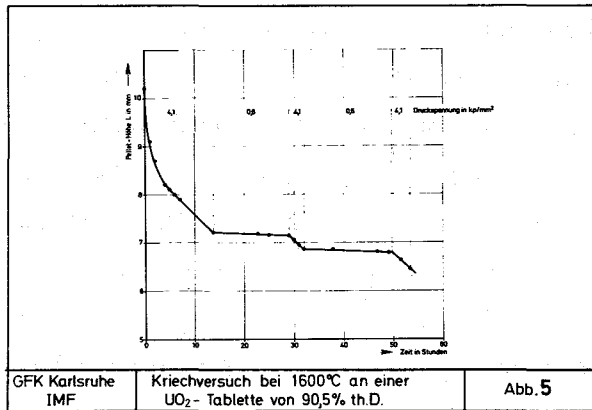
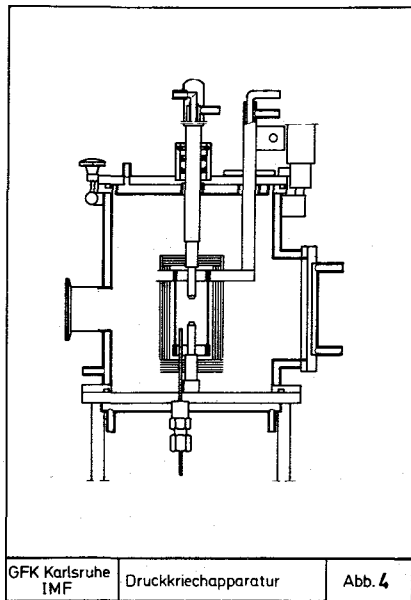
Sinterschwund als Funktion der spezif. Oberfläche

1121.1 Laborexperimente zur BrennstabauslegungKriechen von UO_2 bei hohen Temperaturen (K.Kummerer, W.Laub, IMF)

Mit einer neu entwickelten Druckkriechapparatur, Abb. 4, wurden an technisch hergestellten UO_2 -Tabletten Kriechmessungen im Temperaturbereich 1.200 bis 2.000°C durchgeführt bei Druckspannungen zwischen 0,5 und 5 kp/mm². Die Kriechkurven zeigen einen "Einlauf" mit zunehmend abfallender Kriechgeschwindigkeit und dann einen sekundären Kriechbereich mit konstanter Kriechgeschwindigkeit, die auch bei mehrfachem Lastwechsel reproduzierbar ist, Abb. 5. Die Temperaturabhängigkeit folgt einem Arrhenius-Ansatz. Bei leicht unterstöchiometrischem Material ist die Aktivierungsenergie um 70 kcal/mol, bei stöchiometrischem UO_2 wurden die Werte über 100 kcal/mol gefunden. Auch die Spannungsabhängigkeit wird durch eine e-Funktion gut wiedergegeben, Abb. 7. Die Kombination dieser beiden Abhängigkeiten führt zu einer Kriechformel, bei der die mechanische und thermische Aktivierung formal gleichbleibend sind (1).

Veröffentlichung:

- (1) K. Kummerer, Untersuchungen über die Kriecheigenschaften von UO_2 bei hohen Temperaturen, Tagungsbericht der Reaktortagung 1970 des Deutschen Atomforums in Berlin, erscheinen demnächst.



1121.2 Einzelparameter testsKurzbrennstäbe mit UO_2 - PuO_2 -Brennstoff verschiedener Dichtestufen (Th. Dippel, H. Nagel, IMF)

Für den sogenannten "integrierten Dichteversuch" waren 9 Kurzbrennstäbe mit UO_2 - PuO_2 -Brennstoff herzustellen, wobei die Tablettensäule in 4 Dichteabschnitte unterteilt ist. Wie aus den Spezifikationen (Kurzfassung in Tabelle 2) hervorgeht, sind die Toleranzen sehr eng. Die Brennstofftabletten wurden durch Pressen und Sintern in den Dichtestufen 84, 87, 90 und 93 % th.D. hergestellt und auf Durchmesser geschliffen. In Tabelle 3 sind als typisches Beispiel die Materialwerte für die Tabletten in Prüfling 5A-5 zusammengestellt. Auch die übrigen Prüflinge dieser Serie entsprechen derartig genauen Anforderungen.

Tabelle 2. Auslegung und Spezifikationen

Außenmaße	Gesamtlänge (mm)	172,0 ± 0,2	
	Außendurchmesser (mm)	7,045 ± 0,015	
Einteilung der Stablänge	Oberer Stopfen (mm)	22	
	Spaltgasraum (mm)	43	
	Führungsstück (mm)	7	
	Brennstoffsäule (mm)	80 ± 1	
	Unterer Stopfen (mm)	20	
Hülle	Material	Edelstahl W.-Nr. 1.4988	
	Innendurchmesser (mm)	6,215 ± 0,010	
	Wandstärke (mm)	0,415 ± 0,050	
Brennstoff	Material	UO ₂ - PuO ₂	
	PuO ₂ -Anteil (Gew.-%)	19,5 ± 0,5	
	O/Me-Verhältnis	2,00 ± 0,03	
	Tablettendurchmesser (mm)	6,120 ± 0,010	
	Tablettenhöhe (mm)	6,67 ± 1,0	
Geometrische	Prüflingstyp	R	S
	Tabletten- dichte, Bereich der Nennweite	Abschnitt A (% th.D.)	Abschnitt B (% th.D.)
		84,0 ± 0,3	90,0 ± 0,3
		87,0 ± 0,3	84,0 ± 0,3
		90,0 ± 0,3	93,0 ± 0,3
		93,0 ± 0,3	87,0 ± 0,3
Höhe der Dichteabschnitte (mm)		20,0 ± 0,5	
Dichteschwankung innerhalb eines Abschnittes (% th.D.)		± 0,1	
Gasfüllung		1 atm Helium	
Oberflächen- kontamination	Wischtest oberflächlich fixiert	unter der Nachweisgrenze < 22 α-Zerfälle/min · cm ²	

Tabelle 3

Tablettensäule für Prüfling 5A-5
 Prüflingstyp S

		Gewicht (g)	Durchmesser (mm)	Höhe (mm)	Geometrische Dichte (% n.D.)	
					Einzelwerte	Mittelwerte
Abschnitt A	1	1,9482	6,119	6,67	89,84	89,90
	2	1,9206	6,123	6,56	89,94	
	3	1,9491	6,118	6,67	89,92	
Abschnitt B	4	1,8216	6,118	6,67	84,03	84,03
	5	1,8230	6,121	6,67	84,02	
	6	1,8290	6,120	6,69	84,06	
Abschnitt C	7	2,0153	6,115	6,67	93,06	93,08
	8	2,0113	6,127	6,63	93,07	
	9	2,0440	6,129	6,73	93,12	
Abschnitt D	10	1,8973	6,118	6,72	86,87	86,84
	11	1,8932	6,116	6,71	86,87	
	12	1,8653	6,119	6,61	86,80	
Gesamtwerte		23,018		80,00		

1121.3 Integrale Parametertests1. Bestrahlungstechnik u. -einrichtungen

(Siehe unter 1124.3)

2. Ergebnisse von Bestrahlungsversuchen im FR2 (A. Gerken, PL)

Im He-Loop wurde die Bestrahlung der Loop Vg. 3 fortgesetzt.
Insgesamt kamen 5 Stäbe zum Einsatz.

<u>Bezeichng.</u>	<u>Tabl.dichte</u>	<u>rad.Spalt.</u>	<u>Stableistg.</u>	<u>Betr.zeit</u>
L3/13	90 % th.D	50 μ	1.000 W/cm	4 h
L3/9	90 % th.D	50 μ	700 W/cm	1 d
L3/12	90 % th.D.	50 μ	700 W/cm	1 d
L3/25	83 % th.D.	50 μ	500 W/cm	3 d
L3/5	90 % th.D.	50 μ	600 W/cm	9 d

Während des Betriebes gab es kleinere Defekte, die zu Verzögerungen im Programm von mehreren Wochen führten (Frequenzumformer und Gasführungskolben).

3. Ergebnisse von Bestrahlungsversuchen im BR2 (A. Gerken, PL)

Im Febr./März kamen die ersten beiden Fafnirkapseln mit Spaltgasdruckmessung (Mol 8B) zum Einsatz. Die Bestrahlung verläuft bisher erfolgreich. Im ersten Zyklus gab es einen Defekt im Instrumentierungsteil eines Einsatzes, der zum Ausfall des Drucktransmitters führte. Der Schaden konnte behoben werden. Das Ziel der Bestrahlung ist in der Ermittlung des Innendruckaufbaues in oxidischen Brüterbrennelementen zu sehen. Gleichzeitig dient diese Bestrahlung als Monitor für die Versuchsgruppe Mol 8C, in der die Abhängigkeit der Spaltgasfreisetzung von verschiedenen Parametern untersucht werden soll.

4. Bestrahlungsnachuntersuchungen (D.Geithoff, IMF)

Das beim Betrieb schadhaft gewordene Brennstabbündel Mol-7a wurde zur Nachuntersuchung angeliefert. Es wurde als erstes der Versuch unternommen, das unzerlegte Bündel zusammen mit Teilen des Bestrahlungseinsatzes mit Hilfe des Betatrons zu durchleuchten, um den Umfang des Schadens festzustellen. Bisher lagen keine Erfahrungen über Bündeldurchleuchtungen vor. Trotz hoher Eigenaktivität des Bündels (Abbrand 50.000 MWd/t) und der ungünstigen geometrischen Konfiguration konnte festgestellt werden, daß mit großer Wahrscheinlichkeit nur ein einziger Stab defekt ist und die Schadensstelle zwischen Abstandshalter 7 und 8 liegt. Der defekte Stab wurde als Außenstab in der 7-er Bündel-Anordnung identifiziert. Seine genaue Identität war jedoch mangels einer Orientierungsmarke nicht zu ermitteln, so daß zur Zeit noch nicht gesagt werden kann, welches der drei eingesetzten Hüllmaterialien (1.4988-4961-AISI316) den Schaden erlitten hat. Weiter wurde festgestellt, daß sich die konzentrischen Natrium-Leitrohre des Bestrahlungseinsatzes im Bereich der Brennstoffsäulen exzentrisch verlagert haben.

Bei der Zerlegung des Trefoils (Experiment 304/1) in Dounreay wurden versehentlich zwei Stäbe im Bereich des unteren Brutmantels verbogen und angesägt, so daß das Spaltgas entweichen konnte. Der dritte Stab wurde nur verbogen. Die äußere Vermessung der vereinzelt Stäbe ergab, daß im Bereich der Brennstoffsäule Aufweitungen bis zu 35 µm ($\sim 0,5\%$ des Durchmessers) stattgefunden haben. Der Verlauf der Aufweitung entlang der Brennstoffsäule zeigt bei allen drei Stäben die gleiche Form. Das Maximum liegt bei einer Hüllwandtemperatur von ca. 420°C. Aus der Röntgen-Durchleuchtung wurde ersichtlich, daß sich die Tablettensäulen (Brennstoffzone und Brutzone) aller drei Stäbe um etwa 2 - 3 mm verkürzt haben.

5. Kriechen von UO_2 unter Bestrahlung (D. Brucklacher, IMF)

Die für den Reaktor FR 2 (Karlsruhe) entwickelte Kriechkapsel mit kontinuierlicher Probenlängenmessung durch einen induktiven Verlagerungsaufnehmer bei pneumatischer Druckbelastung wurde bisher in fünf Einsätzen mit UO_2 -Brennstoff hoher Dichte (ca. 95% TD) eingesetzt. Die Druckbelastung betrug 0 - 3 kp/mm², die spezifische Spaltungsleistung im Brennstoff 300 - 400 W/gU, die Brennstofftemperatur 400 - 650°C, die Versuchsdauer etwa 1.000 h, der Uran-Abbrand maximal 2 %.

Diese Versuche zeigten, daß der als Probe verwendete Wechselstapel aus ringförmigen UO_2 - und Molybdän (TZM)-Tabletten eine befriedigende Stabilität gegen Störungen durch Rißbildung im UO_2 aufweist (Abb. 8). Nach Korrektur der registrierten Meßkurven, im besonderen bezüglich der Temperaturschwankungen in der Proben- und Meßaufnehmer-Halterung, ergaben sich befriedigend reproduzierbare, untereinander widerspruchsfreie Meßwerte für die Längenänderungsgeschwindigkeit der UO_2 -Proben unter Bestrahlung. Im besonderen ergaben sich an belastungsfreien Proben positive Längenänderungen, die sich auf die Spaltproduktschwellung des Brennstoffes zurückführen lassen. Einige Meßergebnisse sind in Tabelle 4 zusammengestellt.

Tabelle 4: Kriechgeschwindigkeit von UO_2 -Proben unter Bestrahlung

Ver- suchs- ein- satz	σ Druck (kp/mm ²)	Brennstofftemp.		Längenänd. Geschw. $\dot{\epsilon}$ (10 ⁻⁶ /h)	Kriechgeschw. $\dot{\epsilon} - \dot{\epsilon}_{Schwellg.}$ (10 ⁻⁶ /h)
		T _{Oberfl.} (°C)	T _{max.} (°C)		
KVE 68	1,5 - 1,6	370	ca. 570	- 6,2	11,4
KVE 70	0	400	ca. 600	+ 5,2	0
KVE 70	2,5 - 2,7	360	ca. 560	- 12,8	18,0

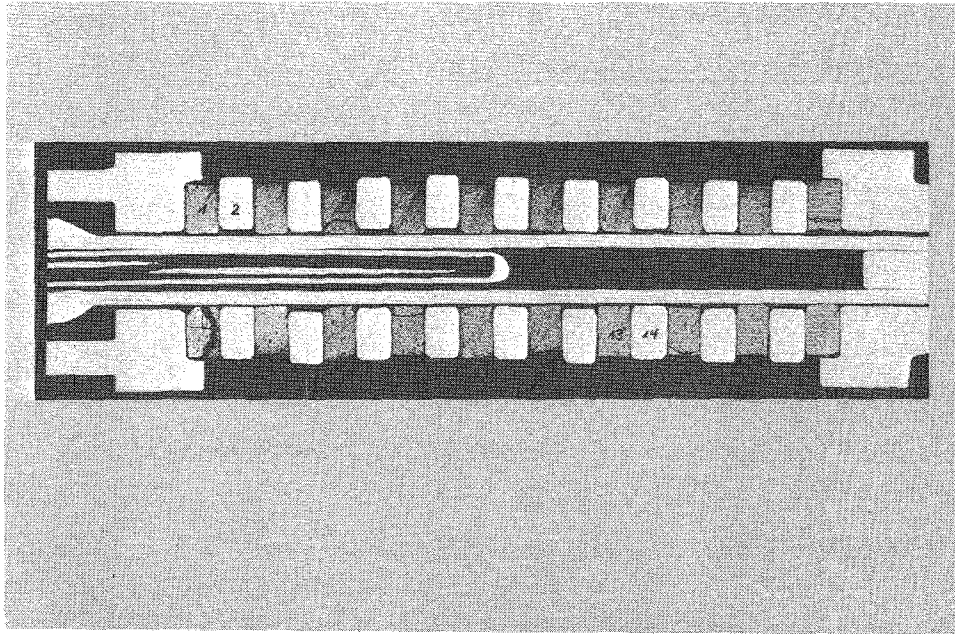


Abb. 8: Querschnitt durch eine UO_2 -Kriechprobe nach Bestrahlung bis ca. 2% U-Abbrand. Im Inneren des Ringtablettenstapels ein Zentrierrohr mit Thermoelement.

1124. Brennstäbe mit karbidischem bzw. nitrid. Brennstoff1124.1 Probenherstellung1124.11 Herstellung im LaborverfahrenHerstellung von Urankarbosulfiden (H.Wedemeyer, IMF)

Die Untersuchungen zur Herstellung von mit S modifiziertem UC führten zu ersten Ergebnissen. Hiernach konnte bei 1.300 - 1.400°C UOS mit C zu US reduziert und im Lichtbogen zusammen mit UC zu U (C,S) umgeschmolzen werden. Das verwendete UOS wurde durch Reaktion von UO_2 mit CS_2 unterhalb 1.000°C hergestellt. Die Versuche werden im Hinblick auf eine Optimierung des Verfahrens fortgesetzt.

Betreffs Herstellung von modifiziertem UC (KFA) siehe unter 1124.3.

1124.12 Probenherstellung im Industrieverfahren1. AEG-Beitrag1.1. Entwicklung einer Spezifikation für den Karbidbrüterstab (F.Edelmann, AEG)

Zur Erstellung der Spezifikationen für den Brennstoff, das Natrium und das Füllgas sind umfangreiche Vorarbeiten über das Verhalten des Brennstoffs unter Bestrahlung, den Einfluß der Natriumqualität auf die Funktionsfähigkeit der Bindungsschicht und die wechselseitige Beeinflussung von Brennstoff und Bindungsschicht erforderlich.

Für die Spezifikation des Brennstoffs wurden die aus Bestrahlungsexperimenten und Konzeptüberlegungen abzuleitenden Forderungen im Hinblick auf die Möglichkeiten einer ökonomischen Herstellung des Brennstoffs untersucht. Wesentliche Gesichtspunkte hierbei waren erreichbare Dichte, Brennstoffform (Mischkristall oder mechanisches Gemisch), Stöchiometrie, Verunreinigungen an Sauerstoff und Stickstoff. Anteile an freien Metallen, freiem Kohlenstoff und höheren Karbiden.

Zur Grundlage einer Spezifikation des Natriums wurden zunächst die Verunreinigungen ermittelt, die das Verhalten der Bindungsschicht selbst und auch das System Brennstoff/Natrium/Hülle wesentlich beeinflussen. Von den vielen möglichen Effekten sei hier nur an den sog. "plugging"-Effekt im Spalt durch zu hohen Sauerstoffgehalt erinnert. Als wichtigste Verunreinigungen sind hier Sauerstoff, Kohlenstoff, Halogene, Schwefel und Phosphor zu nennen. Aus neutronenphysikalischen

Gründen wird auch das Boräquivalent zu spezifizieren sein. Es wurde mit der Erarbeitung von Kompromissen zwischen den Möglichkeiten der Natriumherstellung, den technologisch noch nicht ausgereiften Analysenverfahren, der Fertigungstechnik für Karbidstäbe und den sich aus dem zu erwartenden Verhalten der Bindungsschicht ergebenden Forderungen begonnen.

Zur Spezifikation des Füllgases ergeben sich gegenüber Brennstäben mit Oxid und Gasbindung keine wesentlich neuen Forderungen. Eine Erhöhung der Reinheit scheint durch die spezielle Fertigung der Karbidbrennstäbe jedoch möglich.

1.2. Stabtechnologie:

Kontaminationsfreies Einfüllen von Tabletten

Na-Einfülltechnik (V.Meinhardt, AEG)

Zur Herstellung von Brennstäben mit Natriumbonding wird eine Anlage entwickelt. Ihr Aufbau geht aus Abb. 1 hervor.

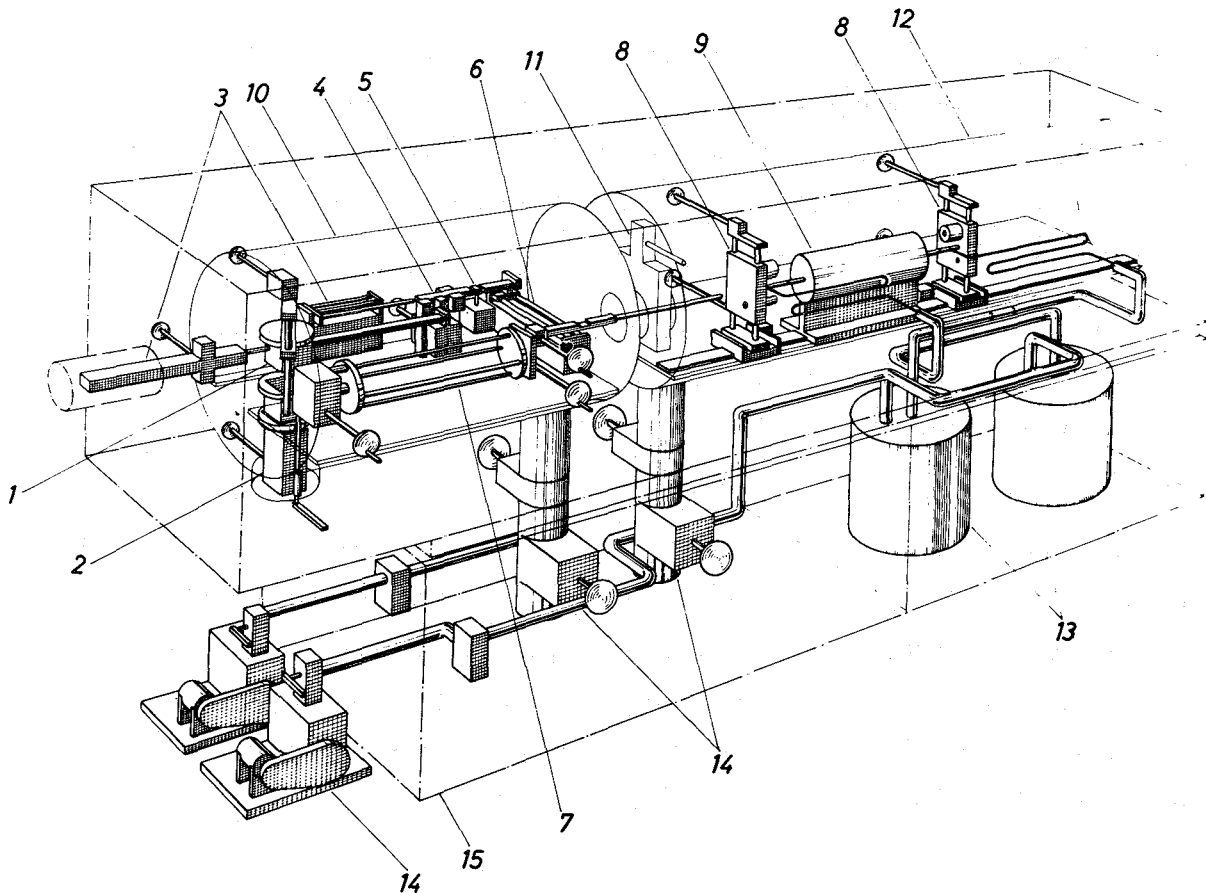


Abb. 1

- | | |
|-----------------------------|------------------------|
| 1. Transportbehälter | 8. Kreuzschlitten |
| 2. Öffnen Transportbehälter | 9. Beheizte Spannzange |
| 3. Transportsystem | 10. Vakuumkammer 1 |
| 4. Meßstation | 11. Schieber |
| 5. Wiegestation | 12. Vakuumkammer 2 |
| 6. Quertransport | 13. Natriumbehälter |
| 7. Trommelmagazin | 14. Vakuumanlage |
| | 15. Handschuhkasten |

Die Vakuumkammer 1 beinhaltet hauptsächlich die Einbauten zum Auspacken, Wiegen, Messen und Füllen des Hüllrohres. Der natriumspezifische Teil der Anlage befindet sich in der Kammer 2.

Fertiggestellt und an Atmosphäre erprobt wurden die Bauteile zum Öffnen des Transportbehälters (Pos. 2, 1), das Brennstofftablettentransportsystem (Pos. 3), die Meß- und Wiegestation (Pos. 4, 5), der Quertransport (Pos. 6) und das Trommelmagazin (Pos. 7) zur Aufnahme der Spaltgasraumteile. Diese Bauteile wurden nach der separaten Überprüfung der Funktionsfähigkeit und nach den z.T. durchgeführten Änderungen auf einer Grundplatte installiert und gemeinsam erprobt. Die eingesetzten Meßtaster zur Durchmesser- und Längenmessung wurden zuvor im Vakuum erprobt. Der induktive Druckaufnehmer zum Wiegen der Brennstofftablettens ist eine Sonderanfertigung der Fa. Hottinger/Darmstadt.

Die Einbauten für die Kammer 2, die beiden Kreuzschlitten (Pos. 8) mit den Na-Füllvorrichtungen und die beheizte Spannzange (Pos. 9) zur Aufnahme des Hüllrohres wurden fertiggestellt, auf eine Führungsschiene montiert und erprobt. Die beiden Vakuumkammern (Pos. 10, 12) wurden einem He-Lecktest unterzogen.

Von den weiteren Bauteilen befinden sich im Hause die Vakuumpumpen (Pos. 14) mit den entsprechenden Bauteilen und der Handschuhkasten (Pos. 15) mit dem Unterbau zur Aufnahme der Vakuumanlage und der Na-Behälter.

Nachdem das Füllen enger Ringspalte mit Natrium bereits früher erprobt wurde, wurden im Berichtszeitraum weitere Vorversuche zur Na-Fülltechnik durchgeführt. Die Vorversuche dienten dem Zweck, weitere Aufschlüsse zu gewinnen, die zur Erzielung des freien Spaltgasraumes notwendig waren. Die Vorversuche verliefen positiv, so daß das Konzept der Na-Fülltechnik bestätigt werden konnte.

1.3 Stabtechnologie: Schweißtechnik (L. Zutz, AEG)

Mit der ersten Versuchseinrichtung des magnetisch bewegten Lichtbogens (rotierender Lichtbogen) wurden abschließende Grundlagenversuche unternommen. Besonders wurde hierbei das Verhalten des Lichtbogens bei

verschiedener Geometrie der mit dem Hüllrohr zu verschweißenden Endstopfen untersucht. Drei Hauptgruppen haben sich dabei herauskristallisiert:

1. Vollstopfen mit einfacher Auflagestoßnaht
2. Vollstopfen mit Eckstoßnaht
3. Hohlstopfen mit Auflagestoßnaht.

Mit diesen Versionen konnten Schweißverbindungen erzielt werden, die zu mehr oder minder reproduzierbaren Ergebnissen führten. Als weitaus beste Form zeigte sich die Hohlstopfenform, die wiederum variiert wurde. Insbesondere wurde dabei auf die Stabilität des sich an Kanten ausrichtenden Lichtbogenplasmas Wert gelegt, d.h. es wurden verschieden hohe Verbindungsschultern erprobt, um eine am Umfang gleichmäßige Schweißung zu erzielen.

Neben der ständigen Verbesserung des Schweißkopfes (Gasströmung zur Elektrode, Stromübergang an der Werkstückeinspannung und Ermittlung besser geeigneter Eisenkerne zur Bündelung der Ablenkmagnetfelder) erwies sich die nähere Untersuchung der Ringelektroden als notwendig.

Als geeignete Werkstoffe wurden Tantal, Molybdän und Wolfram mit verschiedenen Zusätzen ermittelt. Die in der normalen Schutzgasschweißtechnik verwendeten thorierten Wolframelektroden zeigen fast alle nach einigen Schweißungen radiale Risse an der Schweißkante des Ringelektrodenkörpers. Diese Risse beeinflussen in hohem Maße die gleichmäßige Rotation des Lichtbogens und damit die Qualität der Schweißung. Es sind Versuche eingeleitet worden, bei Wolframelektroden Rhenium zuzusetzen, um duktile Wolframscheiben zu erhalten. Die Schärfung der Umlaufkanten an der Elektrode wurde ebenfalls untersucht. Ein Radius von 0,2 mm hat sich als gut brauchbar ergeben.

Einige metallographische Untersuchungen von Schweißungen an Cr-Ni-Stählen (Werkstoff Nr. 4550 u. 4961) zeigten Mikrolunker im Wurzelbereich und an der Außenoberfläche der Schweißung. Sehr wahrscheinlich liegt die Ursache an dem bei dieser Versuchsanlage nicht steuerbaren Schweißstrom, d.h. es bilden sich bei Abschaltung des Schweißstromes Abschaltendkrater, wie sie von der normalen Schweißtechnik her bekannt

sind. Um hier eine bessere Kontrolle zu haben, wurde eine neue Schweißstromsteuerung mit Leistungstransienten in Erwägung gezogen. Näheres über die Einzelausführung im 2. Quartalsbericht 1970.

2. Urankarbid-Arbeiten der Fa. NUKEM (Sachbearb.: A. Krauth)

2.1 Karboreduktion

Erste Versuche zur Synthese von UC unter Plutoniumbedingungen bei Temperaturen um 1.600°C wurden durchgeführt. Die untersuchten Parameter waren die Atmosphäre (Argon bzw. Vakuum), die Dichte der UO_2 -Kohlenstoff-Grünlinge, die Argondurchflußmenge und die Batchgröße. Die Untersuchungen brachten folgende Ergebnisse:

Unter Vakuum ist die Synthesereaktion bei Einsätzen bis 100 g nach etwa 2,5 h, unter strömendem Argon nach 6 h beendet.

Die Argondurchflußmenge ist abhängig vom Ofentyp und darf bei dem hier verwendeten Hochtemperatur-Hochvakuum-Laborofen VSK der Firma Degussa, Abt. Industrieofenbau, und Einsatzmengen bis 100 g 10 l/min nicht unterschreiten. Die Einsatzmenge hat bis 100 g keinen Einfluß auf die Reaktionsdauer. Bei größeren Einsatzmengen verlängert sich bei gleicher Pumpleistung die Reaktionsdauer wesentlich. Ein Einfluß der Grünlingsdichte ($3,0 - 5,0 \text{ g/cm}^3$) auf die Reaktionsdauer wurde nicht festgestellt.

2.2 Pulverherstellung

Erste Untersuchungen zum Brechen und Mahlen von reagiertem und geschmolzenem UC-Material wurden durchgeführt. Verwendet wurde eine Vibrationskugelmühle der Fa. Siebtechnik. Die Mahlgefäße waren mit Vulcoferam lederhart (3 mm) beschichtet; die Mahlkörper waren Stahlkugeln. Die erreichbaren Oberflächenwerte lagen bei 10-stündiger Mahlung um $1 \text{ m}^2/\text{g}$, die gefundenen Fe-Verunreinigungen nach kurzem Gebrauch der Mühle unter 50 ppm. Verglichen wurden auch die BET-Oberflächen und -Werte, die mit Hilfe des Blaine-Gerätes ermittelt wurden. Dabei zeigte sich, daß aus den Blaine-Werten gut auf die tatsächliche Oberfläche geschlossen werden kann und daß das Blaine-Geräte für eine routinemäßige Pulverüberwachung geeignet ist, so lange der Mahlprozeß nicht grundlegend geändert wird.

2.3 Pressen von UC-Pulvern

Untersuchungen zum Pressen von UC-Pulvern mit einer hydraulischen Laborpresse der Firma Weber zeigten, daß ein bindemittelfreies Pressen zumindest im Labormaßstab möglich ist. Die Grünlingsdichten liegen dabei je nach der verwendeten Pulverqualität zwischen 60 und 70 % th.D. bei Preßdrücken zwischen 1 und 2 t/cm².

2.4 Sintern von UC

Die ersten Sinterversuche zeigten, daß mit Temperaturen um 1.600°C ohne Bindemittel und ohne Zusätze Sinterdichten um 85 % th.D. erreicht werden können.

2.5 Verdampfungsarmes Schmelzen von (UPu)C

Eine verdampfungsarme Methode zum Schmelzen von (UPu)C im direkten Stromdurchgang in einem Rohr aus elektrisch isolierendem Material wurde weiterentwickelt. Untersuchungen an UC bzw. (UCe)C bezüglich günstigster Tiegelgeometrie, Verdampfungsverlusten, Verunreinigungsgehalten, Entmischungserscheinungen und Stöchiometrieverschiebungen wurden durchgeführt. Dabei konnte festgestellt werden, daß die Tiegelgeometrie von der Versorgungsleistung abhängt und bei 50 kW ein Tiegeldurchmesser von 20 mm bei einer Schütthöhe von 50 mm optimal ist. Der Verunreinigungsgehalt liegt bei Verwendung von Al₂O₃-Tiegelmaterial um 600 ppm Al₂O₃. Entmischungen und Stöchiometrieverschiebungen treten nicht auf. Die Verdampfungsverluste wurden mit Cer simuliert. Bei diesen Untersuchungen wurde festgestellt, daß die beim Schmelzen auftretenden Cer-Verluste in der Größenordnung der bei der (UCe)C-Synthese gefundenen (2 - 3 Gew.%) lagen.

2.6 Chemische Analyse des Kohlenstoffs

Eine Ringuntersuchung mit den Teilnehmern AEG, ALKEM, EIR, GfK, KFA, NUKEM und TU wurde angeregt und durchgeführt. Die Ergebnisse zeigten eine Schwankungsbreite von 0,06 Gew.% C, bezogen auf die Mittelwerte von 4,8 bzw. 5,0 Gew.% C. Ein weiteres Ergebnis ist, daß die Zerkleinerung der Proben zu Korngrößen kleiner 500 µm geringere C-Werte ergibt.

2.7 Einrichtung zum Vibrieren unter Schutzgas

Die Einrichtungen zur Vibration von karbidischem Brennstoff unter Schutzgas wurden fertiggestellt. Erste Vibrationsversuche zeigten gleichmäßige Dichten zwischen 83 und 84 % th.D.. Die Dichteverteilung im Brennstab liegt bei + 2 %.

2.8 Einrichtung und Erprobung einer Schweißbox

Bekanntlich müssen die Endstopfen unter Schutzgas mit den Hüllrohren verschweißt werden. Wird nicht in Handschuhkästen gearbeitet (z.B. bei UO_2), werden kleine Schweißkammern verwendet, die mit Inertgas gefüllt sind. Bei der Verarbeitung von Brennstoffkarbiden muß man generell in Box-Systemen unter Schutzgas arbeiten.

Es war zu prüfen, ob die für die Karbid-Verarbeitung notwendige Reinheit der Box-Atmosphäre genügt, um auch in der Box offen schweißen zu können. Versuchsschweißungen zeigten, daß dies möglich ist. Die Schweißnähte waren zufriedenstellend.

1124.2 Laborexperimente zur Brennstabauslegung

1124.22 Untersuchung thermodynamischer Eigenschaften

1. Untersuchungen an den quasibinären Systemen UN-Mo und UN-W bei hohen Temperaturen (H. Wedemeyer, IMF)

Die Untersuchungen an den quasibinären eutektischen Systemen UN-Mo und UN-W wurden abgeschlossen. Anhand mehrerer Schmelzproben wurden die Liquiduslinie und die Eutektikale bestimmt. Hierbei ergab sich für das Eutektikum eine Zusammensetzung von 58/42 Gew.-% Mo/UN mit einer eutektischen Schmelztemperatur von $2.400 \pm 20^\circ\text{C}$ unter einem Druck von 650 Torr N_2 (Abb. 2).

Einige gezielte Versuche im analogen System UN-W ergaben für das Eutektikum eine Zusammensetzung, die sehr nahe (96 Gew.-% UN) dem reinen UN liegt. Es kann angenommen werden, daß die eutektische Schmelztemperatur etwa 2.700°C beträgt.

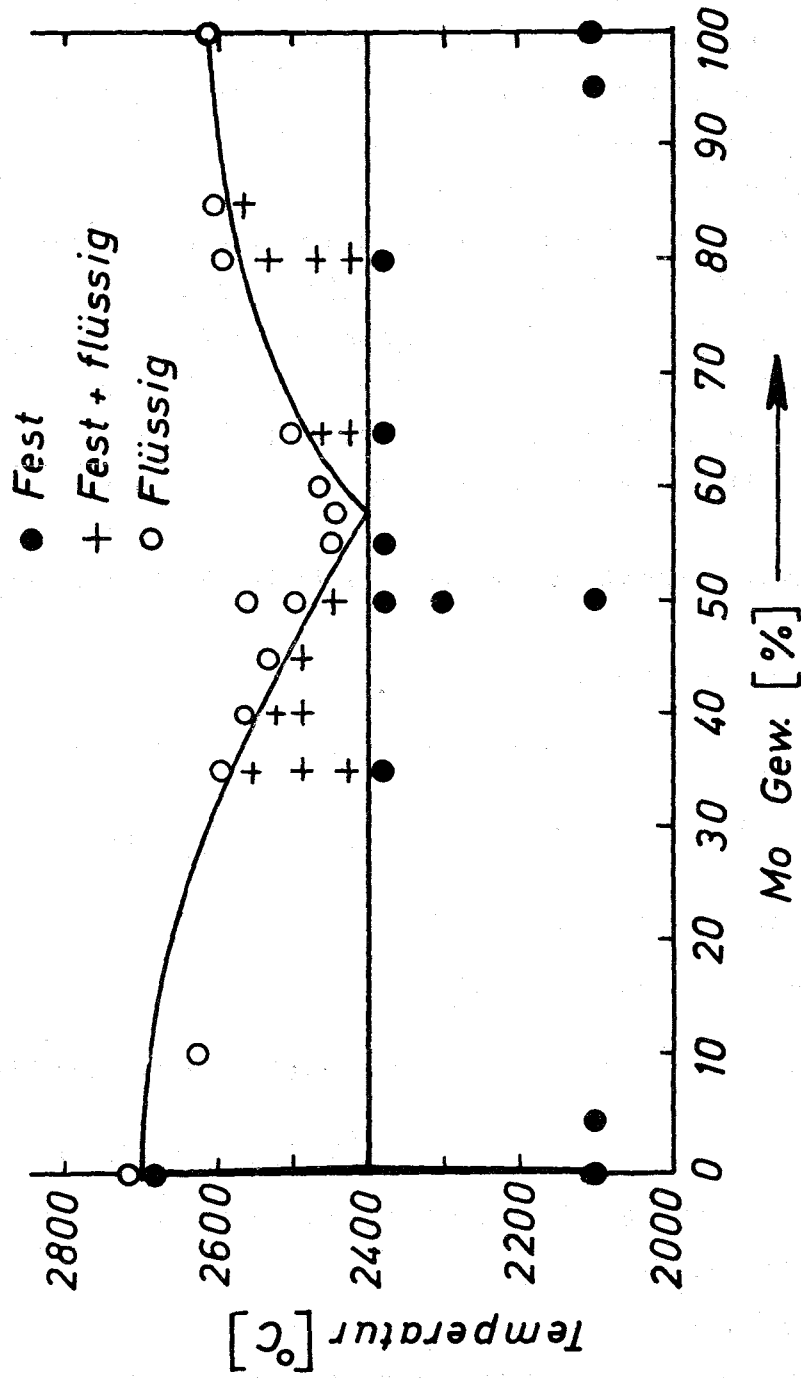


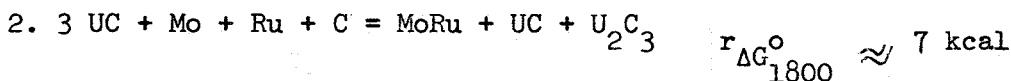
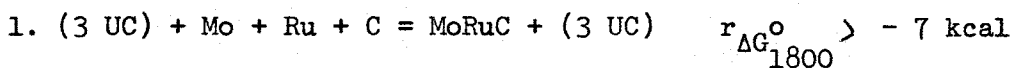
Abb. 2: Das quasibinäre Zustandsdiagramm UN-Mo
bei $P_{N_2} = 0.85 \text{ atü}$

2. Zum Verhalten der Spaltprodukte Mo, Tc, Ru, Rh und Pd in einem karbidischen Brennelement (H.Holleck, IMF)

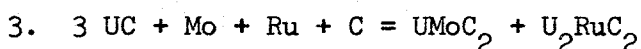
Aus der Reihe der Spaltprodukte Mo, Tc, Ru, Rh und Pd wurden als typische und am häufigsten auftretende Elemente Molybdän und Ruthenium ausgewählt und das Verhalten der Legierungen dieser Elemente gegen Kohlenstoff untersucht. Bild 3 zeigt die Probenlage im System Mo-Ru-C, Bild 4, 5 und 6 Temperaturabschnitte des ternären Phasendiagramms bei 2000°C, 1500°C bzw. 1100°C. Es tritt eine kubisch-flächenzentrierte Hochtemperaturphase $(\text{Mo}_y\text{Ru}_{1-y})\text{C}_{1-x}$ auf mit $y \approx 0.5$, $x \approx 0.5$ bei 1500°C. Aus den Temperaturschnitten lässt sich die Stabilität der auftretenden Phasen abschätzen. Eine Berechnung der freien Bildungsenthalpien unter Zugrundelegung einer idealen Lösung von Mo in Ruthenium ergibt sehr gute Übereinstimmung mit den Werten, welche aus dem experimentell bestimmten Phasendiagramm folgen.

Mit den so errechneten Werten lassen sich die freien Bildungsenthalpien

folgender Reaktionen abschätzen:



Vergleicht man hiermit Reaktionsmöglichkeit 3



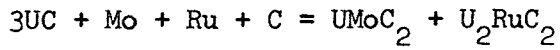
so ergibt sich mit den von uns [1, 2] abgeschätzten Werten für Gleichung 3

$$r_{\Delta G_{1800}^{\circ}} < -28 \text{ Kcal.}$$

Reaktion 3 trägt demnach wesentlich mehr zur Erniedrigung der freien Enthalpie des Gesamtsystems bei.

Vorläufige Untersuchungen in den drei Systemen Mo-Rh-C und Mo-Pd-C zeigen, dass in diesen Systemen die unter Zugrundelegung idealer Lösung der Komponenten errechneten Phasendiagramme nicht mehr so gut mit den

beobachteten übereinstimmen. Eine Verbindung $\text{Mo}_{0,5}\text{Ru}_{0,5}$ ist stabiler als $\text{Mo}_{0,5}\text{Ru}_{0,5}$. Trotzdem wird die Schlussfolgerung bestehen bleiben, dass die in den Systemen der Komponenten Mo, Tc, Ru, Rh, Pd und C auftretenden Phasen zu instabil sind, um eine Alternative zu der Reaktion im Kernbrennstoff



zu bieten.

Veröffentlichungen:

- | | | |
|-----|-----------------------|-------------------------------------|
| [1] | H.Holleck, H.Kleykamp | J.Nucl.Mat. 32 (1969), ¹ |
| [2] | H.Holleck, H.Kleykamp | J.Nucl.Mat. (im Druck) |

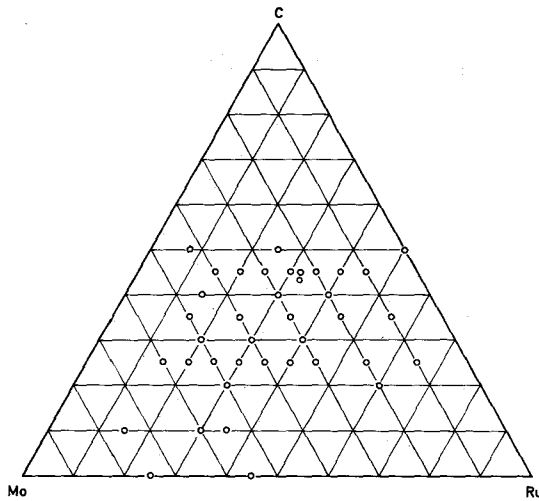


Abb.3:
Probenlage im System
Mo-Ru-C

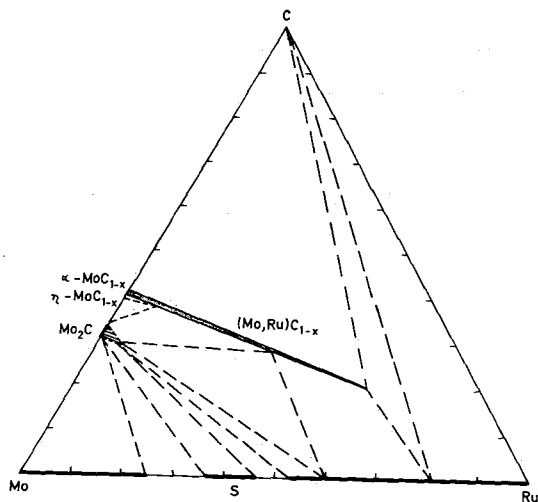


Abb.4:
Schnitt bei 2000°C im
System Mo-Ru-C

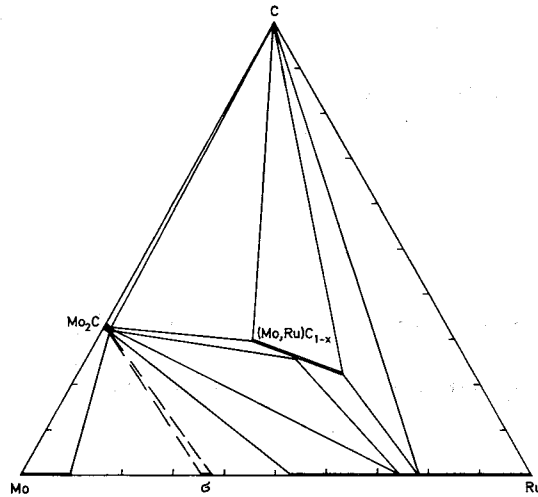


Abb. 5: Schnitt bei 1500°C im System
Mo-Ru-C

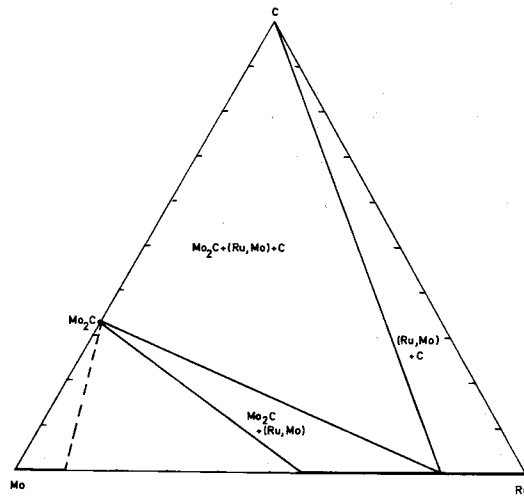


Abb.6: Schnitt bei 1100°C im System
Mo-Ru-C

1124.23 Chemische Eigenschaften und Analytik

1. Chemisch-analytische und präparative Untersuchungen

(H. Schneider, D. Schönwald, IMF)

Im I. Quartal 1970 wurden ca. 140 quantitative Analysen an Brennstoffen und Hüllwerkstoffen durchgeführt. Dabei mußten für die Analysen von UOS und zur Bestimmung der metallischen Verunreinigungen (Fe, Cu, Ni) im Natrium-Metall zuerst spezielle Bestimmungsmethoden ausgearbeitet und erprobt werden. Bei den etwa 70 Uranverbindungen (UN, UC) wurde der Gehalt von N, O und C sowie bei den UOS- und US-Proben der Gehalt von U, O, S und C bestimmt. Bei den Vanadinlegierungen wurden der Sauerstoffgehalt und z.T. auch die Mengen von N und C sowie die Hauptlegierungsbestandteile quantitativ analysiert. Außerdem wurden bei einer größeren Zahl von nichtrostenden Stählen die einzelnen Legierungselemente sowie die Verunreinigungen bestimmt. Zur Deutung der Korrosionsuntersuchungen wurden einige Kondensate auf ihre metallischen Gehalte und die verschiedenen Korrosionsschichten auf ihre chemische Zusammensetzung analysiert. Auf dem Gebiet der Natrium-Analyse wurden zahlreiche Untersuchungen durchgeführt. Dabei sind sowohl eine Reihe von Natrium-Destillationsrückständen auf ihren Na_2O -Gehalt überprüft als auch im Natrium-Metall die Verunreinigungen quantitativ bestimmt worden. Für die Beschichtungsversuche von UO_2 mit Vanadin mußten Analysen zur Feststellung der abgeschiedenen Vanadinmengen laufend durchgeführt werden. Die Reinheit des im Heißpreß-Autoklaven benutzten Heliums (vor und nach dem Verdichten) sowie des bei Korrosionsversuchen verwendeten Argons mußte durch Gasanalysen überprüft und quantitativ gemessen werden.

Für die isostatischen Heißpreßversuche wurden 320 g UO_2 -Kugeln mit Chrom und Vanadin beschichtet, wobei die aufgetragenen Metallmengen zwischen 10 und 45 Vol.-% lagen. Außerdem wurden für die Herstellung von Bestrahlungsproben 308 g angereicherte UO_2 -Kugeln mit Chrom und Vanadin (20 und 30 Vol.-%) beschichtet. Die Beschichtungsversuche mit den metallischen Elementen Chrom und Vanadin laufen jetzt gleichmäßig und ohne größeren Anstand.

2. Verträglichkeit von Hüllmaterialien mit überstöchiometrischem Urankarbid bei 800 und 900°C (O.Götzmann, IMF)

Im Berichtszeitraum wurden die Verträglichkeitsuntersuchungen von Stählen und Vanadinlegierungen mit leicht überstöchiometrischem UC fortgeführt. Die Proben wurden bis jetzt im wesentlichen metallografisch ausgewertet; nur bei einzelnen Proben konnten auch Mikrosondenuntersuchungen durchgeführt werden.

Bei 800°C zeigten die untersuchten Vanadinlegierungen mit Titangehalten unter 10 Gew.-%, das sind die Legierungen VTi2Cr15, VTi5Cr2, VTi5Nb2, VTi5Nb20 und VTi3Nb10Cr5, während 500 h gute Verträglichkeit mit UC. Bei den Legierungen VTi10 und VTi20 konnten bei 800°C und 500 h geringe Reaktionen (Titan- und Vanadin-Diffusion in das UC, Uran-Diffusion in die Hülle und Titan-Seigerungen in der Hülle) beobachtet werden. Beim VZr2Cr15 wurden zirkonhaltige Ausscheidungen gefunden, die aber, da sie über den ganzen Hüllquerschnitt gleichmäßig verteilt waren, nicht als Wechselwirkungserscheinungen mit dem Brennstoff angesehen werden. Daneben war jedoch eine geringe Diffusion von Uran in die Hülle zu erkennen.

Bei 900°C zeigte das Reaktionsverhalten während 500 h noch keine wesentliche Änderung. Z.T. war im Brennstoff an der Phasengrenze zur Hülle eine Oxidzone von etwa 1 µm Dicke entstanden. Im VTi3Si1, das bei 800°C noch nicht untersucht wurde, sind bei 900°C während 500 h Ausscheidungen in der Hülle festgestellt worden, deren Intensität mit dem Abstand von der Phasengrenze abnahm.

Mit austenitischen Stählen gab es mit dem UC bei 800°C während 500 h geringe Reaktionen. Beim Typ 4988 waren niob- und vanadinhaltige Ausscheidungen und beim Typ 12R72HV titanhaltige Ausscheidungen in der Nähe der Phasengrenze zu sehen. Bei den anderen Stählen 4981, 4961, titanstabilisiertem und nichtstabilisiertem V2A-Stahl, konnten chromreiche Ausscheidungen in den Korngrenzen und z.T. eine chrom- und titanhaltige Reaktionszone in der Phasengrenze festgestellt werden.

Bei 900°C waren während 500 h die Reaktionen mit allen Stählen stärker. Es traten überall Korngrenzenausscheidungs zonen von 200 µm bis 300 µm Tiefe auf.

Die Untersuchungen mit U(C,N) ergaben immer geringere Reaktionen als mit UC, wobei der Brennstoff mit der Zusammensetzung $U C_{0,6} N_{0,4}$ ein besseres Verträglichkeitsverhalten zeigte als die Zusammensetzung $U C_{0,9} N_{0,1}$.

3. Beeinflussung der Verträglichkeit zwischen Hüllmaterial und Brennstoff durch simulierte Spaltprodukte (P.Hofmann, IMF)

Für hohe Abbrände sind Verträglichkeitsuntersuchungen mit reinen Kernbrennstoffen nicht voll ausreichend, da der Kernbrennstoff durch die entstandenen Spaltprodukte chemisch verändert wird. Es wurden daher Untersuchungen an verschiedenen Hüllmaterialien (V2A, 4988, Incoloy 800, Inconel 625, VZr2Cr15) mit Cäsiummetall und nichtmetallischen Spaltprodukten (Br, I, Se, Te), mit und ohne Kernbrennstoff (UO_2 , UC), bei 600 und 800°C durchgeführt. In Gegenwart aller simulierten Spaltprodukte finden bei 600°C stets Reaktionen mit dem Hüllmaterial statt. Die Vanadinlegierung zeigt bei allen Versuchstemperaturen das beste Verträglichkeitsverhalten gegenüber den Spaltprodukt-Kernbrennstoff-Gemischen. Danach folgen die Stähle und Nickelbasislegierungen. Die stärksten chemischen Wechselwirkungen mit dem Hüllmaterial wurden durch das Se und Te verursacht.

1124.3 Bestrahlungsexperimente

1. Bestrahlungstechnik u. -einrichtungen

Na-Kapselbestrahlungen im MZFR-Schwerwasserloop (D.Piel, IRE)

Im MZFR wird ab Ende 1971 eine Druckwasser-Doppelloopanlage zur Verfügung stehen, die mit D_2O als Kühlmittel und einem Systemdruck von ca. 90 at betrieben wird. Mit Hilfe dieser Anlage können zwei Kapselinsätze mit je 2 MW Wärmeleistung und insgesamt 50 bis 60 Bestrahlungskapseln parallel und unabhängig voneinander bestrahlt werden. Die Testbrennstäbe sind von einwandigen Natriumkapseln umhüllt. Jede Kapsel kann mit maximal 3 Thermoelementen (insgesamt pro Kapselinsatz 24 St.) instrumentiert werden. Die Leistung der Testbrennstäbe läßt sich durch variable Vergiftung des Kühlmittels mit Borsäure bis zu hohem Abbrand weitgehend konstant halten.

Im Rahmen des koordinierten Karbidprogramms soll in der ersten Versuchsgruppe ein Parametertest an Brennstäben mit UC-PuC-Brennstoff und Hüllmaterialien aus 12R72HV und V3Ti1Si durchgeführt werden. Im IRE wurde hierzu der Bestrahlungseinsatz konzipiert und die thermodynamische Auslegung der Bestrahlungskapseln durchgeführt. Die Kapseln haben einen Außen- \emptyset von 22 mm. Die Gesamtzahl der Brennstäbe beträgt 32, wobei die aktive Spaltstofflänge im unteren und oberen Ring je 600 mm und im mittleren Ring je 300 mm beträgt. Die maximal nominelle Stableistung (bezogen auf die Coremittenebene) wurde auf 1.300 W/cm festgelegt. Die gewünschten Zieltemperaturen für die Hüllrohrinnenseite von $650^{\circ}C$ bzw. $850^{\circ}C$ (V3Ti1Si) lassen sich durch Anordnung von Zwischenrohren verschiedener Wärmeleitfähigkeit und Wandstärke im Na-Spalt weitgehend einstellen.

Einwandige NaK-Kapseln für Brennstabbestrahlungen im
FR2 neben dem bisherigen doppelwandigen Typ

(H.Häfner, IRE)

Seit längerer Zeit werden im Karlsruher Forschungsreaktor FR2 Testbrennstäbe in sog. Doppelkapseln bestrahlt [H.Häfner: Bestrahlung von Brennstäben in instrumentierten Natrium-Bleiwismut-Doppelkapseln, Kerntechnik 12, Heft 5/6 (1970) 7]. Bei diesem Kapseltyp ist der Brennstab und das ihn umgebende Natrium oder Natrium-Kalium durch zwei dichte Hüllen vom Reaktorkühlwasser getrennt. In dem Ringspalt zwischen beiden Hüllen befindet sich das gegenüber Wasser praktisch neutrale Bleiwismut-Eutektikum, das bei 125°C flüssig ist.

Es wurden bisher oxidische Brennstäbe mit Durchmessern von 6 bis 8 mm bei Stableistungen bis max. 750 W/cm und Hüllrohroberflächentemperaturen von max. 680°C eingesetzt. Abb. 7 zeigt den radialen Temperaturverlauf innerhalb einer NaK/PbBi-Doppelkapsel für eine Stableistung von 600 W/cm.

Für Leistungen über 1000 W/cm, wie sie z.B. für Karbid-Brennstäbe in Betracht kommen, und für Hüllrohroberflächentemperaturen um 650°C war die Entwicklung einer einwandigen Kapsel notwendig. Einerseits werden nämlich mit steigender Stableistung die Temperaturgradienten in den einzelnen Kapselschichten immer steiler und andererseits können diese Kapselschichten aus verschiedenen Gründen nicht beliebig dünn gemacht werden. Abb. 8 zeigt den radialen Temperaturverlauf innerhalb einer einwandigen NaK-Kapsel bei 1150 W/cm Stableistung. Erste Kapseln dieses Typs werden im Herbst 1970 im Reaktor eingesetzt.

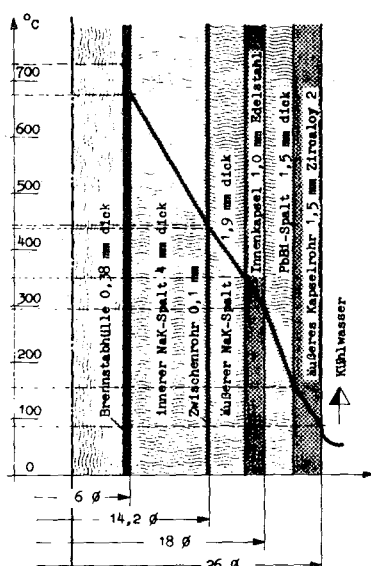


Abb. 7 Rad. Temperaturverlauf in der NaK/PbBi-Doppelkapsel

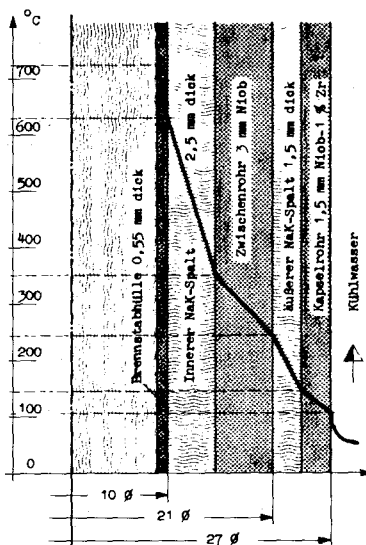


Abb. 8 Rad. Temperaturverlauf in der einwandigen NaK-Kapsel

2. Experimente im schnellen und thermischen Fluß (R.von Jan u. R.Antoni, AEG)FR-2

Als Ergänzung zu den im FR-2 geplanten Karbidbrennstab-Bestrahlungen der Versuchsgruppe 6 wurde eine weitere Serie von Kurzzeitbestrahlungen im FR-2 Heliumloop vorbereitet. Das Bestrahlungsprogramm für diese "Loop-Versuchsgruppe 4a", das gemeinsam vom IMF und AEG erarbeitet wurde (PSB-Bericht Nr. 350), sieht vor, 8 Kurzstäbe mit 150 mm aktiver Länge, 25 μ bzw. 125 μ radialem Spalt und He oder Ar-Bindung 3 -15 Tage mit und ohne Lastwechsel zu bestrahlen. Im übrigen sollen die Stäbe nach denselben Spezifikationen wie für Versuchsgruppe 6 gefertigt werden.

MZFR

Nach eingehenden Vorstudien zur Kapselauslegung (IRE, AEG) wurde die Grundspezifikation für die Versuchsgruppe LI/K7-1 im Schwerwasserloop neu gefaßt: Anstelle des Hüllwerkstoffs 4988 soll jetzt 12R72HV verwendet werden, die Spaltbreite wird schrittweise zwischen 25 μ und 125 μ (radial) variiert, und als Vorläufer für spätere Versuchsgruppen werden 3 Stäbe mit Natrium gebunden.

DFR

Für das bereits 1969 geplante Bestrahlungsvorhaben DFR-330 mit 21 karbidischen Brennstäben in drei Bündeln wurde eine neue Grundspezifikation erarbeitet. Danach werden 14 Stäbe (2Bündel) mit He-Bindung und 7 Stäbe (1Bündel) mit Na-Bindung ausgeführt. Als Hüllwerkstoff kommen 12R72HV (Sandvik-Stahl), 4988 und AISI-316 zum Einsatz. Die brennstoffspezifischen Details wurden mit dem Hersteller ALKEM abgestimmt, wobei zwecks Eingrenzung der Parameter nur Brennstoffdichte und Durchmesser variiert wurde. Unter Beachtung der Sicherheitskriterien erfolgte eine überschlägige mechanische Auslegung, aufgrund welcher die aktive Brennstofflänge bei den Stäben mit He-Bindung auf 500 mm und bei den Stäben mit Na-Bindung auf 400 mm festgelegt wurde. Die Gesamtlänge der Stäbe beträgt 790 mm.

Als Bestrahlungsbeginn wurde der Reaktorzyklus Run 69 (März 1971) vorgesehen. Alle Stäbe verbleiben sechs Reaktorzyklen im Reaktor und sollen bei einer mittleren Stabileistung von etwa 1.200 W/cm einen Abbrand von > 6 at-% erreichen.

3. Bestrahlungsversuche mit modifiziertem UC

(Zusammengestellt von R.-E. Schulze unter Mitarbeit von A. Naoumidis, H. Nickel und G. Pott, Institut für Reaktorwerkstoffe, KFA Jülich)

3.1 Herstellung von Proben aus modifiziertem UC

Für Bestrahlungsexperimente werden U(C,N)-Proben unterschiedlicher Zusammensetzung hergestellt. Die Herstellung erfolgt im Labormaßstab durch 24-stündige carbothermische Reduktion von UO_2 im N_2 -Strom unter Bildung von einphasigem $UC_{1-x}N_x$ und anschließendes Heißpressen der erhaltenen $UC_{1-x}N_x$ -Pulver zu Pellets.

Reaktionskinetische Untersuchungen führten zu einer erheblichen Verkürzung der Reaktionszeit des carbothermischen Verfahrens. Danach können $UC_{1-x}N_x$ -Proben aller Zusammensetzungen von $0,3 < x < 1$ innerhalb von zwei Stunden hergestellt werden. Zum Abbau des Sauerstoffs aus UO_2 bis zu Gehalten von ≤ 500 ppm ist zur Herstellung der UC-reicheren Mischkristalle eine längere Reaktionszeit erforderlich.

$UC_{1-x}N_x$ -Mischkristalle mit Zusammensetzungen von $0,2 < x < 0,9$ können in Graphitmatrizen bei Preßtemperaturen zwischen 1.700 und 1.800°C unter dem jeweiligen Stickstoffgleichgewichtsdruck, der von der Mischkristallzusammensetzung und der Temperatur abhängt, heißgepreßt werden.

3.2 Bestrahlungsexperimente

Das Ziel der Bestrahlungsexperimente ist die Erprobung von U(C,N)-Brennstoff bei hohen Stableistungen und bis zu hohen Abbränden. Dabei sollen Aussagen über Stabilität, Verträglichkeit mit Hüllwerkstoffen, Spaltgasfreisetzung und Schwellverhalten gewonnen werden.

Erste Bestrahlungsexperimente wurden im BR-2 in Mol und im R-2 in Studsvik ausgeführt. Die Tests im BR-2 dienten vorwiegend der Erprobung der Na-gekühlten Bestrahlungskapsel. Die eingesetzten Brennstoffstäbe aus Cr/Ni-Stahl 4301 mit einem Außendurchmesser von 12 mm enthielten Brennstoff-Pellets der Zusammensetzung $UC_{0,6}N_{0,4}$ mit einer Dichte von 93 % th.D. Im ersten Experiment wurde bei einer Stableistung von 800 W/cm bis zu einem Abbrand von 700 MWd/t bestrahlt. Die berechnete Hüllrohräußentemperatur betrug 500°C, dies entspricht einer Zentraltemperatur von etwa 1.200°C. Die Nachuntersuchungen ergaben keine Veränderungen an Brennstoff

und Hüllmaterial. Die Bestrahlungseinrichtung zeigte sowohl bei diesem Test als auch bei zwei nachfolgenden Experimenten, bei denen die Stableistungen auf 1.000 bzw. 1.500 W/cm erhöht und Abbrände von etwa 4.500 MWd/t erzielt wurden, eine einwandfreie Funktionsweise. Bei den letzten Tests wurden max. Hüllwandtemperaturen von 570 bzw. 640°C gemessen, die Zentraltemperaturen von etwa 1.400 bzw. 1.700°C entsprechen. Nachuntersuchungsergebnisse liegen noch nicht vor.

Zur Ermittlung des Kurzzeitverhaltens von U(C,N) wurden Bestrahlungen in Rabbit-Kapseln, die je einen Teststab mit $UC_{0,6}N_{0,4}$ - bzw. $UC_{0,2}N_{0,8}$ - Pellets enthielten, im R-2 ausgeführt. Die Bestrahlungszeiten lagen zwischen 10 sec und 24 h. Es wurden Hüllrohrtemperaturen von etwa 650°C, die einer Zentraltemperatur von etwa 1.700°C entsprechen und Stableistungen von 1.500 W/cm erreicht. Die Nachuntersuchungen ergaben keine Veränderungen an Brennstoff und Hüllmaterial.

4. Verträglichkeit von UN und UC mit verschiedenen Hüllmaterialien unter Bestrahlung (W.Dienst, G.Gausmann, IMF)

Im Reaktor FR 2 (Karlsruhe) wurden einige Verträglichkeitsversuche unter Bestrahlung an Brennstoff-Hüllmaterial-Kombinationen durchgeführt, die z.T. auch in Glühversuchen ohne Bestrahlung zur Untersuchung gekommen waren. Als Hüllmaterialien fanden verschiedene V-Ti-Nb-Legierungen, austenitische Cr-Ni-Stähle vom Typ 16/13, 15/15 und Nicrofer (Incoloy 800) und die Ni-Legierung Inconel 718 Verwendung. Brennstoffpulver aus stöchiometrischem UN oder überstöchiometrischem UC (ursprünglich 4,9 % C) wurden bis zu einer relativen Dichte von 75 - 80% TD in die zentrale Bohrung von dickwandigen Patronen aus den gewählten Hüllmaterialien (Abb. 9) eingepresst und durch Elektronenstrahlschweissung abgeschlossen. Durch die Spaltungswärmeleistung des Brennstoffes wurden Probenhülltemperaturen von 650 - 900°C eingestellt. In etwa 1000 h Bestrahlungsdauer wurde ein Uran-Abbrand von 1,0 - 1,3 % erzielt.

Die durch Reaktion zwischen Brennstoff und Hüllmaterial unter Bestrahlung bedingten Ausscheidungszonen stimmten meistens mit denjenigen überein, die bei gleichen Versuchstemperaturen ohne Bestrahlung zu erwarten sind. Für die Probengruppe der austenitischen Stähle ergab sich etwa folgender Zusammenhang zwischen Bestrahlungstemperatur und Karbid- oder Nitridausscheidungszonen-Tiefe (Abb.10) nach 1000 h Versuchsdauer:

Temp. [°C]	750	800	850
Tiefe [μ m]	50	150	300

In der Ni-Legierung Inconel 718 war die Ausscheidungszonen-Tiefe deutlich kleiner.

Eine nachweisbare Beeinflussung der Verträglichkeit zwischen Hülle und Brennstoff durch die Bestrahlung erfolgt nur dann, wenn durch die Gitterschäden in der Spaltfragment-Recoil-Zone eine wesentliche Hemmung oder Förderung von verträglichkeitsbestimmenden Diffusionsvorgängen verursacht wird. Eine entsprechende Verbesserung der Verträglichkeit mit UN- und UC-Brennstoff schien für Vanadin-Legierungen mit relativ hohem Ti-Gehalt (\geq 10 Gew.%) bei Bestrahlungstemperaturen \leq 750°C

vorzuliegen.

Tabelle 1 zeigt für die verschiedenen V-Ti-Nb-Legierungen die Tiefe der Zone, die sichtbar von einer Ti-Verarmung durch Ti-Diffusion zur Grenzfläche Hülle-Brennstoff betroffen ist. Die Ti-Verarmung führt zur Auflösung der Ti-Oxidausscheidungen, die in den Vanadin-Legierungen vom Herstellungsprozess enthalten sind (Abb.11).

Tabelle 1: Tiefe der durch Reaktion zwischen Brennstoff und Hülle beeinflussten Zone in verschiedenen V-Legierungen nach 1000 h bei 60 - 740°C

Legierung/ Brennstoff	Auflösung v. ursprüngl. Ti-Oxiden	Neubildung v. Karbid- bzw. Nitridausscheidungen
V-20Ti/UN	10 µm	
V-20Ti-20Nb/UN	20 µm	
V-10Ti/UN	20 - 30 µm	
V-10Ti-15Nb/UC	20 µm +	20 µm
V-5Ti-20Nb/UN	15 m +	25 µm
V-3Ti-5Nb-10Cr/UC	50 - 100 µm	

Bei hohem Ti-Gehalt bleibt die Dicke der beeinflussten Zone klein. Durch die äussere Karburierung bzw. Nitrierung unter beschleunigter Ti-Diffusion in der Spaltfragment-Recoil-Zone wird eine versprödende innere Ausscheidung vermieden. Bei abnehmendem Ti-Gehalt reicht die beeinflusste Zone zunehmend über die Recoil-Zone hinweg in die Hülle hinein. Es kann dann jenseits der Recoil-Zone zur Bildung einer versprödenden Karbid- bzw. Nitridausscheidungszone kommen. Ein hoher Nb-Gehalt scheint diesen Effekt zu begünstigen (Abb.12).

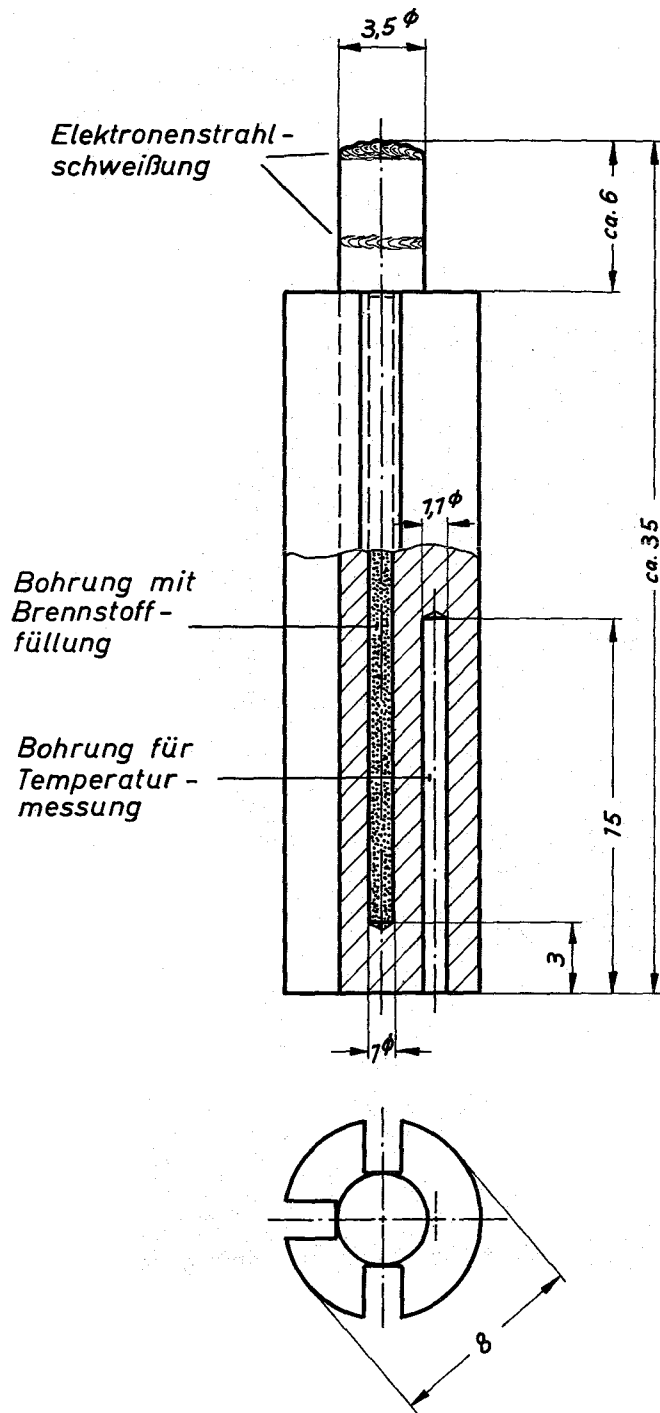


Abb. 9: Schnitt-Skizze der als Bestrahlungsproben eingesetzten mit Brennstoff gefüllten Hüllmaterial-Patronen

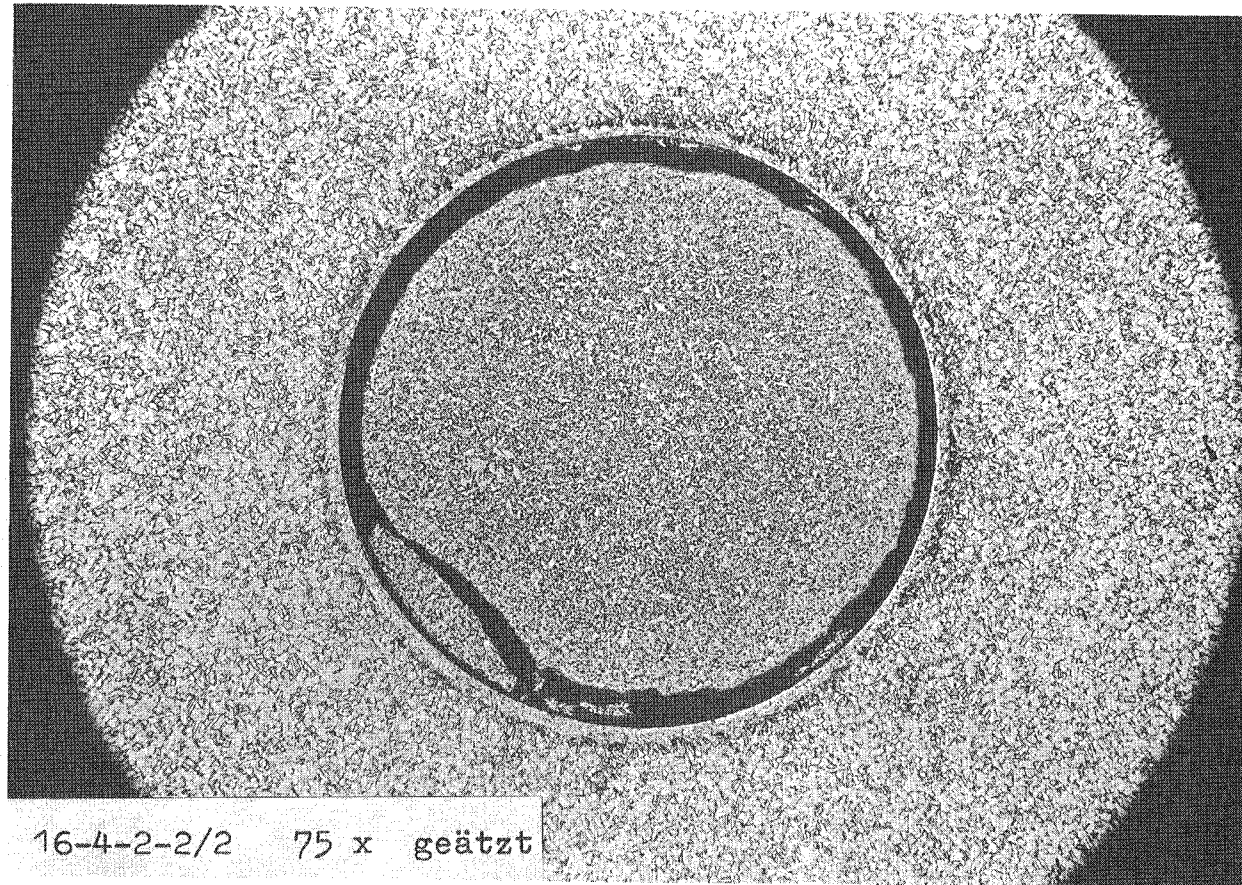


Abb. 10: Austenitischer 16Cr-13Ni-Stahl 4988. Umgebung der UC-gefüllten Bohrung mit einer Ausscheidungszone im Anschluss an die Spaltfragment-Recoil-Zone nach 1000 h Bestrahlung bei 740°C

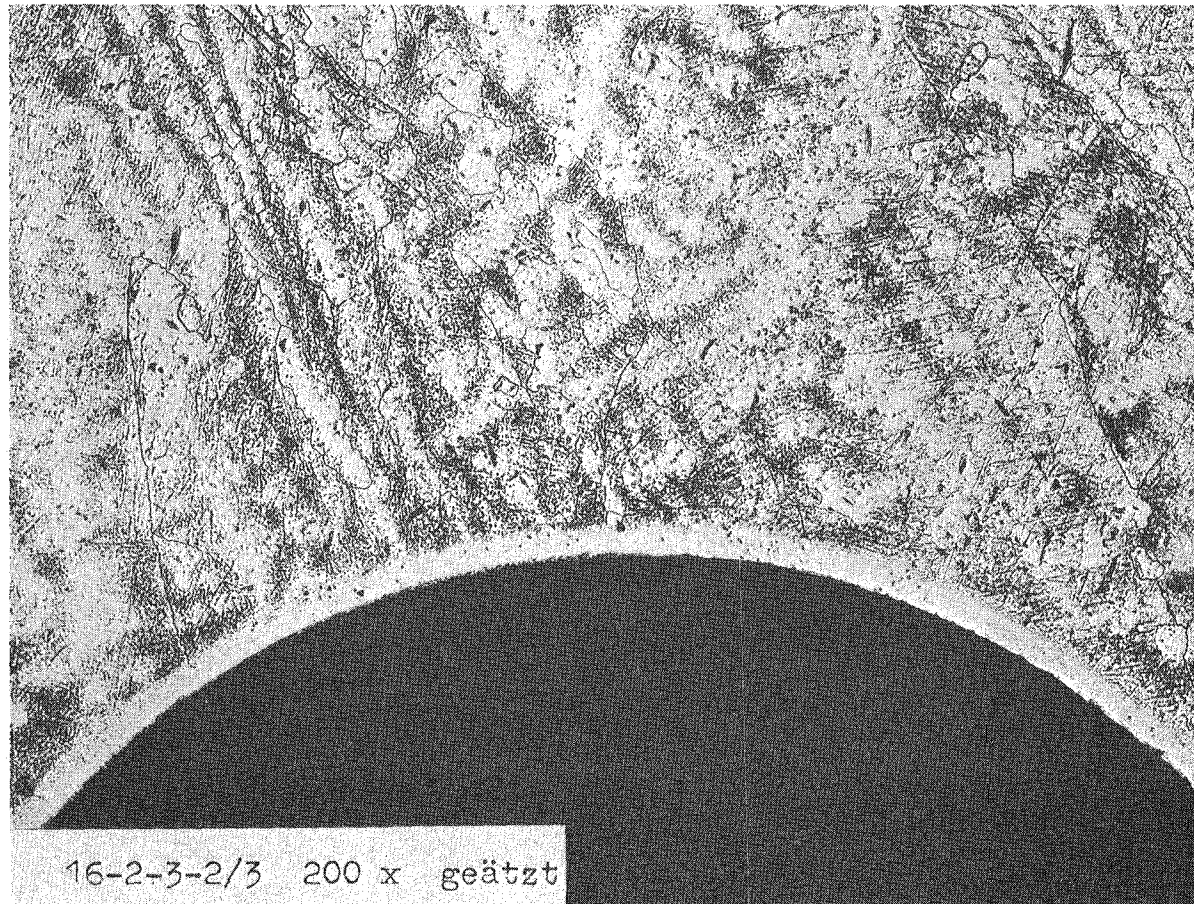


Abb. 11: Unter Bestrahlung (1000 h, 730°C) entstandene ausscheidungs-freie Zone einer V-20Ti-20Nb-Probe an der Grenzfläche zwischen Hülle und UN-Brennstoff

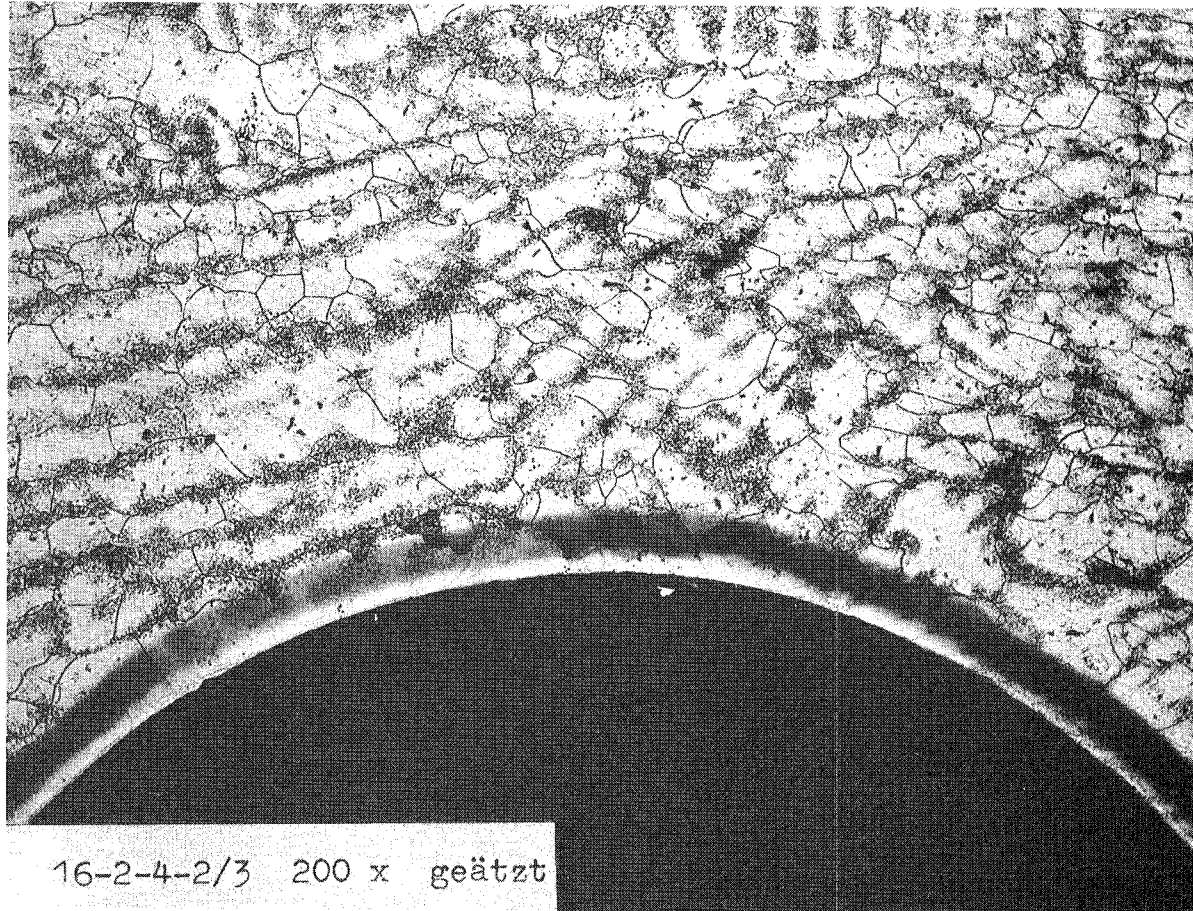


Abb. 12: Unter Bestrahlung (1000 h, 700°C) durch Reaktion zwischen Brennstoff und Hülle beeinflusste Zone einer V-5Ti-20Nb-Probe an der Grenzfläche zwischen Hülle und UN-Brennstoff

1125. Brennelemente für gasgekühlte Brüter1125.1 Isostatisches Heisspressen von Cermet-Brennstoffstäben mit niedrigen Metallanteilen (H.Bumm, P.Weimar, IMF)

Mit Vanadin beschichtete UO_2 -Kugeln (20 u. 30 Vol.-% V) wurden in Reinvanadinrohre eingefüllt, isostatisch heissgepresst und die Technologie sowie die Pressbedingungen für diese Cermets in Abhängigkeit von Temperatur und Druck ermittelt. Daraufhin wurden auch 2 x 4 Bestrahlungsproben aus V-Cermets in V-Rohren hergestellt (Abb. 1). Die Proben hatten folgende Dichten bzw. Metallkonzentrationen:

85% T.D.	20 Vol.-% V
90% "	
20 Vol.-% V	85% T.D.
30 Vol.-% V	

Nach dem Heisspressen wurden die 10 cm langen Proben wie die bisherigen Bestrahlungseinsätze fertig bearbeitet und vermessen. Die Stäbe sollen ab 30. Woche im FR 2 bestrahlt werden (Bestrahlungsziel: 2% bzw. 5% Abbrand) .

Abb. 2 zeigt das Gefüge (Querschliff) der 30% V-Cermets.

Der neue grössere Autoklav der Fa. UHDE wurde nach langer Lieferverzögerung abgenommen; er ist angeliefert worden und kommt im IMF zur Aufstellung. Das Autoklavengebäude selbst soll Ende des II.Quartals umgebaut und erweitert werden; dadurch wird Platz für drei Autoklaven geschaffen. Im Herbst können dann auch 50 cm lange Stäbe in Brüterabmessungen heissgepresst werden. Die Technologie so langer gerader Stäbe muss noch ausgearbeitet und festgelegt werden.

Z.Zt. laufen Kriechversuche bei Temperaturen um $900^{\circ}C$ an umhüllten und nichtumhüllten Cr- und V-Cermets (Ziel: Festlegung des Einflusses der Hülle auf das Kriechverhalten derartiger Cermets). Weiterhin werden Temperaturwechselversuche (bis $1600^{\circ}C$) an Cr- und V-Cermets durchgeführt (Ziel: Bestimmung der Temperaturschockempfindlichkeit dieser Cermets mit und ohne Hülle).

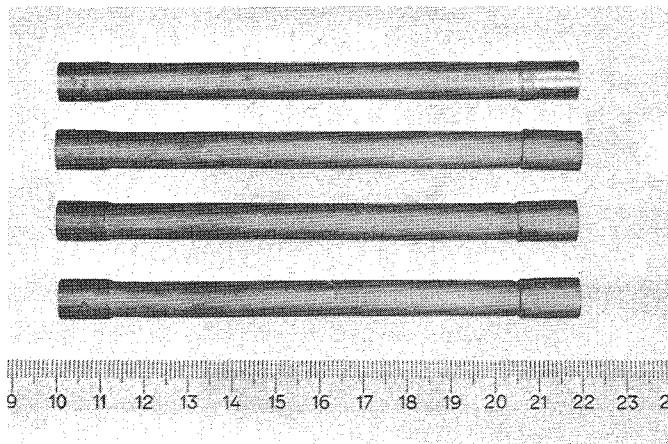


Abb. 1: UO_2 -V-Cermet-Stäbe mit V-Hülle

100x

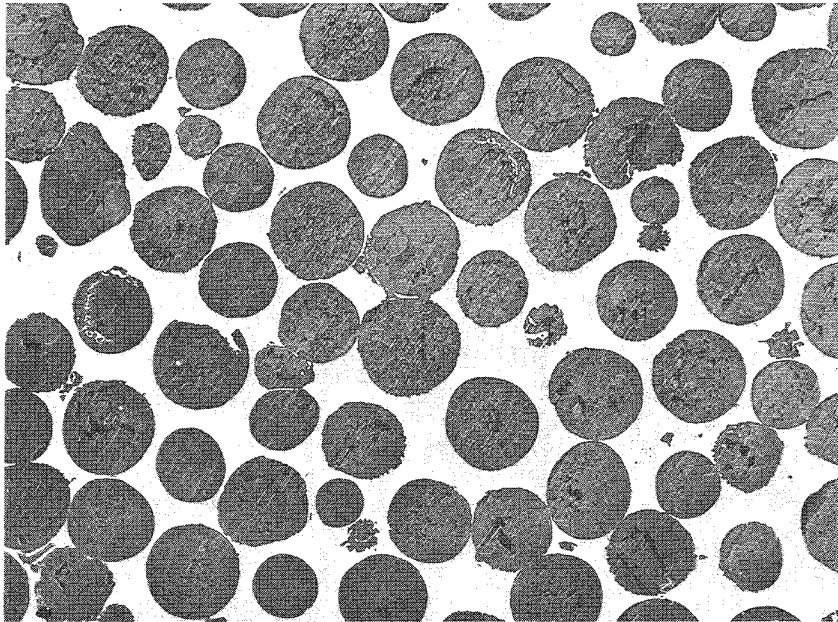


Abb. 2: Gefüge eines UO_2 -V-Cermets mit 30 Vol.-% nach dem isostatischen Pressen.

113 Materialuntersuchung und -entwicklung1131 Materialuntersuchungen an technischen Legierungen1131.1 Hüllmaterial1131.11 Mechanische Eigenschaften1. Kurzzeitfestigkeit (G. Heß, IMF)

Die Hochtemperaturversprödung wird über die mechanisch-thermischen Vorbehandlungen durch verändertes Rekristallisationsverhalten entscheidend beeinflusst, wie sich am Werkstoff (4988) nach Abb. 1 zeigt, der nach 15%iger Kaltverformung bei 750 und 850°C bis zu 92 Stunden gegläht ist. Die bei 700°C durch-

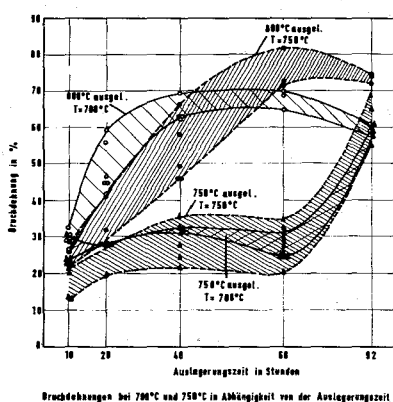


Abb. 1

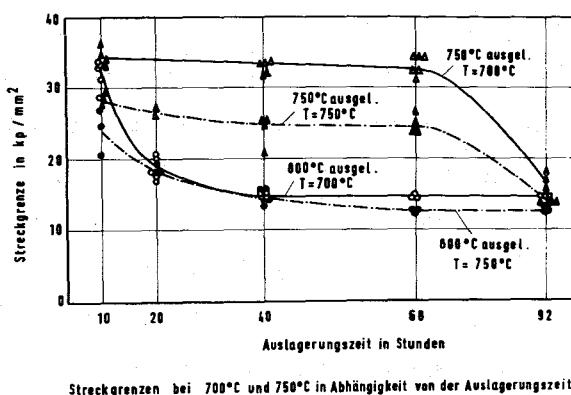


Abb. 2

geführten Zugversuche lassen erkennen, daß bei 750°C erst nach einer Glühzeit von 48 Stunden, bei 800°C dagegen bereits nach 10 Stunden Rekristallisation einsetzt. Die Bruchdehnung weist ein Maximum auf. Die Streckgrenzen (Abb. 2) zeigen einen ähnlichen Verlauf wie die Bruchdehnungen.

2. Zeitstand- und Kriechverhalten (H. Böhm, L. Schäfer, M. Schirra, H. Scholz)

Im Rahmen der Untersuchungen am Stahl 4988 wurde in einem weiteren Versuchsprogramm ermittelt, inwieweit das Zeitstandverhalten dieses Stahls durch verschiedene mechanisch-thermische Vorbehandlungen verbessert werden kann. Untersucht wurde einmal der Einfluß der Kaltverformung (15-50%) und der Auslagerungstemperatur (700° - 170^h, 800° - 23^h). Alle Zustände wurden bis zu Standzeiten von ≈ 6000 Stunden untersucht. Die aufgenommenen Zeitstandfestigkeitskurven zeigen, daß keine der mechanisch-thermischen Vorbehandlungen zu einer wesentlichen Verbesserung der Zeitstandfestigkeit führt. Der nur kaltverformte Zustand (≈ 15%)

erhöht zwar geringfügig die Zeitstandfestigkeit ($\sigma_B/10^4$ Stunden von ≈ 14 auf 16 kp/mm^2), jedoch fällt dann die Bruchdehnung auf Werte $< 10\%$ ab. Eine Veränderung der nach dem Lösungsglühen erfolgenden Auslagerungsbehandlung (von $750^\circ 5^{\text{h}}$ auf $700^\circ 170^{\text{h}}$) erbringt bei Standzeiten bis 10^3 Stunden etwas geringere Zeitstandfestigkeitswerte, bei Standzeiten $> 10^4$ Stunden jedoch um $1-2 \text{ kp/mm}^2$ höhere Werte.

Kaltverformungsgrade $> 25\%$ und Auslagerungstemperaturen $> 750^\circ\text{C}$ führen zu Rekristallisation bzw. Überalterung und somit zu stärkerem Abfall der Zeitstandfestigkeitskurve mit zunehmender Standzeit.

Die Legierung Inconel 625 wurde in einer früheren Arbeit im warmfertiggewalzten Zustand untersucht. Dieser Zustand, der überwiegend für Einsatztemperaturen $< 650^\circ$ verwendet wird, erbringt nicht optimale Zeitstandfestigkeitswerte, jedoch sehr gute Duktilität. In einem zweiten Versuchsprogramm wurde Inconel 625 in lösungsgeglühtem Zustand ($1150^\circ - 1^{\text{h}}$) untersucht, um das Zeitstandverhalten bis zu 800° zu bestimmen. Die Versuchsergebnisse zeigen, daß für 650° und 10^4 Stunden Standzeit mit $\approx 30 \text{ kp/mm}^2$ und bei 700° mit $\approx 19 \text{ kp/mm}^2$ gerechnet werden kann (warmfertiggewalzt $650^\circ = 20 \text{ kp/mm}^2$, $700^\circ = 12 \text{ kp/mm}^2$). Dieser starken Erhöhung der Zeitstandfestigkeit steht aber eine starke Abnahme der Duktilität gegenüber. Für 10^4 Stunden Standzeit liegt die Dehnung bei 650° bei $\approx 5\%$ und für 700° zwischen 10% und 20% .

Der lösungsgeglühte Zustand weist auch bis 700° ein wesentlich günstigeres Verhältnis $\sigma_{1\%}/\sigma_B$ auf ($0,8 - 0,95$). Bei Temperaturen $> 700^\circ$ ist das Gefüge allerdings thermisch nicht mehr stabil. Es kommt zu erheblichen Ausscheidungen, die sich auch in einem diskontinuierlichen Verlauf der Kriechkurve bemerkbar machen. Neben den im Gefüge vorhandenen Primärkarbiden kommt es zu Niob-Ausscheidungen, um die sich als Hof Molybdän anreichert. Mo-Karbonitride scheiden sich auch auf den Korngrenzen aus.

Im Rahmen der Rohrrinnendruck-Zeitstandversuche wurden Versuche an verschiedenen langen Proben durchgeführt, um den Einfluß der Probenlänge auf das Zeitstandverhalten zu prüfen. Die Untersuchungen erfolgten an Rohren aus dem Werkstoff Nr. 4988 mit der Abmessung $7,0 \text{ } \varnothing \times 0,4 \text{ mm}$ bei 700° unter einem Innendruck von 250 atm . Die Versuchsergebnisse zeigten, daß bei Probenlängen zwischen 10 und 140 mm kein Unterschied in der Zeitstandfestigkeit vorliegt.

3. Schweißuntersuchungen (W. Scheibe, IMF)

Die erweiterten Versuche am Sandvik-Stahl 12R72HV (lösungsgeglüht + 15% kaltverformt) zeigen, daß durch geeignete Schweißparameter eine deutliche Verbesserung der Dehnung von 2 auf 7% möglich ist. Die Abb. 3 zeigt den Verlauf der Kleinlasthärte. Während bei Dehnungen von 2% in der Schweißnaht ein Härteabfall zu beobachten ist (gestrichelte Kurve), tritt bei Proben mit größerer Dehnung ein Härteanstieg gegenüber dem Grundmaterial auf (ausgezogene Kurve). Bezüglich Streckgrenze und Zugfestigkeit sind in beiden Fällen keine nennenswerten Unterschiede festzustellen.

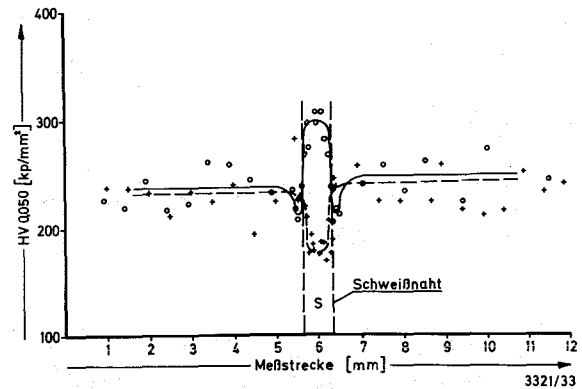


Abb. 3

4. Pneumatische Innendurchmesserprüfung mit einer neuen Prüfbank

(O. Jacobi, R. Scherwinsky, IMF)

Im Rahmen des Karbidbestrahlungsprogrammes des PSB wurden insgesamt 200 m Hüllrohre aus Edelstahl X8CrNiMoVNb1613, Werkstoff Nr. 1.4988 mit den Abmessungen $14^\circ \times 0,6$, $10^\circ \times 0,55$, $9,5^\circ \times 0,5$ und $8^\circ \times 0,45$ spezifiziert und beschafft. Anschließend wurden die Rohre mit Ultraschall auf Rißfehler geprüft. Gleichzeitig wurden in einem Arbeitsgang noch die Wandstärke und der Außendurchmesser bestimmt. Für die Bestimmung des Innendurchmessers kam zum erstenmal die neuentwickelte, pneumatische Innendurchmesser-Prüfbank praktisch zum Einsatz. Die mit dieser Einrichtung gewonnenen Meßwerte sind in Tabelle 1 wiedergegeben. Sie wurden durch Auswertung der zugehörigen Prüfdiagramme gefunden. Das Resultat dieser Messung ist, daß die jeweilige Abweichung des Innendurchmessers nicht den spezifizierten Toleranzbereich von $\pm 30 \mu$ überschreitet.

Abb. 4 zeigt je ein Prüfdiagramm eines Rohres einer Abmessung.

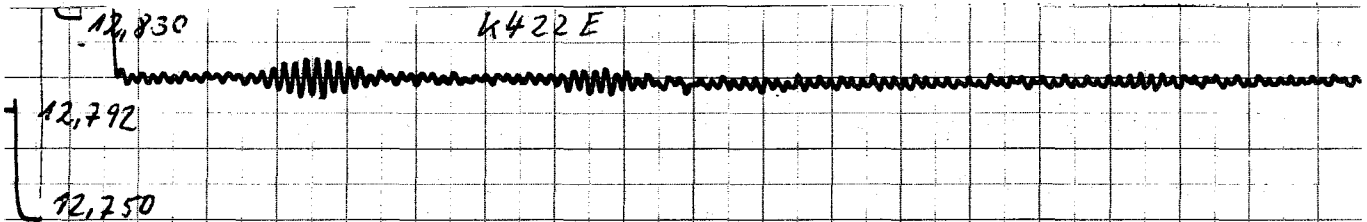
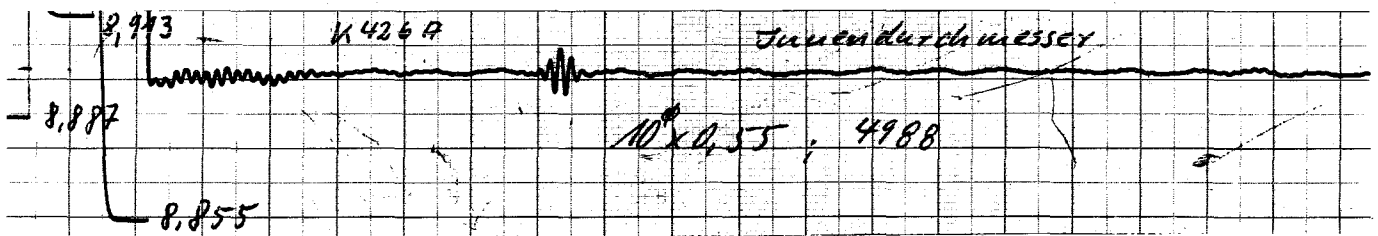
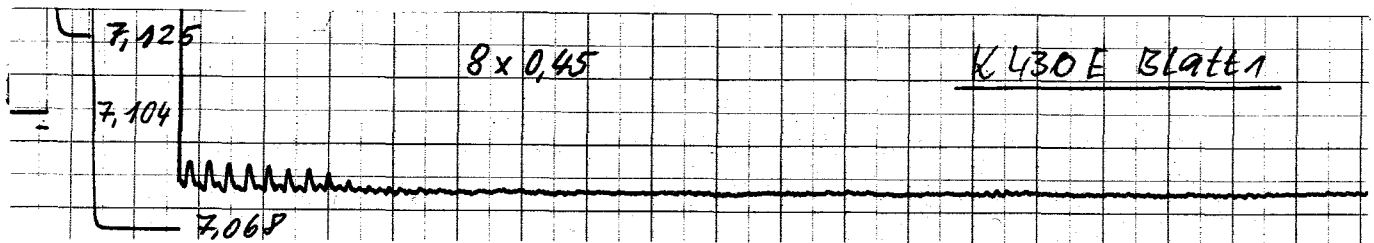


Tabelle 1

Rohr-Nr.	Außendurchmesser (mm)	Innendurchmesser (mm)	Maximale Abweichung des Innendurchmessers (μm)	Maximale Ovalität ($2 \cdot f \text{ max.}$) (μm)
K 420	14	12,8	0 + 12	9
K 421	14	12,8	- 6 + 3	7
K 422	14	12,8	+ 21 - 12	15 ⁺
K 423	14	12,8	- 3 + 15	6
K 424	10	8,9	+ 3 - 2	4
K 425	10	8,9	+ 4 - 4	8
K 426	10	8,9	+ 8 - 6	14 ⁺
K 427	10	8,9	+ 3 - 7	4
K 428	8	7,1	- 14 - 4	6
K 429	8	7,1	- 18 - 10	6
K 430	8	7,1	- 10 - 20	12 ⁺
K 431	8	7,1	- 18 - 6	2
K 450	9,5	8,5	+ 18 - 10	30
K 451	9,5	8,5	+ 12 - 4	4
K 452 ;	9,5	8,5	+ 6 - 3	8
K 453	9,5	8,5	+ 10 - 2	8

⁺ mit Diagramm belegt

5. Prüftechnik - Neutronenradiographie (W. Mayer, AEG)

Die Neutronenradiographie ist, ähnlich wie die Radiographie mit Röntgenstrahlen, ein zerstörungsfreies Prüfverfahren. Der Unterschied besteht darin, daß man das Objekt nicht mit Röntgenstrahlen, sondern mit Neutronen durchstrahlt, und daß die Materialien für Neutronen einen anderen Wirkungsquerschnitt besitzen als für Röntgenstrahlen. Die Neutronenradiographie kann die Röntgenradiographie oft ergänzen, wo diese versagt. So ist es zum Beispiel möglich, wasserstoffhaltige Substanzen und Metalle, Bor und Aluminium oder die Uranisotope U-235 und U-238 zu unterscheiden. Ein wesentlicher Vorteil der Neutronenradiographie liegt darin, daß auch radioaktive Objekte durchstrahlt werden können. Aus diesem Grunde wurde versucht, das Verfahren mit Neutronen aus dem Prüfreaktor zu verwirklichen, mit dem Ziel, die Untersuchung bestrahlter Brennstoffstäbe in den benachbarten heißen Zellen mit einem zerstörungsfreien Verfahren zu ergänzen.

In den ersten inzwischen abgeschlossenen Experimenten sollte demonstriert werden, daß der Prüfreaktor für die Zwecke der Neutronenradiographie geeignet ist. Ferner mußte die Aufnahmetechnik erprobt werden.

In die seitliche Abschirmung des Prüfreaktors wurde ein Kollimator eingebaut. Dieser besteht aus einem Stahlrohr von 4 m Länge und 20 cm Durchmesser. Zur Abschirmung der epithermischen Neutronen aus dem Reaktor wurde das Rohr mit Kadmiumblech und Paraffin umgeben. Die Kollimation ist so gut, daß ein Loch von 0,1 mm Durchmesser oder ein Steg von 0,1 mm zwischen zwei Löchern von 1 mm Durchmesser in einem 1 mm dicken Kadmiumblech noch deutlich zu erkennen sind. Da die ersten Experimente an nicht radioaktiven Objekten vorgenommen wurden, konnte die direkte Abbildungsmethode angewandt werden. Zu diesem Zwecke wurde eine Vakuumkassette gebaut, in der durch den Unterdruck einer mechanischen Pumpe ein Röntgenfilm und eine Konverterfolie aus Gadolinium in engem Kontakt

auf eine ebene Unterlage aufgedrückt werden. Die dem Objekt zugekehrte Seite der Kassette besteht aus einem dünnen Aluminiumfenster. Der Neutronenstrahl wird im Objekt geschwächt und trifft ungehindert durch den Röntgenfilm auf die 0,025 mm dicke Gadoliniumfolie. Durch die Absorption der Neutronen im Gadolinium entstehen 75 keV Gammaquanten und Konversionselektronen, die den Film schwärzen.

Mit dieser Technik konnten einige Demonstrationsbilder angefertigt werden. So sind zum Beispiel 7 mm dicke Zahnräder aus Kunststoff und Stahl hinter einer 5 cm dicken Bleiplatte auf einer neutronenradiographischen Aufnahme mit gutem Kontrast und scharf zu erkennen. Für die Aufnahmen wurden Agfafilme D7 und D10 verwendet. Die Belichtungszeiten betragen bis zu 2 Stunden. Diese Zeit kann wesentlich verringert werden, wenn der Kollimator optimal in den Reaktor eingebaut wird.

Zur Zeit verursacht der Kollimator noch eine starke Flußstörung des Reaktors, da die Kadmiurnabschirmung bis an den Kern herangeführt wurde. Man kann jedoch ohne wesentliche Verschlechterung der Kollimation die Öffnung des Strahlenkanals in eine optimale Lage am Reflektor verlegen. Außerdem muß noch die dabei zweckmäßigste Reflektordicke ermittelt werden.

Ferner ist es möglich, die Reaktorleistung um einen Faktor 10-100 zu erhöhen, wenn die Abschirmung verstärkt wird.

Abschließend kann festgestellt werden, daß der Prüfreaktor als Neutronenquelle für Neutronenradiographien geeignet ist. In einer Studie soll als nächstes festgestellt werden, auf welche Weise bestrahlte Brennstoffstäbe am Prüfreaktor untersucht werden können.

6. Prüftechnik - Außendurchmesser-Meßsystem (Udo Wittekindt, AEG)

Mit verschiedenen Rohrdimensionen wurden umfangreiche Probenmessungen vorgenommen. Die Funktion des Außendurchmesser-Meßsystems wurde an den DSR-, Siedewasser VAK- und HDR-Messungen getestet. Der Meßrachen

erbrachte noch keine reproduzierbaren Ergebnisse nach einem Umsetzen vom Eichkaliber auf das Rohr oder von Rohr zu Rohr. Entsprechende Änderungsvorschläge wurden ausgearbeitet. Zu diesem Probetrieb gehörte die Funktionsprüfung des Klimagerätes, insbesondere die Temperaturkonstanz bei 20°C und das Kühlvermögen bei größeren Innen- und Außentemperaturen. Das Gerät arbeitet zur Zufriedenheit, obwohl gerade für Langzeituntersuchungen eine Regelung für die Normtemperatur angebracht wäre.

Verschiedene kleinere Reparaturen wurden in Verbindung mit dem Hersteller der Maschine vorgenommen. Dazu gehörte auch die Änderung eines Ziffernblattes für das pneumatische Zeigergerät der Innendurchmessereinrichtung, um eine übersichtliche Ablesung zu gewährleisten.

1131.12 Bestrahlungsversuche

1. Bestrahlungstechnik u. -einrichtungen

Bestrahlungseinrichtung für Hüllrohrproben unter Innendruck und bei höherer Temperatur im BR2 (Mol 2 und Mol 4)

(L. Schmidt, H. Will, H. Lukasz, IRE)

Im BR2 werden seit Mitte 1966 in der vom IRE 2 entwickelten Bestrahlungseinrichtung Mol 2 Brennelement-Hüllwerkstoffe in Form von kleinen Röhrchen bei höheren Temperaturen und unter mechanischer Belastung durch Innendruck bestrahlt (W. Kramer, L. Schmidt und H. Will, Bestrahlungseinrichtung zur Hüllmaterialuntersuchung für schnelle Brutreaktoren, Kerntechnik, 9. Jg. 1967, Heft 11), (W. Kramer und H. Will, Brüter-Versuchshüllrohre für Bestrahlungsexperimente; meß- und fertigungstechnische Probleme, Kerntechnik, 9. Jg. 1967, Heft 7). Eine Weiterentwicklung dieser Bestrahlungseinrichtung - Projekt Mol 4 - gestattet es, die Temperaturen und Drücke zu zyklisieren, um die beim An- und Abfahren sowie bei Leistungsschwankungen des Reaktors auftretenden thermischen und mechanischen Wechselbeanspruchungen zu simulieren.

Ausführliche out of pile- und in pile-Messungen der axialen Temperaturverteilung an den Mol 2-Prüflingen zeigten, wie aus Abb. 5 zu ersehen ist, nicht sehr günstige Werte. Dies ist zurückzuführen auf die Prüflingszentrierung und die Anordnung der elektrischen Heizung im Prüfling. Eine Neuentwicklung für Mol 4 mit geänderten Zentrierungen und einer Vergrößerung der beheizten Prüflingslänge zeigte bei Vorversuchen ein wesentlich besseres Temperaturprofil (s. Abb. 6). Es ist geplant, auch bei Mol 2 diese Prüflingsform einzusetzen.

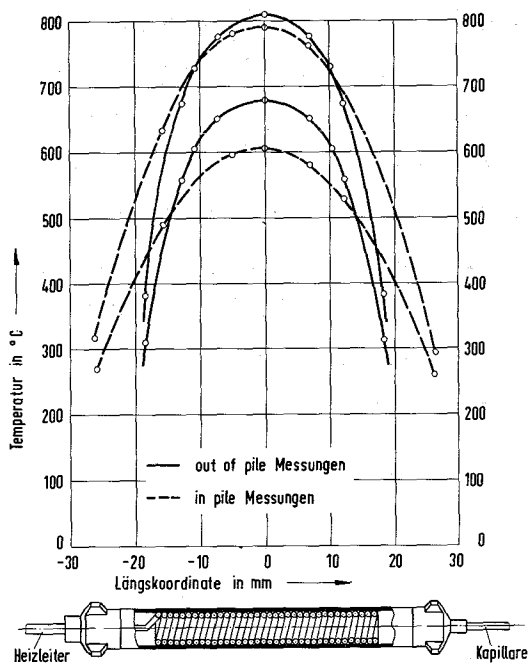


Abb. 5

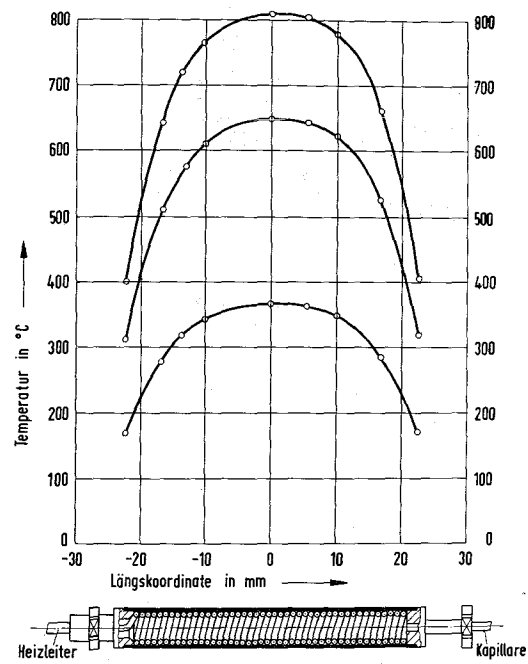


Abb. 6

Kriechkapseln für den BR2 (W. Neumann, H. Will, IRE)

Im IRE2 werden 3 Bestrahlungsprojekte zum Messen des in-pile Kriechverhaltens von Strukturmaterialien bearbeitet, wobei 2 Einrichtungen von ausländischen Firmen geliefert werden (Projekt 5A und 5B). Die eigene Kriechkapselentwicklung (5C) hat bisher zur Erstellung eines Prototyps geführt. Als Meßsystem wurde ein strahlenbeständiger, induktiver Wegaufnehmer ausgewählt, der gegenüber dem pneumatischen System der Firma Vickers (5A) und dem Resonanzverfahren der C.E.A. (5B) den Vorteil hat, daß eine kompakte Bauweise möglich wird und mehrere unabhängige Kriechvorrichtungen in einem Bestrahlungskanal eingesetzt werden können. Die Kosten pro

Prüfling reduzieren sich dadurch erheblich. Durch das Ablenken des Prüflings an ein pneumatisches Belastungssystem, wobei Zuganker um das induktive Meßsystem herumgreifen, wurde eine Konstruktion

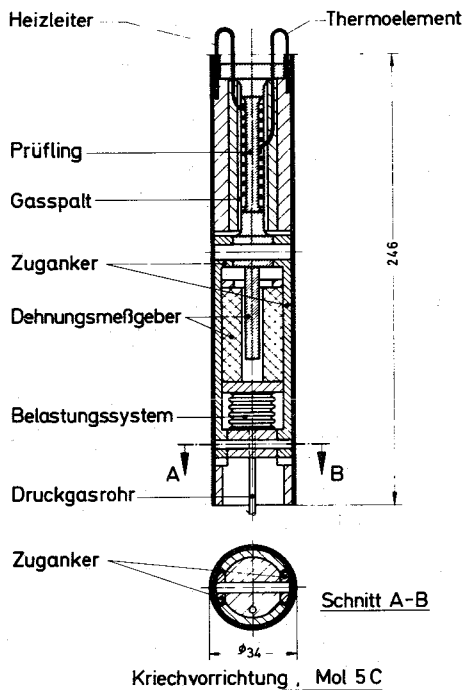


Abb. 6 a

gefunden, die vom thermodynamischen Verhalten und von der Fertigung her gesehen besonders günstig ist.

Parallel zu den anlaufenden Bestrahlungen mit Kriechvorrichtungen der Firma Vickers und der C.E.A. im BR2 in Mol wird die eigene Vorrichtung out pile getestet und für in pile Versuche im BR2 ein Simulationseinsatz vorbereitet. Nach einem erfolgreichen Test im Reaktor könnte dieser Kapseltyp ab 1971 eingesetzt werden.

2. Kurzzeitfestigkeit (H. Böhm, G. Heß, W. Scheibe, IMF)

Zwei Zustände des Stahles X8CrNiMoNb 1613 wurden im FR 2 mit einer thermischen Neutronendosis von $3 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$ bestrahlt und in Zugversuchen geprüft. Ein bei $800^\circ - 23^{\text{h}}$ ausgelagerter Zustand (1) zeigt nach Abb. 7 zwischen 650° und 750° einen starken Dehnungsabfall. Demgegenüber erhält man nach mechanisch-thermischer Vorbehandlung (15% Kaltverformung + $800^\circ - 23^{\text{h}}$) bessere mechanische Eigenschaften.

Ein Teil der Proben ist offenbar durch die Glühung bei 800° rekristallisiert (3), während der andere Teil noch durch die Kaltverformung erhöhte Streckgrenze zeigt (2). Diese noch nicht voll rekristallisierten Proben weisen jedoch bis 800° höhere Bruchdehnungen (Abb. 7) als die bei $800^\circ - 23^{\text{h}}$ ausgelagerten unverformten Proben (1). Sehr überraschend kommen

die hohen Dehnungen der rekristallisierten Proben (47% bei 750°). Allerdings weist dieser Zustand sehr niedrige Streckgrenzen auf (s. Abb. 8).

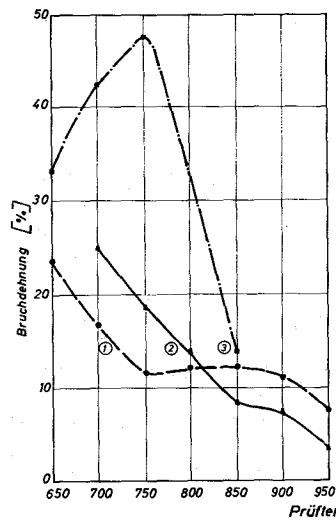


Abb. 7

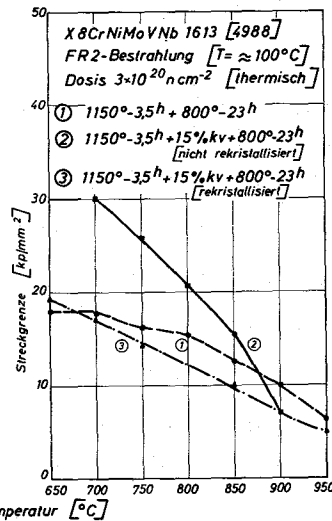


Abb. 8

3. Zeitstand- und Kriechverhalten (H. Böhm, K.-D. Cloß, W. Scheibe, C. Wassilew, IMF)

Es wurden Zeitstand- und Kriechuntersuchungen an bestrahlten Flachproben aus dem austenitischen Stahl X8CrNiMoVNb 1613 (Werkstoff Nr. 4988) bei 650°C durchgeführt. Die Proben stammten aus dem Projekt Mol 3 C, das vom 12.3.1968 bis zum 8.3.1969 im belgischen Reaktor BR 2 bestrahlt wurde. Die dabei erreichte Dosis schneller Neutronen ($> 0,1$ MeV) betrug ca. 7×10^{21} n/cm². Die Bestrahlungstemperatur lag bei 700°C ^{+90°C} _{-50°C}. Es sollte bei diesem Projekt der Einfluß der Kaltverformung und Wärmebehandlung auf das Zeitstand- und Kriechverhalten dieses Werkstoffs nach einer Hochtemperaturbestrahlung untersucht werden.

Proben, die vor der Bestrahlung 10% kaltverformt worden waren bzw. teilweise noch zusätzlich 1^h bei 850°C ausgelagert wurden, zeigten die stärkste Verminderung der Duktilität und der Standzeit nach der Bestrahlung. Hierbei konnte eine leichte Erhöhung der minimalen Kriechgeschwindigkeit beobachtet werden. Die gemessenen Bruchdehnungen lagen dabei unter 1% gegenüber etwa 5 - 10% beim unbestrahlten Material. Die Standzeit wurde durch die Bestrahlung etwa um den Faktor 10 reduziert.

Im Gegensatz dazu zeigten die Proben mit 50% Kaltverformung bzw. mit 50% Kaltverformung und einer zusätzlichen Auslagerung von 1^h bei 850°C keine wesentliche Beeinflussung der Zeitstandfestigkeit durch die Bestrahlung.

Ebenso war die Restduktilität bedeutend höher als bei den weniger kaltverformten Proben. Es wurden Bruchdehnungen im Bereich von 10 bis 18% für die bestrahlten Proben gegenüber 60 bis 70% im unbestrahlten Zustand gemessen. Ferner wurde eine deutliche Abnahme der minimalen Kriechgeschwindigkeit nach der Bestrahlung festgestellt.

4. Simulation von Strahlenschäden (K. Ehrlich, IMF)

Nach längerer Unterbrechung wurden die Versuche zur Simulierung der Hochtemperaturversprödung am Zyklotron wieder aufgenommen. Ein Teilergebnis an der Legierung V-3Ti-1Si zeigt, daß bei einem Heliumgehalt von $1,2 \times 10^{-6} \frac{\alpha\text{-Teilchen}}{\text{Gitteratom}}$ bei anschließenden Testtemperaturen bis 950°C keine nennenswerte Hochtemperaturversprödung auftritt. Streckgrenze und Zugfestigkeit sind kaum verändert. Die durch die laufende Bestrahlung zu erreichende Enddosis von $\approx 10^{-5} \frac{\alpha\text{-Teilchen}}{\text{Gitteratom}}$ entspricht einer Neutronenbestrahlung von $\approx 8 \times 10^{22} \text{ n/cm}^2$ ($E > 0,1 \text{ MeV}$).

5. Theoretische Arbeiten (K. Ehrlich, W. Schneider, IMF)

Es wurde ein Rechenprogramm für das System IBM 360 zur punktweisen Auswertung von Kriechkurven aus Rohrrinnendruckversuchen und der Erfassung der Kriechparameter aus nur einem Experiment geschrieben. Es ist vorgesehen, daß der Rohrinwenddruck in konstanten Zeitabständen erhöht wird, so daß das Programm voneinander unabhängige Parameterbestimmungen durchführt: Die Abhängigkeit der Kriechgeschwindigkeit erstens von der Spannungsänderung, hervorgerufen durch die Kriechdehnung des Rohres innerhalb einer Druckstufe, und zweitens von der Spannungsänderung durch Druckerhöhung.

1132 Entwicklung neuer Legierungen

1132.1 Vanadinlegierungen

1132.12 Mechanische Eigenschaften (H. Böhm, M. Schirra, IMF)

In einem ersten "Legierungs-Screening" konnte gezeigt werden, daß Vanadin-Basis-Legierungen mit Ti- und Nb-Zusatz bei 650° ein überragendes Zeitstandfestigkeitsverhalten haben¹⁾. Die erzielten Werte liegen weit über denen von austenitischen Stählen. In einem zweiten Versuchsprogramm wurden Vanadin-Basis-Legierungen mit Zirkon-Zusätzen von 1,7 - 3% und Chrom-Zusätzen von 1,6 - 15%

1) H. Böhm, M. Schirra; Zeitstand- und Kriechverhalten von Vanadin-Titan- und Vanadin-Titan-Niob-Legierungen; Z. Metallkde. 9 (1968) S. 715-723

auf ihr Zeitstandverhalten bei 650° - 750° untersucht, weil diese Legierungen ein günstigeres Korrosionsverhalten im Natrium gezeigt haben.

Die $\sigma_{B/10\ 000\ Std}$ -Zeitstandfestigkeit der Legierung V 1,7Zr-1,6Cr liegt für 650° bei $13-15\ kp/mm^2$. Durch Erhöhung des Cr-Gehaltes auf 10% steigt sie auf $16-18\ kp/mm^2$ und bei V-2Zr-15Cr liegt sie bei $24-26\ kp/mm^2$. Eine Änderung des Zr-Gehaltes von 1,7% über 2% auf 3% bei 15% Cr ist ohne Einfluß auf die Zeitstandfestigkeit. Die erzielten Werte decken sich auch gut mit den Ergebnissen der Westinghouse-Corporation²⁾, die an Legierungen ähnlicher Komposition gefunden wurden.

Die an den untersuchten V-Zr-Cr-Legierungen erzielten Zeitstandfestigkeitswerte zeigen, daß diese Legierungen den austenitischen Stählen nicht überlegen sind und die Werte bedeutend unter denen der optimalen V-Ti-Nb-Legierungen liegen ($\sigma_{B/10^4\ Std}$ bei $650^{\circ} = 40\ kp/mm^2$). Die Duktilität der V-Zr-Cr-Legierung entspricht der der V-Ti-Nb-Legierungen und ist durchweg etwas besser als die Duktilität vergleichbarer austenitischer Stähle. So werden bei Standzeiten $>10^3$ ziemlich unabhängig von Zr- und Cr-Gehalt Bruchdehnungswerte von 20-30% erreicht.

Um den Einfluß der Wärmebehandlung zu ermitteln, wurde die Legierung V-2Zr-10Cr bei 700° im homogenisierten Zustand ($980^{\circ} - 1^h$) und im lösungsgeglühten Zustand ($1150^{\circ} - 1^h$) untersucht. Im lösungsgeglühten Zustand liegt die $\sigma_{B/1000\ Std}$ -Zeitstandfestigkeit bei $23\ kp/mm^2$ gegenüber $19\ kp/mm^2$ des homogenisierten Zustandes, ohne daß die Duktilität herabgesetzt würde. Unabhängig vom Gefügestand und der Prüftemperatur liegt die Bruchdehnung bei 20-27% für $t_B(10^2-10^4\ Std.)$.

1132.14 Schweißuntersuchungen (W. Scheibe, IMF)

Erste Schweißversuche an Duplexrohren (VTi3Si1 mit Armco-Eisen umhüllt) zeigen, daß eine zuverlässige Aussage über deren Schweißbarkeit erst dann möglich ist, wenn die Rohre in ihrer endgültigen Abmessung vorliegen, weil davon die Vermischung von Eisen und Vanadium und damit der Anteil der spröden intermetallischen Phase FeV (σ -Phase) abhängt. Während hier eine Beeinflussung der Mischungsverhältnisse in gewissem Umfang möglich ist, scheint die prinzipielle Verwendung dieser Duplexrohre bei hohen Temperaturen fraglich zu sein. Diffusionsunter-

2) WARD-3791-19

suchungen an unverschweißtem Duplexmaterial lassen erkennen, daß nach 1.000^h bei 750°C (das entspricht etwa $1,4 \times 10^4$ h bei 650°C) eine 20μ breite Diffusionszone (s. Abb. 9) entstanden ist. Das Eisen löst sich vom VTi3Si1. Die entstandene Diffusionsschicht ist nach Abb. 10 sehr spröde. Sobald der Wärmekontakt zwischen Eisen und VTi3Si unterbrochen ist, kann es an diesen Stellen zu lokalen Überhitzungen kommen.

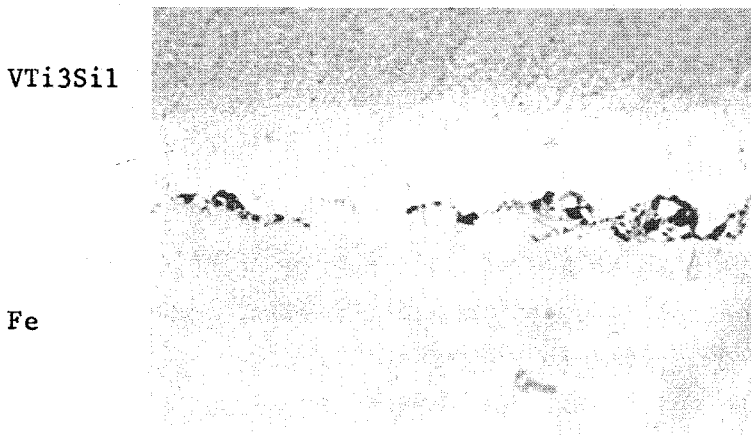


Abb. 9 (x1.000)

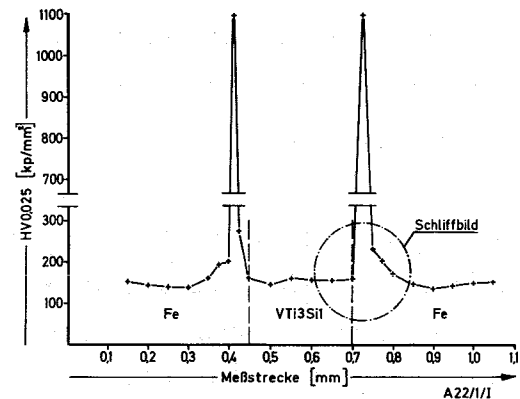


Abb. 10

Veröffentlichungen zu 113:

1. H. Böhm
"Hüllwerkstoffe für Brennelemente schneller Reaktoren",
Atomkernenergie 15 (1970, 1, 14-18)
2. G. Bürkle, H. Kaupa, W. Schneider
"Ein FORTRAN-IV-Rechenprogramm zur Vorausbestimmung des Kriech-
verhaltens dünnwandiger Rohre".
Externer Bericht 6/70-1
3. H. Scholz, M. Schirra
"Zeitstand- und Kriechverhalten von Vanadin-Titan- und Vanadin-
Titan-Niob-Legierungen mit Zusätzen von Silizium und Germanium".
KFK-Bericht 1193, Mai 1970

114 Korrosionsversuche und Kühlmittelanalyse1141. Natrium-Kühlung1141.10 Aufbau von Versuchsständen (G. Drechsler, G. Frees, IRB)

Die Rohrleitungsanlage der Hochtemperaturteststrecken, in denen Natriumkorrosionsuntersuchungen bei Temperaturen bis 800°C und Strömungsgeschwindigkeiten bis zu 12 m/sec durchgeführt werden können, ist abgeschlossen. Es wurden Röntgen-, Druck- und Heliumdichtheitsprüfungen durchgeführt. Die Montage der Rohrbegleitheizung hat begonnen.

Drei im Aufbau gleichartige Massestromkreisläufe, die mit einem gemeinsamen Grundkreis (Reinigungs- und O₂-Meßkreis) ausgestattet sind, befinden sich zur Zeit in der Montage.

1141.15 Korrosionsverhalten von Hartmetallen und Lötlegierungen

(H.U. Borgstedt, IMF und G. Frees, IRB)

Die als Hartwerkstoff in Betracht zu ziehende Molybdänlegierung TZM und zwei Qualitäten Armco-Eisen wurden bei 500 - 600°C; 0,5 m/s und einem Oxidgehalt unter 5 ppm im Natriumkorrosionsprüfstand "Cerberus" auf ihr Natriumkorrosionsverhalten untersucht. Die gemessenen Korrosionsgeschwindigkeiten sind in Tabelle I zusammengestellt.

Tabelle I: Korrosionsgeschwindigkeiten (in mg/cm²h) der Mo-Legierung TZM und zweier Qualitäten Armco-Eisen im Hot-Leg des Prüfstands

Prüf- temperatur °C	Konstanten des Korrosionsabtrags durch Natrium		
	T Z M	Armco-Fe I	Armco-Fe II ⁺)
500	-2,80 x 10 ⁻⁵	-2,00 x 10 ⁻⁵	-2,00 x 10 ⁻⁵
550	-7,50 x 10 ⁻⁵	-3,50 x 10 ⁻⁵	-2,50 x 10 ⁻⁵
600	-15,00 x 10 ⁻⁵	-3,50 x 10 ⁻⁵	-5,00 x 10 ⁻⁵

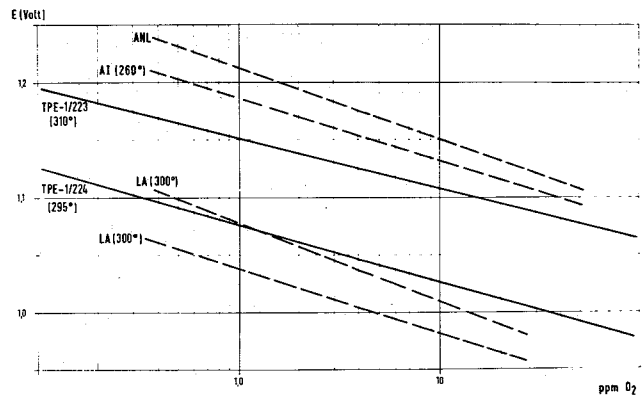
⁺) mit Al und Mn umgeschmolzenes Armco-Fe

Für die Mo-Legierung fällt besonders der starke Temperaturgang der Korrosionskonstanten auf. Die Werte für die beiden Qualitäten Armco-Fe liegen den Befunden an austenitischen Stählen sehr nahe. In heißfallengereinigtem Natrium mit weniger als 0,3 ppm Sauerstoff treten an Armco-Fe keine Gewichtsverluste mehr auf, sondern leichte Zunahmen. Die Proben weisen nach 4.000 Stunden in Natrium relativ starke Korngrenzenschädigungen an den Oberflächen auf.

1141.3 Reinheit und Reinheitskontrolle des Natriums (Analysestechnik)

(H.U. Borgstedt, IMF und G. Drechsler, IRB)

Die von der United Nuclear Corporation gelieferten Sonden Nr. TPE-1/223 und 224 sind Eignungstests von rund 8.000 bzw. 2.000 h unterworfen und kalibriert worden. Die Sonde Nr. 223 wurde gegen Pluggingtemperaturen und gegen Messungen des Verteilungsgleichgewichts des Sauerstoffs zwischen Natrium und Vanadin (T.F. Kassner und D.L. Smith, ANL-7460, 1968) geeicht, die zweite Sonde wurde gegen die erste gemessen. Die ermittelten Eichungen lassen sich ausdrücken durch:



Abhängigkeit der Sondenpotential von der O_2 -Aktivität

Abb. 1

$$\text{TPE-1/223 } E(\text{Volt}) = 1,15 - 0,0427 \log_{10} c_{O_2} (\text{Gew.-ppm}) \quad (310^\circ\text{C})$$

$$\text{TPE-1/224 } E = 1,075 - 0,0487 \log_{10} c_{O_2} \quad (295^\circ\text{C})$$

In Abb. 1 sind die Ergebnisse unserer Prüfungen mit Literatureichungen verglichen. Sowohl die Lage als auch die Steilheit der Kurven entspricht den allgemein gefundenen Werten. Für beide Sonden kann man empirische Formeln zur Temperaturkorrektur aus unseren Meßwerten ableiten.

$$\text{TPE-1/223 } E(\text{mVolt}) = 934,3 + 0,60 t \quad (^\circ\text{C}) \quad (296-318^\circ\text{C})$$

$$\text{TPE-1/224 } E \quad = 630,6 + 1,41 t \quad (^\circ\text{C}) \quad (292-304^\circ\text{C})$$

Mehrfache Temperaturwechsel zwischen 20 und 320°C und gelegentliche Schocks von etwa 30°C/min haben die Reproduzierbarkeit der Sonde 223 nicht beeinträchtigt.

1141.4 Verschleißuntersuchungen im Natrium (E.Wild, IRB)

Die Betriebssicherheit eines Na-gekühlten Reaktors hängt insbesondere von Bauelementen ab, die auf Reibung und Verschleiß beansprucht werden und dabei voll in Natrium eingetaucht oder durch dieses benetzt werden können. Die Werkstoffauswahl für derartige Bauelemente erfordert die Kenntnis ihres Gleit- und Verschleißverhaltens. Aus der Art des vorgesehenen Einsatzes ergeben sich die Modellgeometrien und Parameter der Versuchseinrichtung.

Mit dem Ziel, für Halterungen, Lagerungen und Führungen im SNR-Regelstab-system geeignete Gleitpaarungen zu finden, wurden in Abstimmung mit der Firma Interatom folgende nach technologischen Gesichtspunkten zusammengefaßte Werkstoffgruppen untersucht:

1. Unbeschichtete Strukturwerkstoffe gegen gleiche Gleitpartner,
2. Schweißauftragslegierungen gegen unbeschichtete Strukturwerkstoffe,
3. Schweißauftragslegierungen gegen Hartwerkstoffe.

In einem zweiten Teilprogramm sollten für die im Zusammenhang mit der Regelstabentwicklung diskutierten austenitischen Stähle 1.4961 und 1.4981 sowie Inconel 718 die günstigsten Gleitpartner ermittelt werden.

Inconel 718 zeigte gegenüber allen Gleitpartnern ein hohes Maß an Verschleißresistenz und insgesamt gute Gleiteigenschaften. Die Eigenabnutzung der verschiedenen Gegenwerkstoffe war sehr unterschiedlich, wobei für Colmonoy 6 und Stellite 6H sehr positive Werte erzielt wurden. Demgegenüber erwiesen sich 1.4961 und 1.4981 unter der gleichen vorgegebenen spezifischen Flächenpressung (12 kp/cm^2) als ein für die vorliegenden Aufgaben wenig geeigneter Werkstoff. Große Materialtransplantationen und Aufschweißungen auf den Gleitpartnern sind das augenfällige Merkmal dieses sonst hochwarmfesten Stahles.

Zur Ermittlung der maximal zulässigen Flächenpressungen wurden Versuche mit 1.4981 und verschiedenen Gegenwerkstoffen bei variabler Belastung und Gleitweg durchgeführt.

Die erzielten Ergebnisse wurden im einzelnen auf der Reaktortagung 1970 in Berlin diskutiert (1).

1142 Gaskühlung1142.1 Korrosionsverhalten unter isothermen Bedingungen1141.11 Austenitische Stähle (S. Leistikow, IMF)

In Fortsetzung der Heißdampf-Korrosionsuntersuchungen von austenitischen CrNi-Stählen in Autoklaven bei 600°C, 70 atm in Abhängigkeit von der Oberflächenvorbehandlung wurde nach 1.000 Stunden-Versuchen ein wichtiges Zwischenergebnis erzielt. Bei Versuchen, die durch Schmirlgeln der Metalloberfläche erzielte Erhöhung der Korrosionsbeständigkeit durch definierte Kaltverformung anzunähern, trat an elektropolierten Incoloy 800-Blechproben, deren Querschnitt durch Walzen um 10,30 und 50% reduziert worden war, stufenweise eine langfristig anhaltende Erhöhung der Korrosionsbeständigkeit auf (Abb. 2). Noch ist der Beständigkeitsgewinn der geschmirlgelten Oberflächen, bei denen eine Verminderung der korrodierten Metallmenge um mehr als 90% festgestellt wurde, durch Kaltverformung nicht erreicht. Er dürfte aber bei den Heißdampf-Korrosionsversuchen der auf 60, 70 und 90% kaltverformten Blechmaterialien registriert werden, die gegenwärtig im Blick auf die theoretischen und praktischen Aspekte dieses Effektes durchgeführt werden.

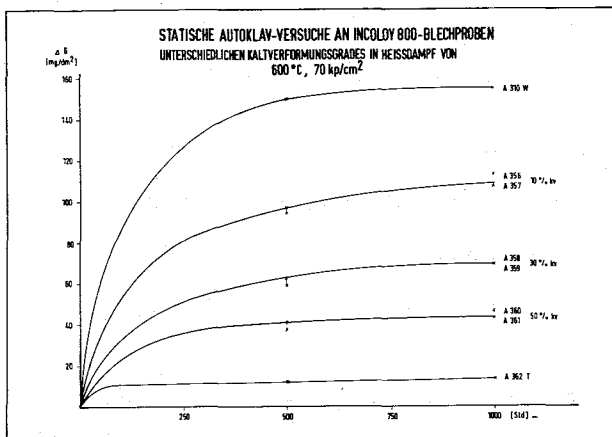


Abb. 2

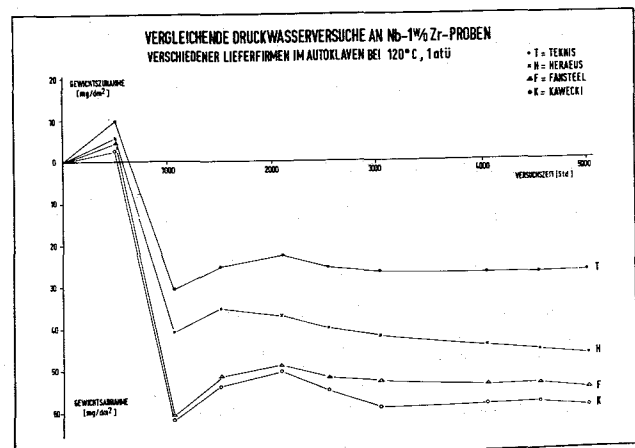


Abb. 3

1142.12 Sonstige Materialien (S. Leistikow, IMF)

Zur Verwendung für NaK gefüllte, wassergekühlte Bestrahlungskapseln wurden Proben einer Nb-1^W/oZr-Legierung von vier verschiedenen Herstellern bei

120°C, 1,2 atü über 5.000 Stunden der Druckwasserkorrosion im Autoklaven unterworfen. Die gravimetrischen Untersuchungen (Abb. 3) ergaben, daß sich die Korrosion unter Oxidverlust an das Kühlwasser vollzieht, daß der Metallverlust jedoch mit etwa 5 - 10 µ in erträglichen Grenzen bleibt. Die metallographischen Untersuchungen zeigen keine nennenswerten haftfesten, den Wärmeübergang behindernden Oxidschichten. Heißdampf-Korrosionsversuche an Blechproben einer Kupferbronze (Sn-Bz6) in drei verschiedenen Oberflächenzuständen bei 550°C, 90 atm in einem Autoklaven ergaben nach 500 Stunden Versuchsdauer ohne Ausbildung nennenswerter Deckschichten Metallverluste an das Dampfsystem, die ohne systematische Zuordnung zu den verschiedenen Oberflächenzuständen etwa -15 bis -50 mg/dm² betragen. Diese Beobachtung stellt die Einsatzfähigkeit dieses Materials zu Kontaminationsversuchen im Dampfkreislauf des FR 2 (Projekt 55) in Frage.

1142.2 HKW-Kreislauf (V.Casal, F.Erbacher, J.Vasarhelyi, IRB, S.Leistikow, IMF)

Der HKW-Kreislauf im IRB ist ein großtechnischer Prüfstand zur Untersuchung der Heißdampf-Korrosion unter Wärmeübergang.

Die gemeinsam mit dem IMF durchgeführten Arbeiten erstrecken sich im wesentlichen auf Untersuchungen zum Korrosionsmechanismus unter Wärmeübergang und spezielle Fragen der allgemeinen, ebenmäßigen Heißdampfkorrosion verschiedener Werkstoffe unterschiedlicher Werkstoffzusammensetzung, Kaltverformung sowie Oberflächenbeschaffenheit. Die Versuche werden bei unterschiedlichen Temperaturen, Drücken und Wärmeflüssen durchgeführt. Das Ziel der Versuche besteht neben ihrer grundlegenden Bedeutung für die Kraftwerks- und Verfahrenstechnik in der Erstellung quantitativer Unterlagen für die Auslegung dampfgekühlter Brennelemente.

Die Korrosionsuntersuchungen unter Wärmeübergang werden an maßstäblichen, elektrisch beheizten Hüllrohren durchgeführt. Diese neu entwickelten Heizstäbe sind mit Bornitrid isoliert und ermöglichen Stabileistungen von rund 900 W/cm bei Hüllrohrtemperaturen von 700°C. Ein Prototyp eines solchen Heizstabes wurde über 600 Stunden bei einer Stabileistung von etwa 600 W/cm und einer maximalen Hüllrohrtemperatur von 600°C erfolgreich erprobt.

Der HKW-Kreislauf ist für einen Dampfdurchsatz von 3.000 kg/h, einen maximalen Heißdampfdruck von 300 at und eine maximale Heißdampf Temperatur von

540°C ausgelegt. Die Montage des Kreislaufes wurde beendet. Die Ausführung der Isolierungsarbeiten befindet sich im Gang. - Die Inbetriebnahme des Kreislaufes ist für Mitte 1970 vorgesehen.

1143 Verträglichkeit Brennstoff-Hülle

1143.1 Unbestrahlt (Karbid)

Austenitische Stähle (L. Schäfer, IMF)

Es wird die Verträglichkeit zwischen stöchiometrischem UC und den Stählen 4988, 4981 und 12R72HV untersucht. Als Maß für die Unverträglichkeit wurde die Menge der im Hüllwerkstoff ausgeschiedenen Karbide in Abhängigkeit von der Reaktionstemperatur und -zeit gemessen. Durch Extrapolation der Ergebnisse läßt sich die Menge der Reaktionsprodukte unter Reaktorbedingungen abschätzen. Sie beträgt z.B. bei 750°C und 4.000 Stunden etwa 4 Vol/o Karbidausscheidung.

Veröffentlichungen zu 114:

(1) E. Wild

Experimentelle Untersuchungen des Verschleißverhaltens verschiedener Werkstoffpaarungen in Natrium.

Vortrag gehalten auf der Reaktortagung 1970, Berlin

(2) M. de la Torre:

Aktivität des Sauerstoffes im flüssigen Natrium.

KFK-Bericht 1149, Februar 1970

115. Arbeiten zum Brennstoffzyklus

(Über dieses Teilprojekt werden im nächsten Vierteljahresbericht Mitteilungen erscheinen).

121. Physikalische Experimente1211. Experimentelle Reaktor- und Neutronenphysik

1. Ergänzungsexperimente zu den Nulleleistungsanordnungen

(J.C. Chou, G. Fieg, H. Werle, INR)

Einfangquerschnittsmessungen mit dem Bremszeitspektrometer

Mit dem Bremszeitspektrometer wurden die Einfangquerschnitte von Tc^{99} , Sm, Eu, Fe und Rh 103 im Energiebereich 1 eV bis 40 keV bestimmt. Die Messungen wurden ausgewertet, und es wurden die p-Wellen-Stärkefunktionen und, soweit möglich, die Resonanzparameter bestimmt. Für Tc^{99} lagen in diesem Energiebereich bisher keine Ergebnisse vor. Den hier gemessenen Verlauf des Einfangquerschnittes zeigt Abb. 1. Für die p-Welle-Stärkefunktion ergab sich ein Wert von $4.6 \cdot 10^{-4}$, und die Parameter die beiden aufgelösten Resonanzen haben folgende Werte:

$$5.65 \text{ eV} \quad \Gamma_{\gamma} = 263 \pm 6 \text{ meV} \quad \Gamma_n = 2.2 \pm 0.8 \text{ meV} \quad (g = 0.55)$$

$$20.3 \text{ eV} \quad \Gamma_{\gamma} = 264 \pm 10 \text{ meV} \quad \Gamma_n = 6.5 \pm 1.6 \text{ meV} \quad (g = 0.55).$$

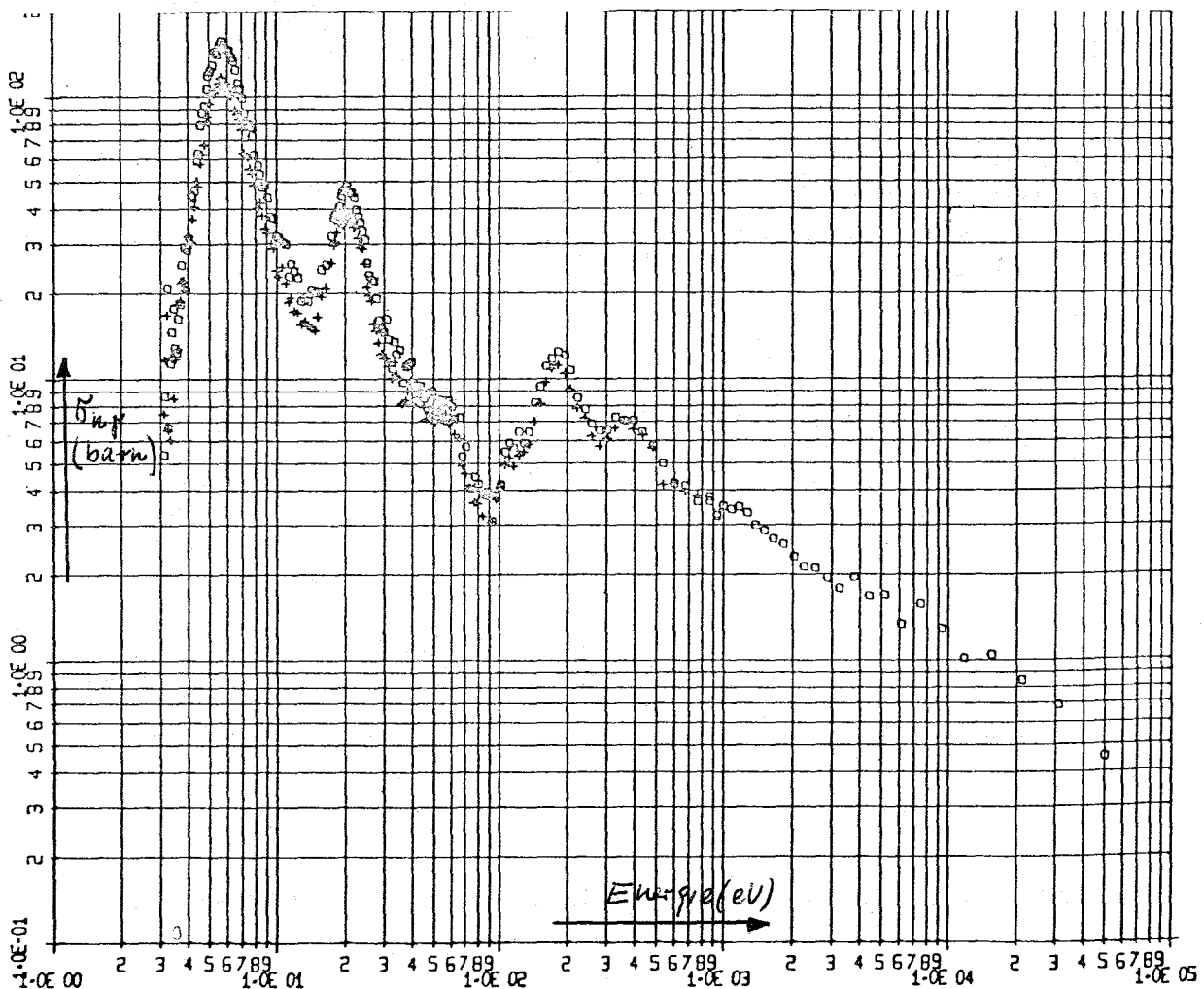


Abbildung 1: Einfangquerschnitt für Tc^{99}

Spektren verzögerter Spaltneutronen

Die Messungen der Spektren verzögerter Spaltneutronen von U^{235} in einem $1/E$ -Spektrum mit Protonenrückstoßzählrohren wurden ausgewertet. Abb.2 zeigt als Beispiel ein Spektrum, das im wesentlichen (70 %) die zweite Gruppe (Halbwertszeit 22 sec) enthält. Das hier gemessene Spektrum ist merklich weicher als die Spektren anderer Autoren (Batchelor und Hyder, J.Nucl. Energy III (1956) 7; Amiel Delayed Fission Neutrons, IAEA (1968)) für die zweite Gruppe, wobei jedoch zu berücksichtigen ist, daß das von Batchelor und Hyder mit He^3 -Zählrohren bestimmte Spektrum unterhalb etwa 300 keV mit großen Unsicherheiten behaftet ist.

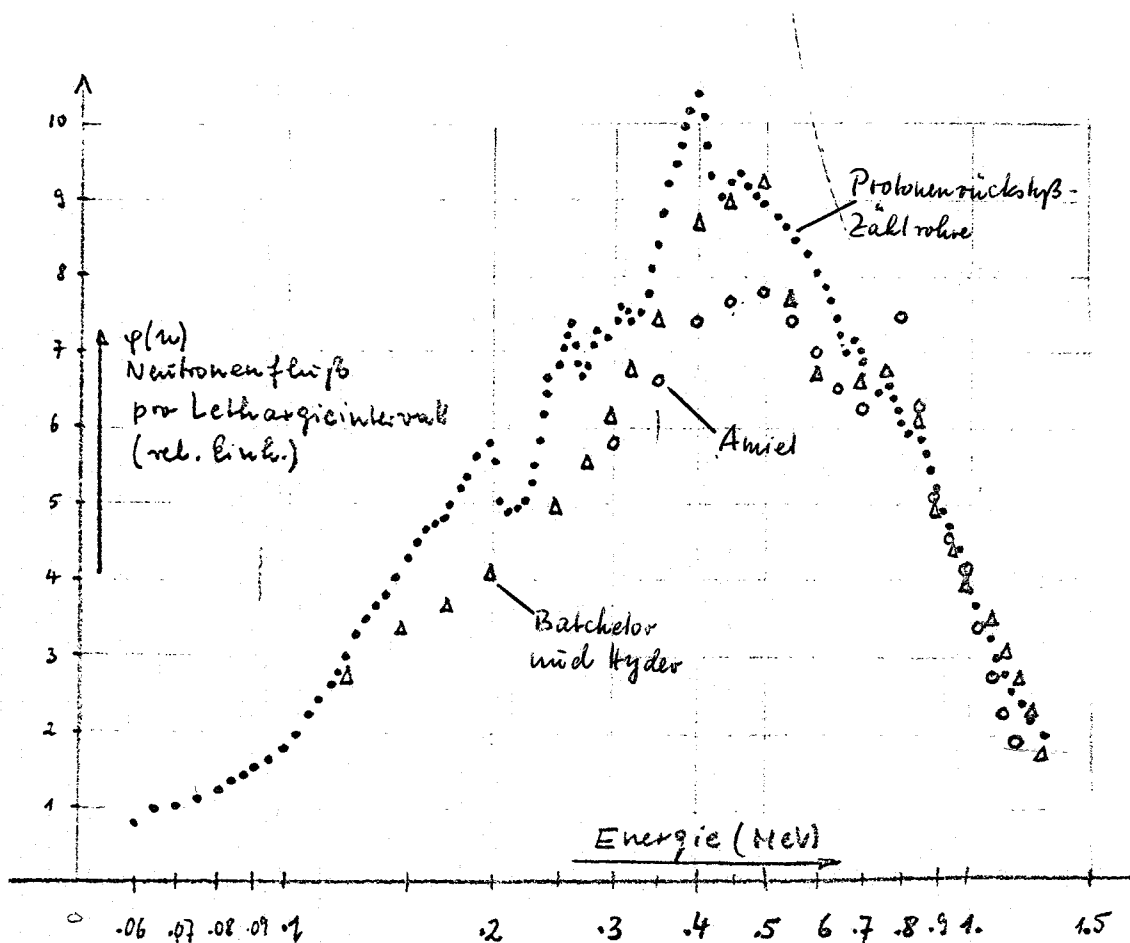


Abbildung 2: Spektrum der zweiten Gruppe (22 sec) verzögerter Neutronen bei U^{235}

2. Neutronenspektrumsmessungen mit Protonenrückstoß-Zählrohren an SNEAK 6 A. (G. Fieg, H. Werle, INR)

Um eine Verfälschung des Spektrums durch Zählrateneffekte zu vermeiden, müßte, wegen der starken inhärenten Spaltquelle, bei vollkommen abgeschaltetem Reaktor (Trimm- und Regelstäbe ausgefahren, Sicherheitsstäbe abgefallen) gemessen werden.

Die Zählrohre befanden sich in einem Hohlraum (5 x 5 x 30 cm) in der Mittelebene des Reaktors auf Pos.17/20. Folgende Zählrohre wurden benutzt:

Zylinderzähler,	3 atm CH ₄ ,	1700 - 300 keV
Kugelzähler,	4 atm H ₂ ,	600 - 80 keV
Kugelzähler,	2 atm H ₂ ,	500 - 40 keV
Kugelzähler,	1 atm H ₂ ,	250 - 30 keV
Kugelzähler,	2 atm H ₂ ,	mit γ -n-Diskrimination 40 - 20 keV.

Die Messungen sind zusammen mit zwei Multigruppen-Diffusions-Rechnungen in Abb.1 dargestellt. Das eine der berechneten Spektren gilt für den ungestörten, kritischen Reaktor, bei dem anderen wurde der abgeschaltete Reaktor simuliert, in dem das Absorbermaterial der Trimm- und Sicherheitsstäbe, homogenisiert über zwei äußere Ringzonen, berücksichtigt wurde. Das berechnete Spektrum für den abgeschalteten Reaktor stimmt etwas besser mit dem gemessenen Spektrum überein, aber beide gerechneten Spektren sind wesentlich weicher als das gemessene Spektrum.

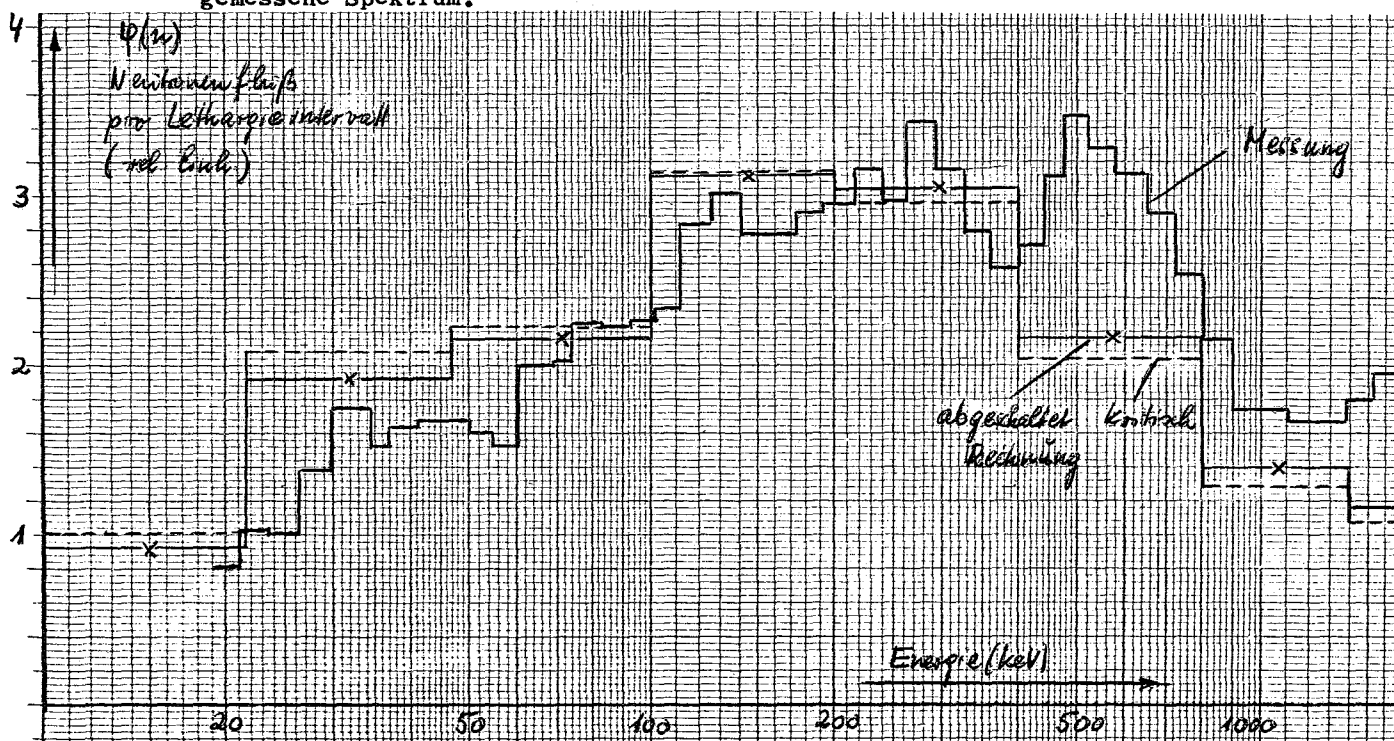


Abbildung 3: Neutronenspektrum im Zentrum von SNEAK 6 A (Pos.17/20)

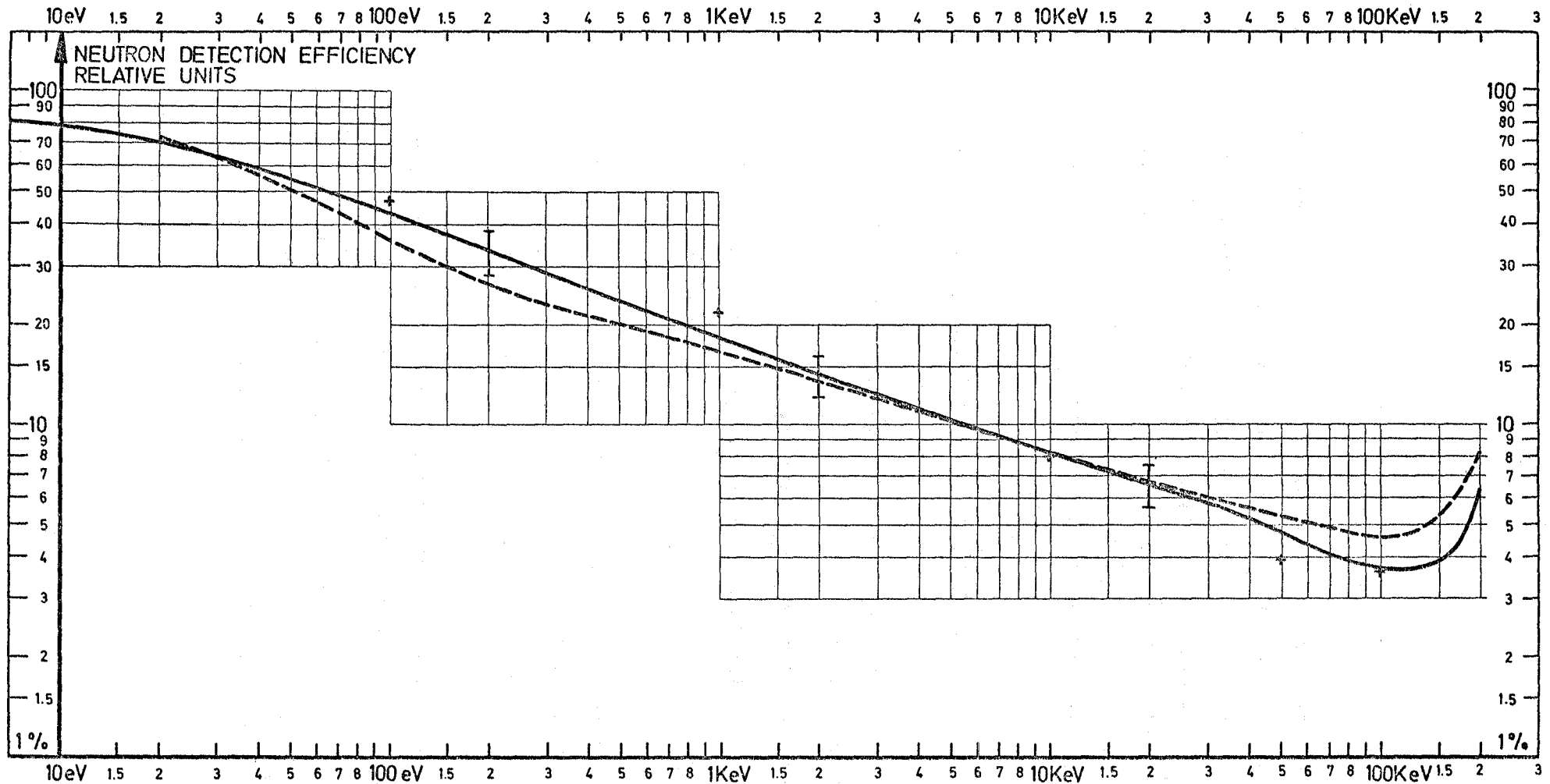
3. Bestimmung der Ansprechwahrscheinlichkeit von Neutronendetektoren der Flugzeitanlage an der SUAK (F. Kappler, INR; E. Wattecamps, IAR)

Zur Deutung der Unterschiede zwischen den gerechneten und den experimentell bestimmten Spektren ist eine zuverlässige Fehlerangabe der Messungen erforderlich. Die größte Fehlerquelle bei den Flugzeitmessungen liegt zur Zeit in der Bestimmung der Ansprechwahrscheinlichkeit der Detektoren. Daher wurden im vergangenen Jahr eine Reihe von Messungen und Berechnungen durchgeführt, mit dem Ziel, die Ansprechwahrscheinlichkeit von 2 Detektoren, Li^6 -Scintillator und B^{10} -Vaseline-Einsatz in NaI, zunächst im ENergiebereich 10 eV bis 200 KeV zu bestimmen.

Weil Fehlerangaben einzelner Rechenmethoden oder Messungen erfahrungsgemäß nicht genügen, wurde die Ansprechwahrscheinlichkeit auf dreierlei unabhängige Art bestimmt.

- a) Berechnung der Ansprechwahrscheinlichkeit des Karlsruher B^{10} -Vaseline-Einsatzes mit einem Monte-Carlo-Code von Herrn V. Brandel, INR Karlsruhe und Prüfung des Codes durch Nachrechnen des Harweller B^{10} -Vaseline-Einsatzes, dessen Ansprechwahrscheinlichkeit experimentell bestimmt ist.
- b) Nachbauen eines Cores VERA-7A, dessen Spektrum in Harwell und Aldermaston gemessen wurde und Messen dieses Spektrums mit den 2 Karlsruher Detektoren.
- c) Vergleich mit Monte-Carlo-Rechnungen von Herrn Cameron für den Li^6 -Scintillator.

Einen Bericht über den Monte-Carlo-Code von Herrn Brandl sowie eine Zusammenfassung der experimentellen Arbeiten werden als KFK-Bericht veröffentlicht. Eine Synthese dieser Arbeiten ist in der beiliegenden Figur dargestellt.



- Experimental Calibration Relative to the Calculated B^{10} -Vaseline Plug of Karlsruhe
- - - Experimental Calibration by Measuring the Spectrum of Core UNC Known by Previous Measurements on VERA 7A at Harwell
- + Calculated Efficiency of J. Cameron et. al. N.I.&M. 56 (1967) 45-54

Abb. 4

NEUTRON DETECTION EFFICIENCY OF 1" THICK Li^6 -GLASS SCINTILLATOR. KG2L, ϕ 2"

1213. SNEAKSNEAK - 6A (G. Wittek, IAR)

Zu Beginn des Berichtszeitraumes wurde die Anordnung SNEAK-6A aufgebaut, die am 17.2.1970 kritisch wurde. Diese Anordnung hat eine große zentrale Zone mit einer für einen schnellen Na-gekühlten Brutreaktor typischen Zusammensetzung aus SNEAK-Material, umgeben von einer Pufferzone aus MASURCA-Material. Es schließen sich eine Zone mit Uran als Brennstoff und das Blanket an. Die axiale Geometrie einschließlich eines axialen Brüterblankets entspricht der des SNR. Das Corevolumen beträgt 990 l.

Im Berichtszeitraum wurden in SNEAK-6A folgende Experimente durchgeführt:

Spektrumsmessungen mit Rückstoßprotonenzählern, Li⁶ Spektrometer, He³-Zähler und Sandwich-Folien.

Messungen der Reaktionsraten durch Folienaktivierung.

Spaltratentraversen zur Bestimmung des materiellen Bucklings und der Leistungsverteilung.

Materialwertmessungen.

Axiale Na-Void-Traversen mittels des Pile-Oszillators und durch Austausch von Na durch Leerschachteln in SNEAK-Elementen.

Einbau einer kleinen Zone (+ 17 cm Radius) mit einem erhöhten Gehalt an höheren Pu-Isotopen.

Messung des Reaktivitätseffekts, des zentralen Na-Void und des Reaktivitätseffektes von Bor in dieser Zone.

Die Ergebnisse der SNEAK-6 Versuchsreihe werden im 2. Vierteljahresbericht 1970 dargestellt werden.

Betr. Spektrumsmessungen an SNEAK-6A vgl. S. 121-3.

Modifikation des Zellprogramms ZERA (E.A.Fischer, P. Mc Grath, IAR)

Das von Wintzer entwickelte Zellprogramm ZERA (1) erlaubt die Berechnung von Heterogenitätseffekten für schnelle kritische Anordnungen unter Berücksichtigung der Resonanzabschirmung. Da die Näherungen, die in ZERA enthalten sind, in Fällen von sehr starker Heterogenität, z.B. bei der Anordnung SNEAK-5C (2), nicht mehr gültig sind, wurde eine verbesserte Version des Programms erstellt.

ZERA arbeitet mit den "Reaktionskoeffizienten" (1); der Beitrag des Isotops ν ist durch

$$A_{\alpha\nu mn} = \left\langle \frac{\sigma_{\alpha n}}{\sigma_{t\nu} + \sigma_{0n}} p_{mn} \right\rangle$$

gegeben (m, n sind Zonenindizes, α die Reaktionsart, p_{mn} ist die Stoßwahrscheinlichkeit). Diese Größe hängt von dem Untergrundquerschnitt durch die anderen Isotope ab, der für Resonanzquerschnitte durch einen konstanten Wert angenähert wird. Dadurch entstehen bei starken Heterogenitäten Unsicherheiten.

Deshalb wird in der neuen Version mit effektiven Wirkungsquerschnitten gearbeitet, die für das Isotop ν und die Zone n durch

$$\tilde{\sigma}_{\alpha\nu n} = \frac{\sum_m \left\langle \frac{\sigma_{\alpha\nu}}{\sigma_{t\nu} + \sigma_{0n}} p_{mn} \right\rangle S_m}{\sum_m \left\langle \frac{1}{\sigma_{t\nu} + \sigma_{0n}} p_{mn} \right\rangle S_m}$$

definiert sind.

Man kann zeigen, daß die $\tilde{\sigma}_{\alpha\nu n}$ schwach vom Untergrundquerschnitt abhängen, so daß durch diese Methode zuverlässige Ergebnisse zu erwarten sind.

Tabelle 1 zeigt die berechneten k_{∞} -Werte für SNEAK-5C (bzw. eine vereinfachte Zelle).

Der Heterogenitätseffekt δk hängt bei ZERA sehr stark davon ab, ob als Untergrund von U 238 der Potentialquerschnitt σ_{p8} oder der totale Querschnitt σ_{t8} verwendet wird.

Bei der modifizierten Version ist die Abhängigkeit nur schwach, und von derselben Größe wie bei k_{Hom} . Durch das modifizierte ZERA erreicht man also bei 26-Gruppen-Rechnungen im heterogenen Fall etwa denselben Genauigkeitsgrad wie im homogenen Fall.

Veröffentlichungen:

- (1) D. Wintzer,
KFK-Bericht 743 (1969)
- (2) K. Böhme, H. Meister,
KFK-Bericht 1176 (1970)

Tabelle 1: k_{∞} für SNEAK-5C

	ZERA (SNEAK-5C)		Modif. ZERA (vereinfachte Zelle)	
Untergrund von U 238 berechnet mit	σ_{p8}	σ_{t8}	σ_{p8}	σ_{t8}
k_{Hom}	0,9340	0,9404	0,9343	0,9414
k_{Het}	1,0016	0,9504	1,0101	1,0211
δk	+ 0,0676	+ 0,0100	0,0758	0,0797

1215. Wirkungsquerschnittsmessungen1. Van-de-Graaff-Gruppe (IAK)1.1 Betrieb des Beschleunigers

(M. Kraatz, S. Liese, D. Roller)

Im Berichtszeitraum arbeitete der 3 MV-Van-de-Graaff sehr zuverlässig, insgesamt 1472 Stunden. Davon wurden 95 % für Arbeiten für das PSB gebraucht. Die Maschine wurde durchweg gepulst gefahren, da alle Experimente die Flugzeitmethode verwenden.

1.2 Gesamtquerschnitte mittelschwerer Kerne

(K.-N. Müller, M. Cho, M. Kazerouni, F.H. Fröhner)

Am Flugzeitspektrometer wurde die Transmission angereicherter Proben von Ni^{61} und Ti^{47} mit hoher Auflösung (rund 0.5 ns/m) gemessen. Zwischen 7 und 75 keV wurden jeweils etwa 30 s-Wellen-Resonanzen beobachtet. In diesem Energiebereich gelang mit Hilfe eines Multiniveau-Formanalysen-Rechenprogramms /1/ eine vollständige (R-Matrix-) Parametrisierung des Gesamtquerschnitts, d.h. es wurden alle Resonanzenergien, -breiten und -spins ermittelt. Für die Auswertung der Ti^{47} -Daten wurden auch die Ti^{48} -Parameter benötigt, da die Proben einen merklichen Ti^{48} -Anteil enthielten. Diese Parameter wurden aus den Meßdaten der Columbia-Gruppe /2/ bestimmt. In Tab. 2 sind die gefundenen Resonanzparameter aufgeführt, ebenso die gefundenen Effektivradien R_+ und R_- für die beiden möglichen s-Wellen-Spins $I+1/2$ und $I-1/2$. Mit den Parametern der Tab. 2 wurden die statistischen Parameter der Niveaustuktur berechnet (Stärkefunktionen, mittlere Niveauabstände), und zwar für beide Spins getrennt (s. Tab. 3). Die Ergebnisse sind wichtig für die Beurteilung von Hüll- und Strukturmaterialien, und insbesondere für die Interpretation der unter 1.3 beschriebenen Einfangmessungen.

/1/ F.H. Fröhner, IAK-Arbeitsbericht 80/69

/2/ J.G. Garg, J. Rainwater, W.W. Havens Jr., EANDC(US)-54"L", Columbia-Report CR-1860 (1964)

Tab. 2

Multiniveau-R-Matrix-Parameter

Target- Kern	R_+ (fm)	R_- (fm)	$E_\lambda^{*})$ (keV)	Γ_λ (eV)	J
Ni ⁶¹	7 ± 1	5 ± 1	7.150	74 ± 8	1
			7.545	177 ± 8	2
			8.74	6 ± 2	(2)
			12.64	75 ± 2	2
			13.63	61 ± 2	2
			14.02	17 ± 2	1
			16.70	817 ± 8	1
			17.86	177 ± 4	1
			18.87	69 ± 2	2
			24.62	129 ± 5	1
			28.21	5 ± 2	(2)
			29.11	409 ± 11	1
			30.64	15 ± 4	2
			31.13	788 ± 14	1
			31.83	10 ± 3	(2)
			32.70	220 ± 5	2
			33.68	58 ± 5	1
			37.13	133 ± 6	2
			41.34	176 ± 11	1
			43.25	10 ± 4	(2)
			43.61	30 ± 7	(2)
			45.49	66 ± 4	1
			46.16	54 ± 4	1
			50.51	133 ± 6	1
			53.30	141 ± 5	2
			54.81	189 ± 9	1
			56.49	119 ± 5	2
			58.16	178 ± 10	1
			64.07	54 ± 2	2
			65.87	1433 ± 90	2
68.77	1100 ± 250	2			

Tab. 2 (Fortsetzung)

Target- kern	R_+ (fm)	R_- (fm)	$E_\lambda^{*})$ (keV)	Γ_λ (eV)	J
Ti ⁴⁷	4.5 ± 1	8.5 ± 1	8.135	66 ± 9	2
			8.315	147 ± 12	2
			10.54	58 ± 5	3
			12.13	120 ± 9	3
			12.16	22 ± 7	(2)
			12.81	175 ± 12	2
			16.39	396 ± 14	3
			17.39	50 ± 7	2
			19.08	20 ± 6	(3)
			21.26	62 ± 8	2
			27.12	111 ± 17	2
			27.17	957 ± 17	3
			30.18	74 ± 7	2
			32.33	599 ± 19	2
			38.11	80 ± 9	3
			40.37	692 ± 28	3
			41.03	58 ± 15	(2)
			42.23	582 ± 40	2
			44.08	881 ± 38	3
			46.40	706 ± 31	3
			49.27	315 ± 22	3
			51.34	180 ± 20	3
			55.37	276 ± 17	3
			57.56	859 ± 31	3
			60.29	89 ± 17	2
			61.78	213 ± 24	2
			63.37	97 ± 15	3
63.80	53 ± 14	3			
71.68	490 ± 40	3			
74.55	128 ± 45	2			
Ti ⁴⁸	5 ± 2	0	17.76	8430 ± 1700	0.5
			22.11	780 ± 160	0.5
			36.9	1300 ± 260	0.5

Tab. 2 (Fortsetzung)

Target- Kern	R_+ (fm)	R_- (fm)	$E_\lambda^{*)}$ (keV)	Γ_λ (eV)	J
Ti ⁴⁸	5 ± 2	0	51.7	2400 ± 500	0.5
			74.4	150 ± 50	0.5
			83.6	120 ± 40	0.5
			119.0	200 ± 70	0.5
			133.2	200 ± 70	0.5
			154.9	250 ± 80	0.5
			185.6	650 ± 200	0.5
			192.4	3000 ± 600	0.5

*) Unsicherheiten der E_λ : ±0.3 %

Tab. 3

Statistische Parameter (für fehlende Niveaus korrigiert)

Target- Kern	Energiebereich (keV)	J	D_o (keV)	$S_o \cdot 10^4$
Ni ⁶¹	7 ... 69	1	2.79	3.7
		2	2.44	3.0
		1 u. 2	1.36	3.2
Ti ⁴⁷	8 ... 76	2	3.04	2.1
		3	2.95	4.9
		2 u. 3	1.59	3.6

1.3 Einfangquerschnitte mittelschwerer Kerne

(A. Ernst, F.H. Fröhner)

Die Messungen des Neutroneneinfangs von Ti^{47} , $Ni^{58,60,61}$ mit Hilfe des 800 l-Szintillatortanks und 2 m Laufweg wurden abgeschlossen. Mit der erzielten Auflösung von rund 2.5 ns/m wurde eine große Zahl von Resonanzen zwischen 5 und 200 keV vermessen. Nur zum kleineren Teil sind diese Resonanzen aus Transmissionsmessungen bekannt, bei den übrigen handelt es sich meist um p- und evtl. d-Wellen-Niveaus. Die Analyse der s-Wellen-Resonanzen, speziell die Ermittlung der Strahlungsbreiten, muß sich auf die Analyse der Transmissionsdaten, insbesondere die Spinbestimmungen stützen. Ein Programm zur simultanen Formanalyse der Einfang- und Transmissionsdaten nach der Methode der kleinsten Quadrate ist im Erprobungsstadium.

1.4 Absolutmessung des Spaltquerschnitts von U^{235}

(F. Käppler, F.H. Fröhner)

Ein Prototyp des neu konzipierten Protonenrückstoßzählers mit fester Streufolie und Si-Halbleiterdetektor wird erprobt. Messungen mit monoenergetischen Neutronen ergaben Pulshöhenspektren in schöner Übereinstimmung mit Monte-Carlo-Ergebnissen des speziell entwickelten Rechenprogramms PROTZ. Bei der kleinsten verwendeten Energie von 350 keV waren noch keine ernsthaften Untergrundprobleme aufgetreten, so daß Hoffnung besteht, noch bei kleineren Energien messen zu können.

1.5 α -Messung an Pu^{239}

(R. Bandl, F.H. Fröhner)

Eine erste Flugzeit-Messung von α durch Ermittlung der Spaltneutronen- und Streuneutronenzahl einer mit Neutronen beschossenen Pu-Probe und Vergleich mit der Streuung einer absorptionsfreien (Pb-) Probe wurde durchgeführt. Für die Auswertung wird ein Monte-Carlo-Programm entwickelt, das die genaue Interpretation der Streumessung durch detaillierte Behandlung der Winkelverteilung und Vielfachstreuung ermöglichen soll.

1.6 Temperatureffekt nichtaufgelöster Resonanzen bei Transmissionsmessungen an dicken Goldproben

Messungen der über Resonanzen gemittelten Transmission relativ dicker Goldproben (~ 1 mittlere freie Weglänge) bei Raumtemperatur und 1070°K zwischen 7 und 70 keV zeigten einen merklichen Temperatureffekt. Die Interpretation mit Hilfe von niveaustatistischen Monte-Carlo-Rechnungen ist im Gange. Als unerwartetes Ergebnis der Messungen zeigte sich eine intermediäre Struktur im Au-Querschnitt, die eng korreliert ist mit der im mittleren Einfangquerschnitt beobachteten Struktur. Evtl. Auswirkungen auf die Interpretation von Kugelschalentransmissionsmessungen und auf deren Extrapolation von 24 keV auf die übliche Normierungsenergie von 30 keV werden gegenwärtig studiert.

2. Messungen am Isochron-Zyklotron

2.1 Messung und Auswertung totaler Wirkungsquerschnitte

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

Im Berichtszeitraum wurden keine neue Messungen durchgeführt. Die Auswertung der Messung des hochaufgelösten Wirkungsquerschnittes an Uran im Energiebereich 0.5 - 4.35 MeV konnte abgeschlossen werden (1). Die Energieauflösung bei dieser Messung betrug 290 eV und 74 keV bei 4.35 MeV. Der stat. Fehler der Messung liegt im Energiebereich von 1.1 bis 4.35 MeV zwischen 1 % und 0.5 %, unterhalb von 1.1 MeV steigt dieser Wert bis auf 2.7 % bei 0.5 MeV. Die Messung zeigt gute Übereinstimmung bezüglich des Absolutwertes mit Messungen einer Reihe anderer Autoren. Mit Hilfe einer Flutuationsanalyse im Energiebereich 0.5 - 0.7 MeV konnte nachgewiesen werden, daß in diesem Energiebereich signifikante physikalische Strukturen im Verlauf des Wirkungsquerschnittes auftreten.

Die Fluktuationsanalyse der totalen Wirkungsquerschnitte für 13 Kerne im Massenbereich $A < 60$ steht kurz vor dem Abschluß. Die Analysen lieferten Aussagen über die Energie- und Massenabhängigkeit mittlerer Breiten und Niveaudichten für die untersuchten Kerne (2).

Die im vorgegangenen Berichtszeitraum gemessenen totalen Wirkungsquerschnitte für ^{23}Na und Ca wurden unterhalb von 1 MeV zur Bestimmung von Resonanzparametern mit dem R-Matrix-Formalismus analysiert (3). Zur Anpassung nach der Methode der kleinsten Fehlerquadrate wurde eine Ein-Kanal-Multiniveauformel verwendet. Für ^{23}Na wurden Resonanzenergien und Breiten bis 900 keV zugeordnet. Spins und Paritäten bis 432 keV. Für Ca wurden Resonanzparameter im Energiebereich 0.5 - 1.2 MeV bestimmt.

2.2 Messung und Auswertung differentieller elastischer Streuquerschnittsmessungen. (J. Nebe, G.J. Kirouac, IAK)

Die Auswertung der im Dezember 1969 durchgeführten differentiellen elastischen Streuquerschnittsmessungen an ^{40}Ca konnte abgeschlossen werden (4).

Die absoluten Streuquerschnitte (es wurde auf Kohlenstoff normiert) haben eine Auflösung von 1 - 2 keV bei 1 MeV und einen statistischen Fehler $\sim 3\%$. Im Energiebereich 0.55 - 2 MeV konnten l- und I-Werte für ca. 70 Niveaus des Compoundkernes ^{41}Ca durch Studium der Resonanzformen als Funktion des Streuwinkels zugeordnet werden. Die Ergebnisse der Analyse sind in Tab. 4 wiedergegeben.

2.3 Wirkungsquerschnitte für (n, α)-Reaktionen (L. Kropp, IAK)

Die Auswertung der differentiellen Wirkungsquerschnitte der ^9Be (n, α) Reaktion zwischen 8 und 30 MeV wurde im Berichtszeitraum zum Abschluß gebracht (5).

Bei gleichzeitiger Bestimmung der Teilchenenergie und der Flugzeit aus Halbleiter-Detektorimpulsen war für dieses Experiment eine Auflösung von 0.7 ns/m erreicht worden. Der Verlauf der Anregungsfunktionen für die Übergänge zu den drei niedrigsten Zuständen im ^6He gibt Hinweise auf eine Beteiligung von Compoundprozessen. Im Besonderen scheint die Reaktion über ein Niveau im ^{10}Be Compoundkern bei $(23 + 8)$ MeV zu verlaufen. Die Analyse mit Hilfe von cut-off PWBA-Rechnungen weist auf einen überwiegenden Ablauf der Reaktion über direkte Wechselwirkungsprozesse hin. Ein Zusammenwirken von wenigstens zwei Direktmechanismen ist zur Beschreibung der Winkelverteilungen notwendig.

2.4 Inelastische Neutronenstreuung (F.Voß und S. Cierjacks, IAK)

Die erste Erprobung der neuen Experimentiereinrichtung zur Messung der inelastischen Neutronenstreuung wird in wenigen Wochen stattfinden. Es soll die inelastische Neutronenstreuung an ^{27}Al untersucht werden. Die Probe besitzt Ringgeometrie mit einem Außendurchmesser von 24 cm, einem Innendurchmesser von 12 cm und einer Dicke von 1 cm. Der vorgesehene Streuwinkel beträgt 125° .

Die Messung wird im Energiebereich $0.5 \leq E_n \leq 4.5$ MeV durchgeführt werden. Mit Hilfe eines neu erstellten on-line Programmes ist man in der Lage, bis zu 12 γ -Linien gleichzeitig aufzunehmen und automatische Untersuchungen und Korrekturen für die Photopeaks durchzuführen.

Laborversuche mit dem für diese Messungen vorgesehenen 40 cm $^3\text{Ge-Li}$ -Detektor ergaben eine Energieauflösung von 3 keV für eine γ -Energie von 1.33 MeV (^{60}Co). Die ermittelte Zeitauflösung beträgt 2,5 ns für ^{60}Co bzw. 4,2 ns für ^{22}Na . Ein Peak zu Comptonverhältnis von 18 : 1 konnte mit diesem Detektor erzielt werden.

Veröffentlichungen:

- (1) D. Kopsch, S. Cierjacks, G.J. Kirouac
KFK-Bericht 1199, IAEA-CN-26/12
- (2) D. Kopsch,
Dissertation, in Vorbereitung
- (3) J. Nebe, G.J. Kirouac
KFK-Bericht 1195, IAEA-CN-26/13
- (4) J. Nebe, G.J. Kirouac
KFK-Bericht 1189 see also J. Nebe, G.J. Kirouac,
Vertrag auf der Frühjahrstagung der Deutschen Physikalischen Gesellschaft, April 1970, Eindhoven, Holland.
- (5) L. Kropp
Dissertation Universität Karlsruhe, Juni 1970

Tabelle 4 Resonance Spin and Parity Assignments for ^{40}Ca (n,n)

E(keV)	1	J	E(keV)	1	J	E(keV)	1	J
558.	(0)	$(1/2^+)$	867.	1	$(1/2^-)$	1201.	(1)	$(3/2^-)$
570.	1	$3/2^-$	879.	0	$1/2^+$	1213.	-	-
594.	2	$5/2^+$	883.	1	$3/2^-$	1215.	0	$1/2^+$
588.	0	$1/2^+$	908.	1	$1/2^-$	1230.	2	$3/2^+$
615.	2	$(3/2^+)$	925.	2	$5/2^+$	1242.	1	$1/2^-$
622.	2	$(5/2^+)$	941.	1	$1/2^-$	1247.	2	$(5/2^+)$
635.	0	$1/2^+$	944.	2	$(3/2^+)$	1262.	(2)	$(3/2^+)$
637. ^{a)}	-	-	958.	1	$3/2^-$	1267.	(1)	$(3/2^-)$
640.	1	$1/2^-$	907.	0	$1/2^+$	1286.	0	$1/2^+$
652.	-	-	983. ^{a)}	-	-	1289.	2	$(3/2^+)$
668.	2	$(5/2^+)$	993. ^{c)}	(2)	$(3/2^+)$	1308.	(1)	-
674.	0	$1/2^+$	1004.	0	$1/2^+$	1318.	(0)	$(1/2^+)$
694.	1	$1/2^-$	1019.	1	$(3/2^-)$	1333.	-	-
712.	1	$3/2^-$	1027. ^{a)}	-	-	1337.	-	-
727.	1	$3/2^-$	1038.	-	-	1348.	1	$3/2^-$
738.	0	$1/2^+$	1041. ^{b)}	(1)	-	1355.	-	-
745.	0	$1/2^+$	1046.	-	-	1375.	0	$1/2^+$
747.	1	$3/2^-$	1056.	(1)	-	1388.	-	-
757.	2	$(3/2^+)$	1059. ^{b)}	-	-	1408.	1	$1/2^-$
765. ^{c)}	(1)	$3/2^-$	1084. ^{c)}	(1)	$3/2^-$	1424.	-	-
771.	0	$1/2^+$	1093.	2	-	1433.	0	$1/2^+$
793.	0	$1/2^+$	1095.	0	$1/2^+$	1445.	1	$3/2^-$
800.	2	$5/2^+$	1100.	(2)	-	1457.	1	$3/2^-$
822.	0	$1/2^+$	1126.	2	$3/2^+$	1468.	1	-
826. ^{a)}	(1)	-	1136.	-	-	1478.	1	-
830.	2	$(5/2^+)$	1144.	(1)	$(3/2^-)$	1489. ^{a)}	(1)	-
842.	1	$1/2^-$	1159.	1	$3/2^-$	1494. ^{a)}	-	-
858.	2	$(3/2^+)$	1167.	1	$3/2^-$	1515. ^{a)}	-	-
863.	0	$1/2^+$	1190.	2	$5/2^+$	1530.	2	$5/2^+$

a) Bessere Auflösung in σ_{tot}

c) $l = 2$, $J = 3/2$ ebenfalls möglich

b) $l = 1$ dominant

d) $l = 1$, $J = 3/2$ ebenfalls möglich

1216. SEFORMessungen

Das experimentelle SEFOR-Programm besteht aus einer Versuchsreihe, die mit Tests bei niedriger Null-Leistung beginnt. Darauf folgen während des Hochfahrens der Leistung statische und Frequenzgang-Tests. Den wichtigsten Abschnitt stellen schließlich Oszillator-, Balanced Oscillator, subprompt- und superpromptkritische Transientenversuche dar.

Im Berichtszeitraum wurden die Nulleistungstests abgeschlossen und mit den Berechnungen verglichen, wobei sich gute Übereinstimmung zeigte. Die Versuche umfaßten im wesentlichen:

- Messung der minimalen kritischen Größe des Reaktorkerns
- Eichung der Reflektor-Regelung
- Messung der Spaltratenverteilung
- Material-Reaktivitätswert-Messungen
- Gleichmäßige nicht-nukleare Heizung des Reaktors zur Bestimmung des Temperaturkoeffizienten
- Messung des Verhältnisses $1/\beta$.

Abb. 5 zeigt einen Querschnitt durch den endgültigen Reaktorkern, wie er nunmehr für den Leistungsbetrieb beladen worden ist. Diesem Kern waren seit Frühjahr 1968 sechs verschiedene SEFOR-Cores vorausgegangen, von denen die ersten diejenigen Diskrepanzen hinsichtlich der kritischen Masse zeigten, die im Jahresbericht 1968/69 beschrieben worden sind.

Kennzeichnend für den jetzigen Reaktorkern sind die 4 Instrumented Fuel Assemblies (IFA). Jedes von diesen enthält zwei Brennstäbe mit meßbarer Brennstofftemperatur, einen zentralen Verspannungsstab (tightener rod), Thermoelemente für die Na-Temperatur und einen Durchflußmesser. Eine symmetrische Beladung mit B_4C -Stäben sowie mit "guinea pig"-Stäben (diese enthalten jeder 33 % mehr Plutonium als ein gewöhnlicher SEFOR-Brennstab) sorgt für genügend Überschuß-Reaktivität für die Steigerung auf volle Leistung.

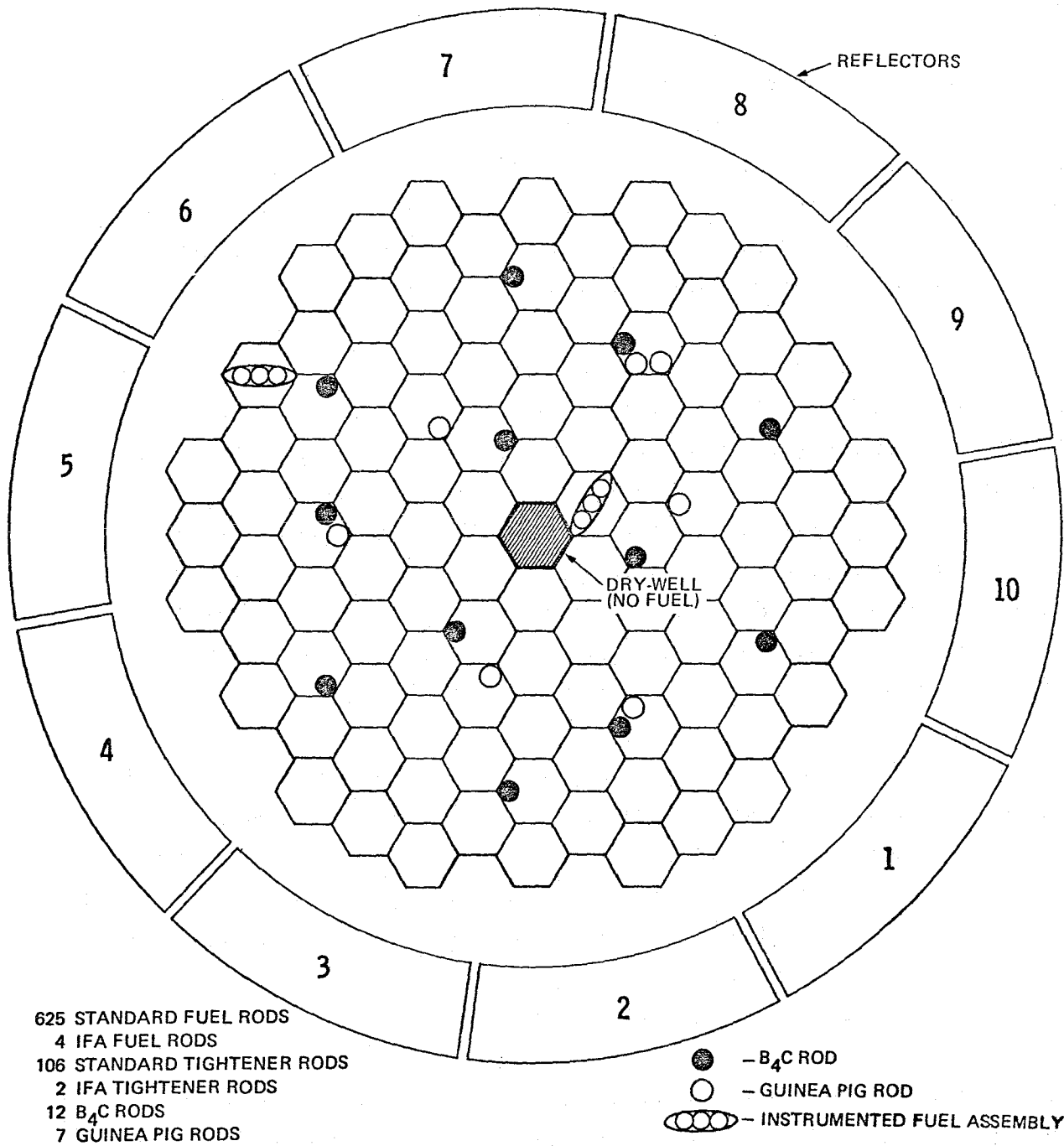


Abb. 5 CORE LOADING FOR ASSEMBLY I-I

Vergleich mit reaktortheoretischen Berechnungen

Tab. 5 zeigt eine Übersicht charakterischer Meßergebnisse im Vergleich zur Theorie. Für die minimale kritische Corebeladung stimmen die Werte bis auf 0,2 % (entspr. 1 Brennstab) überein, und der Reaktivitätswert der Reflektorregelung liegt innerhalb des vorhergesagten Bereichs von $11,2 \pm 1,8$ $\$$. Der Meßwert von $1/\beta$ liegt etwa 10% über dem berechneten Wert, ähnlich wie bei dem SEFOR mock-up im ZPR III.

Gemessene und berechnete Reaktivitätswerte von Brennstäben und B_4C -Stäben weichen um 10 bis 15% voneinander ab, und zwar am stärksten in der Coremitte. Dagegen stimmen die Werte für die Spaltrate im größten Teil des Cores miteinander überein, weichen aber am Rand bis zu 25% voneinander ab. Demnach ist zu erwarten, daß die Fluß- und Temperaturverteilung beim Leistungsbetrieb sich als etwas flacher erweisen wird, als die Rechnung vorhersagt. Der Dopplerkoeffizient ist jedoch gegenüber der räumlichen Fluß- und Temperaturverteilung ziemlich unempfindlich und wird voraussichtlich nicht mehr als 3% Abweichung zeigen.

Die Messung der Rückwirkung von Durchfluß, Druck und Temperatur auf die Reaktivität stimmt gut mit den Berechnungen überein. Wie erwartet, sind die Koeffizienten von Na-Durchfluß und Covergasdruck in deren ganzem Betriebsbereich null. Die Reaktivitätsrückkopplung der Temperatur zwischen 180°C und 400°C bei Nulleistung stimmt gut mit der Theorie überein, wenn man den vorausgesagten Dopplerwert $T \frac{dk}{dT} = -0,0082$ und als Gesamtausdehnungskoeffizienten $-0,65 \text{ } \$/^\circ\text{C}$ benutzt.

Da der Dopplereffekt etwa 40% zu dem berechneten Wert des Temperaturkoeffizienten (für $180^\circ\text{C} < T < 400^\circ\text{C}$) beiträgt, läßt die nahe Übereinstimmung der Werte des Temperaturkoeffizienten keine drastischen Abweichungen für die Dopplerwerte erwarten.

Veröffentlichung:

Results of SEFOR Zero Power Experiments

GEAP - 13 588 AEC Research and Development Report March 1970

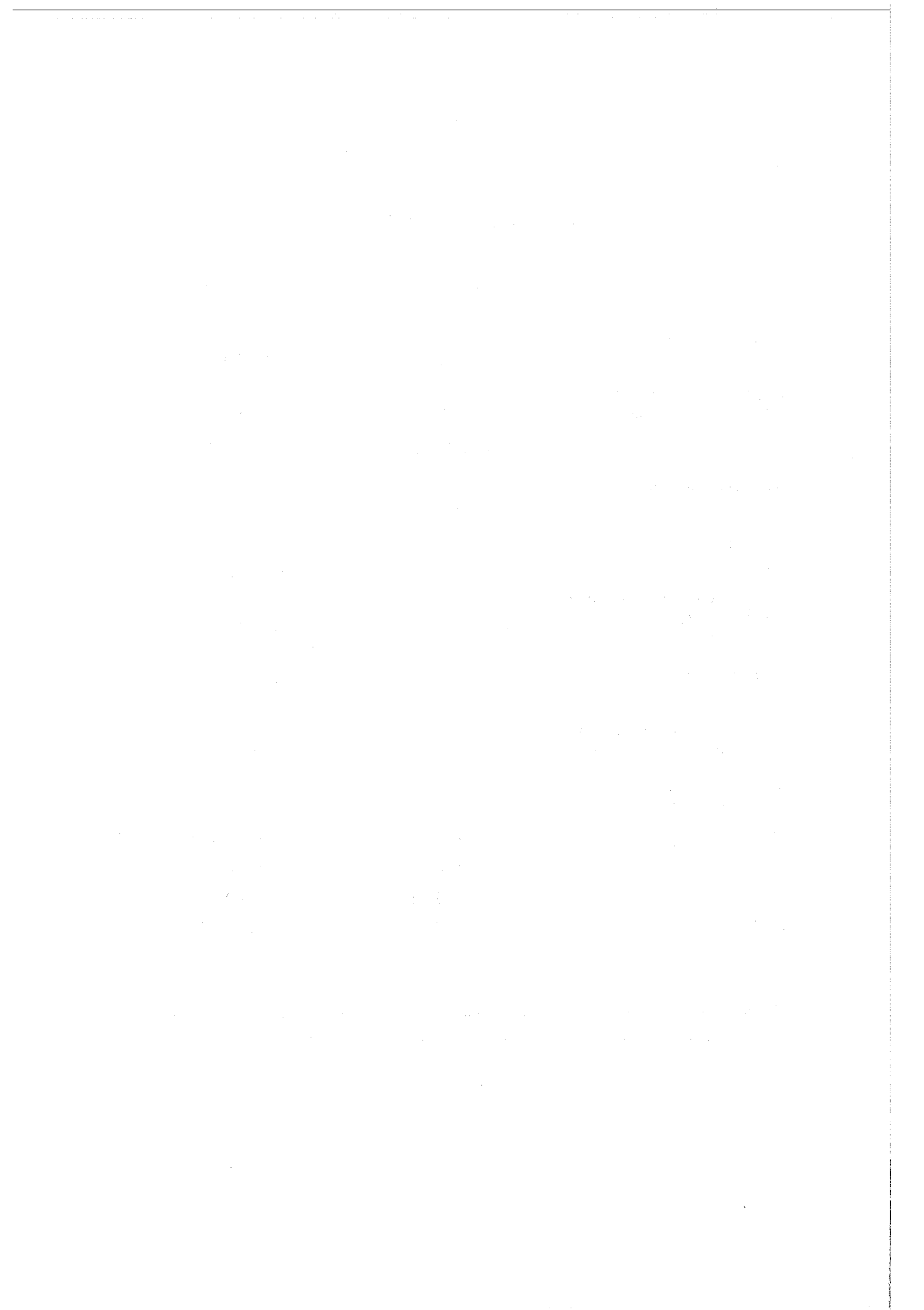
(Unter den Autoren die GfK-Mitarbeiter G. Kessler, PL, F. Mitzel, INR und D. Wintzer, IAR)

Tab. 5

Typische Nulleistungstest-Ergebnisse

Experiment	Meßwert	Theor. Wert	
Mindestwert der krit. Coregröße	284,3 kg	284,9 kg	
Reaktivitätswert der Reflektorregelung	9,7 β	11,2 β	
λ/β	$2,0 \cdot 10^{-4}$ sec	$1,8 \cdot 10^{-4}$ sec	
Brennstabwert nahe Coremitte	+ 35 ϵ	+ 40 ϵ	
B_4C -Stab-Wert nahe Coremitte	- 71 ϵ	- 82 ϵ	
Spaltraten nahe Coremitte $\sigma_f^{238} / \sigma_f^{235}$	0,0252	0,0256	
$\sigma_f^{239} / \sigma_f^{235}$	0,905	0,894	
Reaktivitätskoeffizienten von Durchfluß und Druck	0	0	
Temperaturkoeffizienten in den Bereichen:			
180°C bis 235°C	- 1,20 $\epsilon/^\circ\text{C}$	- 1,18 $\epsilon/^\circ\text{C}$	+))
235°C bis 290°C	- 1,15 $\epsilon/^\circ\text{C}$	- 1,13 $\epsilon/^\circ\text{C}$	+))
290°C bis 345°C	- 1,08 $\epsilon/^\circ\text{C}$	- 1,10 $\epsilon/^\circ\text{C}$	+))
345°C bis 400°C	- 1,03 $\epsilon/^\circ\text{C}$	- 1,05 $\epsilon/^\circ\text{C}$	+))

+) Theoretisch ergibt sich als totaler nicht-Doppler-Anteil konstant - 0,65 $\epsilon/^\circ\text{C}$ in diesem gesamten Temperaturbereich.



122. Reaktortheorie1221. Wirkungsquerschnitte und Gruppenkonstanten (R. Meyer, INR)

Unter anderem werden derzeit Arbeiten mit folgenden Zielen durchgeführt:

- 1) Erweiterung der auf Kedak befindlichen Datenfiles um Datenpunkte zwischen 10 und 15 MeV.
- 2) Damit zusammenhängend Überarbeitung der Querschnitte in jenem Energiebereich, der mit dem Gebiet von 10 - 15 MeV aus physikalischen und systematischen Gründen eng verwandt ist.

Abgeschlossen wurden die Auswertungen für Cr, Fe und Ni:

- 1) Ausgewertet wurden

$\sigma_t, \sigma_n, \sigma_x, \sigma_n'$	von 10 - 15 MeV
$\sigma_p, \sigma_\alpha, \sigma_{2n}$	ab Schwelle bis 15 MeV
σ_{pn}	ab Schwelle bis 15 MeV
σ_γ	1 - 15 MeV

Die Auswertung von σ_{pn} erfolgte aus systematischen Gründen. Der Querschnitt ist auf Dedak in σ_n' enthalten.

- 2) Sekundäre Änderungen:

μ_{el}	10 - 15 MeV
$\sigma_{tr}, \sigma_A, \sigma_n, \sigma_x$	4 - 10 MeV
σ_A, σ_n	4 - 10 MeV

- 3) Es wurde Vorsorge getroffen, daß $\sigma_{f,v}, \alpha, \eta, \chi(E)$ in der bisherigen Form bis 15 MeV ablesbar sind. (Diese Größen sind = 0 für Cr, Fe und Ni).

Unter einer größeren Anzahl von Querschnittsänderungen waren die folgenden von größerem Ausmaß:

- 1) σ_p (Cr) wurde im Gebiet 6-10 MeV hinaufgesetzt (Abb. 1)
- 2) σ_α (Ni) wurde im gesamten Energiebereich beträchtlich erhöht (Abb. 2)

- 3) σ_{γ} (Cr, Fe, Ni) wurde entsprechend neuerer Kerntheorien geändert. Als Beispiel ist σ_{γ} (Ni) in Abb. 3 wiedergegeben.
- 4) Gewisse Unstimmigkeiten zwischen den empfohlenen σ_n -Kurven und dem theoretisch zu erwartenden Verlauf im höheren Energiebereich wurden bisher auf die Nichtberücksichtigung der σ_{pn} -Querschnitte zurückgeführt. Dies konnte für Cr und Fe im wesentlichen bestätigt werden. Für Ni war durch Mitnahme des σ_{pn} -Querschnittes die Unstimmigkeit nicht restlos beseitigt (Abb. 4). Dies könnte darauf hindeuten, daß einige der nicht berücksichtigten Prozesse größere Querschnittswerte aufweisen. Diese Prozesse müßten dann zu σ_A addiert werden. Zur Zeit sind sie ebenfalls in σ_n enthalten.

Literaturverzeichnis zu Abb. 1 bis 4

- (1) J.J. Schmidt, KFK-120 (1966)
- (2) I. Langner, J.J. Schmidt, D. Woll, KFK-750 (1968)
- (3) J. Eriksson, EANDC(OR)73"L" (1968)
- (4) B. Mitra, A.M. Ghose, Nucl.Phys. 83 (1966) 157, AEET 267 (1966)
- (5) L. Husain, P.K. Kuroda, J.Inorg.Chem. 29 (1967) 2665
- (6) D.G. Gardner, Nucl.Phys. A96 (1967) 121
- (7) J.E. Strain, W.J. Ross, ORNL 3672 (1965)
- (8) E.B. Paul, R.L. Clarke, Can.J.Phys. 31 (1953) 267
- (9) Nellis, Am.Progr.Rev. Univ. Arkansas 3 (1963)
- (10) Z. Wilhelmi, Geneva Conf. (1955)
- (11) D.L. Allan, Nucl. Phys. 24 (1961) 274
- (12) D.M. Chittenden, nach EUR 122e (1963)
- (13) C.S. Khurana, L.M. Govil, Nucl. Phys. 69 (1965) 153
- (14) H. Büttner, A. Lindner, H. Melchner, Nucl.Phys. 63 (1965) 615
- (15) S.U. Mukheyee, u.a., Proc.Phys.Soc. 77 (1961) 508
- (16) J.M. Ferguson u.a. USNRDL-TR-269 (1958)
- (17) J.M. Ferguson u.a. Nucl.Phys. 10 (1959)
- (18) U. Seebeck, M. Bormann, Nucl.Phys. 68 (1965) 387
- (19) P. Broncacio, private Mitteilung, 1966; referiert in UCRL-50484 (1968)

- Ferguson (17)
- Wilhelmi (10)
- + Nellis (9)
- × Paul, Clarke (8)
- ⊗ Husain, Kuroda (5)
- △ Allan (11)
- ⊗ Khurana, Govil (13)
- ◇ Mitra, Ghose (4)
- ▽ Strain, Ross (7)
- Erikson (3)
- ⊕ Gardner (6)
- Ferguson (16)
- ▼ Mukherjee (15)
- ▽ Chittenden (12)
- ⊕ Büttner (14)
- | bisher empfohlen (1)
- derzeit empfohlen

Abb. 1

$\sigma_{n,p}$ für Cr52

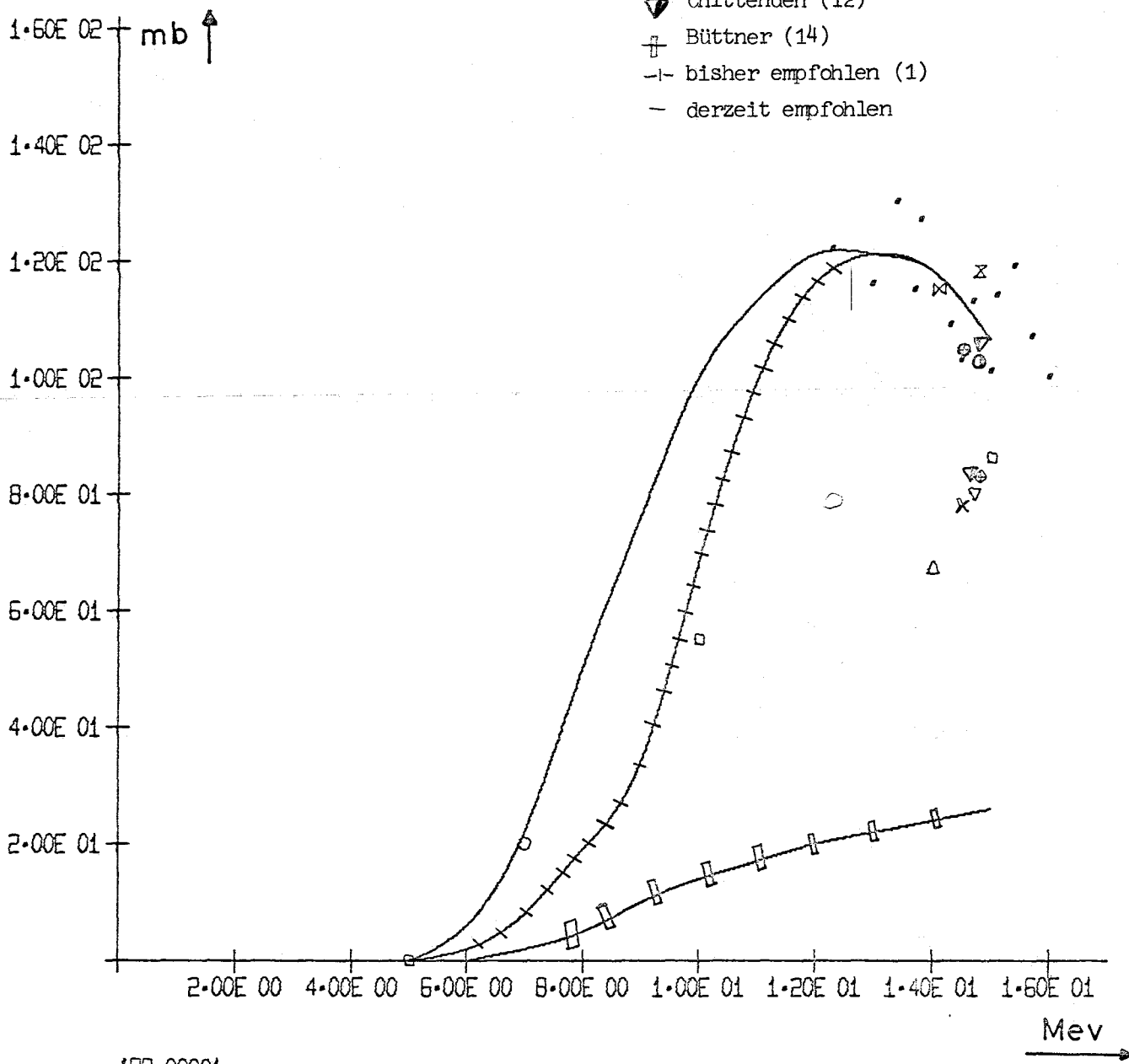
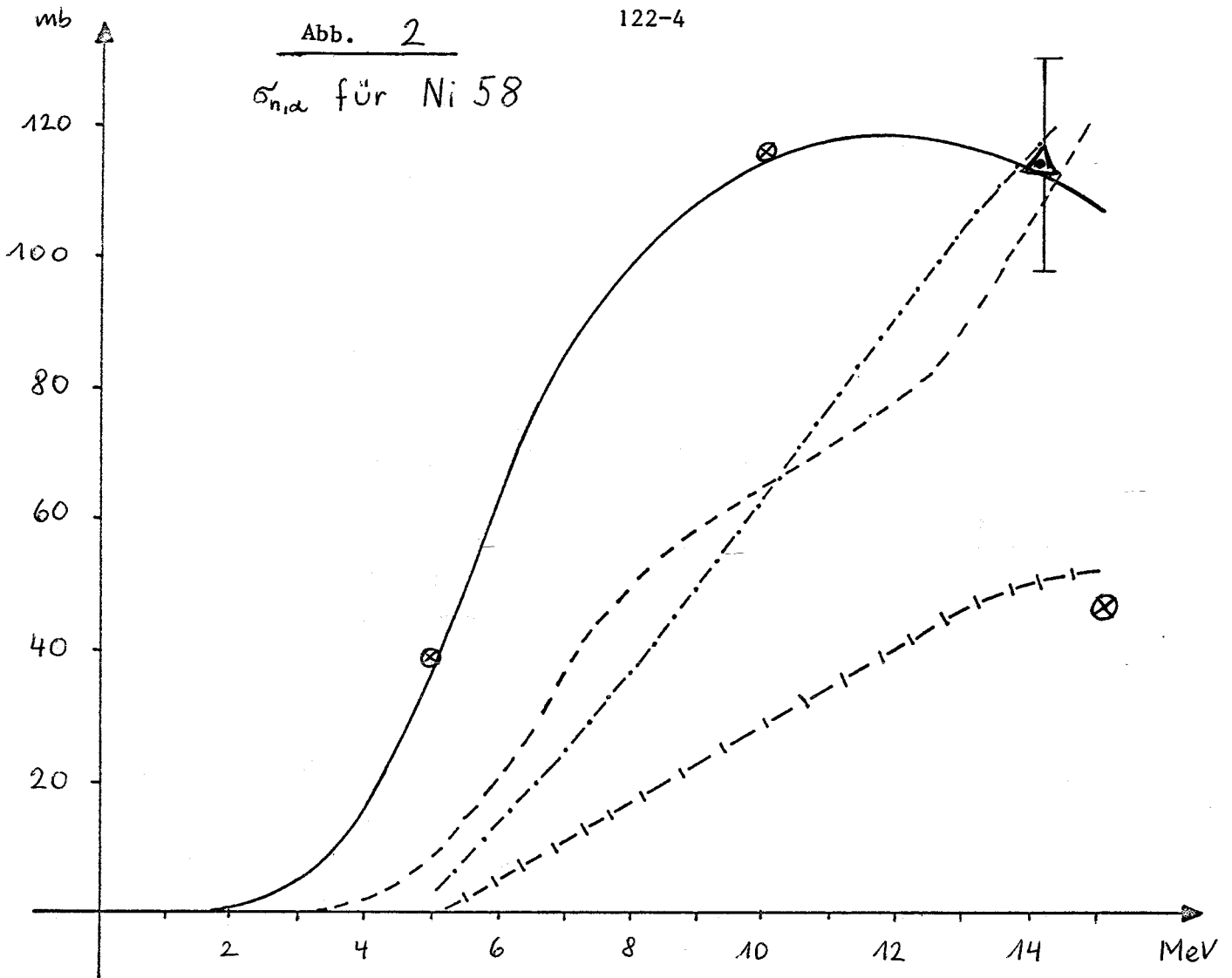


ABB-00001

Abb. 2

 $\sigma_{n,d}$ für Ni 58

- ⊗ Eriksson (3)
- △ Seebeck, Bormann (18)
- derzeit empfohlen
- - - P. Broncazio, in (19)
- · - Büttner u.a. ($\frac{1}{3}$) (13)
- | - bisher empfohlen (1)

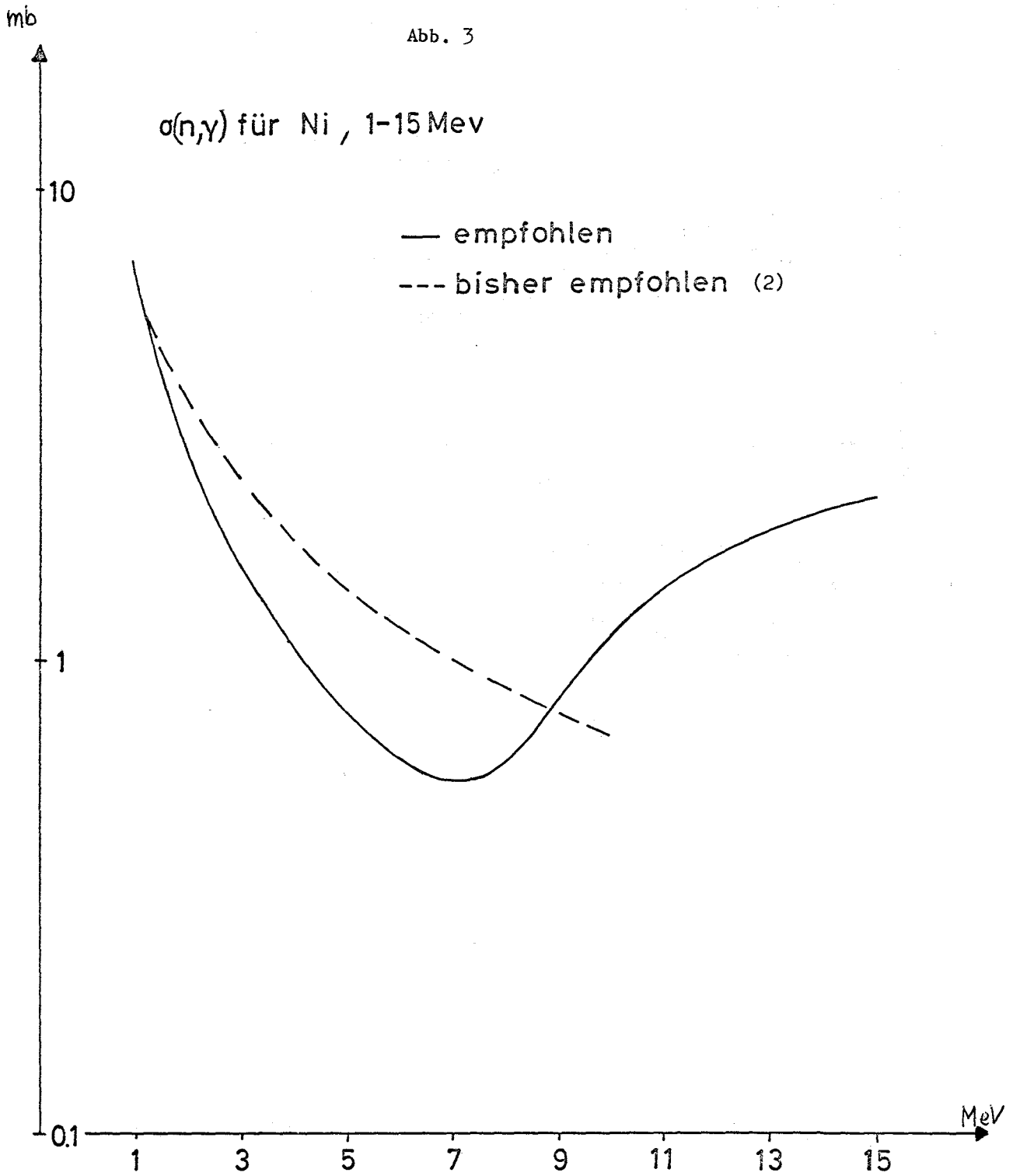
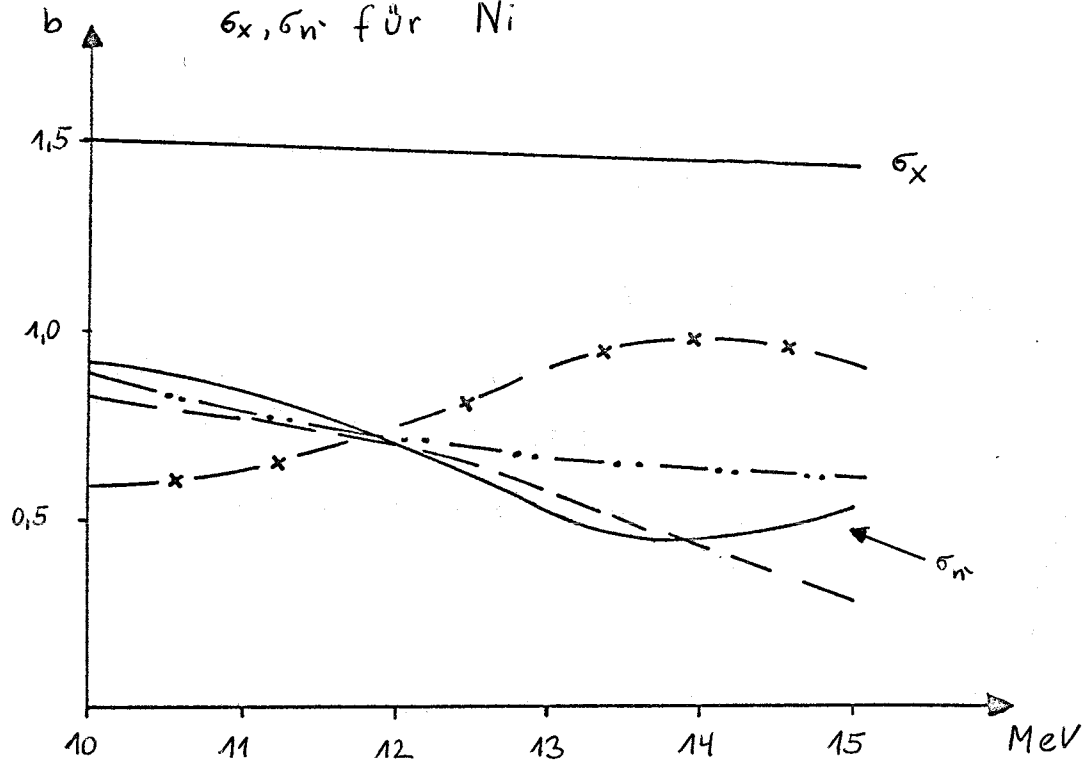


Abb. 4

122-6

σ_x, σ_n für Ni



- σ_n, σ_x derzeit empfohlen
- σ_n , bisher empfohlen (1)
- x— $\sigma_p + \sigma_\alpha + \sigma_{2n} + \sigma_{np+pn}$, empfohlen
- Büttner (14) σ_n

1222. Neue Methoden und RechenprogrammeErstellung von S_N -Programmen (C. Günther, W. Kinnebrook, INR)

S_N -Verfahren gehören zu den Standard-Verfahren der numerischen Lösungen der Neutronentransportgleichung in Transportnäherung. Ihre Anwendbarkeit ist verhältnismäßig vielseitig, dagegen steht, daß eine in Rechenprogrammen erfaßte Anwendung dieses Verfahrens meist sehr zeitaufwendig bzgl. der Rechenzeit ist.

Es ist ein eindimensionales S_N -Programm, DTK genannt, verfügbar, welches in geringem Umfang Verbesserungs- und Betreuungsarbeiten erfordert. Darüber hinaus steht jetzt auch eine Version des zweidimensionalen Transportcodes DØT zur Verfügung.

Die wesentlichen Arbeiten konzentrieren sich auf die Erstellung eines eigenen zweidimensionalen Transportprogramms. Dafür liegen verschiedene Gründe vor:

1. Die derzeit bekannten 2d-Codes wurden i.a. für kleinere Maschinen der zweiten Computer-Generation konzipiert und programmiert.
2. Sie sind aus den oben genannten Gründen schlecht in ein Programmsystem integrierbar.
3. Diese Programme sind für größere Parameterstudien zu langsam.

Die Arbeiten am eigenen Programm SNØW sind so weit gediehen, daß die Version für Platten-Geometrie bereits an einigen Anordnungen mit Erfolg getestet werden konnte, während die in Zylindergeometrie durchgeführten Testrechnungen Unebenheiten des Flusses bei $r=0$ zeigten. Daher bestand der Hauptteil unserer Arbeiten der letzten Monate in Vergleichsrechnungen mit DTK, mit DØT und mit dem Monte-Carlo-Code MØCA.

Nachrechnung von Traversenmessungen in SNEAK (E. Kiefhaber, INR)

Eine genaue Nachrechnung der Traversenmessungen von BÖHME und SEUFERT in SNEAK 3A2 (KFK 811) wurde begonnen. Es wurde festgestellt, daß eine S_6 -Rechnung mit einer Flußgenauigkeit von 10^{-3} ausreichend genaue Ergebnisse für eindimensionale Rechnungen liefert. S_2 - und S_4 -Vorläufe zur Quellschätzung sollten zur Verkürzung der Rechenzeit durchgeführt werden.

Für SNEAK 3A2 ist die REMO-Korrektur für die Bestimmung der Traversen vernachlässigbar. Mit den heterogenitätskorrigierten Querschnitten des ZERA-Programms ergibt sich eine Erhöhung der Traversen am Core-Rand um etwa 1% gegenüber dem homogenen und quasi-homogenen Fall. Die Benutzung der Transporttheorie statt der Diffusionstheorie ist insbesondere für die Spaltratentraverse von U238 im Blanket von erheblicher Bedeutung. Mit dem neuen MOXTOT-Gruppensatz ergibt sich im allgemeinen eine bessere Übereinstimmung zwischen Theorie und Experiment für die Traversen als mit dem SNEAK-Satz.

Die Berücksichtigung der Anisotropie der Wasserstoffstreuung in P1-Näherung führt in den S_N -Rechnungen zu vernachlässigbaren Unterschieden gegenüber der üblichen Transportnäherung. Die Untersuchungen sollen unter Einbeziehung von zweidimensionalen Diffusionsrechnungen mit Berücksichtigung der Reflektoren zum Abschluß gebracht werden, so daß diese Messungen mit den besten gegenwärtig verfügbaren theoretischen Ergebnissen verglichen werden können. Gleichzeitig soll mit einer Nachrechnung der Heterogenitätsexperimente für die SNEAK 3A2 Zelle (siehe ebenfalls KFK 811) begonnen werden, um den Einfluß der Unsicherheiten in den Berechnungsmethoden zu studieren.

Veröffentlichungen zu 122:

(1) H. Späth

Die numerische Berechnung von interpolierenden Spline-Funktionen
mit Blockunterrelaxation

Vortrag gehalten auf der GAMM-Tagung 1970, Delft.

KFK-Bericht 1132

(2) K. Schroeter, K. Maubach, S. Dorner

Use of Neutron-Absorbing Additions to the Coolant for Shutdown
of Fast Sodium-Cooled Reactors

KFK-Bericht 1153 u. IAEA-SM-130/37



123. Sicherheit schneller Reaktoren1231. Reaktivitätswerte von Kavitäten in einem Schnellen Reaktor
als mögliche Folge einer Brennstoff-Natrium-Reaktion
(F.G. Kluge, H. Küsters, INR)1. Reaktivitätseffekte von Kavitäten im Core eines schnellen natriumge-
kühlten Reaktors

Es wurde die Frage untersucht, wie groß eine als Folge einer lokalen Kühlmittelstörung mit anschließender "Brennstoff-Na-Reaktion" (BNR) (1) entstandene Kavität sein muß, um eine überpromptkritische Exkursion einzuleiten. Eine energetische Abschätzung (2,3) zeigt, daß bei einer vollständigen Vermischung des heißen, geschmolzenen Brennstoffs mit dem vergleichsweise kühlen Natrium in einem Brennelement (BE) des Na2-Reaktors (4) Energien von etwa 10 MWs entstehen können und damit drastische Verformungsarbeit geleistet werden kann. Reaktivitätsmäßig gibt es bei einer Kavitätenausbildung die z.T. gegenläufigen Effekte der Brennstoffverschiebung und des Natriumverlustes.

1.1. Reaktormodell

Das an sich dreidimensionale Problem wurde in einer ersten Phase mit eindimensionalen Diffusions- und S_N -Rechnungen angegangen. Ausgehend vom Na-2 Entwurf wurde als erstes ein kugelsymmetrisches Reaktormodell den Rechnungen zugrunde gelegt. Dabei entspricht die Corezusammensetzung der des Na-2, lediglich die Anreicherungen der beiden Corezonen und die Zonenradien wurden geringfügig so verändert, daß der Reaktor kritisch und die Leistungsmaxima nahezu gleich wurden. Dieser Reaktor besitzt annähernd das gleiche Spektrum und den gleichen Ortsverlauf der Natrium-Void-Verteilung. Um asymmetrische Störungen erfassen zu können, wurde in ähnlicher Weise ein Plattenreaktor bestimmt, wobei Wert auf die Erhaltung der örtlichen Voidverteilung des Na-2 in der Mittelebene gelegt wurde. Damit läßt sich dann der relative Verlauf der Reaktivitätsänderungen für Störungen in radialer Richtung angeben.

1.2. Modell des Störbereichs

Die Störzone besteht aus einem völlig entleerten Bereich mit benachbarten Verdichtungszone. Die Verdichtungszone enthalten den Brennstoff und das Strukturmaterial des gesamten Störbereichs, das Na des Störbereichs wurde aus dem Reaktor entfernt. Die Annahmen einer nur in unmittelbarer Nähe der Kavität befindlichen Verdichtungszone und die Entfernung des Natriums aus dem Störbereich allein sind pessimistisch bei allen zentralen Störungen.

Die Verdichtungsart wurde variiert:

- a) Die Brennstoff-Pins berühren sich gerade, und das Restvolumen enthält noch Na (etwa 10%).
- b) Kompaktion des Brennstoffs auf 90% seiner theoretischen Dichte, kein Natrium im Störbereich.
- c) Weitere Kompaktion des Brennstoffs auf 100% theoretische Dichte.

Beim Störfall direkt vor dem Blanket wurde die Verdichtung einseitig zum Zentrum hin vorgenommen.

1.3 Rechenmethode und Gruppensätze

Die relevanten Rechnungen wurden in einer 26 Gruppen- S_4 -Approximation durchgeführt, da die Diffusionsnäherung zu ungenau ist. Als Gruppensätze wurden verwendet: NAPPMB (5) und MOXTOT (6)

1.4. Ergebnisse

- A. Die Verdichtungsarten a bis c ergeben nur geringfügig unterschiedliche Reaktivitätsänderungen. Ebenso liefert die Verwendung des MOXTOT-Satzes gegenüber NAPPMB nur unwesentlich andere Δk -Werte. Deswegen wurden die weiteren Rechnungen für Störfall b mit NAPPMB durchgeführt.
- B. Für eine zentrale Kavität von etwa 34 l (entsprechend einem Durchmesser von ungefähr 40 cm) ergibt sich im Kugelmodell eine Reaktivitätsänderung von etwa 1%. Dieser Reaktivitätseffekt wird praktisch allein durch den Na-Void bestimmt. Eine zentrale Kavität mit einem Durchmesser von 60 cm ergibt etwa 2.7%.
- C. Die exzentrischen Störfälle werden durch eindimensionale Rechnungen in Plattengeometrie besser erfaßt (die transversale Leckage im Störfall wird gleich der im Normalfall angenommen, da die gesamte Störung als endlich vorausgesetzt wird). Eine Analyse des Ortsverlaufs der Störreaktivität (s. Abb. 1) ergibt, daß dieser praktisch durch die Natrium-Void-Reaktivität

bestimmt wird, mit Ausnahme der Störung vor dem Blanket. Bis auf den letzten Fall sind also die im Modell angenommenen Verdichtungseffekte ohne große Bedeutung.

- D. Die einseitige Verdichtung vor dem Blanket ist zu pessimistisch gerechnet, da im realen Störfall natürlich auch eine transversale Verdichtung auftritt. Nimmt man an, daß diese transversale Verdichtung in erster Näherung keinen Reaktivitätseffekt erzeugt, wird etwa nur $1/3$ der Verdichtung wirksam. Für diesen Fall ergibt sich eine sehr geringe negative Reaktivitätsänderung (hier geht allerdings bereits die Rechengenauigkeit ein).
- E. Störungen in der Nähe von Absorbern liefern eine geringere Reaktivitätsänderung.
- F. Ein Reaktor in ebener Geometrie mit U235 anstelle von Plutonium in der inneren Corezone wurde durch Anreicherungsiteration kritisch gemacht, wobei die Gleichheit der Leistungsmaxima eingestellt wurde. Die Reaktivitätsänderungen Δk sind für die innere Corezone etwa 80% kleiner als bei der zentralen Störung des Plutonium-Cores.
- G. Da bei nicht zu großen zentralen Kavitäten die Verdichtungseffekte eine untergeordnete Rolle spielen, wurde im Na-2 Reaktor bei zweidimensionalen Diffusionsrechnungen lediglich das Natrium aus der "Störzone" entfernt. Abb. 2 zeigt den Verlauf der Reaktivität bei einer zentralen zylindrischen Na-Blase mit einem Radius von 21,6 cm und unterschiedlicher Höhe. Bei etwa 60 cm Länge ergibt sich etwa 1%. Eine Blase von 60 cm Länge und 60 cm Durchmesser liefert ca 1,8%. Nimmt man für den letzten Fall an, daß die Verdichtungsreaktivität ca. 10-20% des Gesamteffekts ausmacht (aus Werten der Kugelrechnung entnommen), so folgt, daß bei einer zylindrischen Kavität von etwa 48 cm Höhe und mehr als 18 cm Radius oder einer Höhe von etwa 40 cm und mehr als 40 cm Durchmesser eine überpromptkritische Exkursion initiiert wird. Neben dem ohnehin schon hypothetischen Charakter des Unfallablaufs selbst erscheinen Verformungen dieser Größenordnung sehr unwahrscheinlich.

2. Theoretische Behandlung der BNR

Stark vereinfacht ist der Ablauf von Unfällen mit BNR in Abb. 3 dargestellt. Der Grad der Deformation als Folge einer BNR wird wesentlich bestimmt durch

- Vorgeschichte
- Anteil und Größe der an der Reaktion beteiligten Brennstoffpartikel
- Zeitskala der BNR ($p(t)$, $E(t)$)
- Dynamik der Verformung des Corematerials.

Theoretisch wird sich dieser Komplex niemals voll erfassen lassen. Wesentlich ist, daß in einer Exkursion zu der Arbeitsleistung des Brennstoffdampfes (Bethe-Tait-Exkursion (6,7)) bei einer BNR die Arbeit des entstehenden Na-Dampfes hinzukommt. Letztere überwiegt bei nicht zu großen Energiedichten des Brennstoffs. Bei idealer Vermischung des geschmolzenen Brennstoffs mit dem Natrium ergibt sich der in Abb. 4 dargestellte Verlauf der Zerstörungsenergie des Brennstoff- und des Natriumdampfes in Abhängigkeit von der Energiedichte des Brennstoffs im Zentrum des Na-2 Cores (3).

Parametrischen Untersuchungen in einen stark modifizierten Bethe-Tait-Verfahren und der Bestimmung der Zeitskala der BNR sind einige der theoretischen Bemühungen gewidmet. Zusammen mit den laufenden experimentellen Untersuchungen, z.B. über die Auswirkungen explosiv ablaufender Reaktionen im Core, wird sich das Verständnis auch dieser unwahrscheinlichen Unfallketten stark verbessern lassen.

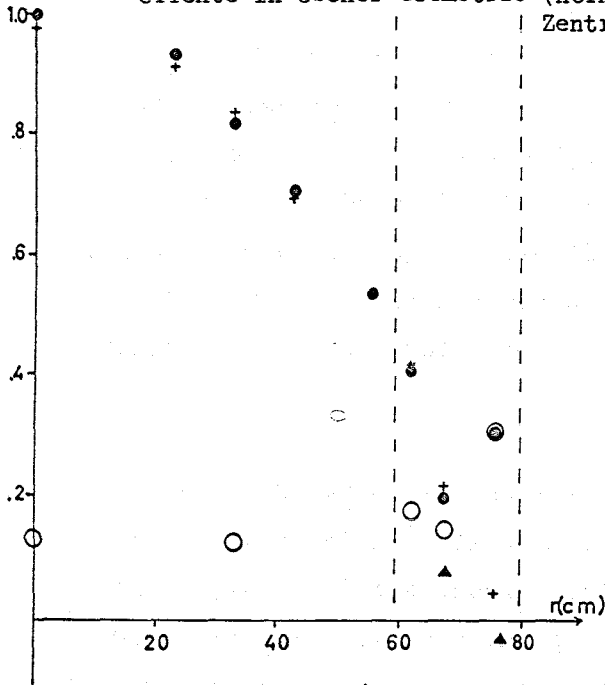
Literatur:

- (1) K. Gast, Reaktortagung in Berlin 1970
- (2) E.P. Hicks, D.C. Menzies, ANL-7120
- (3) F.G. Kluge, K. Thurnay, KFK-1057
- (4) K. Gast, E.G. Schlechtendahl, KFK-660
- (5) H. Huschke, KFK-770
- (6) E. Kiefhaber et al., Proc. BNES-Conf. on the Physics of Fast Reactor Operation and Design, London, 1969
- (7) D. Braess et al., Proc. of the Int. Conf. on the Safety of Fast Reactors, Aix-en-Provence 1967
- (8) D. Braess, K. Thurnay, KFK-813

Abb. 1

123-5

Örtlicher Verlauf der Reaktivitätseffekte in ebener Geometrie (normiert im Zentrum)



Pu-Core: ● L+V
 + L
 ▲ L+1/3V
 U/Pu Core: ○ L+V
 L = Na - Loss V = Verdichtung

Abb. 2

Reaktivität von Na-Blasen

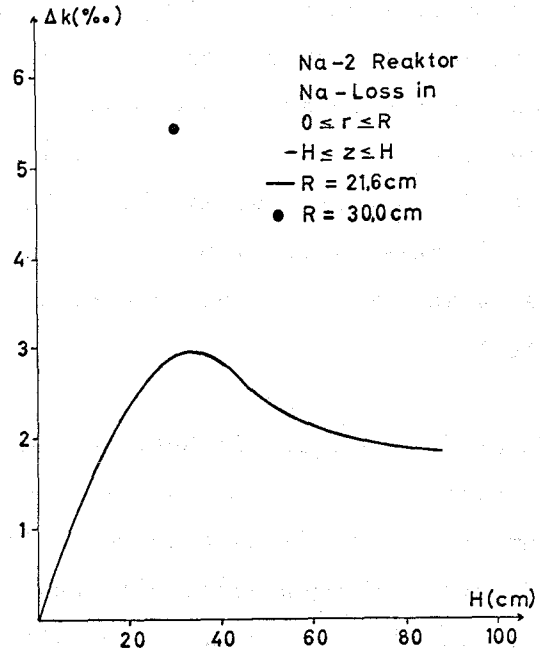
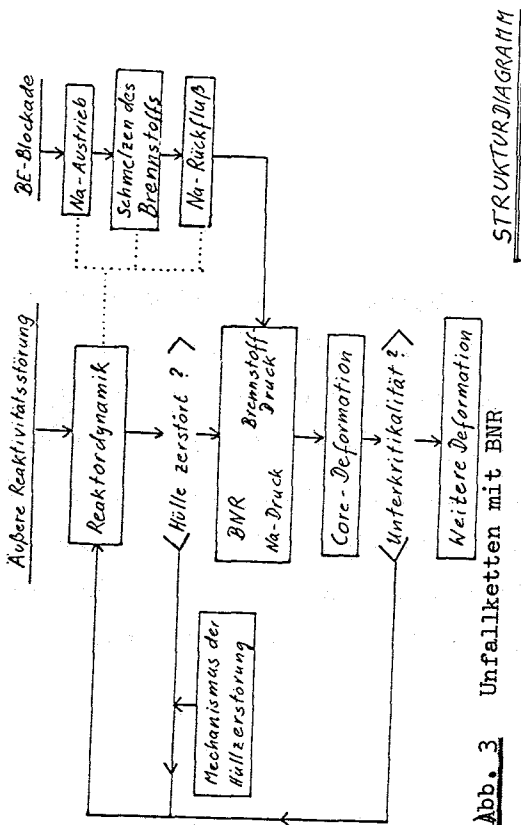
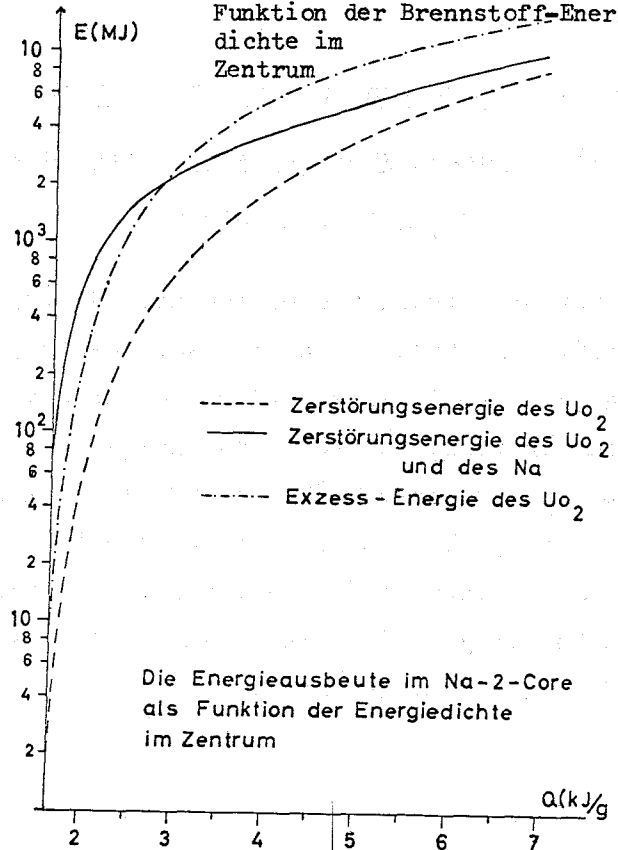


Abb. 4

Energieausbeute im Na-2 Core als Funktion der Brennstoff-Energiedichte im Zentrum



1233. Untersuchung lokaler Kühlungsstörungen in Brennelementen

(W. Baumann, H. Hoffmann, IRB)

Die maximal zulässige Temperatur der Hüllrohre von Brennstäben darf im normalen Reaktorbetriebsfall nicht überschritten werden. Bei unvorhergesehenen Ereignissen, wie Blockage eines Kühlkanales oder Verbiegen von Brennstäben im Bündel ist dies jedoch möglich. Zur Vermiedung von Kühlmittelsieden muß der Einfluß lokaler Kühlmittelstörungen auf die Strömungs- und Temperaturverteilungen im Brennelement bekannt sein. Die Temperaturverteilungen werden dabei wesentlich von der Kühlmittelquervermischung beeinflusst.

Um erste Aussagen hierüber zu erhalten, wurden für einen SNR-Bündelausschnitt (61-Stäbe) mit Hilfe eines modifizierten MISTRAL-Programmes die Temperaturverteilungen in verschiedenen Strömungsquerschnitten bei lokalen Kühlungsstörungen ermittelt. Dabei wurden Blockagen einzelner Kühlkanäle, die sich über verschiedene axiale Längen erstrecken, unter Einbeziehung der lokalen Kühlmittel-Quervermischung betrachtet. Die Ergebnisse werden z.Zt. zusammengefaßt. Vorbereitungen zur experimentellen Überprüfung dieser theoretischen Betrachtungen sind angelaufen.

1234. Störverhalten von Brennstäben1234.3 Bestätigende in-pile Versuche am SEFORSEFOR Follow-on Study

Unter Mitwirkung von Herren des IRE wurden die Arbeiten an der SEFOR-Follow-on Study von General Electric fortgesetzt, und im Februar 1970 wurde ein erster technischer Zwischenbericht von GE der USAEC übergeben. Dieser Bericht wägt die Möglichkeiten für sicherheitstechnische Versuche im SEFOR für die Zeit ab 1972 gegeneinander ab und diente als erste Grundlage für Diskussionen mit der USAEC und den mit GE am SEFOR beteiligten Organisationen. Bei diesen noch andauernden Diskussionen werden die sicherheitstechnischen Versuche berücksichtigt, die bereits in anderen Reaktoren in den USA, insbesondere in TREAT und ETR, geplant sind.

1238. Untersuchungen zur technischen Zuverlässigkeit (F.W.Heuser, INTERATOM, G.G.Weber, IAR)

Vorläufige Untersuchungen der von Siemens geplanten Notstromversorgung des SNR wurden abgeschlossen. Diese Arbeiten wurden zusammen mit INTERATOM ausgeführt (1). Eine stark schematisierte Abbildung des Unfallverlaufes ist in Abb. 5 (Basic Functions of Emergency Power Supply) gegeben.

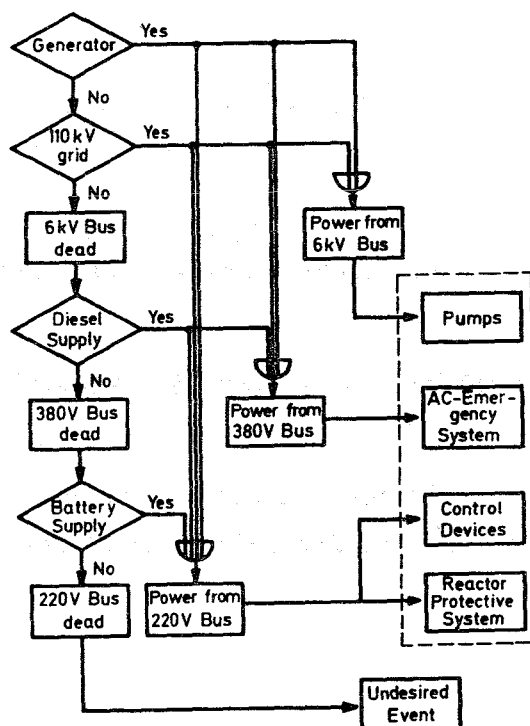


Abb. 5 Basic Functions of Emergency Power Supply (RPS)

Die Analyse erfolgte durch

- Aufstellen von Fehlerbäumen für das System
- Sammeln und Prüfen signifikanter Lebensdauerdaten für die Komponenten
- Auswertung mit einem vom IAR und INTERATOM aufgestellten Programm für die Monte Carlo-Analyse
- Abschätzung des Einflusses von Komponenten auf die Zuverlässigkeit des Gesamtsystems.

Der Ausfall der 380V-Wechselstromschiene und des Reaktorschutzsystems (RPS), soweit es von der Notstromversorgung abhängt, wird in Abb. 6 (Results for RPS and 380 V AC bus) gezeigt.

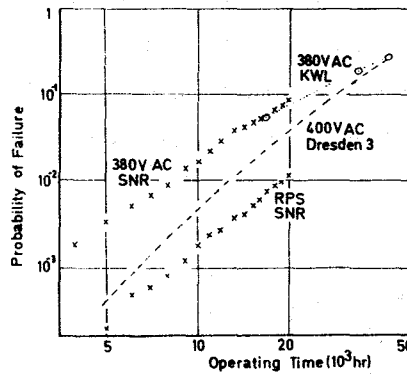


Abb. 6 Results for RPS and 380 V AC bus

Die Ausfallwahrscheinlichkeit, welche dabei gezeigt wird, hat u.A. folgende Eigenschaften:

- Sie ist mit anderen Systemen, z.B. DRESDEN 3 vergleichbar, aber keine Absolutgröße.
- Es wurde ohne Reparatur und ohne Inspektion gerechnet. Damit ist ein Vergleich mit anderen schon vorliegenden Ergebnissen möglich.

Veröffentlichung:

- (1) F.W. Heuser, G.G. Weber
 Reliability Analysis of Reactor Systems
 1970 Annual Symposium on Reliability (Proceedings p. 135-145),
 Los Angeles

124. Entwicklung von Instrumentierung und Signalverarbeitung zur Kernüberwachung

1241. Nachweis von Durchflußstörungen am Brennelement

1241.1 Thermoelement-Entwicklung (W. Glauner, PL)

Am SNR soll die Kühlmittel-Austrittstemperatur an jedem Brennelement gemessen werden. Die Erprobung und Bereitstellung geeigneter Thermoelemente erfolgt nach einem umfangreichen Testprogramm. Dazu werden Mantel-Thermoelemente von 1,5 mm \emptyset und 3.0 mm \emptyset verschiedener Hersteller mechanischen, elektrischen, thermischen und nuklearen Langzeittests unterworfen. Diese Tests entsprechen etwa einem 3-jährigen Betrieb im SNR, wobei als Hauptparameter die Arbeitstemperatur von 650°C mit betrieblichen statistischen Schwankungen, eine Strahlungs-dosis von 10^{22} n/cm², der Einsatz in Natrium und die leichte Auswechselbarkeit genannt seien.

In einer ersten Phase sind im Februar 3 Bestrahlungskapseln vom Typ Mol 1 mit insgesamt 180 Thermoelementen im BR2 eingesetzt worden. Sie werden hier bei Temperaturen $< 100^{\circ}\text{C}$ verschieden lange bestrahlt. Die erste Kapsel soll nach einer Bestrahlung mit ca. $2 \cdot 10^{21}$ n/cm² etwa Mitte 1970 zur Untersuchung der Thermoelemente ausgebaut werden. Vom Ergebnis hängt es ab, ob die übrigen beiden Kapseln noch länger im BR 2 verbleiben.

1242. Brennelement-Hüllenüberwachung (S. Jacobi, LEM)

Während des Reaktorbetriebes sind durch verschiedene Ursachen Schäden an den Hüllen von Brennstäben möglich. Als Folge treten Spaltprodukte oder auch Brennstoffpartikel in das Kühlmittel, deformierte Stäbe können aber auch zu Kühlmittelstörungen führen und weitreichende Folgen haben. Von Seiten der Reaktorhersteller, der Betreiber und auch der Genehmigungsbehörden werden daher sogenannte Hüllenüberwachungsanlagen gewünscht. Im Vordergrund stehen dabei Reaktoren hoher Leistungsdichte und der Trend zum Hochleistungselement.

Für natriumgekühlte Reaktoren sind zwei Verfahren zur Hüllenüberwachung besonders geeignet: Es werden Messungen durchgeführt zur Feststellung, ob sich im Covergas gasförmige und im Natrium verzögerte Neutronen emittierende Spaltnuklide befinden. Das erste Verfahren ist einfach im Aufbau, mit einer Ansprechzeit von 30 bis 60 min jedoch recht langsam, kann aber im Gegensatz zum zweiten Verfahren auch Schäden am Spaltgasplenum detektieren.

Der Nachweis verzögerter Neutronen ist aufwendiger im Aufbau, hat aber eine Ansprechzeit von nur 10 bis 20 sec und kann nur Schäden im Brennstoffbereich der Stäbe anzeigen.

Die seit mehreren Jahren im LEM laufenden Arbeiten zum Thema Hüllenüberwachung werden z.Z. mit dem Verfahren zum Nachweis verzögerter Neutronen fortgesetzt. Ziel ist ein wissenschaftlich-technisch ausgereiftes Meßprinzip mit den dazugehörenden Komponenten einschließlich Meßwertverarbeitung. Als Basis für diese Arbeiten wurde eine detaillierte Auslegungsberechnung für den Neutronenmonitor angefertigt. Sie behandelt das zu erwartende Signal bei einem möglichen Hüllenschaden sowie die untere Nachweisgrenze dieses Überwachungssystems. Es wird gezeigt, daß bei Probenahme aus einer Hauptkühlmittelleitung die Nachweisgrenze etwa 1 cm^2 freie Brennstoffoberfläche beträgt, Einzelprobenahmeleitungen könnten sowohl defekte Brennelemente lokalisieren als auch die Nachweisgrenze auf ca. 1 mm^2 verbessern. Die Ansprechzeit ist bedingt durch die Laufzeit des Natriums vom Core bis zum Monitor und beträgt 10 bis 20 sec.

Für die Erprobung des Monitors am HSD-Loop des FR 2 (1) und am KNK I und KNK II wurden Einzelheiten hinsichtlich Aufstellungsort und Konstruktion geklärt.

Mit der Firma Interatom wurde ein gemeinsam durchzuführendes Programm vereinbart.

Veröffentlichung:

- (1) S. Jacobi, I. Rautenberg et al
Der Hüllenschaden-Dampfkreislauf (HSD-Loop)
KFK-Bericht Juni 1970 (im Druck)

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

Die Einsatzmöglichkeiten mehrerer Ultraschallmeßverfahren zur Detektion lokalen Na-Siedens wurden mit Hilfe einzelner Testanordnungen in Wasser und Na untersucht. Verschiedene Teststrecken mit unterschiedlichen Geometrien wurden aufgebaut, wobei als Schallwandler Reinstquarze (SiO_2) sowie Piezokeramik-Materialien (Piezoxide) im Frequenzbereich einiger MHz dienten.

Mit Hilfe des Durchstrahlungs-Prinzips konnten Blasen bis zu einem Durchmesser von 0,5 mm geortet, oszillografisch dargestellt und gezählt werden. Nach der Resonanz-Methode war es dabei möglich, die Blasengröße festzustellen. Außerdem konnten Na-Turbulenzen nachgewiesen werden. Abb. 1 zeigt die Versuchsanordnung für Na-Beschallung bei Temperaturen bis zu 350°C . Der elektrisch beheizte Na-Behälter besitzt zwei axial angeordnete Schall-Koppelstäbe, an deren freien Enden jeweils ein Schallwandler aufgebracht ist. Zur Nachbildung von Na-Blasen dient Argon, welches über mehrere schwenkbare Düsen auf dem Behälterboden eingeperlt wird.

In einer weiteren Ausbaustufe wird derzeit ein Ultraschall-Bildwandlersystem erprobt, dessen facettierte Detektoren über eine Abtastelektronik abgefragt werden, und deren Signal - auf einem Bildschirm koordinatengetreu zusammengesetzt - ein Bild des Siedevorganges liefern. Die in der Anzahl der Bildpunkte und die in Bezug auf die abzutastenden Teilflächen wandlungsfähige Elektronik wurde bereits entwickelt und erprobt.

Die Testanordnung, die zunächst das Ersatzmedium Wasser verwendet, verfügt über 13 Einzeldetektoren, deren Detektorempfindlichkeiten über nachgeschaltete Einzelverstärker normiert werden. Abb. 2 zeigt die Ultraschall-Empfängerseite des Versuchsaufbaues. Die schallfokussierenden Koppelstäbe ragen in einer gebündelten "Facette" in den quaderförmigen Testraum, über dessen Boden schwenkbare Düsen zum Einperlen von Gasblasen angeordnet sind.

Um eine äußerst differenzierte Auflösung des Blasenbildes zu bekommen, werden Schallfrequenzen zwischen 3-6 MHz gewählt. Die im Einsatz befindlichen piezoelektrischen Wandler scheiben wurden speziell nach den Parametern hoher Temperaturverträglichkeit und ausreichender Bandbreite ausgewählt. Als geeignet erwiesen sich Blei-Niob-Titan-Verbindungen auf Keramikbasis, deren elektrische Flächenleistung 20 W/cm^2 beträgt. Mit Hilfe der leicht konisch geformten VA-Koppelstäbe werden Schallfeld-Öffnungswinkel von $1^\circ - 3^\circ$ erreicht.

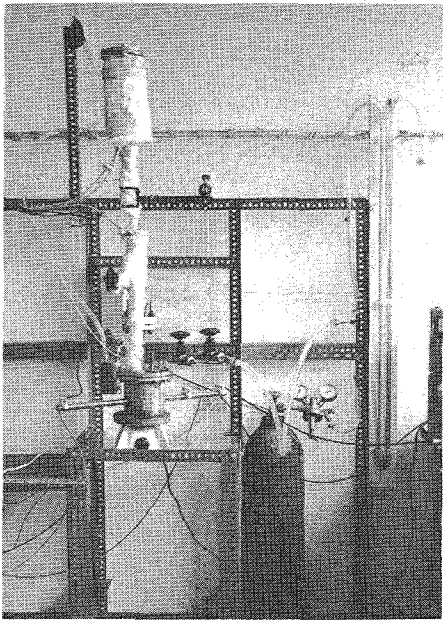


Abb. 1

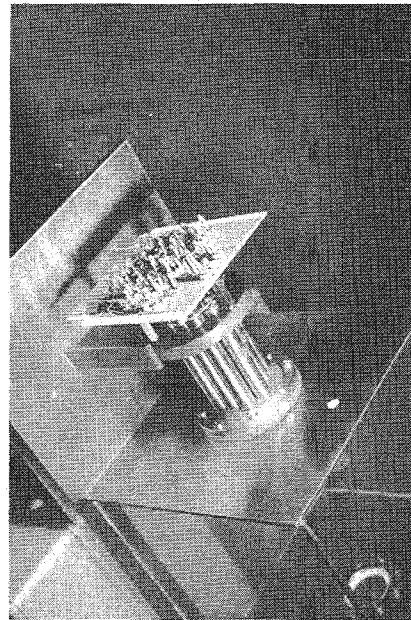


Abb. 2

1246. Untersuchungen zur Signalverarbeitung für das ReaktorschutzsystemVerbesserung der Konvergenz bei dem im Censurzeit-Mode laufenden
Monte-Carlo-Code M5C

(H. Borgwaldt, M. Lalović, INR)

Viele MC-Reaktorcodes verwenden zur Erzielung einer guten Konvergenz ein Generationsfolge-Schema. Die damit zu schätzende Parameter sind zwangsläufig gewichtet mit der statischen Eigenlösung der Transportgleichung.

Parameter, die empfindlich von der dynamischen Eigenlösung abhängen, müssen geschätzt werden mit MC-Codes, die im Censurzeit-Mode laufen. Hierbei verfolgt man Neutronen aus einer Quellverteilung und ihre Tochterneutronen aus Spaltung über ein Censurzeit-Intervall hinreichender Länge. Dabei erzielt man ohne besondere Maßnahmen keine gute Konvergenz. Es wurden von uns Untersuchungen über die Ursachen der hohen statistischen Fehler und über Abhilfemaßnahmen durchgeführt.

Die 1. Phase dieser Untersuchungen bezieht sich allein auf eine verbesserte Behandlung des Stoßprozesses, während in einer späteren 2. Phase auch die Behandlung des Neutronentransports verbessert werden soll.

Für ein Neutron mit dem Gewicht W_0 vor dem Stoß ergibt sich am Stoßort die Auswahl des Stoßpartners (Isotop i) und der Reaktionsart am einfachsten nach dem Schema A.

Schema A

Reaktionsart	Wahrscheinlichkeit	neues Gewicht
Streuung	$\Sigma_{i,s}/\Sigma'$	W_1
Spaltung	$\Sigma_{i,f}/\Sigma'$	$\nu_i W_1$
(n,2n)	$\Sigma_{i,2n}/\Sigma'$	$2 W_1$

$$W_1 = W_0 \Sigma' / \Sigma_t,$$

$$\Sigma' = \Sigma_t - \sum \Sigma_{i,c}$$

Die Summation erfolgt über alle Isotope der Mischung; nicht erklärte Symbole sind konventionell gebraucht.

Σ_t = makroskopischer totaler Querschnitt, c = Einfang.

Dieses Auswahl-schema führte in der Anwendung zunächst auf untragbare statistische Fehler. Besonders in kleinen Anordnungen enden nahezu alle Neutronenschicksale nach wenigen Stößen. Nur wenige Neutronen verbleiben länger im System, können wiederholt Spaltung realisieren und tragen dann mit extrem hohen Gewichten zu den Schätzungen bei.

Als ein Ausweg bot sich das Splitting an, beispielsweise mit der Strategie: Split bei Überschreiten einer vorgegebenen Schranke für das Neutronengewicht.

Durch Splitting wird das Neutronenschicksal zum Verzweigungsprozeß mit starken Schwankungen in der Teilchenzahl. Sie verschlechtern die Konvergenz in den Absolut-schätzungen. Jedoch sind deren Fehler stark korreliert, so daß sich relative Größen (Multiplikationsfaktor, Generationsdauer, Spektren und andere Quotienten) befriedigend schätzen lassen. Diese Erfahrungen führten zu einem anderen Auswahl-schema für Reaktionsart und Isotop i , das Schema B, das sich ausgezeichnet bewährt. Es handelt sich um ein Importance-Sampling bezüglich der Reaktionsart mit dem Ziel, das Gewicht des Neutrons nach dem Stoß unabhängig von Reaktionsart und Isotop zu machen.

<u>Schema B</u>		
Reaktionsart	Wahrscheinlichkeit	neues Gewicht
Streuung	$\Sigma_{i,s}/\Sigma''$	
Spaltung	$\nu_i \Sigma_{i,f}/\Sigma''$	$W_0 \Sigma''/\Sigma_t$
(n, 2n)	$2 \Sigma_{i,2n}/\Sigma''$	

$$\Sigma'' = \Sigma_t + \sum ((\nu_i - 1) \Sigma_{i,f} + \Sigma_{i,2n} - \Sigma_{i,c})$$

Symbolerklärung unter Schema A.

Auch bei diesem Schema muß zusätzlich Splitting erfolgen. Bei nicht-kritischen Reaktoren ist es zweckmäßig, die Schranke für Splitting gemäß $\exp(t/T)$ zeitabhängig zu machen, wobei T eine vorzugebene Relaxationszeit ist.

Die Tabelle zeigt den Vergleich von Testrechnungen für die unreflektierte U-235-Kugel GODIVA. Alle Rechnungen liefern auf der IBM/360-65 mit gleicher Rechenzeit (=CPU-Zeit) von 4,5 min.

Geschätzt wurden Gewinn G , Verlust V , Dichte D , $k=G/V$, Generationsdauer $\tau=D/G$ und die Fehler dieser Größen. Die sogenannte Dichte ist (bis auf einen Normierungsfaktor) die mittlere inverse Neutronengeschwindigkeit. Die Fehlerschätzungen folgen aus der einfachen Varianz, bei den Quotienten ist die Korrelation der Fehler von Zähler und Nenner berücksichtigt.

Zum Vergleich enthält die Tabelle auch die mit dem statischen MC-Code M4CG erzielten Ergebnisse. Wegen der abweichenden Normierung fehlen hierfür die Absolutschätzungen. Der Code M4CG benutzt für die Generationsfolge ein vom TIMOC-Code übernommenes Schema (1).

Nur das Schema B liefert gute, mit dem statischen Code voll verträgliche Ergebnisse. Ähnlich liegen die Ergebnisse von Rechnungen für die Anordnung SUAK UIB (hierfür $k=0,015$ nach 4,5 min).

In allen Fällen zeigt auch das Studium des Fehlerzerfalls die deutliche Überlegenheit des vorgeschlagenen Schemas B, das nunmehr mit einer verbesserten Behandlung des Neutronentransports verknüpft werden soll. Vorgehen sind hierfür Importance-Sampling-Techniken bezüglich des Flugweges, wie z.B. der ELP-Estimator und Verallgemeinerungen dieses Verfahrens (2).

Literaturhinweise:

- (1) H. Rief, H. Kschwendt,
Nucl. Sci. and Eng. 30, 395 (1967)
- (2) H. Kschwendt, H. Rief,
J. of Nucl. Energy 22, 127 (1968)

Tabelle

Fall	G nsec ⁻¹	$\delta G/G$ %	V nsec ⁻¹	$\delta V/V$ %	D	$\delta D/D$ %	$k=G/V$	$\delta k/k$ %	$\tau=D/G$ nsec	-/- %
GODIVA, Zensusintervall (20 nsec, 100 nsec)										
1	102	14.7	113	12.8	646	14.5	0.907	4.72	6.33	4.97
2	463	20.1	454	18.7	2533	17.5	1.019	6.34	5.47	3.58
3	410	10.2	413	9.7	2354	10.0	0.993	0.87	5.74	0.80
4		0.7		0.5		0.9	1.004	0.9	5.79	1.1

1 = Schema A ohne Split, 2 = Schema A mit Split,
3 = Schema B, 4 = statisch mit M4CG.

...the ... of ...

...the ... of ...

...the ... of ...

...the ... of ...

...the ... of ...

...the ... of ...

...the ... of ...

125. Auswirkung von Reaktorstörfällen auf die Umwelt, Aktivitätsfreisetzung

1254. Kontamination von Kühlkreisläufen

1254.2 Kontamination von Materialproben (H. Stamm, IRCh)

In der Probenkammer II des FR2-Heißdampfloops wurden vier Kontaminationsexperimente mit den folgenden Versuchsparametern durchgeführt :

- a) Chemische Natur der eingesetzten Werkstoffe,
- b) Vorbehandlung der Coupons,
- c) Anstellwinkel der Proben gegenüber dem Dampfstrom.

Serie C : Coupons aus Edelstahl W.Nr.4961 wurden 538 Vollleistungsstunden mit Dampf beaufschlagt, der durch aktivierte Korrosionsprodukte aus dem Reaktoreinsatz und mit Spaltprodukten aus einem absichtlich beschädigten HDR-Teststab kontaminiert war. 8 Edelstahlproben (20 x 14 x 0.9 mm) waren parallel, acht Proben (10 x 14 x 0.9 mm) unter einem Winkel von $33,75^\circ$ zum Dampfstrom eingebaut worden. Von beiden Coupon-Größen waren je zwei elektropoliert, passiviert, naß geschmirgelt bzw. im Argonstrom vorgeglüht (2 Std., 1150°C) worden. Die drei Tage nach Ende der Exposition durchgeführten Ratemetermessungen ($\beta + \gamma$) ergaben die höchste Kontamination auf den geschmirgelten, die niedrigste auf den elektropolierten Proben; die auf den passivierten und auf den vorgeglühten Blechen abgelagerten Aktivitäten waren etwa gleich groß. Die auf den beiden Flachseiten eines Coupons gemessenen Kontaminationen waren in einigen Fällen nicht gleich, für die Abweichungen ergab sich jedoch keine Systematik (etwa bei den schräggestellten Proben Vorderseite \neq Rückseite). In Tabelle 1 sind die Mittelwerte von vier Meßwerten (zwei Flachseiten von je zwei Blechen) zusammengestellt worden.

Serie D : Je zwei elektropolierte Proben aus verschiedenen Edelstählen, Incoloy 800, Inconel 625, Nickel und Platin wurden unter den gleichen Bedingungen wie die Proben der Serie C kontaminiertem Dampf exponiert. Überraschend war, daß die Platinbleche am meisten kontaminiert waren; die auf Reinnickel abgelagerte Aktivität war ebenfalls deutlich höher als die Kontamination der übrigen Werkstoffe.

Serie E: Wie bei Serie D wurden je zwei Coupons aus den genannten Materialien, zusätzlich aus unlegiertem Stahlblech und aus Bronze SnBz6, in Kammer II für 689 Vollleistungsstunden kontaminiertem Dampf ausgesetzt. Die in Tab.2 zusammengefaßten Mittelwerte zeigen wieder Platin als das am meisten kontaminierte Material, gefolgt von den stark korrodierten Blechen aus Bronze und C-Stahl. Die Edelstähle, Incoloy und Inconel unterscheiden sich in ihrem Kontaminationsverhalten nicht wesentlich.

Serie F: Zwanzig elektrpolierte Edelstahlproben wurden in Vierergruppen unter fünf verschiedenen Anstellwinkeln gegenüber dem Dampfstrom in Kammer II eingesetzt und für 474 Stunden kontaminiertem Heißdampf exponiert. Die anschließend durchgeführten Dosisleistungsmessungen ergaben keinen Einfluß des Anstellwinkels auf die abgelagerte Aktivität, der größer als die statistischen Schwankungen dieser Messungen war.

1254.3 Kontamination von Natriumkreisläufen (H.Schweizer, IRCh)

In einer Heißen Zelle am BR2 wurde das außer Betrieb genommene inpile Na-Loop "MOL 7A" entsprechend dem vorgelegten Zerschneideplan zerlegt und zur weiteren Untersuchung nach Karlsruhe gebracht. Zum Reinigen der Teile von anhaftendem, kontaminiertem Natrium wurde ein Verfahren erprobt und in der Zelle erfolgreich eingesetzt, das aus Sicherheitsgründen statt des bisher üblichen Lösungsmittels Butanol ein Gemisch von schwer entflammbarem Heizöl mit ca.20% Methanol verwendet.

Tabelle 1 Dosisleistungsmessungen an den
Kontaminationsproben der Serie C

Abmessungen	Anstell- winkel	Vorbehandlung	Ratemeter (Imp/Sek)
20 mm x 14 mm	0°	geschmiregelt	1325
"	"	passiviert	725
"	"	elektropoliert	380
"	"	vorgeglüht	675
10 mm x 14 mm	33°45'	geschmiregelt	900
"	"	passiviert	460
"	"	elektropoliert	190
"	"	vorgeglüht	500

Tabelle 2 Dosisleistungsmessungen an den
Kontaminationsproben der Serie E

Werkstoff	Typ Zusammensetzung	Dosisleistung		Ratemeter (Imp/Sek)
		γ (mr/h)	β (mrem/h)	
4541	Ti-stab.Austenit 18/8	1.5	2.0	810
4301	unstab.Austenit 18/8	1.5	2.5	850
Incoloy 800	32% Ni, 21% cr	2.0	2.5	970
4120	Martensit, 13% Cr	2.5	3.0	1150
4550	Nb-stab.Austenit 18/8	2.5	4.5	1400
Inconel 625	62% Ni, 22% Cr	3.25	4.5	1450
4961	Nb-stab.Austenit 16/13	5.0	6.5	1700
Nickel	> 99.5% Ni	7.5	10	3050
C-Stahl	unleg.ferrit.Blech	9	15	3200
SnBz6	Bronze mit 6% Sn	30	70	4750
Platin	chem. rein	53	100	5250

126. Natrium-Technologie-Versuche1263. Versuche zur thermo- und hydrodynamischen Core-Auslegung1263.1 Thermo- und hydrodynamische Untersuchungen

(W. Baumann, H. Hoffmann, R. Möller, K. Rust, H. Tschöke, IRB)

Die Auslegung der Brennelemente setzt die Kenntnis ihrer Wärmeübergangs- und Druckverlustbeziehungen voraus. Für die Bestimmung der Heißkanaltemperaturen muß die Größe der Kühlmittelquervermischung bekannt sein. Diese Unterlagen sind in theoretischen und experimentellen Untersuchungen zu schaffen. Parameter sind die Strömungsbedingungen und Geometrien von Brennelement und Abstandshaltern.

In den bisherigen Untersuchungen zur Auswahl von Abstandshaltern wurden verschiedene Brennstabanordnungen, gitter- und wendelförmige Abstandshaltertypen (Wendeldrähte, Wendelrippen) im Hinblick auf geringen Druckverlust und einheitliche Temperaturprofile am Bündelausgang bei konstanter Stabileistung betrachtet. Die Ergebnisse zeigen einen geringen Druckverlust für wendelförmige Abstandshalter, und die ausgeglichene Temperaturverteilung im Bündelquerschnitt bei Verwendung von Hüllrohren mit Wendelrippen als Abstandshalter (1) (2).

1263.11 Wärmeübergangsmessungen im zentrischen und exzentrischen Ringraum

(G.Henrich, H.Hoffmann, H.John)

Um den Einfluß der Geometrie des Kühlkanals auf das thermodynamische Verhalten flüssiger Metalle zu untersuchen, wurden in einer zentrisch/exzentrischen Ringraumanordnung Vorversuche in Na-Strömung bei Stableistungen von 200 W/cm durchgeführt. Das Radienverhältnis der Teststrecke betrug $R = 1,5$. Die zentrischen Untersuchungen ergaben zunächst sehr starke azimuthale Temperaturunterschiede am Stab und im Kühlmittel. Die Nachuntersuchung ergab, daß der Heizstab aufgrund von Toleranzunterschieden exzentrisch eingebaut war. Die Ergebnisse werden z.Zt. ausgewertet, die Teststrecke wird verbessert.

Um für diese Untersuchungen größere Na-Durchsätze zu ermöglichen, wird ein Wärmeübergangsprüfstand erstellt, dessen Rohrleitungsmontage abgeschlossen wurde.

1263.12 Lokale Wärmeübergangsmessungen an Bündelgeometrien

(K.Bätke, H.Hoffmann)

Mit Hilfe eines heizbaren 19-Stabbündels sollen mittlere und lokale Wärmeübergangszahlen für verschiedene Stabpositionen ermittelt werden. Hierzu wurde der Testbehälter zur Aufnahme des Bündels gefertigt, eine Stabdrehvorrichtung erprobt, sowie die grundsätzlichen Möglichkeiten zur Instrumentierung hochbelastbarer Heizstäbe erarbeitet.

1263.13 Untersuchungen zur Kühlmittelquervermischung im Na-gekühlten Brennelement
(W.Baumann, E.Baumgärtner, H.Hoffmann)

Die Kühlmittelquervermischung in den engen, parallel geschalteten Kanälen der Brennelemente von Brutreaktoren ist von entscheidender Bedeutung für ihre Auslegung, da sie die maximale mögliche Hüllrohrtemperatur mitbestimmt. Ihre Größe wird von der Geometrie und Anordnung der Stäbe im Bündel und vom verwendeten Abstandshalter beeinflusst.

Erste Untersuchungen der Kühlmittelquervermischung in Natrium-Strömung wurden mit einem 6l-Stabbündel in den SNR-Abmessungen und mit geschweißten, wabenartigen Abstandshaltergittern durchgeführt. Dabei wurde der Zentralstab des Bündels beheizt und das sich im Bündelaustrittsquerschnitt ergebende Temperaturprofil registriert (Abb.1). Aus dieser radialen Temperaturverteilung läßt sich die Größe der Kühlmittelquervermischung berechnen.

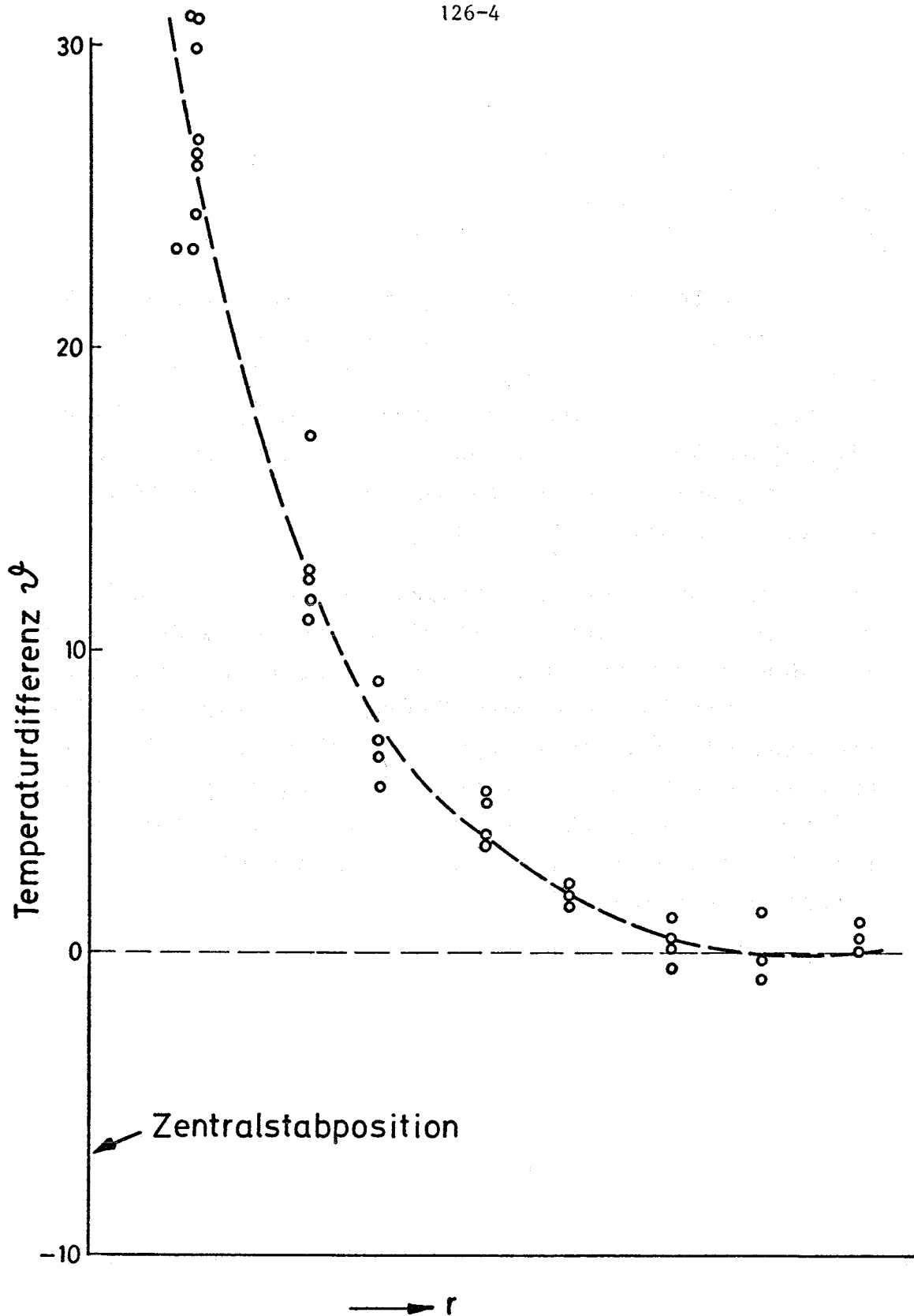


Abb.1 Radiale Temperaturverteilung $\vartheta = t - t_m$ im Austrittsquerschnitt eines 61-Stabbündels bei Beheizung des Zentralstabes.

Re = 11000, N = 4,675 Kw

1263.2 Mechanisch-hydrodynamische Untersuchungen an natriumgekühlten Brennelementen

(E. Baumgärtner, G. Drechsler, G. Frees)

Die in 1263.1 beschriebenen Untersuchungen an Brennelementen mit verschiedenen Abstandshaltertypen zeigen, daß wendelförmige Abstandshalter sowohl einen geringen Druckverlust aufweisen, als auch ein einheitliches Temperaturprofil im Austrittsquerschnitt eines Brennelementes erwarten lassen.

Um das Verhalten der Abstützstellen im Bündel zu studieren und den Metallabtrag an den Berührungsflächen der Wendelrippen zu bestimmen, wurden Hüllrohre mit 6 Wendelrippen in SNR-Abmessungen industriell gefertigt. Sie werden z.Zt. mit Stahlpellets gefüllt und für einen Langzeitversuch im 61-Stabbündel bei 600° C Na-Temperatur assembliert.

Veröffentlichungen zu 126:

(1) H. Tschöke

Experimentelle Bestimmung der Druckverluste an einem 37-Stabbündel aus Rohren mit 6 integralen Wendelrippen pro Stab als Abstandhalter

KFK-Bericht 1038, Februar 1970

(2) W. Baumann, H. Hoffmann, R. Möller

Fuel Rod Bundles with Various Spacer Designs for Sodium Cooled Fast Reactors

IAEA-Symposium in Monaco vom 23.-27.3.1970,

KFK-Bericht 1154, IAEA-SM-130/38

127. Thermo- und hydrodynamische Versuche in Gas und DampfMittlerer Wärmeübergang und Druckverlust in Brennstabbündeln

(R. Möller, H. Tschöke, IRB)

Zur Auslegung der Brennelemente gas- und dampfgekühlter Reaktoren sind u.a. die Wärmeübergangs- und Druckverlustbeziehungen erforderlich. Dazu wurden und werden Messungen in Luftteststrecken an Vielstabbündeln (19 bis 61 Stäbe) mit wendelförmigen Abstandshaltern (1 Wendeldraht, 3 bzw. 6 Rippen pro Stab) durchgeführt. Hauptparameter der laufenden Untersuchungen ist die Steigung der verschiedenen Abstandshaltertypen.

Die Versuchsergebnisse an 2 19-Stabbündeln mit 1 Wendeldraht pro Stab zeigen bei einer Verringerung der Wendelsteigung von $h = 150$ mm auf 100 mm eine Steigerung des Wärmeüberganges um 12% und einen damit verbundenen Druckverlustanstieg von rund 40 %. (Stabdurchmesser $d = 6,6$ mm, Teilungsverhältnis $p/d = 1,23$).

Im Berichtszeitraum wurden Wärmeübergangsmessungen an zwei 19-Stabbündeln mit 3 Wendelrippen pro Stab durchgeführt. Die Rippensteigung wurde so gewählt, daß die Abstüzlängen denen der Bündel mit 1 Wendeldraht pro Stab entsprachen.

Abmessungen der Bündel:

	<u>Bündel L6</u>	<u>Bündel L7</u>
Stabzahl	19	19
Stabdurchmesser (mm)	6,6	6,6
Teilungsverhältnis	1,3	1,3
Rippenzahl pro Stab	3	3
Rippensteigung h (mm)	450	300

Jedes Bündel besitzt 3 Hauptmeßebenen mit insgesamt 50 Meßstellen, die in Wand-, Eck- und Zentralkanälen auf unterschiedlichen Kanalpositionen verteilt sind. Die Wärmeübergangszahl ist auf die mittlere Kühlmitteltemperatur im jeweiligen Querschnitt bezogen. Aus der Vielzahl der unterschiedlichen Meßstellen ergibt sich eine mittlere Wärmeübergangszahl.

Die Auswertung der Versuchsergebnisse wurde teilweise durchgeführt.

Abb. 1 zeigt für beide Bündel die mittlere Wärmeübergangszahl als Funktion der Re-Zahl (gestrichelte Linien). Man erkennt, daß für $Re = 10^5$ bei Verminderung der Rippensteigung von $h = 450$ mm auf $h = 300$ mm (das entspricht einer Verminderung der Abstüzlänge der Stäbe von 150 auf 100 mm) der Wärmeübergang um 8 % ansteigt.

Diese Ergebnisse waren u.a. Gegenstand eines Vortrages auf der Reaktortagung 1970 in Berlin.

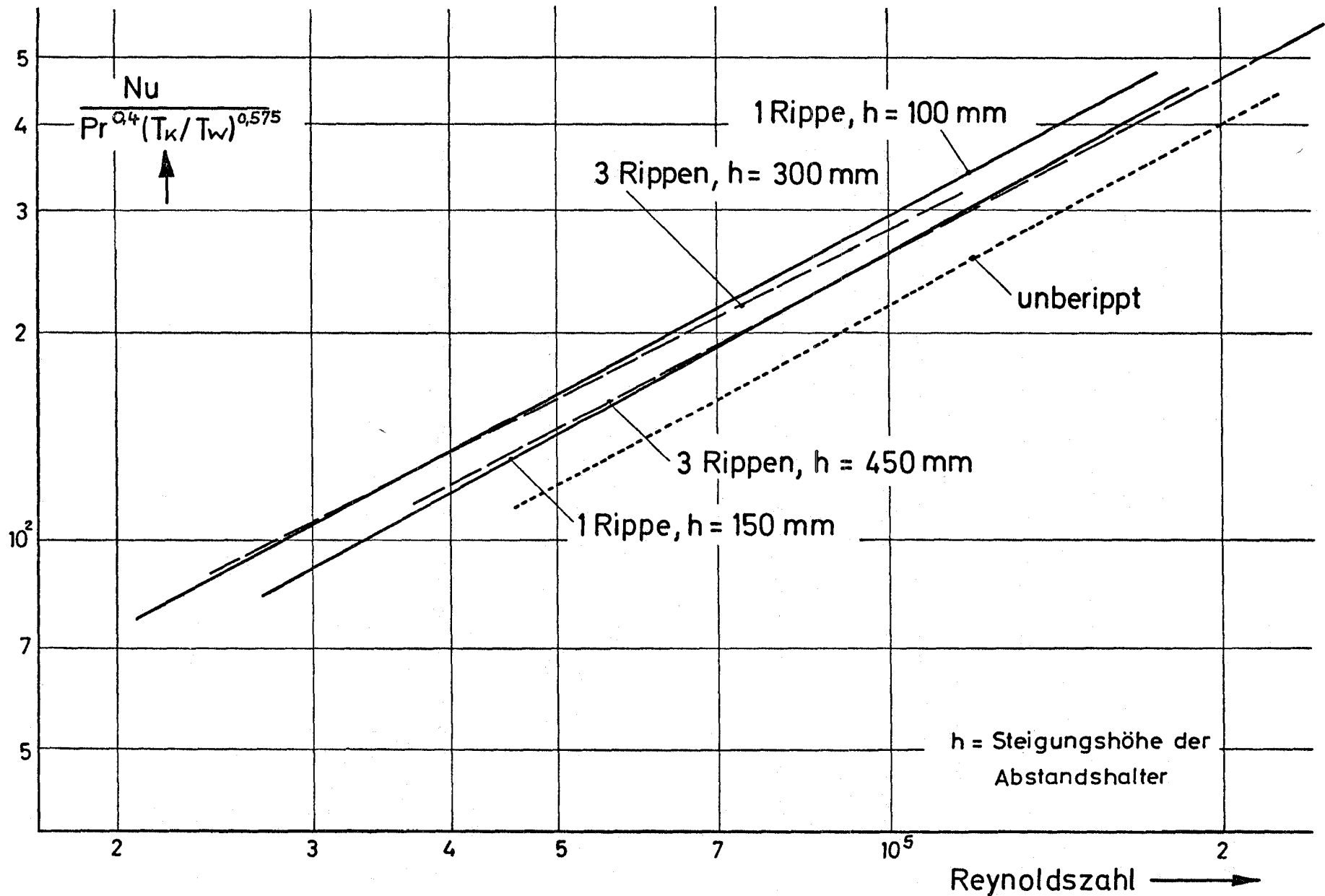


Abb. 1 Wärmeübergang als Funktion der Reynoldszahl für Brennstabbündel ohne und mit wendelförmigen Abstandshaltern.

Lokaler Wärmeübergang in Brennstabbündeln

(V. Casal, IRB)

Infolge der komplizierten Geometrie von endlichen Vielstabbündeln mit Abstandshaltern können die thermodynamischen Auslegungsdaten nur experimentell bestimmt werden. Diese Untersuchungen werden an bestimmten Stabpositionen durchgeführt (1). Die Stäbe sind hierfür mit axial und azimuthal verschiebbaren Temperaturmeßfühlern ausgestattet.

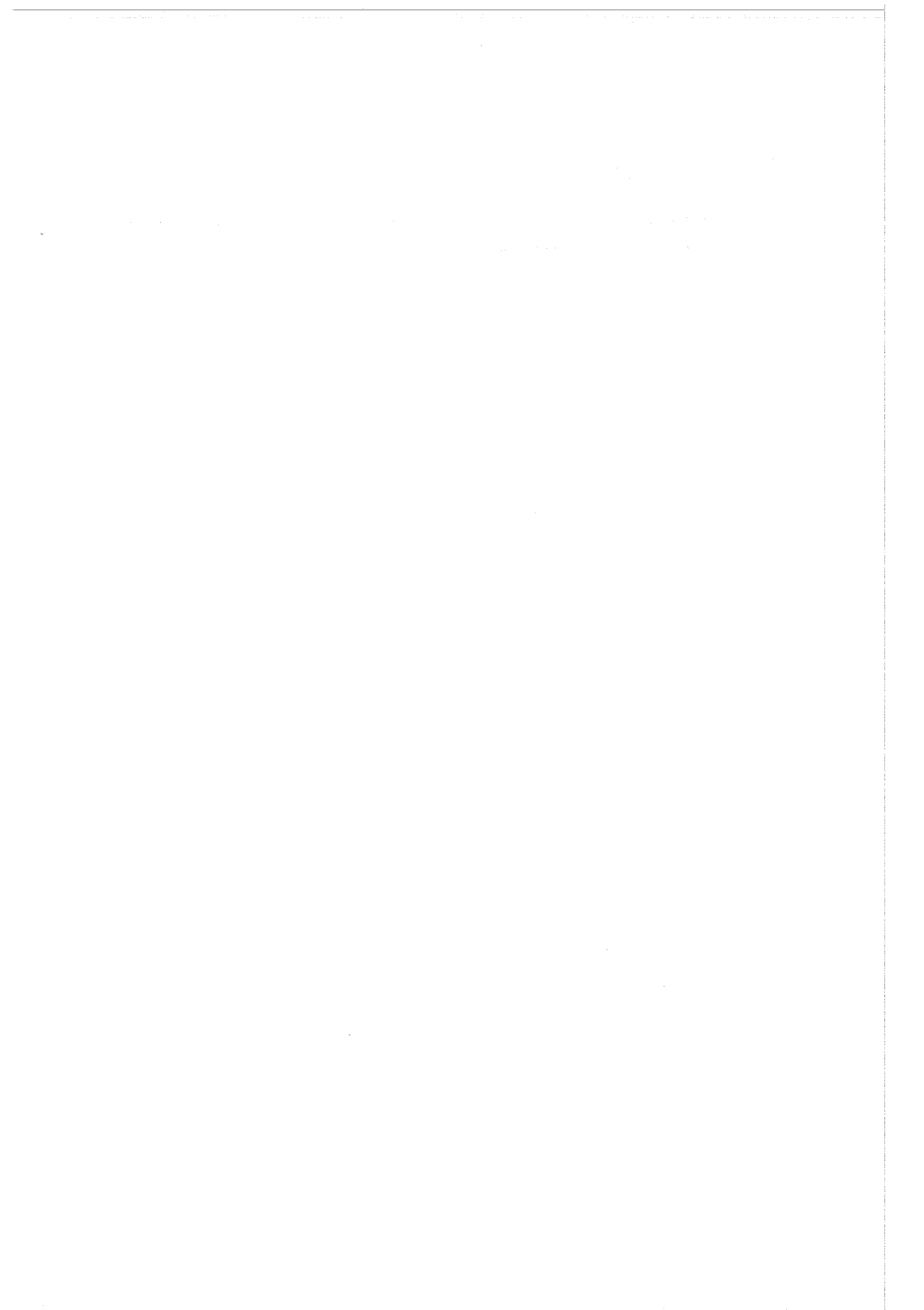
Für ein 19-Stabbündel mit 3 Wendelrippen pro Stab als Abstandshalter wurden die lokalen Wärmeübergangszahlen am Stabumfang bestimmt. Die relativen Schwankungen des Wärmeüberganges am Umfang des Eck- und Mittenstabes betragen $\pm 18\%$. Sie ergeben sich aus der unterschiedlichen Kühlkanalbreite um den Stab, ferner aus den Querbewegungen des Kühlmittels, welche die gegen die Bündelachse geneigten Rippen bedingen.

Veröffentlichungen zu 127:

- (1) W. Baumann, V. Casal, H. Hoffmann, G. Hofmann, R. Möller
Experimentelle Untersuchungen an Brennelementen mit wendelförmigen Abstandshaltern für Schnelle Reaktoren.
Vortrag gehalten auf der Reaktortagung 1970, Berlin
- (2) F. Erbacher, S. Malang
Auswirkungen von Druckausgleichsystem und hoher Stabileistung auf die wärmetechnischen Auslegung, die nuklearen Eigenschaften und die Wirtschaftlichkeit dampfgekühlter Schneller Brutreaktoren
Vortrag auf der Reaktortagung 1970 des Deutschen Atomforums, Berlin,
20. - 22.3.1970
- (3) S. Malang, St. Müller, K. Wiehr
Druckausgleichsystem für Brennelemente
Vortrag gehalten auf der Reaktortagung 1970, Berlin

128. Reaktorentwürfe

(Über dieses Teilprojekt werden im nächsten Vierteljahresbericht
Mitteilungen erscheinen).



130. Schneller Hochfluß-Testreaktor FR 31. Core-Entwurf (G.Class, Y.S.Hoang, K.Kleefeldt, F.Schmidt^{†)}, IRE)

Beim Core-Entwurf schneller Reaktoren muß die Rückwirkung des Strukturmaterialschwellens auf die Core-Verspannung bzw. die mechanische Fixierung und Fixierbarkeit der Corebestandteile besonders beachtet werden. Das FR 3-Core enthält außer den Treiberelementen, den Trimm-Regel-Elementen, dem 1. und 2. Abschaltssystem, den Bestrahlungskanälen (Rigs) und den Reflektor-Elementen auch noch die geschlossenen Bestrahlungsloops, die als Fingerhutloops im Reaktordeckel fixiert sind und nicht unmittelbar mit dem Coreverband in Verbindung stehen.

Der Coreverband soll unabhängig von den Loops sein und nur im Core die Öffnungen für die Loops freihalten. Diese Maßnahme dient vor allem dazu, unerwünschte mechanische Wechselwirkungen zwischen den Loops und dem Coreverband zu vermeiden (z.B. durch unterschiedliches Verbiegen und globales Schwellen).

Den Untersuchungen über die Auswirkungen des Strukturmaterialschwellens wurden (mangels genauerer Unterlagen) verschiedene Beziehungen, wie z.B. die Interatom-GfK-Schwellformel (für Austenite, hier Werkstoff Nr. 4988)

$$\frac{\Delta V}{V} [\%] = 8,5 \cdot \left(\frac{\phi \cdot t}{10^{23}}\right)^{1,6} \cdot \exp \left[- \left(\frac{T-490}{100}\right)^2 \right] \quad (1)$$

mit

$\frac{\Delta V}{V}$ = Volumenzunahme in %

$\phi \cdot t$ = schnelle Dosis n/cm^2 , $E_n \geq 0,1$ MeV

T = Temperatur in °C

zugrundegelegt. Aus der Dosis- und Temperaturabhängigkeit des Strukturschwellens folgen über den im Reaktor gegebenen Verlauf des schnellen Flusses und der örtlichen Temperaturverteilung (Wärmefreisetzung und Wärmeabfuhr) drei meist gut gegeneinander abgrenzbare Effekte:

^{†)} Delegiert von Fa. AEG

Aufbau von Eigenspannungszuständen analog zu reinen Wärmespannungen in den Wandquerschnitten der Core-Bauteile.

Globale Verformungen (Verbiegungen) von Bauteilen im Core durch unterschiedliches (differentielles) Schwellen in räumlich voneinander entfernten Bereichen des Bauteiles.

Globale Änderung der Dimensionen der Core-Bauteile entsprechend dem mittleren Schwellbetrag (z.B. Zunahme der Schlüsselweite von BE-Kästen).

Die globalen Verformungen (Verbiegungen) der Core-Bauteile müssen im Core teilweise behindert werden (Begrenzung der Änderungen in der Core-Geometrie), was wiederum zu hohen Materialbeanspruchungen führt, deren Zulässigkeit anhand der Materialeigenschaften in gleicher Weise wie bei den Eigenspannungszuständen geprüft werden muß. Es hat sich gezeigt, daß zwar alle drei Effekte beachtet werden müssen, daß aber die beiden ersten (Eigenspannungen, Verbiegungen) die wesentlicheren Probleme aufwerfen.

Im Zusammenhang mit den Problemen der Core-Verspannung wurden daher vor allem die Probleme der Verbiegung der Core-Bauteile infolge des Strukturmaterialschwellens bearbeitet. Die Arbeiten konzentrieren sich besonders auf die Verbiegung von Brennelement-Kästen, wobei sich ergeben hat, daß konventionelle Bauformen der Brennelemente infolge ihrer großen Steifigkeit bei der Verspannung im Core-Verband (auch unter Berücksichtigung der Möglichkeit die Elemente z.B. nach $1/3$ des vorgesehenen Abbrandes (Dreierzyklus) um 180° azimuthal zu drehen) zu erheblichen Kräften in den Verspannungsebenen (einige 100 bis etwa 1000 Kp) führen. Derartige Kräfte, die als Querkräfte auf die Kästen wirken, können zu unzulässigen Materialbeanspruchungen und Kastenverformungen führen.

Als Alternativlösung zur konventionellen BE-Kastenform wurde deswegen ein Entwurf mit geteiltem BE-Kasten untersucht (s. Abb. 1). Im Bereich des größten Verbiegungseffektes ist infolge der Unterteilung des Kastens die Biegesteifigkeit des Brennelementes nicht mehr durch den Kasten, sondern durch das Brennstabündel gegeben (s. Abb.2). Hierdurch werden die Verspannungskräfte und die resultierenden Materialbeanspruchungen (Dehnungen) um eine bis zwei Größenordnungen verringert.

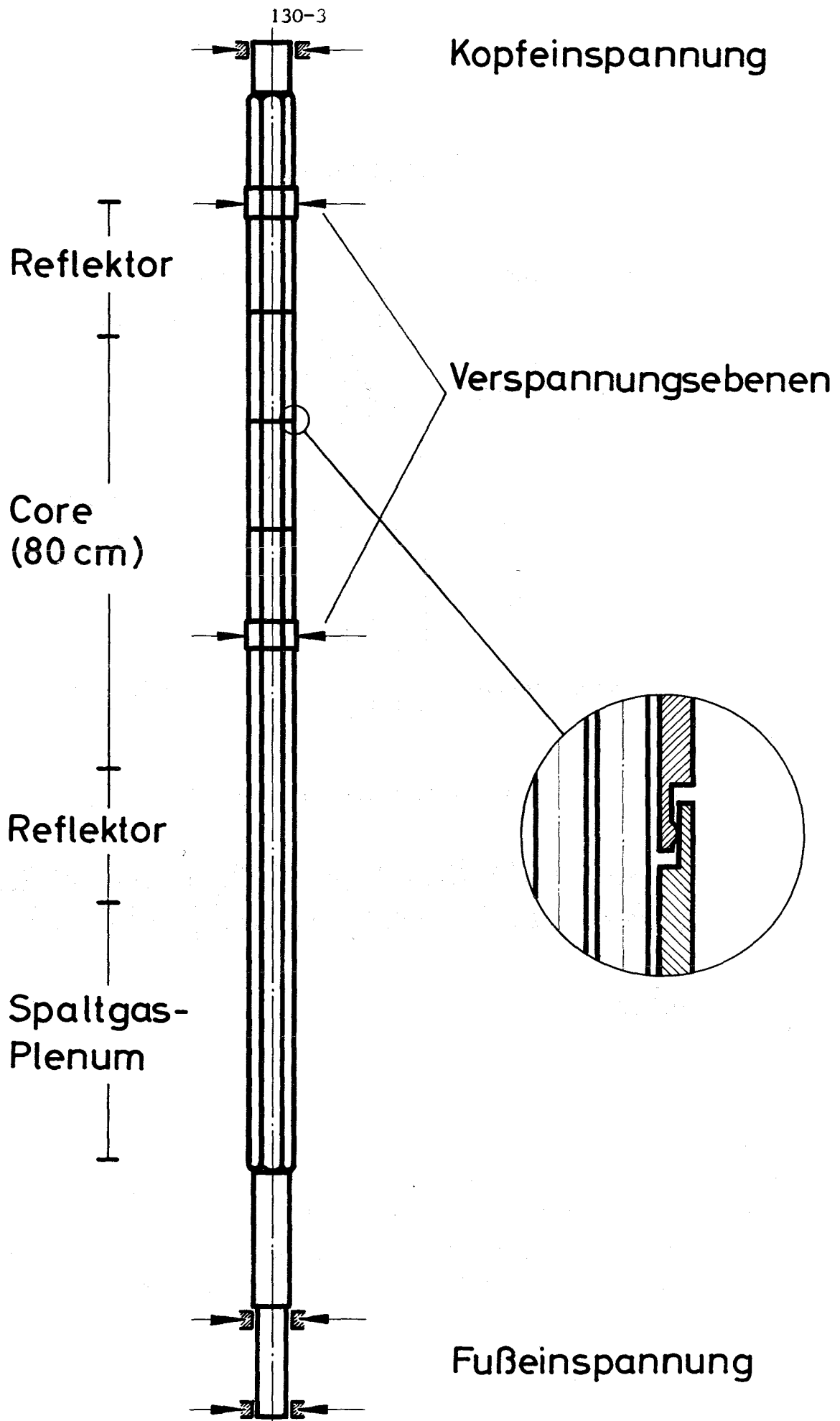


Abb. 1
Prinzip eines geteilten Brennelementes

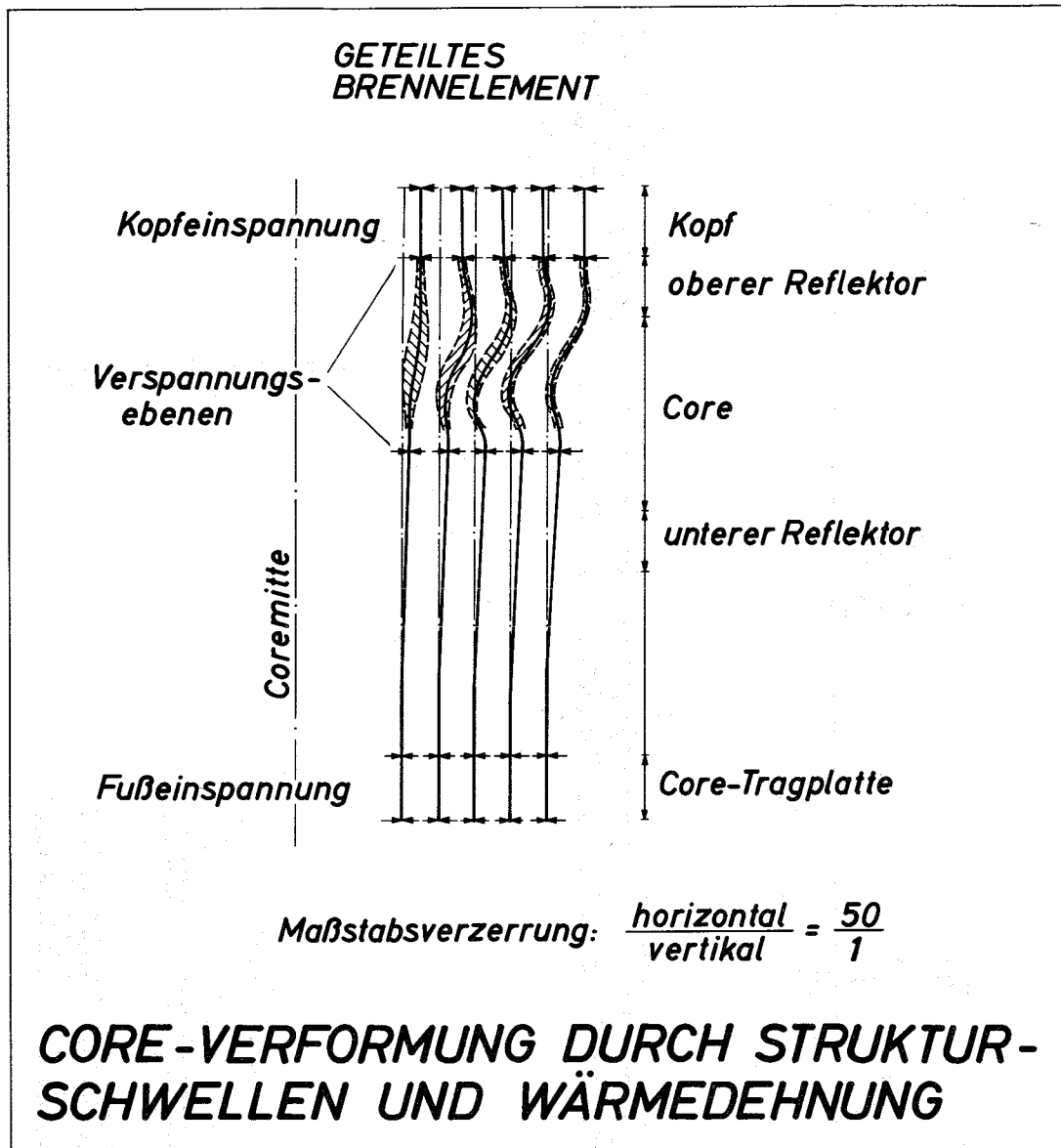


ABB. 2

In der Abb. 2 sind nur die unverformten Brennelementachsen (strichpunktete Linien) und die verformten BE-achsen (ausgezogene Linien) gezeigt. Der Abstand der Linien voneinander stellt den Spalt (3 mm) zwischen den Brennelementkästen dar und die schraffierten Zonen deuten die Dickenzunahme der Kästen durch Strukturmaterialschwellen an. (Berechnet mit Gleichung 1)

Im Bereich der Kastenteilfugen überlappen sich die angrenzenden Kastenteile (s. Abb. 1), ohne die Beweglichkeit der Kastenteile gegeneinander unter ein notwendiges Mindestmaß einzuschränken. Gleichzeitig dient die Überlappung der Abdichtung, um die Na-Leckmengen zu begrenzen. Der Zusammenhalt des Brennelementes in Längsrichtung wird beispielsweise durch einige Zugdrähte, die zwischen Kopf und Fuß des Brennelementes eingespannt sind und die an Stelle ebenso vieler Brennstäbe im Bündel stehen, hergestellt.

Als besonderer Vorteil des Alternativ-Brennelementes mit geteiltem Kasten wird erwartet, daß das Auswechseln von Brennelementen im Core wegen der geringen Verklemmkräfte wesentlich erleichtert wird (im Vergleich zur konventionellen Brennelementausführung) und daß ein Umsetzen dieser Elemente (azimutale Drehung um 180°) entfällt.

Als weiterführende Arbeiten sind in Angriff genommen:

Aktivierung des ICES-STRUDL-Programmes (MIT) für die Verbiegungs- und Verspannungsrechnungen.

Untersuchung der mechanischen Stabilität von Rippenrohrbündeln.

Beanspruchung von glatten und berippten (3 und 6 integralen Rippen) Brennstabrohren durch differentielles Schwellen (Eigenspannungszustand).

Untersuchung der Querdrucktragfähigkeit von Brennstabrohren und von Brennelementkästen.

Gitterabstandshalter für die Treiberelemente. Untersuchung der Möglichkeiten für in-core-Wärmeisolierung.

Verbiegung von Regel- und Abschaltstab-Führungsrohren und Rig-Rohren.

Konstruktive Lösungsmöglichkeit für Regelstab-Kupplungen, wobei die Regelstäbe mit Hilfe unterhalb der Core-Tragplatte befindlicher und von oben angetriebener Traversen gefahren werden.

Konzept der gesamten Core-Verspannung.

2. Die Bestrahlungseinrichtungen des Schnellen
Hochfluß-Testreaktors FR 3

(H.Deckers, A.Fiege, H.Reiser, IRE)

Zur Zeit werden im Rahmen der Durchführbarkeitsstudie im Kernforschungszentrum Karlsruhe gemeinsam mit der AEG im wesentlichen 2 Konzepte für Anordnung und Ausführung der Bestrahlungseinrichtungen untersucht.

Das erste Konzept sieht insgesamt 4 Positionen für Testloops vor, davon eine möglichst große Bestrahlungsposition im Corezentrum, sowie 3 Positionen an der Coreperipherie.

Ein Alternativkonzept wird daneben mit dem Ziel verfolgt, 3 Loops gleicher Größe derart anzuordnen, daß eines im Zentrum und 2 weitere seitlich davon in einer Ebene stehen, wobei der gegenseitige Mindestabstand der Looppositionen durch die Forderung nach guter Auswechselbarkeit der Bestrahlungseinsätze vorgeschrieben wird.

Die folgende Tabelle zeigt die Hauptdaten der Loopeinsätze im Core für beide Konzepte:

Position im Core	Kühlmittel	therm. Leistung [MW]	Außen- durchm. [mm]	mögl. Testelement Durchmesser [mm]
<u>Konzept 1</u>				
Zentrum	Helium	12	260	ca. 170
	alternativ			
Zentrum	Natrium	24	260	ca. 190
Corerand (3 Pos.in 120°-Teilung)	Natrium	3x8	150	ca. 110
<u>Konzept 2</u>				
Zentrum	Helium	7	200	ca. 120
ca. 370 mm v.Zentrum (2 Pos.in Reihe)	Natrium	2x14	200	ca. 140

Bei beiden Konzepten sind ferner 2 bis 3 kleinere Bestrahlungseinsätze auf einzelnen Treiberelementpositionen vorgesehen.

Bei den bisherigen Arbeiten standen insbesondere 2 Probleme im Vordergrund, und zwar einmal die Gestaltung der Bestrahlungseinsätze und der Auswechselforgänge und zum anderen speziell die Dimensionierung und Beanspruchung des Druckrohres für das Helium-gekühlte Loop im Corebereich.

Die Gestaltung der Bestrahlungseinsätze - am Beispiel des zentralen Helium-gekühlten Loops - zeigt die Abb. 3 in schematischer Darstellung.

Die Bestrahlungseinsätze werden senkrecht von oben in den Reaktor eingebaut und in der Kerntragplatte geführt. Die Kerntragplatte wird nicht durchbrochen, d.h. die Bestrahlungspositionen können auch ganz oder teilweise mit Treiberelementen besetzt werden. Alle Loopeinsätze werden in Fingerhutform mit koaxialer Kühlmittelführung ausgeführt.

Abb. 4 zeigt schematisch die Situation über dem Reaktordeckel. Es besteht hier die Forderung, daß die Testobjekte, aber auch die ganzen Bestrahlungseinsätze schnell, und zwar unter Kühlung, ausgewechselt werden können. Dazu sind die Oberteile der Bestrahlungseinsätze von dichten Sicherheitshüllen umgeben. Zum Auswechseln wird eine gasdichte Verbindung zwischen der Sicherheitshülle und der Wechselmaschine durch ein Zwischenrohr hergestellt. Die Kupplung zwischen Testeinsatz und Druckrohr sowie die Anschlußflansche der Kühlmittelleitungen werden unter Schutzgas über dichte Werkzeugdurchführungen geöffnet.

Besondere Probleme ergeben sich bei der Dimensionierung der Druckrohre im Corebereich. Infolge des durch die γ -Wärmeentwicklung erzeugten Temperaturprofils in der Druckrohrwand einerseits und durch die Temperaturabhängigkeit des Materialschwellens im schnellen Neutronenfluß andererseits werden große Eigenspannungen erzeugt, die sich den mechanischen Spannungen durch Innendruck überlagern.

Beispielsweise ergibt sich für das innere Rohr aus Sandvik-Stahl 12 R 72 HV eines Helium-Testloops mit 100 at Kühlmitteldruck eine Wandstärke von 5 mm. Es entstehen in diesem Rohr Eigenspannungen und entsprechende plastische Dehnungen, die nach dem heutigen Kenntnisstand tolerierbar erscheinen.

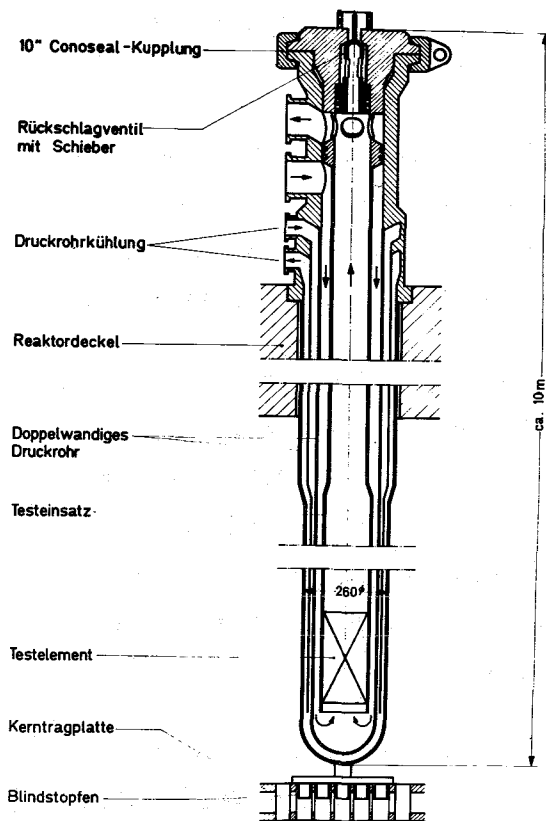


Abb. 3 Zentrales Testloop

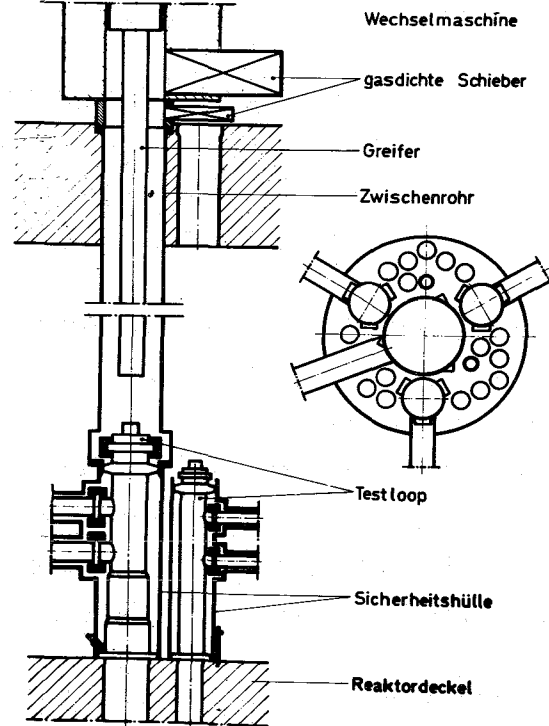


Abb. 4 Testloop-Anordnung

Dies gilt auch für das äußere Druckrohr, wenn man durch eine geeignete äußere Isolierung für einen günstigen Temperaturverlauf in der Wand sorgt.

Als Alternativlösung werden als Druckrohrmaterial außer Stahl auch Vanadinlegierungen in Betracht gezogen, da hier beim derzeitigen Stand der Entwicklungsarbeiten günstigere Ergebnisse erwartet werden können.

Veröffentlichung:

Referat in Sektion 5 der Reaktortagung 1970 (Kompact wird in Kürze veröffentlicht).

3. Räumliche Anordnung von Komponenten (U.Hitzschke, A.Müller, J.Palmowski⁺),
IRE)

Die konstruktive Konzeption des Schnellen Hochfluß-Testreaktors FR 3 wird hauptsächlich von zwei Tatsachen bestimmt:

1. Die sehr beengten Platzverhältnisse oberhalb des Reaktors zwingen dazu, die Trimmregelstäbe über unter dem Core liegende Traversen anzutreiben.
2. Die spezielle Anordnung der Testloops und der zugehörigen Kühlmittel-Leitungen machen einen stationären Reaktordeckel erforderlich.

Die engen Raumverhältnisse ergeben sich aus der Stationierung von 4 Loops (einschließlich deren Sicherheitshüllen und Kühlmittel-Leitungen), 3 Rigs, 17 Abschaltstäben und 3 Hubantrieben für die Instrumentenhalteplatte.

Die erste Folgerung daraus ist die Schaffung von 2 Arbeitsebenen, so daß ein Zwischendeck entsteht, in dem die genannten Teile untergebracht sind. In radialer Richtung wird dieses Zwischendeck von einer zylindrischen Betonwand begrenzt. Damit entsteht ein abgeschirmter Raum, der wegen der Natrium-Aktivität in den Loop-Leitungen während des Betriebes nicht begehbar ist.

Auf der oberen Arbeitsebene befindet sich der Transportwagen, der für den Loop- und Brennelement-Wechsel gebraucht wird.

Die zweite Folgerung aus dem Platzmangel ist das Fahren der Trimmregelstäbe über unter der Core-Tragplatte liegende Traversen. Damit schafft man die Möglichkeit, die zugehörigen Antriebe nach außen zu versetzen, d.h. in einen freien, unbenutzten Bereich des Reaktordeckels.

Bei dem z.Zt. untersuchten Entwurf werden die Traversen seitlich in entsprechenden Schienen geführt, die an der Tankwand befestigt sind. Über ca. 10 m lange Kupplungsstangen wird die Verbindung zu den Antrieben auf

⁺) Delegiert von Fa. INTERATOM

dem Deckel hergestellt. Insgesamt befinden sich 3 Traversen im Reaktor, wobei jeweils 4 Trimmstäbe mittels einer Traverse gefahren werden.

Im unteren Drittel des Reaktorbehälters ist die Tankwand verstärkt ausgeführt, da an dieser Stelle die Stützstruktur angeschweißt wird. Die Treiber- und Reflektorelemente lagern in der Tragplatte, die ebenso wie der Kernmantel ausgewechselt werden kann. Radial nach außen folgen schließlich die thermischen Schilde.

Oberhalb der Corezone ist eine Halteplatte angebracht, die die Instrumentierungsköpfe der Treiberelemente trägt. Beim Brennelementwechsel muß diese Platte nach oben gefahren werden. Hinsichtlich der Instrumentenhalteplatte ist die Entscheidung zugunsten der ungeteilten Ausführung gefallen.

Die Abmessungen des Reaktortanks betragen 4000 mm im Außendurchmesser und 11350 mm von Flansch-Oberkante bis Behälterboden. Die Wandstärke beträgt 25 bis 30 mm, an dem Verstärkungsteil 50 mm, und als Material für Tank und Einbauten kommt der unstabilisierte, austenitische Stahl X 6 CrNi 1811 in Betracht (Werkstoff-Nr. 1.4948).

Der Brennelementwechsel bzw. das Umsetzen kann wegen der Testloops nicht wie beim SNR über das Drehdeckel-Prinzip erfolgen, sondern als Lösung ergibt sich hier die Anordnung von 3 Manipulatoren, die nach Möglichkeit ortsfest im Zwischendeck stationiert werden sollen. Entsprechende Untersuchungen sind noch im Gange. Das Alternativkonzept sieht vor, daß die Brennelement-Umsetzvorrichtung jeweils nur bei Bedarf in die zugehörige Position auf dem Reaktordeckel gebracht wird.

Die frischen und verbrauchten Brennelemente werden in sogenannten Tankmagazinen abgesetzt, die die Möglichkeit bieten, die BE auch während des Reaktorbetriebes zu entnehmen. Es sind 3 solcher Brennelementelager vorgesehen, die sich jeweils zwischen zwei Manipulatoren befinden. Auf diese Weise erhält man innerhalb des Reaktorbehälters eine symmetrische Aufteilung, und es bleibt genügend Platz für 4 Natrium-Eintritts- und 4 Austritts-Leitungen.

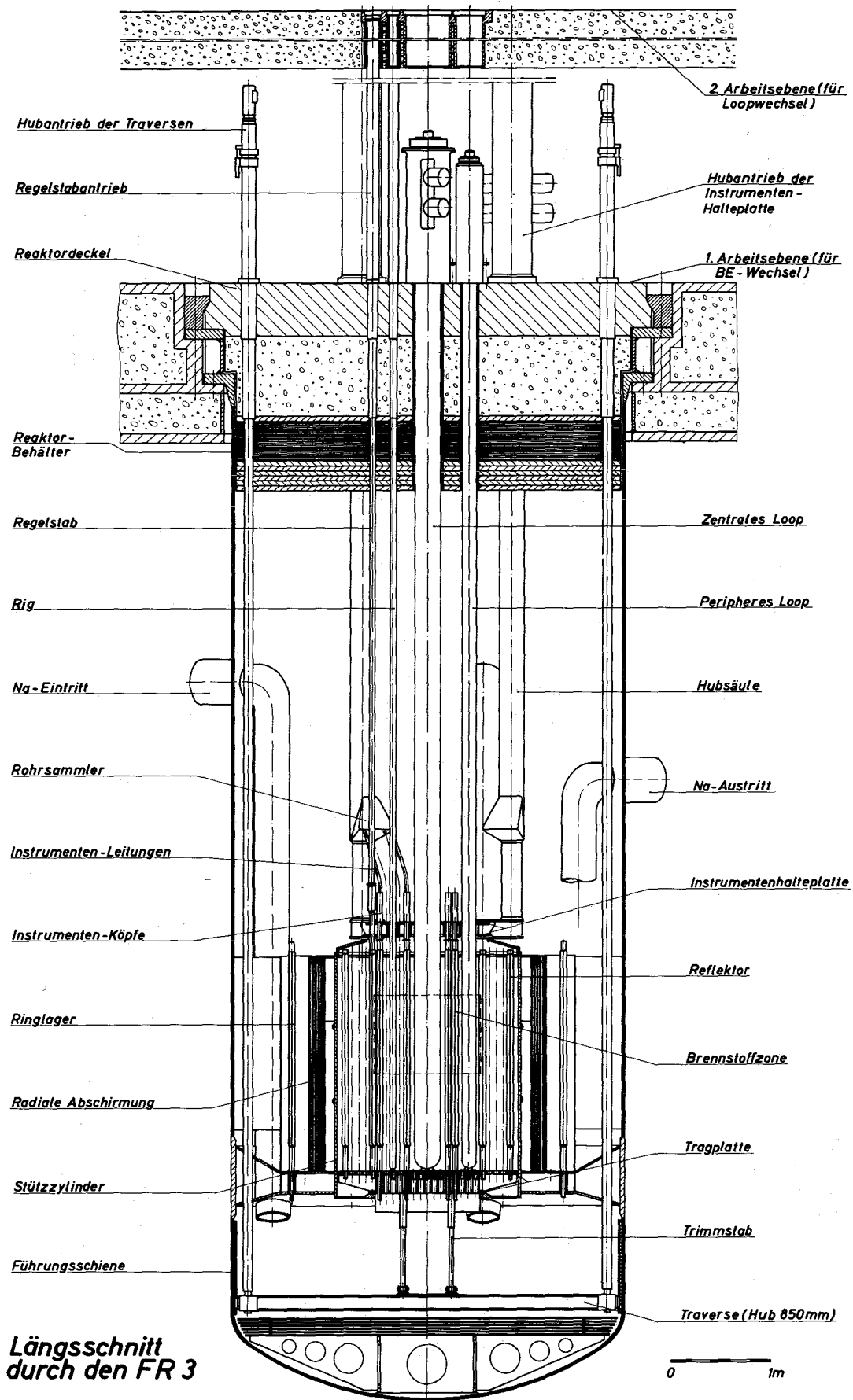
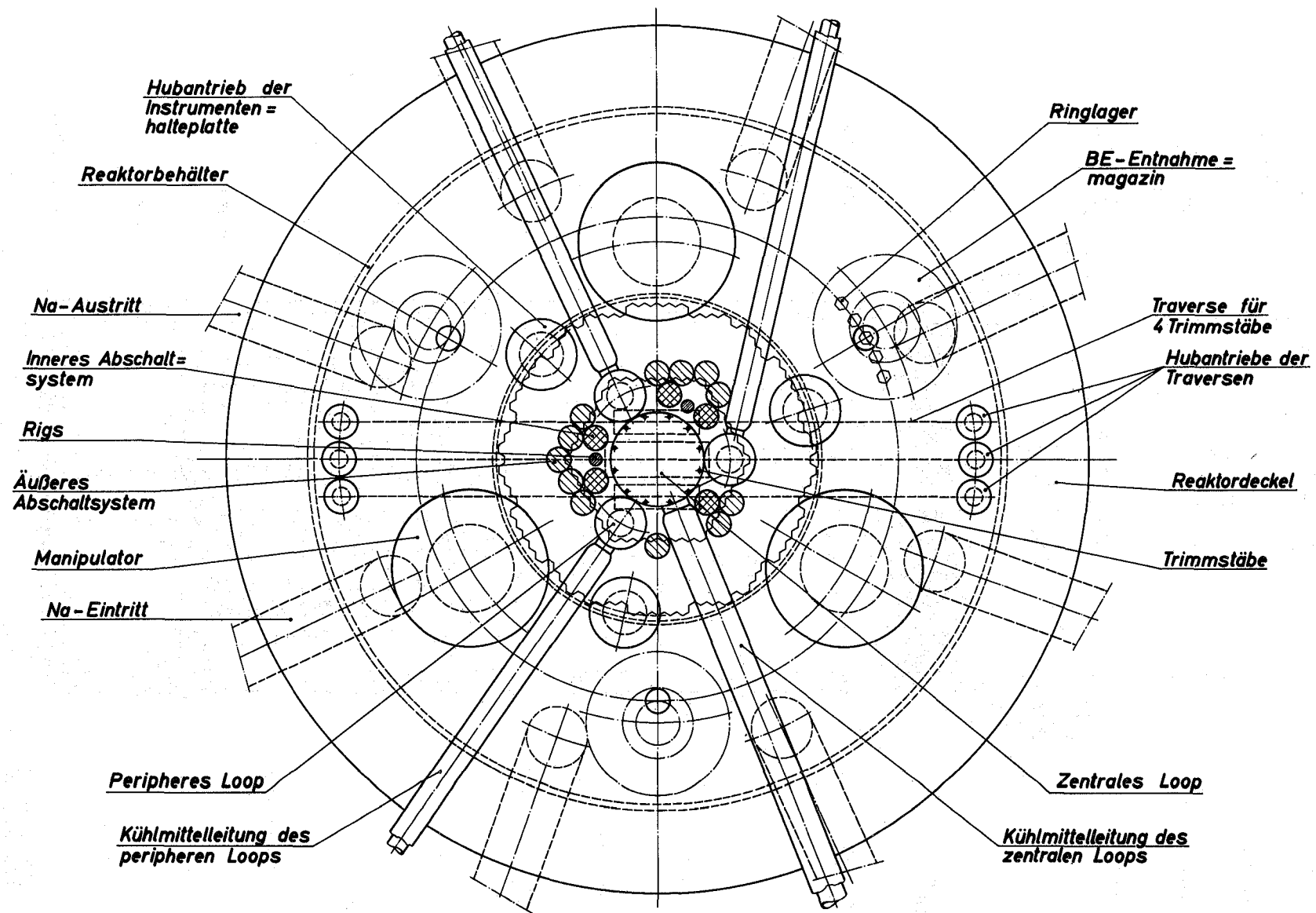


Abb. 5



0  1m **Draufsicht auf den Reaktordeckel des FR3**

Primär-Wärmeübertragungssystem:

Die im Reaktor erzeugte Wärme wird vom Wärmeübertragungssystem an die Außenatmosphäre abgeführt.

Bestimmend für die Auslegung der Wärmeübertragungssysteme sind die Anforderungen an das System und die Eigenschaften des Wärmetransport-Mediums oder Kühlmittels.

Die Wärmeübertragungssysteme haben die Aufgabe:

- die in den Brennelementen freiwerdende Wärme abzuführen
- bei Ausfall eines Kreises die Wärmeabfuhr sicherzustellen
- nach dem Abschalten des Reaktors die Nachwärme abzuführen
- die Kühlmitteltemperatur und den Kühlmitteldurchsatz entsprechend den gewünschten Betriebsbedingungen aufrechtzuerhalten.

Für den FR 3 wurde Natrium als Kühlmittel gewählt.

Natrium ist bei Atmosphärendruck im Bereich zwischen 100 und 900 °C flüssig, hat einen geringen Dampfdruck auch bei höheren Temperaturen, besitzt gute Wärmeübertragungseigenschaften bei geringer Wärmekapazität, reagiert mit dem Sauerstoff der Luft und des Wassers, wirkt korrosiv bei höherem Sauerstoffgehalt und bildet bei Neutronenbestrahlung die radioaktiven Isotopen Na²² und Na²⁴.

Aufgrund dieser Eigenschaften von Na läßt sich ein inertisiertes O₂-überwachtes, abgeschirmtes, beheiztes Niederdrucksystem konzipieren.

Allerdings wird aus Sicherheitsgründen die Verwendung eines Zwischenkreislaufes (Sekundärkreislauf) erforderlich.

Durch die Aufteilung erreicht man, daß das Kühlmittel des Sekundärkreises praktisch inaktiv ist. Eine zusätzliche Maßnahme stellt der höhere Basisdruck der Sekundärseite dar. Durch das Druckgefälle können Leckagen vom Primär- zum Sekundärsystem ausgeschlossen werden. Bei einem Schaden des Sekundärsystems kann daher keine Aktivität nach außen gelangen.

Wegen der guten Ausführbarkeit und Extrapolation wurde analog zum KNK- und SNR-Konzept das Loopsystem gewählt. Für die Primärwärmeübertragung sind vier gleiche Kreisläufe vorgesehen.

Fällt ein Kreislauf aus, dann kann durch Abschiebern des gestörten Kreises und entsprechendes Hochfahren der drei ungestörten Kreise die volle Reaktorleistung abgeführt werden. Die Kreisläufe sind zwar überdimensioniert, bringen aber eine für den Testbetrieb wichtige, weit höhere Verfügbarkeit der Anlage.

Jeder Kreislauf enthält in Richtung des Wärmeflusses folgende Komponenten:

- eine Absperrarmatur im heißen Strang
- eine drehzahlgeregelte einstufige vertikale Kreiselpumpe im heißen Strang
- ein stehender Geradrohr-ZWT
- ein Durchflußmeßgerät im kalten Strang
- eine Absperrarmatur im kalten Strang
- eine Absperrarmatur in der Pumpenrücklaufleitung
- die zugehörigen Rohrleitungen.

(Die Daten der Kreisläufe sind in der Tabelle am Schluß aufgeführt.)

Mit den Armaturen der Hauptleitungen und Pumpenrücklaufleitung kann jeder Kreislauf vom Reaktortank getrennt werden, d.h. die Armaturen haben die Aufgabe:

- den Kreislauf im Falle einer Reparatur des Kreislaufes vom Reaktortank zu trennen
- die Strömungsumkehr im abgeschalteten Kreislauf bei Betrieb der anderen Kreisläufe zu verhindern.

Es ist vorgesehen, für Armaturen ab NW 100 Klappen mit Fernantrieb zu verwenden. Die Spindeldurchführungen werden durch Gefrierstrecken mit nachgeschalteten Sicherheitsstopfbüchsen abgedichtet.

Für Armaturen mit kleineren NW als 100 sind Faltenbalgventile mit nachgeschalteter Sicherheitsstopfbüchse vorgesehen.

Die Gehäuse beider Armaturentypen werden in die Rohrleitungen eingeschweißt.

Die Umwälzpumpen sind drehzahlgeregelte 1-stufige mechanische Pumpen des Typs "Free Surface", welche im heißen Strang angeordnet sind. Man erreicht dadurch, daß bei min. erforderlichlichem Reaktorschutzgasdruck die Pumpen immer im kavitationsfreien Bereich fahren.

Primärpumpen und Reaktortank sind an eine gemeinsame Schutzgasversorgung angeschlossen. Durch Gaspendelleitungen wird ein Druckaufbau bei Spiegelschwankungen ausgeglichen.

Jedem Kreislauf steht der Reaktortank, die Pumpe und der Druckentlastungsbehälter als Ausdehnungsgefäß zur Verfügung. Verschiebungen des Na-Spiegels im Reaktortank, z.B. durch Temperaturänderungen, werden mit dem Spiegelhaltesystem in tolerierbare Grenzen gehalten.

Bei Entleerung der Kreisläufe wird Schutzgas über die Pumpen und den ZWT eingespeist und das Na abgedrückt.

Bei der gewählten Anordnung der Komponenten eines Kreislaufes sind die einzelnen Primärkomponenten innerhalb inertisierter, abgeschirmter Zellen durch Rohrleitungen verbunden, d.h. alle Systeme die aktives Na enthalten, sind innerhalb des Sicherheitsbehälters in abgeschirmten Zellen angeordnet. Die Zellen sind so gestaltet, daß die Sicherung der Systeme gegen Kühlmittelverlust durch Anordnung aller Komponenten, soweit technisch realisierbar, oberhalb einer min. zul. Kote Notspiegel + Nullförderhöhe der Pumpe verwirklicht wurde.

Die tiefer liegenden Komponenten (Pumpen, ZWT, teilweise Rohrleitungen) sind in lecksicheren Stahlwannen angeordnet.

Unter Notspiegel versteht man den Spiegel, der nach einem Leck oder Bruch der Na-führenden Komponenten die Nachwärmeabfuhr mit den intakten

Kreisen auch dann gewährleistet, wenn die max. zu erwartende Na-Menge aus dem defekten Kreis ausgelaufen ist.

Um das Abreißen der Strömung in jedem Fall auszuschließen, wird sichergestellt, daß die Ansaugkrümmer der Pumpen mindestens 250 mm in den Na-Notspiegel eintauchen. Die Abfuhr der Nachwärme erfolgt im Zwangsumlauf über alle Kreisläufe, jedoch ist jeder Kreislauf in der Lage, die Nachwärme allein im Zwangs- oder Naturumlauf abzuführen, ohne daß Na-Sieden eintritt. Die Voraussetzung für Naturumlauf wurde durch Einplanung einer entsprechenden Höhendifferenz zwischen Kernmitte und ZWT-Mitte geschaffen.

Reaktortank, Pumpe und ZWT sind als Systemfestpunkt ausgebildet. Die verbindenden Rohrleitungen zwischen den Festpunkten werden, um die Kräfte und Momente im Betrieb möglichst gering zu halten, mit Kompensationsbogen und einer Verspannung von 5 % versehen. Die Leitungsführung ist so, daß keine Komponentenwanne nach unten durchbrochen wird. Die Leitungen werden in einer separaten Wanne gemeinsam nach unten geführt. Am Reaktor werden alle anschließenden Rohrleitungen nach Durchdringung der Reaktorgrube zunächst nach oben und dann oberhalb des Betriebsspiegels durch die Ringwand geführt. Durch diese Maßnahme werden die Reaktordurchbrüche abgeschirmt und die Aktivierung des Strukturmaterials bzw. Sekundärkühlmittels durch Neutronenstrahlung im Bereich der Primärzelle verhindert.

An den höchsten Punkten der Kreisläufe sind Entgasungsleitungen angeordnet. Die Entgasung wird diskontinuierlich in den Überlaufbehälter vorgenommen.

Betriebsdaten des Primärwärmeübertragungssystems1. Primärkreislauf

- Leistung des Reaktors	450 MW _{th}
- Kühlmittel	Na
- Anzahl der Kreisläufe	4 Stück
- abzuführende Leistung je Kreis	
bei 3-Kreisbetrieb	150 MW _{th}
bei 4-Kreisbetrieb	112,5 MW _{th}
- Kühlmitteldurchsatz	
bei 3-Kreisbetrieb	1630 Mp/h
bei 4-Kreisbetrieb	1223 Mp/h
- Temperaturen	
Reaktortankaustritt/ZWT-Eintritt	530 °C
Reaktortankeintritt/ZWT-Austritt	230 °C
- Kühlmittelvolumen	
Reaktortank	95 m ³
4 x ZWT à 10 m ³	40 m ³
4 x Rohrleitungen a 6,5 m ³	26 m ³
4 x Pumpen a 3,5 m ³	14 m ³
Reinigungs- und Ablaßsystem	10 m ³
Gesamtsystem	<hr/> 185 m ³
- höchstzul. Betriebsdruck	15 atü
- Nennweite	
Saugseite	NW 350
Druckseite	NW 350
- Rohrlängen	
Saugseite	30 m
Druckseite	45 m
- Werkstoff-Nr.	1.4948

2. Pumpen

- Anzahl	4 Stück
- Fördermenge max. (t = 530 °C)	2000 m ³ /h
normal (t = 530 °C)	1500 m ³ /h
- Drehzahl	1450 1/min
- Betriebstemperatur max.	530 °C
- Gesamtförderhöhe (t = 530 °C)	132 m FLS
- erforderl. Zulaufhöhe	6 m
- max. Gasdruck	1,8 ata
- norm. Gasdruck	1,3 ata
- min. Gasdruck	0,75 ata
- Kupplungsleistung	800 kW
- Wirkungsgrad	75 %
- Werkstoff-Nr.	1.4948