

**KERNFORSCHUNGSZENTRUM
KARLSRUHE**

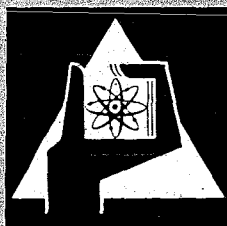
Dezember 1970

KFK 1370

Institut für Reaktorbauelemente
Projekt Schneller Brüter

Bericht über die im Kernforschungszentrum Karlsruhe durchgeführten
Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zum dampfgekühlten schnellen Brüter

P. Engelmann, F. Erbacher, G. Karsten, L. Ritz



GESELLSCHAFT FÜR KERNFORSCHUNG M. B. H.

KARLSRUHE



KERNFORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE

Dezember 1970

KFK 1370

Institut für Reaktorbauelemente

Projekt Schneller Brüter

Bericht über die im Kernforschungszentrum Karlsruhe
durchgeführten Forschungs- und Entwicklungsarbeiten
zum dampfgekühlten schnellen Brüter

P. Engelmann, F. Erbacher, G. Karsten, L. Ritz

GESELLSCHAFT FÜR KERNFORSCHUNG M.B.H., KARLSRUHE

Zusammenfassung

Der vorliegende Bericht gibt einen Überblick über die im Rahmen des Projektes Schneller Brüter in den Jahren 1961 bis 1970 durchgeführten Arbeiten zum dampfgekühlten schnellen Brüter. Neben einer ausführlichen Dokumentation und einer Zusammenfassung der im Kernforschungszentrum Karlsruhe erzielten Einzelergebnisse enthält der Bericht u.a. eine Kurzübersicht über die Arbeiten der Industrie.

Auf der Grundlage der beschriebenen Ergebnisse und durch Vergleich mit der Situation bei der Entwicklung von schnellen Brüttern mit Natrium- und Heliumkühlung werden eine Beurteilung der gegenwärtigen Situation sowie Empfehlungen für das weitere Vorgehen gegeben.

Abstract

This report provides a review on work conducted on the steam-cooled fast breeder reactor within the Fast Breeder Project from 1961 until 1970. In addition to a detailed documentation and a summary of individual results obtained at the Karlsruhe Nuclear Research Center, this report includes a short review on work performed by industry.

Based on the results described and by comparison with the situation encountered in the development of fast breeders with sodium and helium cooling, an evaluation of the present situation is given and recommendations are provided for future action.

Bei den im Kernforschungszentrum Karlsruhe durchgeführten Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zum dampfgekühlten schnellen Brüter waren Mitarbeiter aus verschiedenen Instituten und Abteilungen beteiligt. Die im Teil II dieses Berichtes dargelegte Dokumentation der Einzelergebnisse wurde aus Beiträgen aller am Projekt Beteiligten zusammengestellt. Die Arbeiten der einzelnen Mitarbeiter dokumentieren sich u.a. in der aufgeführten Literatur.

Die Autoren danken Herrn Dr. R.Hüper für seine Mitarbeit bei der Zusammenstellung des Berichtes.

Inhaltsverzeichnis

	<u>Seite</u>
I. <u>Überblick</u>	
1. Einleitung	I - 1
2. Zusammenfassung der wesentlichen Arbeiten und Ergebnisse	I - 4
2.1 Arbeiten im Kernforschungszentrum Karlsruhe	I - 4
2.2 Kurzübersicht über Arbeiten der Industrie	I - 14
3. Zusammenstellung der bisherigen Auf- wendungen	I - 21
4. Übersicht über noch laufende For- schungsarbeiten	I - 24
5. Beurteilung der gegenwärtigen Situation	I - 26
II. <u>Dokumentation der Einzelergebnisse</u>	
1. Entwurfsstudien	II - 2
2. Komponentenentwicklung	II - 24
3. Brennstab- und Hüllmaterialentwicklung	II - 56
4. Physik	II - 92
5. Sicherheit und Dynamik	II - 116
6. Systemkontamination	II - 147
7. Fortgeschrittene Brennstab-Konzepte	II - 160

1. The first part of the document discusses the importance of maintaining accurate records of all transactions.

2. It is essential to ensure that all entries are supported by proper documentation.

3. Regular audits should be conducted to verify the accuracy of the records.

4. The second part of the document outlines the procedures for handling discrepancies.

5. Any errors identified during the audit process should be promptly investigated.

6. The findings of the audit should be reported to the appropriate authorities.

7. It is crucial to maintain a high level of transparency and accountability.

8. The document concludes with a summary of the key points discussed.

9. The final section provides a list of references and additional resources.

10. The document is intended to serve as a guide for best practices.

11. It is hoped that this information will be helpful to all concerned parties.

12. The document is subject to periodic updates and revisions.

13. For more information, please contact the relevant department.

14. The document is available in both printed and digital formats.

15. It is important to read the document carefully and thoroughly.

16. The document is a confidential document and should be handled accordingly.

17. The document is the property of the organization and should not be distributed.

18. The document is intended for internal use only.

19. The document is subject to the organization's policies and procedures.

20. The document is a work in progress and may be updated.

21. The document is a draft and should not be used for official purposes.

22. The document is a preliminary document and is subject to change.

23. The document is a confidential document and should be handled accordingly.

Verzeichnis der verwendeten Abkürzungen:

ABCD-Loop	= Hüllschaden-Dampfkreislauf im FR2
AEG	= Allg. Elektrizitätsgesellschaft
ASS	= Abteilung für Strahlenschutz und Sicherheit
BN 350	= Schneller natriumgekühlter Reaktor (Rußland)
BR2	= Belgischer Reaktor 2
DFR	= Dounreay Fast Reactor (England)
DSR	= Dampfgekühlter Schneller Reaktor (300 MWe)
EBR	= Experimental Breeder Reactor (USA)
EFFBR	= Enrico Fermi Fast Breeder Reactor (USA)
ESCR	= Experimental Steam Cooled Reactor (USA)
EVESR	= ESADA Vallecitos Experimental Superheat Reactor (USA)
FFTF	= Fast Flux Test Facility (USA)
FR2	= Forschungsreaktor 2 (GfK)
GE	= General Electric (USA)
GfK	= Gesellschaft für Kernforschung mbH. (Karlsruhe)
GHH	= Gutehoffnungshütte
HDR	= Heißdampfreaktor (der AEG)
HKW	= Heißdampf-Korrosionskreislauf unter Wärmeübergang (Prüfstand im IRB)
IAK	= Institut für Angewandte Kernphysik
IAR	= Institut für Angewandte Reaktorphysik
IHCh	= Institut für Heiße Chemie
IMF	= Institut für Material- und Festkörper- forschung
INR	= Institut für Neutronenphysik und Reaktor- technik
IRB	= Institut für Reaktorbauelemente
IRCh	= Institut für Radiochemie
IRE	= Institut für Reaktorentwicklung
KFK	= Kernforschungszentrum Karlsruhe
LEM	= Labor für Elektronik und Meßtechnik
LWR	= Leichtwasserreaktor
MAN	= Maschinenfabrik Augsburg-Nürnberg
MSSR	= Mixed Spectrum Superheat Reactor (USA)
NSPE	= Nuclear Superheat Performance and Evaluation Program (USA)
PFR	= Prototype Fast Reactor (England)
PL	= Projektleitung
PSB	= Projekt Schneller Brüter

RB = Abteilung Reaktorbetrieb
SNEAK = Schnelle Nullenergie-Anordnung Karlsruhe
SNR = Schneller Na-gekühlter Reaktor
(300 MWe Prototyp)
USAEC = United States Atomic Energy Commission
VAK/VKL = Versuchsatomkraftwerk Kahl/Versuchs-
kreislauf

1. Einleitung

(P. Engelmann (PSB-PL))

Die schnellen Versuchs- und Demonstrationsreaktoren kleiner Leistung der 1. Generation (EBR1, EBR2, DFR, EFFBR) mit hochangereichertem metallischem Brennstoff konnten nur mit flüssigen Metallen gekühlt werden. Als man um 1960 begann, aus Gründen der Wirtschaftlichkeit grosse Brüterkraftwerke mit keramischem Brennstoff zu konzipieren, bei denen der Spaltstoff stärker verdünnt ist, kam die Frage nach dem geeignetsten Kühlmittel erneut auf. Im Basisprogramm **Schneller** Brüter wurden deshalb zunächst Dampf und Helium neben Natrium als potentielle Kühlmedien betrachtet. Die Helium-Arbeiten wurden nach Durchführung einer ersten Entwurfsstudie auf grundlegende Untersuchungen zum Wärmeübergang beschränkt, weil Anfang der 60iger Jahre die erforderlichen Helium-Komponenten nicht verfügbar waren. Dagegen wurden die Arbeiten zur Dampfkühlung intensiviert, weil hier die Technologie der Leichtwasser-Reaktoren eine gute Ausgangsbasis für die Weiterentwicklung schneller Brüter bot. Gefördert wurde diese Haltung durch das starke Interesse, das den dampfgekühlten Brütern zu dieser Zeit auch von der General Electric (GE) in den USA und von Gruppen in England entgegengebracht wurde.

So wurden in dem für 1963 bis 1967 in Assoziation mit Euratom durchgeführten 5-Jahresprogramm die Arbeiten zur Entwicklung von schnellen Brütern mit Natrium- und Dampfkühlung gleichzeitig betrieben mit dem Ziel, auf ihrer Grundlage Ende 1967 zu einer Entscheidung über das Kühlmittel für den Prototyp zu gelangen. Durch äussere Einflüsse, d.h. vor allem die Terminpläne der GE, wurde 1965 eine Änderung des Projektrhythmus veranlasst und versucht, dem vermeintlichen Konkurrenzdruck aus den USA durch eine frühere Inangriffnahme der industriellen Phase des Projektes zu begegnen.

Eine echte Entscheidung zwischen Natrium- und Dampf war 1965 noch nicht möglich. Man stellte fest, dass natrium- und dampfgekühlte Brüter zwar unterschiedliche Probleme und auch unterschiedliche Eigenschaften haben, dass sie aber nach dem damaligen Kenntnisstand etwa das gleiche Entwicklungspotential besaßen. So wurden nach vorausgehenden Beratungen des Arbeitskreises Kernreaktoren der Deutschen Atomkommission, im November 1966 seitens des BMBW Aufträge an 2 Firmengruppen zum Entwurf und zur Vorbereitung des Baues sowohl eines natriumgekühlten als auch eines dampfgekühlten Prototypreaktors von je 300 MWe erteilt.

Probleme bei der Brennelementauslegung und vor allem die Erkenntnis, dass es nicht möglich war, den Heissdampf-Reaktor (HDR) der AEG, wie zunächst vorgesehen, in einen rasch verfügbaren schnell-thermischen Reaktor bzw. einen schnellen Testreaktor zur Brennelementprüfung umzubauen, liessen Zweifel an der Einhaltung der für die Dampflinie vorgesehenen Termine aufkommen. Das Fehlen eines Brennelementprüfreaktors schien daher zu einer merklichen zeitlichen Verzögerung des Dampfprototyps gegenüber dem Natriumprototyp zu führen. Die Problematik wurde dadurch verschärft, dass sowohl England wie auch die GE die Entwicklungsarbeiten für dampfgekühlte Schnellbrüter einstellten und insbesondere der mit internationaler Beteiligung von der GE geplante 50 MW ESCR (Experimental Steam Cooled Reactor) nicht zustande kam. Ausserdem liessen 1967 und 1968 neuere Messungen der Kerndaten von Plutonium ein vermindertes Brutpotential erwarten. Vor dem Hintergrund dieser Situation fiel Anfang 1969 die Entscheidung, die industrielle Entwicklung des Dampfbrüters einzustellen.

Im Kernforschungszentrum Karlsruhe und teilweise auch in der Industrie wurden grundlegende Arbeiten zur Brennelemententwicklung, zur Physik, zum Korrosionsverhalten, zur

Kontamination von Dampfkreisläufen, zum Wärmeübergang und zur Komponentenentwicklung sowie Entwurfsstudien in beschränktem Umfang weitergeführt. Diese Arbeiten brachten prinzipielle Lösungen für einige der Probleme, wie z.B. das Kriechbeulproblem der Brennstabhüllen. Auch stellte sich durch genauere Nachmessungen der Plutonium-Kerndaten heraus, dass die Einbussen an Brutrate und Verdopplungszeit geringer waren, als zunächst befürchtet wurde. Als neues Problem kam das Schwellproblem hinzu, das auch beim Natriumreaktor auftritt, das aber gerade beim Dampfbrüter zu einer Aufweitung des jetzt sehr dicht gepackten Brennstabgitters zwingen kann.

Der vorliegende Bericht verfolgt ein mehrfaches Ziel. Erstens sollen die Ergebnisse aller Karlsruher Forschungsarbeiten für dampfgekühlte schnelle Brüter im Zusammenhang dargestellt und festgehalten sowie eine Kurzübersicht über die Arbeiten der Industrie gegeben werden. Zweitens soll ein Überblick über die noch laufenden Arbeiten auf diesem Gebiet vermittelt werden. Drittens soll festgestellt werden, welche Vorarbeiten aus heutiger Sicht zusätzlich geleistet werden müssten, bevor mit dem Bau eines Prototypreaktors begonnen werden könnte. Für diese Vorarbeiten werden die Kosten und der Zeitbedarf abgeschätzt.

Auf der Grundlage dieser Betrachtungen und durch Vergleich mit der Situation bei der Entwicklung von schnellen Brütern mit Natrium- und Heliumkühlung soll eine Beurteilung der gegenwärtigen Situation vorgenommen und daraus versucht werden, Empfehlungen für das weitere Vorgehen abzuleiten.

2. Zusammenfassung der wesentlichen Arbeiten und Ergebnisse

(Zusammengestellt von F. Erbacher (IRB))

2.1 Arbeiten im Kernforschungszentrum Karlsruhe

Die Forschungs- und Entwicklungsarbeiten hatten zum Ziel, Unterlagen zu einer Beurteilung des dampfgekühlten schnellen Brüters sowie eine Basis für den Detailentwurf und Bau eines Prototypreaktors durch die Industrie zu erstellen. Sie befassten sich mit Entwurfsstudien, Komponentenentwicklung, Brennstab- und Hüllmaterialentwicklung, Physik, Sicherheit und Dynamik, Systemkontamination sowie fortgeschrittenen Brennstabkonzepten. Ein Teil der zu bearbeitenden Probleme wurde im Zusammenhang mit den Arbeiten zum Prototyp bei der Industrie behandelt, worüber im Kapitel 2.2 berichtet wird.

2.1.1 Entwurfsstudien

Zunächst wurde bei GfK eine Referenzstudie für einen 1000 MWe dampfgekühlten schnellen Brutreaktor (D1) durchgeführt. Diese Studie war neben anderen die Basis für eine im Rahmen der ENEA (European Nuclear Energy Agency) angefertigte, internationale Studie, bei der ein konsistenter Referenzentwurf (ENEA-05) für einen 1000 MWe dampfgekühlten schnellen Brutreaktor erstellt wurde. Kennzeichnende Merkmale dieser Entwürfe sind ein Direktkreislauf in Form eines Löffler-Kreislaufes sowie Leichtwasserdampf (H_2O) als Kühl- und Arbeitsmedium. Die auf der Grundlage dieser Referenzentwürfe durchgeführten Systemanalysen zeigten, dass sich bei einer Reaktoraustrittstemperatur von 500 °C die geringsten Stromerzeugungskosten bei einem Systemdruck von etwa 150 at ergeben. Diese Dampfzustände ermöglichten es, Erfahrungen aus dem konventionellen Kraftwerksbau sowie der Leichtwasser-Reaktortechnik zu übernehmen. Die Entwurfsstudien kamen

daher zu der Folgerung, dass dampfgekühlte schnelle Brutreaktoranlagen mit Ausnahme des Reaktorkerns unter Verwendung der heute verfügbaren Technologie mit einem vergleichsweise geringen Aufwand für die Komponentenentwicklung gebaut werden können und die zusätzlich erforderliche Entwicklung sich im wesentlichen auf das Brennelement beschränken kann.

2.1.2 Komponenten

Die zur wärmetechnischen Schaltung des Kühlkreislaufes sowie zur Anordnung und Auslegung der Kreislaufkomponenten durchgeführten Untersuchungen zeigten, dass ein Löffler-Kreislauf am besten geeignet ist. In der konventionellen Dampftechnik wurde das Löffler-Verfahren bereits 1924 als sog. Dampfumwälzverfahren eingeführt und hat sich dort bei Dampfdrücken von etwa 140 at und Dampftemperaturen von etwa 500 °C als betriebssicher bewährt. Die in den Löfflerkraftwerken verwendeten Verdampfer und Dampfgebläse entsprechen in ihrer Auslegung und ihrem dynamischen Betriebsverhalten jedoch dem damaligen Stand der Technik und sind insbesondere wegen ihrer grossen Abmessungen und niedrigen Leistungsdichten nicht für einen Reaktor geeignet. Daher wurden nach speziellen reaktor-technischen Erfordernissen ausgelegte leistungsintensivere, kleinere Prototyp-Komponenten entworfen und gebaut, um durch deren experimentelle Untersuchung Auslegungsdaten für den Entwurf grosser Reaktor-Komponenten durch die Industrie zu erarbeiten.

Die experimentellen Untersuchungen zur Entwicklung von Mischverdampfern konzentrierten sich auf das Prinzip des Löffler-Verdampfers, bei dem der Heissdampf in das Wasser eingeblasen wird. Es zeigte sich, dass das Wasserreservoir im Löffler-Verdampfer ein unbeabsichtigtes Eintreten von Heissdampf in den Reaktor auf einfache Weise verhindert und ausgleichend auf Druck- und

Temperaturänderungen wirkt. Bei anderen Verdampfertypen, bei denen beispielsweise Wasser in den Heissdampfstrom eingespritzt wird, müssen besondere Massnahmen getroffen werden, um diese beim Löffler-Verdampfer automatisch sich ergebenden, vorteilhaften Eigenschaften zu verwirklichen. Durch Versuche wurden Auslegungsdaten für die Bemessung eines für einen Reaktor geeigneten Löffler-Verdampfers erarbeitet. Eine endgültige Auslegung und eine Bewertung der verschiedenen Verdampfertypen wird nach Abschluss der noch laufenden grundlegenden Untersuchungen möglich.

Das Betriebsverhalten des Reaktors hängt wesentlich von einer zuverlässigen Funktion der Dampfgebläse ab. Diese wurden daher nach folgenden Auslegungsgesichtspunkten entworfen: Hohe Betriebssicherheit, kompakte Bauweise, gute Zugänglichkeit und Austauschbarkeit. Die Entwicklung und der Bau zweier kleiner Prototyp-Dampfgebläse mit wassergeschmierten Gleitlagern bestätigten die Realisierbarkeit derartiger Aggregate. Die bei den experimentellen Untersuchungen aufgetretenen Probleme mit den wassergeschmierten Gleitlagern konnten erklärt und teilweise gelöst werden. - In einem Niederdruck-Dampfkreislauf, dessen wärmetechnische Schaltung derjenigen eines dampfgekühlten schnellen Brutreaktors entspricht, wurde gezeigt, dass das Zusammenwirken von Core, Verdampfer und Dampfgebläse ein günstiges Betriebsverhalten und eine einfache Regelung ermöglicht.

2.1.3 Systemkontamination

Die Entwurfsstudien sowie der von AEG ausgearbeitete Entwurf eines 300 MW-Prototypreaktors (DSR) sehen einen Direktkreislauf vor, bei dem der im Reaktor überhitzte, zur Energieerzeugung zur Verfügung stehende Dampf ohne Zwischenschaltung von Wärmetauschern direkt zur

Leistungsturbine geführt wird. Hierbei können die im Heissdampf mitgeführten radioaktiven Stoffe zu einer Kontamination des Reaktorsystems führen. Am thermischen Heissdampfreaktor EVESR (ESADA Vallecitos Experimental Superheat Reactor) der General Electric wurden beim Betrieb mit beschädigten Brennelementen erste Erfahrungen über die Systemkontamination eines dampfgekühlten Reaktors mit Direktkreis gesammelt. Es zeigte sich, dass die Dosisleistung am Primärsystem während des ungestörten Betriebes vom kurzlebigen Stickstoffisotop N-16 bestimmt wird und dass aktivierte Korrosionsprodukte keinen nennenswerten Beitrag zur Systemkontamination liefern. Die Freisetzung von Spaltprodukten aus schadhaften Brennelementen konnte beim EVESR durch lokale Leistungsabsenkung beherrscht werden und die Zugänglichkeit des Primärsystems war erst nach Aufschmelzen der Hüllrohre mehrerer Brennstäbe beeinträchtigt. Die Übertragung dieser Ergebnisse auf einen dampfgekühlten schnellen Brüter erscheint möglich, muss jedoch durch zusätzliche Experimente gesichert werden. Die Untersuchung der zusätzlichen Einflüsse des U-Pu-Mischoxid-Brennstoffes auf die Freisetzung von Spaltprodukten sowie des höheren Dampfdruckes und der höheren Dampftemperatur auf die Systemkontamination ist Gegenstand noch laufender Versuche. - Eine Filterung des Heissdampfes am Reaktoraustritt ermöglicht besonders im Hinblick auf eine Austragung von Kernbrennstoff eine Verringerung der Systemkontamination. Die durchgeführten Versuche zur Entwicklung geeigneter Filter zeigten, dass eine Heissdampffilterung erfolgsversprechend und wirtschaftlich vertretbar ist.

2.1.4 Brennelement

Der Reaktorkern eines dampfgekühlten schnellen Brutreaktors ist aus enggepackten Stabbündeln aufgebaut.

Zur Abstandshalterung der einzelnen Stäbe im Bündel wurden spezielle Hüllrohre mit drei bzw. sechs integralen Wendelrippen entwickelt und durch neuartige Fertigungsmethoden mit den geforderten Toleranzen hergestellt. Die an derartigen Stabbündeln mit kleinen Stababständen durchgeführten thermo- und hydrodynamischen Untersuchungen zeigten, dass integrale Wendelrippen als Abstandshalter einen geringeren Druckverlust, ein ausgeglicheneres Kühlmitteltemperaturprofil und eine geringere Temperaturvariation auf der Hüllrohrinnenseite ermöglichen als beispielsweise ein Wendeldraht. Daher werden Hüllrohre mit drei oder sechs integralen Wendelrippen derzeit als aussichtsreichste Anordnung betrachtet.

Die zur Berechnung der Hüllrohr-Oberflächentemperaturen und des Druckverlustes benötigten Beziehungen wurden experimentell ermittelt. Die unter Verwendung dieser Beziehungen durchgeführten wärmetechnischen Berechnungen zeigten, dass der Wärmetransport aus dem Reaktorkern selbst bei der vorgesehenen hohen Leistungsdichte ausreichend gut ist, so dass die Gebläseleistung unter Einhaltung der zulässigen Grenzen für die Hüllrohrtemperatur niedrig gehalten werden kann und sich infolgedessen ein guter Nettowirkungsgrad der Anlage ergibt, der z.B. beim ENEA-05-Entwurf als 36,2 % ermittelt wurde. Auf Turbulenzförderer auf der Hüllrohroberfläche kann wegen der guten Wärmetransporteigenschaften des Heissdampfes verzichtet werden.

Ein grosser Teil der durchgeführten Forschungs- und Entwicklungsarbeiten befasste sich mit der Entwicklung geeigneter Brennstäbe und Hüllmaterialien. Dabei galt das Hauptaugenmerk den dampfspezifischen Problemkreisen, welche sich im wesentlichen durch die Aussendruckbelastung des Brennstabes infolge des hohen Kühlmitteldruckes, sowie durch die Heissdampfkorrosion ergeben.

Es wurden zunächst zwei Brennstabkonzepte betrachtet, das Konzept der kriechfesten Hülle, bei welcher der Brennstoff keine nennenswerte Stützwirkung ausübt und das Konzept der duktilen Hülle, die sich auf den Brennstoff abstützt. Es zeigte sich, dass die Duktilität der als Hüllmaterial betrachteten Legierungen unter Bestrahlung stark abnimmt und dass der Brennstoff, wie erste Ergebnisse über das Brennstoffkriechen unter Bestrahlung erwarten lassen, keine nennenswerten Stützkkräfte aufbringen kann. Daher wurde das Konzept der kriechfesten Hülle ausgewählt. Der auf die Hülle wirkende Differenzdruck zwischen aussen und innen darf einen Wert von etwa 70 at nicht überschreiten, was bei den ausgeführten Entwürfen durch einen inneren Helium-Vordruck im Brennstab erreicht wird.

Das Konzept der druckentlasteten Hülle stellt eine besonders aussichtsreiche Variante dar. Es wurde daher ein spezielles Druckausgleichssystem entwickelt, durch welches alle von der Spaltgaserzeugung und vom Kühlmitteldruck verursachten Belastungen der Hüllrohre automatisch verhindert werden, so dass die Hüllrohre praktisch nur noch durch den Brennstoffschwelldruck belastet sind. Somit ergeben sich etwa die gleichen Hüllrohrbelastungen wie bei belüfteten Brennstäben ("vented fuel") für helium- und natriumgekühlte Brüter. Im Unterschied zu der bei diesen Brütertypen vorgesehenen Druckentlastung der Hüllrohre infolge Spaltgasabgabe aus den Brennstäben in das Kühlmittel oder ein grösseres Plenum, bleiben die Spaltgase bei diesem, nur für dampfgekühlte Reaktoren möglichen Druckausgleichssystem im Brennstab eingeschlossen. Die Entwicklung des Druckausgleichsystems verlief bislang erfolgreich, seine Funktionssicherheit wurde in out-of-pile-Versuchen nachgewiesen.

Die Auswahl der Hüllrohrmaterialien wird neben der Forderung ausreichender Festigkeit massgebend durch ihr

Korrosionsverhalten in Heissdampf unter den gegebenen thermischen Belastungen bestimmt. Die bislang unter isothermen Bedingungen durchgeführten Korrosionsuntersuchungen erstreckten sich im wesentlichen auf Inconel, Hastelloy X und Incoloy 800. Dabei wurde der Einfluss der Legierungszusammensetzung sowie des Oberflächen- und Gefügestandes des Materials auf die Korrosion ermittelt.

Die untersuchten Nickelbasislegierungen wie z.B. Inconel 625 und Hastelloy X zeigten eine sehr gute Korrosionsbeständigkeit, die Oxidschichten waren dünn und wenig haftfest. Der hochlegierte austenitische Stahl Incoloy 800 hatte eine höhere Korrosionsrate, die Oxidschichten wiesen jedoch eine gute Temperaturwechselbeständigkeit auf.

Es konnte nachgewiesen werden, dass durch Kaltverformung der Oberfläche eine Steigerung der Korrosionsbeständigkeit erreicht wird. Das Ausmass des Korrosionsangriffes nach einer weitgehenden Kaltverformung wird weniger durch die Legierungsbasis des Werkstoffes als durch die in etwa gleichen Anteilen vorhandenen unedleren Legierungselemente bestimmt, so dass dann alle betrachteten Materialien eine etwa gleich gute Korrosionsbeständigkeit aufweisen. Eine Bestätigung dieser unter isothermen Bedingungen erzielten Ergebnisse ist Gegenstand laufender Korrosionsuntersuchungen unter Wärmeübergang an massstäblichen, beheizten Hüllrohren unter realistischen Dampfzuständen.

Die zur Auslegung der Hüllrohre benötigten Angaben über die mechanischen Eigenschaften sowie die Zeitstand- und Kriecheigenschaften wurden an einer sehr

grossen Zahl unbestrahlter sowie bestrahlter Proben aus Inconel, Hastelloy X, Incoloy 800 und anderen Werkstoffen ermittelt. Es zeigte sich, dass Inconel 625 bei höheren Temperaturen und unter Bestrahlung sowohl an Festigkeit als auch entscheidend an Duktilität verliert. Bestrahlungsversuche an Hastelloy X zeigten ebenfalls einen starken Einfluss der Bestrahlung bei höheren Temperaturen auf die mechanischen Eigenschaften. Durch geeignete Vorbehandlung kann Hastelloy X jedoch mehr verbessert werden als Inconel 625. Die an dem austenitischen Stahl Incoloy 800 ermittelten mechanischen Eigenschaften weisen eine relativ starke Streuung auf. Die festgestellten Dehnungen, die im Mittel bei 3 - 4 % liegen, lassen jedoch erkennen, dass die Hochtemperaturversprödung des Incoloy 800 nicht zu einem fast völligen Rückgang der Duktilität führt, wie im Falle der Nickelbasislegierungen. Bei der experimentellen Untersuchung des Kriechbeulverhaltens dünnwandiger Rohre zeigte sich ausserdem, dass Incoloy 800 mit hohem Titan- und Aluminiumgehalt und lösungsgeglühtes Inconel 625 das beste Kriechbeulverhalten aufweisen.

Alle bislang bei GfK zur Hüllmaterialentwicklung durchgeführten Untersuchungen erlauben daher den Schluss, dass Incoloy 800 und Hastelloy X bei geeigneter Legierungszusammensetzung und Vorbehandlung die z.Z. aussichtsreichsten Hüllrohrwerkstoffe für einen dampfgekühlten schnellen Brüter sind.

2.1.5 Sicherheit und Dynamik

Ausreichende Sicherheit ist eine grundlegende Voraussetzung für jeden Reaktor. Sie hängt entscheidend von der Bauweise und den Sicherheitseinrichtungen ab und kann daher nur anhand eines vorgegebenen Entwurfs diskutiert werden. Im Kernforschungszentrum Karlsruhe

wurden die nichtintegrierte D1-, die teilintegrierte D2- sowie die vollintegrierte ENEA-05-Bauweise bezüglich ihrer Sicherheit untersucht. Es zeigte sich, dass die Sicherheit bei integrierter Bauweise in geringerem Masse vom zuverlässigen Funktionieren der Sicherheitseinrichtungen abhängt, und dadurch eine grössere inhärente Sicherheit gegen bestimmte Unfälle gegeben ist als bei nichtintegrierter Bauweise. Die folgenden Ausführungen beschränken sich daher auf die wesentlichen Ergebnisse der Sicherheitsbetrachtungen zum integrierten ENEA-05-Entwurf und gehen von der Voraussetzung aus, dass der Bruch des Druckbehälters ausgeschlossen und der Reaktor unter allen denkbaren Situationen abschaltbar ist.

Ziel der Integration der Komponenten in einen gemeinsamen Reaktordruckbehälter ist es, offenliegende und unter vollem Dampfdruck stehende Rohrleitungen im inneren Kühlkreislauf zu vermeiden. Es wurde nachgewiesen, dass durch eine derartige Anordnung sowie weitere passive konstruktive Massnahmen Rohrbrüche als auslösendes Ereignis für gefährliche Reaktivitätsrampen und schwere Unfälle ausgeschlossen werden. Wird ausserdem der Reaktivitätswert eines Steuerstabes entsprechend dem ENEA-05-Entwurf durch sog. Modulbauweise, ungeachtet der hierdurch möglichen technischen Komplikationen, auf $< 1 \beta$ begrenzt und wird ein Fangrost unter den Steuerstabantriebsgehäusen vorgesehen, so sind die normalen Risiken derart begrenzt, dass sie im Rahmen der beim Siedewasserreaktor betrachteten Störungen liegen. Durch Fluten des abgeschalteten Reaktors wird ähnlich wie beim Siedewasserreaktor eine hohe Nachkühlbarkeit erreicht.

Bei den unwahrscheinlichen, hypothetischen Störfällen ergeben sich, wie auch bei den anderen Typen schneller Brüder, charakteristische Unterschiede zum Siedewasserreaktor durch die Möglichkeit einer Bethe-Tait-Exkursion.

Das dynamische Verhalten des dampfgekühlten schnellen Brutreaktors mit Direktkreislauf wird ebenso wie seine Sicherheit im wesentlichen geprägt durch die Auswirkung der Dampfdichte auf die Reaktivität. Daher muss bei den dynamischen Betrachtungen neben den Eigenschaften des Reaktorkerns auch die Rückwirkung des inneren Kühlkreislaufes auf die Dampfdichte berücksichtigt werden. Die bisher durchgeführten Rechnungen zum dynamischen Verhalten lassen erwarten, dass durch geeignete Auslegung des Reaktorkerns und des inneren Kühlkreislaufes eine inhärente Stabilität sowie ein gutes Lastfolgeverhalten erzielt werden können.

2.1.6 Physik

Zur Ermittlung des nuklearen Verhaltens dampfgekühlter schneller Brutreaktoren sowie als Grundlage für die Berechnungen zur Sicherheit und Dynamik wurden physikalische Rechenmethoden und Datensätze erarbeitet. Auf der Grundlage des russischen ABN-Gruppen-Konstantensatzes wurden in Karlsruhe verbesserte Datensätze erstellt wie z.B. der KFK-Satz und der SNEAK-Satz. Durch die allgemeinen Arbeiten zur Physik schneller Reaktoren stehen die für die Auslegung dampfgekühlter schneller Brüter benötigten physikalischen Programme und Gruppenkonstanten zur Verfügung.

Die an der SNEAK durchgeführten Experimente hatten im wesentlichen zum Ziel, die Diskrepanzen zwischen Experiment und Theorie in durch Wasserstoff leicht moderierten schnellen Systemen festzustellen. Die an verschiedenen Anordnungen gemessenen Werte zeigen, dass der MOXTOT-Satz für alle gerechneten Anordnungen ein etwa gleich gutes Ergebnis liefert und die berechneten Werte für k_{eff} um $\pm 2\%$ vom Experiment abweichen. Die Ergebnisse der an der SNEAK durchgeführten Experimente an natriummoderierten kritischen Anordnungen erlauben die Feststellung,

dass die Genauigkeiten und Unsicherheiten bei der Vorhersage der nuklearen Eigenschaften für dampf- und natriumgekühlte schnelle Brüter etwa vergleichbar sind.

Die für den ENEA-05-Entwurf eines 1000 MWe dampfgekühlten schnellen Brutreaktors durchgeführten nuklearen Berechnungen ergaben eine Brutrate von 1,21 und ein Spaltstoffinventar von 3173 kg. Bei Verwendung von D_2O -Dampf statt des bei den bislang ausgearbeiteten Entwürfen vorgesehenen H_2O -Dampfes ändert sich das benötigte Spaltstoffinventar nur unwesentlich, die Brutrate verbessert sich jedoch um 0,14 auf einen Wert von 1,35⁺⁾ . Dies ermöglicht insbesondere in Verbindung mit einer erhöhten Stabileistung eine erhebliche Verkürzung der Verdopplungszeit.

Die oben beschriebenen, in der Zeit von 1961 bis 1970 durchgeführten Forschungsarbeiten wurden 1968 teilweise zum Abschluss gebracht. Daher sind die erst in neuerer Zeit bekannt gewordenen Effekte wie z.B. das Hüllmaterialschwellen und die Verträglichkeit zwischen Hülle und Brennstoff bei den ausgeführten Entwürfen nicht berücksichtigt. Es bleibt deshalb zu prüfen, inwieweit die Auslegung des dampfgekühlten schnellen Brütters durch Effekte dieser Art beeinflusst wird.

2.2 Kurzübersicht über Arbeiten der Industrie

Aufgrund eines Auftrages des Bundesministeriums für wissenschaftliche Forschung begann die Firmengruppe AEG/GHH/MAN im Jahre 1966 die Arbeiten zum Entwurf eines 300 MWe Prototypreaktors. Zu Jahresbeginn 1969 wurde das deutsche Schnellbrüterprogramm in seiner Zielsetzung geändert, so dass die Arbeiten zu einem Abschluss geführt werden mussten.

⁺⁾ Rechnungen mit dem neuesten Datensatz MOXTOT ergeben für den ENEA 05-Reaktor eine Brutrate von 1,15. Hinsichtlich der Brutrate liegt ENEA 05 daher im unteren Grenzbereich von Natriumbrütern mit Oxydbrennstoff. Schwerwasser-dampfgekühlte Brüter haben ein Brutpotential, das denen fortschrittlicher Natriumbrüter vergleichbar ist.

2.2.1 300 MWe-Prototypentwurf

Die Arbeiten umfassten Studien zum Anlagen- und Wärme-kreislaufkonzept, partielle Optimierungsarbeiten zum Reaktorkern und Wärmekreislauf, Entwurf des Sicherheits- und Notkühlsystems, Untersuchung des instationären Verhaltens der Anlage sowie überschlägige Kostenanalysen.

Dem Prototypentwurf des dampfgekühlten schnellen Reaktors (DSR) lag ein Direktkreiskonzept in Form eines Löfflerkreislaufes mit Zwischenüberhitzung zugrunde. Es wurde eine teilintegrierte Bauweise gewählt, bei welcher die Komponenten eines Löfflerkreises jeweils in einem gemeinsamen Komponentendruckgefäß untergebracht sind. Die Kreislaufoptimierung führte zu einem optimalen Systemdruck im Bereich von 150 ata. Sicherheitsaspekte liessen es jedoch damals ratsam erscheinen, die erste Betriebsperiode mit einem max. Betriebsdruck von 120 ata zu fahren und erst danach, je nach den Betriebserfahrungen, den Systemdruck in Stufen zu erhöhen. Da die Sicherheitsprobleme des DSR in vielen Punkten denen des Siedewasserreaktors vergleichbar sind, wurde vom letzteren das Druckunterdrückungssystem übernommen und das Notkühlsystem durch Hinzufügung von passiven Elementen den Besonderheiten der Dampfkühlung angepasst. Das instationäre Verhalten eines DSR erwies sich als aussergewöhnlich günstig. Rechnungen zu den verschiedenen Störfällen, wie z.B. Ausfall eines Verdichters, Turbinenschnellschluss oder Dampfleckage ergaben, dass diese mit dem entworfenen Regelungs- und Schutzsystem abgefangen werden können, ohne dass eine Schnellabschaltung notwendig wird. Das Lastfolgeverhalten des dampfgekühlten schnellen Reaktors dürfte um den Faktor 2 bis 3 günstiger sein als bei Leichtwasserreaktoren und etwa

um den Faktor 20 besser als bei konventionellen thermischen Kraftwerken, was für das Abdecken von Lastspitzen im Netz von grosser Bedeutung ist.

Hinsichtlich der Kosten eines 1000 MWe dampfgekühlten schnellen Brutreaktors wurde unter Abstützung auf Siedewasserreaktoranlagen abgeschätzt, dass die Stromerzeugungskosten niedriger sind als bei einem entsprechenden Siedewasserreaktor.

Eine ausführliche technische Beschreibung der von AEG-Telefunken, GHH und MAN durchgeführten Arbeiten zum 300 MWe-Prototypentwurf sowie eine Abschätzung der Kosten finden sich im Bericht "AEG-E3-1502: Dampfgekühlter Schneller Reaktor, 300 MWe Prototyp-Entwicklung, Teil 1: Technische Beschreibung."

2.2.2 Komponenten-Entwicklung

Die Entwicklung der DSR-Kreislaufkomponenten erstreckte sich auf den Verdampfer und das Dampfgebläse sowie dessen Lagerung und Antrieb.

Die verschiedenen Möglichkeiten, durch Mischen von Heissdampf und Kondensat Sattedampf zu erzeugen, wurden untersucht. Für die erste Möglichkeit, einen als Siebbodenmischverdampfer arbeitenden Löfflerverdampfer, existierten aus der Verfahrenstechnik bereits einige Kenntnisse sowie spezielle Untersuchungsergebnisse aus dem Kernforschungszentrum Karlsruhe. Theoretische Überlegungen und Grundlagenuntersuchungen führten zur Aufstellung von Rechenprogrammen, die sowohl das stationäre wie auch das instationäre Verhalten dieses Verdampfertyps in ausreichender Weise beschreiben, so dass Auslegungsgrundlagen hierfür zur Verfügung stehen. -

Die experimentelle Untersuchung eines Zyklon-Einspritzverdampfers wurde in einem Luft/Wasser-Versuchsstand und in Dampf/Wasser-Versuchsständen bis zu einem Systemdruck von 60 at durchgeführt. Auch für diesen Verdampfer-typ stehen Rechenprogramme bereit, die die Berechnung und Auslegung eines Prototyps für Versuche bei 150 at erlauben.

Die drei wesentlichen Bauelemente des Dampfgebläse-Aggregates, das Gebläse, die Turbine und die Lagerung, wurden einzeln in getrennten Versuchseinrichtungen untersucht. In Luft-Versuchen konnte die Gebläseoptimierung abgeschlossen werden, wobei ein sehr günstiger Wirkungsgrad für die Maschine erreicht wurde. Die Turbinenoptimierung wurde bis zu einem Punkt geführt, an dem der Einfluss der vom Zulieferer nicht massgerecht ausgeführten Beschau felung des Lauf- und Zwischenleit-rades untersucht werden musste, um die Ursache für den relativ niedrigen inneren Wirkungsgrad der Turbine auf-zuklären. Die Versuche wurden zu einem Zeitpunkt abge-brochen, an dem noch keine endgültige Aussage über die Eignung dieser Turbine zum Antrieb des Dampfgebläses gemacht werden konnte. Zur Entwicklung einer wasserge-schmierten Lagerung sind noch weitere Arbeiten erfor-derlich.

2.2.3 Bestrahlungsversuche im Versuchskreislauf des Ver-suchs-Atom-Kraftwerkes Kahl (VAK)

Die für das DSR-Brennstabkonzept des freistehenden Hüllrohres wichtigen Auslegungskriterien, charakterisiert durch die Begriffe Kriechbeulen und Kriechauf- weitung, wurden theoretisch untersucht. Ausgehend von einem Zielabbrand von 100.000 MWd/tM und unter Be-grenzung des Druckunterschiedes zwischen Systemdruck und Innendruck im Brennstab wurden folgende Auslegungs-grenzwerte gewählt

- bei einem Hüllrohr aus Inconel 625: für Kriechbeulen Verdopplung der Anfangsovalität und für Kriechaufweitung max. 0,1 %,
- bei einem Hüllrohr aus Incoloy 800: Vervielfachung der Anfangsovalität und max. 0,2 % Verformung.

Bestrahlungsexperimente sollten neben dem Nachweis der grundsätzlichen Verwendbarkeit des vorgesehenen Brennstabkonzeptes auch Auskunft über die Veränderung der Eigenschaften der Brenn- und Hüllwerkstoffe nach hohen Abbränden und Bestrahlungsdosen geben.

Die Untersuchung des Kriechbeulverhaltens, die Erprobung von Drahtabstandshaltern, der Einfluss von Schiefelasteffekten und der Nachweis des Erreichens hohen Abbrandes sowie ein Vergleich des Hüllrohrverhaltens von Inconel-625 und Incoloy-800 erfolgte in fünf Bestrahlungsexperimenten mit thermischen Neutronen im Versuchskreislauf des VAK. Die dabei gefundene kritische Beanspruchung der Hülle war die Folge einer unvorhergesehenen chemischen Wechselwirkung zwischen Brennstoff, Spaltprodukten und Hüllrohr. An zwei der zwölf Stäbe von denen der eine (D1) bis zu einem maximalen Abbrand von 100.000 MWd/t, der andere (D3) bis 65.000 MWd/t bestrahlt war, traten aus diesem Grunde Defekte auf. - Die Hüllrohruntersuchungen der AEG an Inconel-625 und Incoloy-800 haben gezeigt, dass zumindest nach Bestrahlung im thermischen Neutronenspektrum die Festigkeit, die Bruchduktilität, sowie die Korrosionsbeständigkeit beider Legierungen in Heissdampf ausreichend sind.

Das Problem der Kriechaufweitung und der Einfluss hoher schneller Neutronendosen auf Incoloy-800-Hüllrohre wird in einem Trefoilexperiment im DFR studiert. Das Experiment musste im Januar 1971 bei einem Abbrand von etwa 35.000 MWd/t wegen eines noch nicht identifizierten Schadens unterbrochen werden.

2.2.4 Kontaminationsuntersuchungen im Versuchskreislauf des Versuchs-Atomkraftwerkes Kahl (VAK)

Messungen, die Aufschluss über die Art und die Auswirkungen von Kontaminationen nuklear erzeugten Heissdampfes durch Spalt- und Korrosionsprodukte geben, wurden in einer Kontaminationsstrecke des Versuchskreislaufs des VAK durchgeführt. Als Hauptkontaminans trat Jod auf, insbesondere die langlebigen Nuklide J-131 (HWZ 8,05 d) und J-133 (HWZ 20,3 h), die nach den Edelgasen in Dampf den höchsten Aktivitätsbeitrag liefern. Die höchste Kontamination wurde im Grenzgebiet Heissdampf/Sattdampf beobachtet. Langlebige Spaltprodukte und aktivierte Korrosionsprodukte spielten nur eine untergeordnete Rolle.

Defekte Brennstäbe in einem Kernreaktor erhöhen die Aktivitätsablagerung im Kreislauf. Die festgestellte Freisetzung von aktiven Spaltprodukten aus einem bis zu einem Abbrand von 80.000 MWd/tM bestrahlten defekten Brennstab sowie die daraus abgeleitete Aktivitätsablagerung bestätigten im wesentlichen die am EVESR gewonnenen Ergebnisse anderer Autoren.

Chemische Angriffe der abgelagerten Spaltprodukte und Korrosionsprodukte auf das Material des Heissdampf-kreislaufes werden nicht erwartet.

2.2.5 NSPE-Programm

Das von Mitte 1964 bis Anfang 1967 durchgeführte "Nuclear Superheat Performance and Evaluation Program" (NSPE) ermöglichte den nahezu vollen Zugang zu den bei der General Electric auf dem Gebiet der nuklearen Überhitzung mit Förderung der USAEC durchgeführten Forschungs- und Entwicklungsarbeiten. Das Programm sah

in erster Linie die Auswertung der Betriebserfahrungen mit Schwergewicht auf der Verfolgung der Kreislaufkontamination des EVESR-Reaktors vor, der speziell für die Erprobung von Überhitzer-Brennelementen errichtet war. Insgesamt wurden 502 Überhitzer-Brennelemente dreier verschiedener Typen bei sehr zufriedenstellendem Verhalten bis zu einem maximalen Abbrand von 9000 MWd/tU und drei mit künstlichen Hüllendefekten versehene Elemente zum Studium der Aktivitätsfreisetzung bestrahlt. Es zeigte sich, dass ein Leistungsbetrieb des Reaktors mit einer im direkten Kreislauf betriebenen Turbine auch mit defekten Brennelementen möglich war, die Spaltproduktfreisetzung aus diesen konnte durch verstärkte Kühlung und lokale Leistungsabsenkung in Grenzen gehalten werden. Wartungsarbeiten sowie Untersuchungen an der geöffneten Turbine konnten auch unter den erschwerten Bedingungen eines Brennelementschadens nach einer gewissen Abkühlzeit durchgeführt werden.

Ein weiterer Programmpunkt erstreckte sich auf Entwurfsstudien für eine 600 MWe-Grossanlage und eine 100 MWe-Prototyp-Anlage mit schnell-thermischem Spektrum (MSSR). Die nukleare Überhitzung in einem schnell-thermischen Reaktorsystem erwies sich dabei im Vergleich zu einem Siedewasserreaktor als wirtschaftlich interessant. Die Arbeiten der General Electric zum MSSR wurden 1966 abgeschlossen.

3. Zusammenstellung der bisherigen Aufwendungen für dampf-spezifische Forschungs- und Entwicklungsarbeiten.

(Basisprogramm des Projektes Schneller Brüter Karlsruhe)

(Zusammengestellt von F. Tremmel (PSB-PL))

Die Arbeiten des Basisprogramms Schneller Brüter sind zu einem grossen Teil nicht spezifisch für ein bestimmtes Kühlmittel. Dies gilt z.B. für weite Bereiche der Brennstoffentwicklung und die dazu notwendigen Bestrahlungsversuche, für die Arbeiten der Wiederaufarbeitung, für Teile der Reaktorphysik und der Sicherheit. Die hierzu erforderlichen Investitionen und Betriebsmittel umfassen u.a. die grossen physikalischen Versuchsanlagen (SNEAK usw.) und das dazu notwendige spaltbare Material und Strukturmaterial, die Zeitstandsbatterien und Heissen Zellen für Brennstab- und Materialuntersuchungen sowie andere Anlagen zur Grundausstattung des Projektes. Die sehr hohen Kosten hierfür wären auch in dem Falle entstanden, dass von Anfang an nur eine Kühlmittelvariante verfolgt worden wäre. Diese Kosten eindeutig den einzelnen Kühlmittellinien (Dampf, Helium, Natrium) anteilmässig zuzuordnen, wäre deshalb mehr oder weniger willkürlich und würde zu einer unnötigen Verzerrung der eigentlichen kühlmittelspezifischen Aufwendungen führen.

Die folgende Zusammenstellung enthält daher nur diejenigen Aufwendungen, die unmittelbar für die Entwicklungsarbeiten an der Dampflinie entstanden sind und die Investitionen, die zunächst unter dem Vorzeichen der Dampflinie (z.B. ABCD-Loop) eingeleitet wurden. Das bedeutet aufgrund des oben genannten Sachverhalts also nicht, dass der Differenzbetrag aus den Gesamtkosten des Basisprogramms für das Projekt Schneller Brüter Karlsruhe und den hier ausgewiesenen Kosten den übrigen Kühlmittelvarianten zugeordnet werden darf.

Die in der Tabelle angegebenen Kosten berücksichtigen Investitionen, Materialaufwendungen und Personalkosten. Sie beruhen teilweise auf Schätzungen, insbesondere dort, wo Arbeiten für mehrere Kühlmittel von einer Gruppe gleichzeitig durchgeführt wurden. Die so ermittelten Gesamtaufwendungen für dampfspezifische Arbeiten, die in der Zeit von 1961 bis 1970 entstanden sind, betragen 46,4 Mio DM.

Diese Zahl stellt eine verfeinerte Fortschreibung der bei der Anhörung des Bundestagsausschusses für Bildung und Wissenschaft vom 24.1.1969 genannten Summe für die Dampfentwicklungsarbeiten dar (sh. "Atomwirtschaft" 4/69, Seite 192). Dort waren für den Zeitraum von 1961 bis 1968 insgesamt 33 Mio DM für die dampfspezifischen Arbeiten angegeben worden. Dabei waren die Zahlen, die für das Jahr 1968 angerechnet wurden, zunächst nur grobe Schätzungen, da zu jenem Zeitpunkt die Projektabrechnung im einzelnen noch nicht vorlag. In der nachfolgend aufgeführten Tabelle ist für einige Arbeiten teilweise eine etwas andere Zuordnung zu den Instituten gegenüber der seinerzeit in der "Atomwirtschaft" vorgenommenen Zuordnung gewählt worden (z.B. Hüllschaden-Dampfkreislauf (ABCD-Loop) zur Abteilung RB).

Eine Überprüfung von Ergebnissen, die im Verlauf der dampfspezifischen Arbeiten erzielt worden sind, hat ergeben, dass eine Reihe dieser Ergebnisse auch für die anderen Kühlmittelvarianten verwertbar sind. Das gleiche gilt für viele Rechenprogramme, die zunächst zur Durchführung der dampfspezifischen Arbeiten entwickelt wurden. Der Anteil dieser auch für die anderen Kühlmittelvarianten verwertbaren Ergebnisse kann mit etwa 10,6 Mio DM bewertet werden, so dass sich der Aufwand für Arbeiten, die ausschliesslich für die Dampflinie von Nutzen sind, auf etwa 36 Mio DM beläuft.

Aufwendungen für dampfspezifische Arbeiten im Projekt Schneller Brüter (Basisprogramm)
(in Mio DM)

	1961/62	1963	1964	1965	1966	1967	1968	1969	1970	1961 bis 1970	davon auch für andere Kühlmittel verwertbar
<u>IAR</u> Physikalische Experimente SNEAK	-	-	-	-	0,3	1,6	1,6	0,2	-	3,7	3,3
<u>INR</u> Reaktortheorie, Physikalische Experimente	-	-	0,2	0,5	0,9	0,7	0,6	-	-	2,9	1,4
<u>IMF</u> Hüllmaterialentwicklung, ⁺ Bestrahlungseinrichtungen, Bestrahlungen, Entwicklungsvertrag Kriechbeulen			0,5	0,9	1,1	1,2	1,3	1,6	1,7	8,3	1,4
<u>IRB</u> Komponentenentwicklung, Dampfprüfstände, Theorie, Metallurgie ⁺)	1,4	2,0	0,9	2,4	2,8	3,7	4,1	3,7	2,6	23,6	2,3
<u>IRE</u> Entwurfsstudien, Bestrahlungseinrichtungen (Konstruktion)	-	-	0,2	0,7	0,9	0,7	0,6	0,3	-	3,4	0,9
<u>RB</u> Hüllschaden-Dampfkreislauf (ABCD-Loop)	-	-	-	-	0,4	0,3	0,8	1,8	1,2	4,5	1,3
										46,4	10,6
										=====	=====

+) Die Hüllmaterialentwicklung wurde von 1961 bis März 1964 im Bereich IRB (Metallurgie), anschliessend im IMF wahrgenommen.

IAR: Institut für Angewandte Reaktorphysik
INR: Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik
IMF: Institut für Material- und Festkörperforschung
IRB: Institut für Reaktorbauelemente
IRE: Institut für Reaktorentwicklung
RB: Abteilung Reaktorbetrieb und Technik

4. Übersicht über noch laufende Forschungsarbeiten zur Dampfkühlung

(Zusammengestellt von F. Erbacher (IRB) und R. Hüper (PSB-PL))

Die Entscheidung des Bundesministers für wissenschaftliche Forschung vom 5.2.69 über die Reduzierung der Arbeiten zur Entwicklung des dampfgekühlten schnellen Brütters sieht u.a. vor, Einzelvorhaben im Basisprogramm des Gesamtprojektes Schneller Brüter des Kernforschungszentrums Karlsruhe fortzuführen, dabei vor allem die Brennstabentwicklung.

Die folgende Tabelle gibt eine Übersicht über die noch laufenden Forschungsarbeiten zur Dampfkühlung im Rahmen des Basisprogramms des Projektes Schneller Brüter. - Die angegebenen Kosten sind die im Forschungs- und Entwicklungs-Programm 1971 ausgewiesenen Aufwendungen für das Jahr 1971. Bei Arbeiten der GfK sind sie aufgegliedert in Investitionen (jeweils erster Betrag) und Betriebsaufwendungen (jeweils zweiter Betrag).

Übersicht über noch laufende Forschungsarbeiten zur Dampfkühlung
(Basisprogramm Projekt Schneller Brüter)

Forschungsvorhaben	Zielsetzung	Durchführung	Kosten 1971 [TDM]	frühest möglicher Abschluss	Bemerkungen
Bestrahlungsversuche DFR 307	Untersuchung der Kriechaufweitung der Hülle durch Brennstoffschwellen, sowie Änderung der Werkstoffeigenschaften im schnellen Neutronenfluss (Trefoil mit 3 Stäben, Hülle Incoloy 800) einschl. Nachunters.	AEG	300	1972	Experiment wegen noch nicht identifizierten Schadens unterbrochen
DFR 397	Untersuchung des Hüll- und Strukturmaterialschwellens im schnellen Neutronenfluss (für Dampfbrüter Proben aus Incoloy 800, Hastelloy X und Inconel 625)	IMF	50	1972	Etwa 10 % der Gesamtkosten dem Dampfbrüter zugeordnet
Mol 1, Mol 2, Mol 3	Ermittlung der Werkstoffeigenschaften unter Bestrahlung (für Dampfbrüter Proben aus Incoloy 800 und Hastelloy X)	IMF	150	1972	Etwa 10 % der Gesamtkosten dem Dampfbrüter zugeordnet
Kriechbeulversuche	Untersuchung des Kriechbeulverhaltens von Hüllrohren unter hohem Aussendruck und unterschiedlicher Stützwirkung des Brennstoffs	TH-Darmstadt (Entwicklungsvertrag)	80	1972	Ergebnisse für gasgekühlte Brüter anwendbar
Wärmeübergangs- und Druckverlustmessungen an Brennstabbündeln	Untersuchung des mittleren und örtlichen Wärmeübergangs als Funktion von Stabanordnung, Stabposition und Geometrie des Kühlkanals für verschiedene Abstandshaltertypen	IRB	110 268 378	1971	Ergebnisse teilweise für gasgekühlte Brüter anwendbar
Untersuchungen zur Heissdampf-Korrosion (HKW-Kreislauf)	Untersuchungen des Korrosionsmechanismus unter Wärmeübergang an massstäblichen, beheizten Hüllrohren, sowie der allgemeinen, ebenmässigen Korrosion an Werkstoffproben	IMF/ IRB	140 619 759	1972	Für Verfahrenstechnik, Kraftwerkstechnik und Dampferzeuger natriumgekühlter Brüter von Interesse
Untersuchungen am Hüllschaden-Dampfkreislauf (ABCD-Loop)	Untersuchungen zur Kontamination und Dekontamination von Heissdampf-Kreisläufen. Untersuchung der Heissdampfkorrosion unter Bestrahlung. Entwicklung einer Hüllenüberwachung von Brennelementen. Prüfung von Jodabscheideranordnungen	IRCh/ IMF/ LEM/ ASS	34 720 754	1973	Etwa 30 % der Gesamtkosten dem Dampfbrüter zugeordnet
Entwicklung von Brennstäben mit Duplex-Tabletten (höhere Stabileistung)	Entwicklung einer wirtschaftlichen Herstellungstechnik. Bestrahlungsversuch im BR2 zum Nachweis der Funktionsfähigkeit und Abschätzung des Entwicklungspotentials (Ringspaltbrennstab)	PSB-PL	250	1972	Für alle Brütertypen von Interesse. Erfolgt im Rahmen der FR3-Entwicklung. Etwa 50 % der Gesamtkosten dem Dampfbrüter zugeordnet
Entwicklung von Brennstäben mit Innenrippen (höhere Stabileistung)	Entwicklung von wirtschaftlichen Verfahren zur Herstellung von Innenrippen bzw. -nocken und zum Einbringen des Brennstoffes. Out-of-pile-Untersuchung des mechanischen Verhaltens	IRB	10 120 130	1971	Für alle Brütertypen von Interesse. Umfangreichere Bestrahlungen werden nur durchgeführt, wenn die Entwicklung der Duplextabletten nicht zum Ziel führen sollte
Entwicklung eines Druckausgleichsystems	Out-of-pile-Erprobung eines Druckausgleichsystems, durch das alle von der Spaltgaserzeugung und vom Kühlmitteldruck verursachten Belastungen der Hüllrohre vermieden werden, ohne dass die Spaltgase dabei ins Kühlmittel abgeleitet werden	IRB	10 140 150	1971	Für Brennstäbe von Leichtwasserreaktoren von Interesse. Durchführung von Bestrahlungsversuchen noch nicht geklärt

3001 TDM

5. Beurteilung der gegenwärtigen Situation

(P. Engelmann (PSB-PL), F. Erbacher (IRB),
G. Karsten (PSB-PL), L. Ritz (IRB))

Schnelle Brutreaktoren stellen eine besondere Klasse von Reaktoren dar, weil sie durch das Brüten die langfristige Energieversorgung sicherstellen, die vorhandenen Kernbrennstoffe besser ausnutzen und durch die günstige Plutoniumverwertung die Leichtwasserreaktoren optimal ergänzen. Diese Möglichkeiten können jedoch nur dann voll zum Tragen kommen, wenn die schnellen Brüter wirtschaftlich attraktiv sind und - insbesondere in einer Mehrtypenstrategie zusammen mit den Leichtwasserreaktoren - zu niedrigen Stromerzeugungskosten führen.

Für strategische Überlegungen spielen die Unterschiede in der Verdopplungszeit zwischen dampfgekühlten, heliumgekühlten und natriumgekühlten Brütern durchaus eine Rolle. Die Unterschiede in der Brutrate sind jedoch andererseits so gering, dass sie die Brennstoffkreislaufkosten nur um einige hundertstel Dpf/kWh beeinflussen. Berücksichtigt man wiederum, dass die Brennstoffkreislaufkosten nur etwa 1/4 der Stromerzeugungskosten ausmachen, während die restlichen 3/4 im wesentlichen aus den Anlagekosten resultieren, so folgt, dass bei Brutreaktoren ebenso wie bei thermischen Reaktoren die Wirtschaftlichkeit entscheidend von den Anlagekosten bestimmt wird. Die Frage nach der wirtschaftlichen Konkurrenzfähigkeit schneller Brutreaktoren konzentriert sich somit zunächst auf die Frage, ob ein Brutreaktor mit ähnlichen Anlagekosten wie die derzeit marktbeherrschenden Leichtwasserreaktoren erstellt werden kann.

Heute muss man feststellen, dass es noch grosser Anstrengungen bedarf, die Anlagekosten von Schnellbrutreaktoren auf das nach den bisherigen Wirtschaftlichkeitsstudien für erreichbar angesehene Niveau der Leichtwasserreaktoren zu senken und dass sich bei keinem der Typen schon jetzt

mit letzter Sicherheit sagen lässt, ob er sich durchsetzen und eine hohe Verfügbarkeit haben wird.

Vom Aufbau der Anlage her ist der Dampfbrüter dem Leichtwasserreaktor am verwandtesten. Da die Leichtwasserreaktoren sich bisher gut bewährt haben, sehen die Vertreter der Dampfbrüter hierin ein wichtiges Argument für die Weiterentwicklung ihrer Linie. Dieses Argument hat zweifellos Gewicht, auch wenn es im Detail deutliche Unterschiede zwischen Leichtwasserreaktoren und Dampfbrüter gibt, insbesondere im Kernaufbau und in den Leistungsdichten. Die Vertreter der Natriumkühlung müssen einräumen, dass Natrium ein komplizierteres Kreislaufsystem benötigt, kein in der Kraftwerkstechnik eingeführtes Kühlmittel ist, die Komponenten erst entwickelt werden und das Primärnatrium radioaktiv wird. Sie weisen aber andererseits hin auf die Vorteile eines niedrigen Systemdrucks, die guten Notkühlmöglichkeiten durch Naturkonvektion und das Potential, von Oxidbrennstoff zu Karbid überzugehen. Sie weisen auch darauf hin, dass sich die führenden Industrieländer für die Natriumlinie entschieden und grosse Summen in ihre Entwicklung investiert haben, die weitere Investitionen bis zur Markteinführung fast zwangsläufig nach sich ziehen müssen. Die Vertreter der Gaskühlung glauben, aufbauend auf den Brennelemententwicklungsarbeiten für die Natrium-Linie und der Komponentenentwicklung für thermische Hochtemperaturreaktoren ein System entwickeln zu können, das den Elektrizitätsversorgungsunternehmen attraktiv erscheinen wird und welches u.U. das Potential besitzt, nach längerer Weiterentwicklung mit hohen Gastemperaturen und direkter Gasturbine einen noch besseren thermischen Wirkungsgrad zu erzielen als die anderen Brüterkraftwerke, die in dieser Hinsicht bereits den Leichtwasserreaktoren deutlich überlegen sind.

Die Autoren sind der Ansicht, dass die Frage nach dem besten Brutreakortyp letztlich nur durch ausreichende Bau- und Betriebserfahrungen mit Kraftwerken aller Brütertypen beantwortet werden könnte. Da der Entwicklungsaufwand hierfür ausserordentlich hoch ist, wird man u.U. gezwungen sein, anstelle einer rein auf technischer Erfahrung beruhenden Antwort eine an den zeitlichen und finanziellen Möglichkeiten orientierte Antwort zu finden, die auf mehr oder weniger grossen technischen Erfahrungen aufbaut.

Im vorliegenden Bericht sollen zunächst diejenigen technischen Aspekte des Dampfbrüters herausgearbeitet werden, die das Bild von Anfang 1969 verändern könnten. Danach wird eine Abschätzung der noch benötigten Arbeiten und Mittel bis zur Baureife eines dampfgekühlten Prototypreaktors vorgenommen. Auf dieser Grundlage wird versucht, zu einer Empfehlung für das weitere Vorgehen zu kommen.

Die Situation des dampfgekühlten schnellen Brüters wurde anlässlich der Anhörung am 23./24. Januar 1969 in Bonn erörtert. Damals wurde in Übereinstimmung mit der internationalen ENEA-Dampfstudie festgestellt, dass dampfgekühlte schnelle Brutreaktoranlagen unter Verwendung der heute verfügbaren Technologie mit einem vergleichsweise geringen Aufwand für die Komponentenentwicklung gebaut werden können und die zusätzlich erforderliche Entwicklung sich im wesentlichen auf das Brennelement konzentrieren muss.

Trotz einer positiven Beurteilung des technischen und wirtschaftlichen Potentials des dampfgekühlten schnellen Brutreaktors kam die Firmengruppe AEG/GHH/MAN bei der Anhörung im Januar 1969 unter Abwägung aller Gesichtspunkte zu der Empfehlung, die Arbeiten zur Dampfbrüterentwicklung als selbständiges Projekt im Bereich der

Industrie zugunsten der Stärkung der Natriumbrüter-Linie (insbesondere zunächst durch Studien zum Hochleistungsbrüter und FR3) einzustellen. Anlass dazu waren neben der Isolierung der deutschen Entwicklung (nachdem die Firma General Electric ihre Arbeiten zum Dampfbrüter aufgegeben hatte) das Fehlen eines geeigneten Brennelementtestreaktors zum Nachweis der Realisierbarkeit des gewählten Brennelementkonzeptes.

Zwei Jahre nach der anlässlich der Anhörung geführten Diskussion liegen die Arbeitsergebnisse der Firmengruppe AEG/GHH/MAN und der GfK schriftlich vor. Sie erlauben zusammen mit den in der Zwischenzeit insbesondere auf dem Gebiet der Brennelemententwicklung gewonnenen Erkenntnisse eine neue Beurteilung der gegenwärtigen Situation.

Der im Juni 1970 erschienene Bericht der AEG über die 300 MWe Prototyp-Entwicklung bestätigt, dass beim Entwurf eines dampfgekühlten schnellen Brutreaktors weitgehend auf die langjährigen Erfahrungen mit Siedewasserreaktoranlagen zurückgegriffen werden kann, was die Ungewissheiten bei der Abschätzung der Wirtschaftlichkeit und des noch benötigten Entwicklungsaufwandes mindert. Eine im Rahmen der industriellen Prototypentwicklung durchgeführte Abschätzung der Anlagekosten und Brennstoffkreislaufkosten bestätigte, dass die Stromerzeugungskosten eines 1000 MWe Dampfbrüters nach der Markteinführung dieser Linie unter denen eines entsprechenden Siedewasserreaktors liegen werden.

Im Mittelpunkt der bei der Anhörung diskutierten Brennelementprobleme standen das sog. Kriechbeulen der Hüllrohre sowie die Strahlenversprödung der für die Hüllrohre aus Gründen der Heissdampfkorrosion vorgesehenen Nickelbasislegierungen. Beim Kriechbeulen handelt es sich um einen Vorgang, der durch stets vorhandene anfängliche

Ovalitäten des Hüllrohres hervorgerufen, nach einer gewissen Betriebszeit infolge der durch den hohen Kühlmitteldruck verursachten Aussendruckbelastung des Hüllrohres zum Einbeulen desselben führen kann. Bei der rechnerischen Abschätzung des Kriechbeulens wurden vereinfachende Annahmen getroffen, so dass eine Nachprüfung durch Bestrahlungsversuche notwendig war. Diese wurden im Versuchskreislauf des Versuchsatomkraftwerkes Kahl unter Bedingungen durchgeführt, wie sie bezüglich des zu untersuchenden Problems weitgehend den DSR-Verhältnissen entsprachen. Das Betriebsverhalten der Brennstäbe zeigte, dass keiner der insgesamt 12 dampfgekühlten Versuchsbrennstäbe durch Kriechbeuldefekt vorzeitig ausgefallen ist. Daher besteht die Möglichkeit, dass das DSR-spezifische Brennelementproblem des Kriechbeulens bereits mit dem bislang vorgesehenen Brennstabkonzept ausreichend beherrscht werden kann.

Ein Kriechbeulen der Hüllrohre wird grundsätzlich verhindert durch Anwendung eines neuartigen, in out-of-pile-Versuchen erprobten Druckausgleichsystems, durch welches alle vom Kühlmitteldruck und von der Spaltgaserzeugung verursachten Belastungen der Hüllrohre automatisch unterbunden werden. Somit ergeben sich etwa die gleichen Hüllrohrbelastungen wie bei belüfteten Brennstäben ("vented fuel") für helium- und natriumgekühlte Brüter. Im Unterschied zu der bei diesen Brütertypen vorgesehenen Druckentlastung der Hüllrohre infolge Spaltgasabgabe aus den Brennstäben in das Kühlmittel oder ein grösseres Plenum, bleiben die Spaltgase bei diesem, nur für dampfgekühlte Reaktoren möglichen Druckausgleichsystem, im Brennstab eingeschlossen. - Durch Anwendung dieses Druckausgleichsystems können darüber hinaus die Betriebssicherheit und Wirtschaftlichkeit eines dampfgekühlten schnellen Brutreaktors erhöht werden.

Die an verschiedenen Nickelbasislegierungen und hochlegierten austenitischen Stählen durchgeführten Korrosionsuntersuchungen haben gezeigt, dass der austenitische Stahl Incoloy-800 eine ausreichende Korrosionsbeständigkeit aufweist. Daher kann aus Gründen der Korrosion auf Nickelbasislegierungen als Hüllwerkstoffe verzichtet werden. Die nach Bestrahlung an Incoloy-800 festgestellten Dehnungen zeigen, dass die Hochtemperaturversprödung zu einem geringeren Rückgang der Duktilität führt als bei den Nickelbasislegierungen. Daher erscheint Incoloy-800 als aussichtsreicher Hüllwerkstoff.

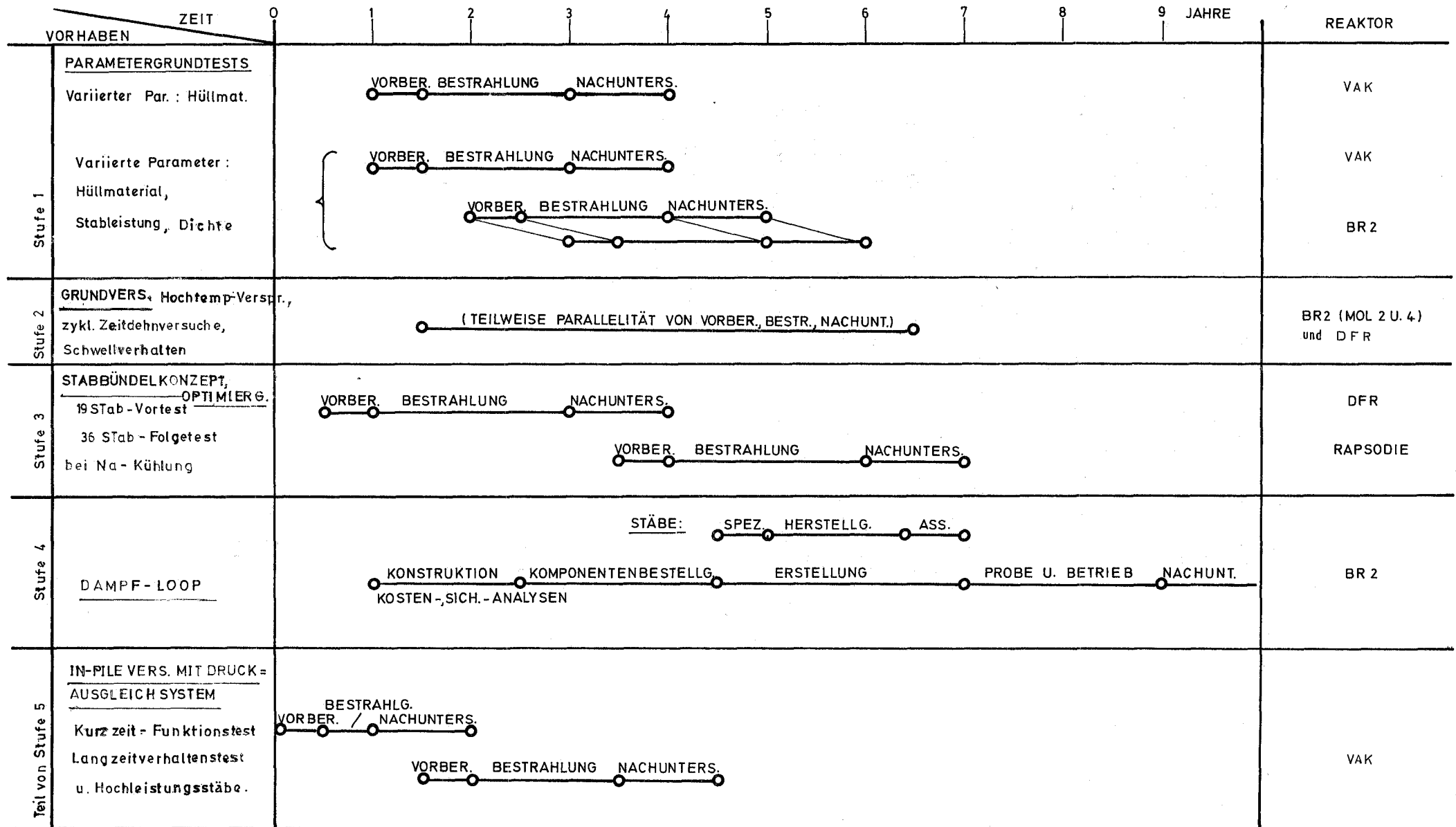
Diese Möglichkeiten führen zu einem Brennstab, dessen Belastung und Ausführung dem eines natriumgekühlten schnellen Brütters sehr ähnlich sind. Der Brennstoff in Form von $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ befindet sich in einer relativ dünnen Stahlhülle. Das Hüllrohr ist innen glatt und besitzt an der Oberfläche integrale Wendelrippen zur Abstandshaltung, jedoch keine Turbulenzförderer zur Erhöhung des Wärmeübergangs.

Aufgrund dieser veränderten Situation erhebt sich die Frage, ob an der Bedingung Cl des Bewilligungsbescheides des Bundesministeriums für wissenschaftliche Forschung vom 9.11.66 noch in Strenge festgehalten werden muss, die lautet:

"Cl. Integraler Test von mindestens 500 Prototypbrennstäben bis zu einem Abbrand von 30 000 MWd/t unter echten Bedingungen schneller Neutronen, der Heissdampfkühlung sowie der Differenzdruck- und Spannungsverhältnisse. Von diesen Brennstäben sollen mindestens 30 mit Mischoxid als Brennstoff ausgerüstet sein."

Die Erfüllung dieser Bedingung machte bisher einen speziellen schnellen Testreaktor für Dampfbrüter-Brennelemente erforderlich. Modifiziert man jedoch die Bedingung C1 mit der Begründung, dass der durch die beschriebenen Entwicklungen mögliche neue Brennstab dem des natriumgekühlten schnellen Brüters verwandt ist und somit in gewissem Masse die dort gewonnenen Erfahrungen nutzen kann, so wird folgendes, im Zeitplan auf Seite I - 33 dargestellte stufenförmige Entwicklungsprogramm für die Dampfbrüter-Brennelemente möglich, dessen erfolgreiche Durchführung eine Voraussetzung für einen Bauentschluss bilden könnte.

	Geschätzte Kosten (Mio DM)
Stufe 1. Grundlagenversuche zur Erprobung des Stabkonzeptes im thermischen Fluss: 12 Einzelstäbe im VKL und/oder BR2.	10
Stufe 2. Grundlagenversuche zur Hüllmaterialauswahl im thermischen und schnellen Fluss: Materialproben im BR2 und DFR.	5
Stufe 3. Versuche zum Stabbündelkonzept und zur Optimierung der Stabanordnung im schnellen Fluss bei Natriumkühlung: 19-Stab-Vortest im DFR und 36-Stabbündel-Folge-test im Rapsodie-Reaktor.	11
Stufe 4. Performance-Test eines Brennelementes im schnellen Fluss bei Dampfkühlung: Massstäbliches Stabbündel im Zentralkanal des BR2.	56
Stufe 5. Begleitendes Ergänzungsprogramm wie z.B. Versuche zur Korrosion, zum Druckausgleichsystem, zur Thermohydraulik des Brennstabbündels.	12
	<hr/> 94 Mio DM =====



Zeitplan
für Dampfbrüter - Bestrahlungsversuche

Für den Performance-Test der Stufe 4 bietet sich unter Verzicht auf einen schnellen Testreaktor die prinzipielle Möglichkeit, im Zentralkanal des BR2 ein Loop mit Dampfkühlung einzusetzen. Dieses kann ein Brennelement aus etwa 300 Stäben aufnehmen, von denen sich mindestens 30 in einem schnellen Fluss befinden, der dem eines dampfgekühlten schnellen Brutreaktors hinsichtlich seines Neutronenspektrums nahekommt. Eine physikalische und technische Grundstudie für ein entsprechendes Natrium-loop ist bereits erstellt worden (Sokrates-Loop). Für ein dampfgekühltes Loop gibt es bisher nur Konzeptüberlegungen. Von den belgischen Fachleuten wird zwar auf die technischen Probleme eines Loops mit etwa 5 MW Leistung hingewiesen, ihre Lösbarkeit jedoch sowohl für Natrium als auch für Dampfkühlung für möglich gehalten. Das Dampfloop könnte seine Betriebsreife in 5 - 6 Jahren erlangen, seine unter Stufe 4 aufgeführten Kosten werden wie folgt abgeschätzt:

	geschätzte Kosten (Mio DM)
1. Bau	37
2. Betrieb einschl. GfK- Betreuung (2 Jahre)	5
3. BR2-Grundkosten (2 Jahre)	5
4. Nachuntersuchung	5
5. Brennelementfabrikation für etwa 300 Stäbe	2
Uran und Pu, 20 \$ pro g Pu einschl. Wiederaufbereitung	<u>2</u>
	56 Mio DM =====

Nach erfolgreichem Abschluss dieses Performance-Tests sind die wesentlichen Voraussetzungen für einen Bauentschluss eines dampfgekühlten schnellen Prototypreaktors geschaffen. Für die aufgeführten 5 Stufen der Brennelemententwicklung ergeben sich auf der Preisbasis von 1970 geschätzte Gesamtkosten in Höhe von mindestens 94 Mio DM. Die für die Brennelemententwicklung bis zum Bauentschluss benötigte Zeit wird auf etwa 10 Jahre veranschlagt. Hieraus ergibt sich, dass die Brennelemententwicklung allein terminbestimmend ist und alle zusätzlich noch erforderlichen Arbeiten innerhalb dieses Zeitraumes abgeschlossen werden können.

Parallel und zusätzlich zur Brennelemententwicklung müssten im Rahmen des Basisprogrammes noch grundlegende Arbeiten zur Komponentenentwicklung, Stabilität und Sicherheit, Kreislaufkontamination und Physik durchgeführt werden. Hierfür werden gesamte Kosten in Höhe von 10 Mio DM geschätzt.

Von der Industrie wären ausser in-pile Arbeiten zur Brennelemententwicklung und über die bisherigen Untersuchungen⁺ hinaus noch folgende Arbeiten durchzuführen (Schätzungen der AEG):

	geschätzte Kosten (Mio DM)
Komponenten-Entwicklung	
Brennelement (out-of-pile-Untersuchungen, Herstellungsverfahren)	6,5
Verdampfer	4,0
Dampfgebläse	7,0
Notkühl- und Reinigungssystem	4,5
Zweites Abschaltssystem	5,0
Regelelementantrieb	5,0
Armaturen	2,0
Druckgefäß und Einbauten (Werkstoffuntersuchungen)	2,5
	36,5

⁺ Von der Industrie aus Bundesmitteln 32 Mio DM aufgewendet

	Übertrag	36,5
Kreislaufkontamination		3,0
Optimierung von Kern und Anlage		4,0
Erstellung eines Sicherheitsberichtes		3,5
Ergänzende Arbeiten zur Ausarbeitung eines Angebotes		5,0
		<hr/>
		52 Mio DM
		=====

Zusammengefasst ergeben sich bis zur Baureife und Ausarbeitung eines Angebotes für einen dampfgekühlten schnellen Prototypreaktor noch folgende geschätzte Aufwendungen:

Brennelemententwicklung	94 Mio DM
Grundlagenuntersuchungen bei GfK	10 Mio DM
Komponentenentwicklung und Angebotsausarbeitung durch die Industrie	52 Mio DM
	<hr/>
Gesamtaufwand:	156 Mio DM
	=====

Aufgrund dieser Bestandaufnahme und der Kostenschätzung für die erforderlichen Arbeiten bis zu einem Baubeschluss eines dampfgekühlten schnellen Prototypreaktors soll ein Vorschlag für das weitere Vorgehen gemacht werden. Da dieser Vorschlag eine gewisse Bewertung der Brütergesamtsituation voraussetzt, kommen die Autoren im Anschluss an die folgenden Feststellungen zu teilweise abweichenden Resultaten.

Feststellung 1: Die Entwicklung von schnellen Brutreaktoren wird in den führenden Industrieländern nach wie vor als wichtige Aufgabe zur langfristigen Sicherung der Energieversorgung angesehen.

Feststellung 2: Alle auf diesem Gebiet mit merklichem Aufwand arbeitenden Länder (USA, Sowjetunion, UK, Frankreich, BRD, Japan, Italien) befassen sich vornehmlich mit der Natriumlinie und haben erhebliche Summen in diese Entwicklung investiert. In den USA, UK, Frankreich sind Prototypen oder gleichwertige Testreaktoren im Bau, in der Sowjetunion darüber hinaus bereits ein Grosskraftwerk von 600 MWe. In der BRD und Japan befinden sich Versuchsreaktoren im Bau, in den USA, Frankreich, UK und der UdSSR im Betrieb.

Feststellung 3: Die bisherige Bau- und Betriebserfahrung reicht noch nicht aus, um mit letzter Sicherheit den Erfolg der Natriumlinie zu garantieren.

Feststellung 4: Das zwischenzeitlich stärker betonte Interesse an der Dampfkühlung hat im Ausland stark abgenommen. Von staatlicher Seite wird die Dampfentwicklung nicht mehr gefördert.

Feststellung 5: Die Gaskühlung hat in den letzten Jahren verstärktes Interesse gefunden, die staatliche Unterstützung dieser Variante ist jedoch auch im Ausland sehr gering.

Feststellung 6: Dampf- und Heliumbrüter bauen hinsichtlich der Core-Auslegung und insbesondere des Brennelementes auf den Arbeiten für den Natrium-Brüter auf, während sie sich bei der Komponentenentwicklung wesentlich auf andere Reaktorlinien (LWR bzw. HTR) abstützen.

Herr Engelmann zieht daraus den Schluss, dass die Natriumlinie eindeutig die grössten Chancen eines weltweiten Markterfolges hat und deshalb auch in der BRD die entsprechenden Arbeiten weiterhin vorrangig gefördert werden sollten. Da dieser Markterfolg jedoch noch nicht restlos sicher ist, verdienen die beiden anderen Varianten als back-up Lösungen weiterhin Beachtung bis die Lage hinreichend geklärt ist. Zu dieser Klärung werden vor allem der in den nächsten Jahren beginnende Betrieb der Prototypreaktoren PFR, Phenix und BN350 beitragen, darüber hinaus der Bau des FFTF, des BN600 und des SNR, sowie nicht zuletzt die 1973/74 zu erwartenden Angebote für die ersten Schnellbrüter der 1000 MWe-Klasse in England und Frankreich.

Es erscheint diesem Autor sinnvoll, folgendermassen vorzugehen: In den nächsten Jahren sollten im Rahmen des Brüter-Basisprogramms Schlüsselprobleme der beiden back-up Varianten Dampf und Helium parallel bearbeitet werden, während das Industrieprogramm voll auf Natrium ausgerichtet bleibt. Bei den Arbeiten zur Dampfkühlung handelt es sich hierbei im wesentlichen einmal um die in Kapitel I.4 beschriebenen noch laufenden Forschungsvorhaben, die 1972 bis 1974 abgeschlossen werden können. Darüber hinaus erscheint es wichtig, die Arbeiten zur Entwicklung des Druckausgleichsystems (out-of-pile-Test) durch einen nicht zu aufwendigen Bestrahlungsversuch mit wenigen Stäben im VKL zu ergänzen. Dieser Test würde in seiner Zielsetzung etwa der vorgesehenen Bestrahlung eines Kleinbündels von Gasbrüterbrennstäben im Helium-Loop des BR2 entsprechen und damit eine gute Grundlage für den Vergleich Helium-Dampf beim Brennelement bilden.

Die vorläufige Kostenschätzung für das Dampfloop im BR2 für den Brennelementbeweistest sollte durch eine Durchführbarkeitsstudie mit genauer Kostenschätzung und Sicherheitsanalyse untermauert werden.

Weiterhin sollten für Dampf- und Heliumbrüter (unter geeigneter Beteiligung der Industrie) vergleichbare Entwurfsstudien durchgeführt werden, um nach Möglichkeit die bei den einzelnen Reaktoren noch ungeklärten Fragen und Problempunkte herauszuarbeiten und auch von dieser Seite her eine Basis für eine ggf. später anstehende vergleichende Bewertung der Dampf- und Heliumbrüterlinie zu schaffen.

Diese F. u. E.-Arbeiten zur Dampfkühlung würden im Basisprogramm durchgeführt werden und in den nächsten 4 Jahren Mittel von etwa 5 Millionen pro Jahr erfordern. Parallel dazu sollten die entsprechenden Arbeiten für die Heliumkühlung mit etwa gleichem Mittelaufwand laufen. Nach der Durchführung dieser Arbeiten und mit den dann vorliegenden Erfahrungen von der Natriumlinie dürfte 1974/75 eine Entscheidung darüber möglich sein, ob eine der back-up Varianten Dampf oder Helium weiterverfolgt werden soll - d.h. z.B. ob für die Dampfbrüterlinie die oben beschriebenen, bis zu einem Baubeschluss für einen Prototyp erforderlichen Arbeiten in Angriff zu nehmen sind - oder ob alle Arbeiten für die back-up Varianten eingestellt werden können.

Herr Ritz geht von der Tatsache aus, dass der natriumgekühlte Brutreaktor eine etwa zwanzigjährige Entwicklung mit sehr hohem personellen und finanziellen Aufwand aufweist. Bis zur Erzielung industrieller Reife und der erhofften wirtschaftlichen Konkurrenzfähigkeit des natriumgekühlten schnellen Brütters mit den z.Z. marktbeherrschenden Leichtwasserreaktoren werden weitere zehn bis fünfzehn Jahre für notwendig erachtet unter Bereitstellung eines um ein Mehrfaches höheren als des bisher getätigten Entwicklungsaufwandes.

Kennzeichnend für die derzeitige Situation ist es, dass mehrere mit der Entwicklung von Brutreaktoren befasste Länder das Studium von Alternativlösungen zum natriumgekühlten schnellen Brüter mit steigendem Interesse aufgenommen haben. In Anbetracht dieser Tatsachen und der in diesem Bericht beschriebenen Ergebnisse zum dampfgekühlten

schnellen Brüter erscheint es unerlässlich, einen quantifizierten Vergleich von dampf-, helium- und natriumgekühlten schnellen Brütern aufgrund industrieller, durch ein angemessenes Forschungs- und Entwicklungsprogramm fundierter Entwürfe durchzuführen, bevor über Art und Umfang der künftigen Förderungsmaßnahmen auf dem Gebiet schneller Brutreaktoren entschieden wird.

Der Autor gelangt demzufolge zu der Empfehlung, dass für die Brutreaktoren mit gasförmigen Kühlmitteln, Dampf und Helium, Entwurfsstudien durchgeführt werden, die mit denen für natriumgekühlte Brutreaktoren vergleichbar sind. Er kann sich der Schlussfolgerung seines Co-Autors jedoch nicht anschliessen, "dass die Natriumlinie eindeutig die grössten Chancen eines weltweiten Markterfolges hat". Es erscheint diesem Autor sinnvoll, die auf dem Natriumgebiet während der nächsten Jahre im Ausland anfallenden Ergebnisse aufmerksam zu verfolgen und eigene Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zur Klärung der noch offen stehenden Fragen fortzuführen. Die Arbeiten an Brütersystemen mit gasförmigen Kühlmedien, insbesondere mit Dampfkühlung, sollten jedoch künftig als echte Alternativen betrieben werden unter Bereitstellung der aufgeführten, bis zur Baureife und Ausarbeitung eines Angebotes für einen dampfgekühlten schnellen Prototypreaktor geschätzten, verhältnismässig geringen Aufwendungen. Dieses Vorgehen eröffnet die Möglichkeit, frühzeitig und mit einem verhältnismässig geringen Aufwand zu einem wirtschaftlicheren Brutreaktor zu gelangen.

II. Dokumentation der Einzelergebnisse

	<u>Seite</u>
1. Entwurfsstudien	II - 2
2. Komponentenentwicklung	II - 24
3. Brennstab- und Hüllmaterial- entwicklung	II - 56
4. Physik	II - 92
5. Sicherheit und Dynamik	II - 116
6. Systemkontamination	II - 147
7. Fortgeschrittene Brennstab- Konzepte	II - 160

1. Entwurfsstudien:

(Zusammengestellt von R.A. Müller (IRE),
F. Erbacher (IRB))

	<u>Seite</u>
1.1 Referenzentwurf D1	II - 3
1.2 D1-Systemanalyse	II - 7
1.3 Arbeiten am Prototyp-Entwurf	II - 8
1.4 ENEA-Vergleichsstudie	II - 9
1.5 Fortgeschrittene Konzepte	II - 11
1.6 Zusammenfassung und Schluss- folgerung	II - 11
Literatur	II - 13
Tabellen und Abbildungen	II - 17

1. Entwurfsstudien:

Für dampfgekühlte schnelle Brutreaktoren bieten sich unterschiedliche Systeme und Schaltungen an. So gibt es für die wichtigsten Parameter und Gestaltungsmerkmale z.B. die folgenden Möglichkeiten:

Kühlmittel: H_2O , H_2O/D_2O -Gemisch, D_2O

Kühlmitteldruck: niedrig (70-120 at), mittel (150-200 at),
hoch (über 250 at)

Kühlkreisschaltung: Durchlaufsystem, Löfflersystem

Gesamtschaltung: offener bzw. direkter Kreis,
Zweikreissystem

Diese Varianten lassen sich, abgesehen von wenigen Ausnahmen, beliebig miteinander kombinieren, so daß zahlreiche voneinander abweichende Konzepte denkbar sind.

1.1 Referenzentwurf D1

Für die Auswahl der Parameter und die Gestaltung des ersten Referenzentwurfs für eine elektrische Nettoleistung von 1000 MW wurden einige übergeordnete Richtlinien aufgestellt. Danach sollte dieser Entwurf vor allem als Grundlage für die erste, detaillierte Systemanalyse eines dampfgekühlten schnellen Reaktors geeignet sein und eine Ausgangsbasis für weitere, evtl. einem anderen Konzept folgende Entwürfe bieten. Die geplante Anlage sollte deshalb ermöglichen, alle für diesen Reaktortyp charakteristischen Betriebs-, Fertigungs- und Sicherheitsfragen zu studieren und eine in sich geschlossene, akzeptable

Sicherheitsphilosophie aufzustellen. Um die spätere grosstechnische Realisierung zu erleichtern, war ausserdem ein Entwurf anzustreben, der eine Evolution der bei Druck- und Siedewasserreaktoren bewährten Technik darstellt und der im übrigen weitgehend von den aus dem modernen konventionellen Kraftwerksbau verfügbaren Komponenten Gebrauch macht. Neuartige Bauelemente sollten nur dann verwendet werden, wenn sie wenigstens im halbtechnischen Massstab bereits erfolgreich erprobt worden sind.

Die nach diesen Gesichtspunkten geplante D1-Anlage ist zusammenfassend in [1] und ausführlich in [2] beschrieben. Eine weiterentwickelte Version bringt [3], hier ist insbesondere auch erläutert, welche Gesichtspunkte im einzelnen für die Auswahl des Konzeptes, die Schaltung, die Hauptdaten, die Bauweise des Systems und das Bauprinzip des Reaktors und der Anlage massgebend waren.

Ein vereinfachtes Fliess-Schema und das Prinzip des Sicherheitseinschlusses der D1-Anlage zeigt die beige-fügte Abb. 1, die Hauptdaten sind in Tab. 1 zusammengestellt. An dem Reaktor sind 6 mit Einspritz-Dampferzeugern ausgerüstete Löfflerkreisläufe und 2 kleinere Nebenkühlkreise mit Oberflächen-Dampferzeugern und zusätzlichen konventionellen Löfflerverdampfern angeschlossen. Der Heissdampf wird über 2 Dampfleitungen den beiden Turbo-Generatoren mit 170 ata und 540 °C zugeführt. Nach Entspannung in den Hochdruckstufen der Turbinen und entsprechender Abkühlung wird dieser Dampf in Oberflächen-Zwischenüberhitzern erneut überhitzt. Die Zwischenüberhitzer sind Teile der Löfflerkreise. Mit diesem System wird ein Nettowirkungsgrad von 39,7 % erreicht, d.h. aus einer Reaktorleistung von 2517 MW_{th} werden 1000 MW_e erzeugt.

Der Kùhldampf wird dem Reaktordruckbehälter mit 182 ata und geringer Überhitzung zugeführt. Er durchströmt zunächst den radialen Brutmantel und eine relativ grosse Eintrittssammelkammer, bevor er von oben in die Spaltstoffzone des Reaktorkernes eintritt. Die Eintrittssammelkammer wird durch die Bereiche des Innenraumes des Druckbehälters gebildet, die nicht vom Reaktorkern selbst, der Dampfableitung, den inneren Schilden und von einigen weiteren Strukturteilen ausgefüllt sind. Der überhitzte Dampf verlässt die Spaltstoffzone des Reaktorkernes mit 540 °C. Er wird senkrecht nach unten abgeführt und bei Austritt aus dem Reaktordruckbehälter in 3 verschiedene Ströme aufgeteilt: etwa 30 % strömen zu den beiden Hauptturbinen, etwa 60 % werden den 6 Löffler-Kreisläufen und etwa 10 % den 2 geschlossenen Nebenkühlkreisen zugeführt.

Die beiden Nebenkühlkreise sind während des Reaktorbetriebes ständig in Funktion. Ihre Oberflächen-Dampferzeuger versorgen die Antriebsturbinen der Umwälzgebläse der Haupt- und Nebenkühlkreise mit nicht-radioaktivem Dampf. Auf diese Weise steht, gegebenenfalls unter Zuhilfenahme von Bypassventilen, eine ständige Wärmesenke für die Abfuhr der Nachzerfallswärme zur Verfügung. Für weitere Notkühlmassnahmen, z.B. bei einem Verlust des Kühlmitteldruckes oder einer Verminderung des Kühlmitteldurchsatzes, ist ein Wassereinsprühsystem vorhanden, mit dem der Kùhldampf befeuchtet werden kann, so dass sich seine Kühlwirkung und damit die Kühlleistung der Nebenkühlkreise erheblich erhöht. Ausserdem kann der Reaktordruckbehälter bei Bedarf mit dem in den beiden konventionellen Löfflerverdampfern enthaltenen Wasser schnell geflutet werden. Um dies in einfachster Weise zu ermöglichen, sind diese höher als der Reaktordruckbehälter angeordnet.

Während des Betriebes wirken die beiden Löfflerverdampfer, ebenso wie die Wasservolumen in den 6 Einspritz-Dampferzeugern der Haupt-Löfflerkreise als Ruths-Speicher. Dies ist bei Leistungsänderungen der Anlage vorteilhaft und stellt eine Sicherheitsreserve bei Ausfall von einzelnen Komponenten und bei auftretenden Leckagen dar.

Der Reaktorkern ist von einem schweren Stahl-Neutronen- und Gammashild umgeben und in einem dickwandigen Stahl-Druckbehälter eingeschlossen. Diese Anordnung kann nennenswerte Energiebeträge im Falle eines Bethe-Tait-Unfalles absorbieren. Darüber hinaus ist der gesamte Reaktor in einer armierten Betonzelle angeordnet, deren oberer Bereich mit Wasser gefüllt ist und die oben zusätzlich von einer schweren, verfahrbaren Beschickungsbrücke überdeckt ist.

Alle Kühlmittelleitungen und die beiden Nebenkühlkreise sind in einer geschlossenen, von Betonwänden gebildeten Druckkammer angeordnet. Ein entstehender Überdruck in diesem Raum wird in die Wasserfüllung über dem Reaktordruckbehälter abgeleitet (Druckunterdrückungssystem). Ein druckfester Stahl-Schutzbehälter umschließt das gesamte System. Dieser Schutzbehälter wird seinerseits, zusammen mit den 6 Löffler-Kreisen und den beiden Hauptturbo-Generatoren, von einer gasdichten Hülle umschlossen. In weiten Bereichen wird diese Hülle von den Wänden des Maschinenhauses bzw. des Dampferzeugerhauses gebildet. Durch ein Belüftungssystem, welches die abgesaugte Luft über Filter und einen Abluftkamin nach aussen abgibt, wird in dieser äusseren Hülle ständig ein geringer Unterdruck aufrecht erhalten. Alle Durchführungen in der druckfesten Stahlhülle sind mit schnellschliessenden Absperrarmaturen ausgerüstet. In die Primärkühlmittelleitungen

sind ausserdem unmittelbar am Reaktordruckbehälter schnellsschliessende Rückschlag- bzw. Überlastklappen eingebaut.

Eine erste sicherheitstechnische Beurteilung dieses Anlagenkonzeptes für die Bedingungen eines schweren Reaktorunfalles wurde unter Verwendung des von Blässer und Wirtz empfohlenen "Gefährdungsbegriffes" in [4] durchgeführt. Über die durchgeführten detaillierteren sicherheitstechnischen Untersuchungen wird in Kapitel 5 dieses Anhanges berichtet.

1.2 D1-Systemanalyse

Die angewandten Methoden und die Ergebnisse der auf der Grundlage des D1-Referenzentwurfes ausgeführten Systemanalyse werden in [5] erläutert. Die in diesem Rahmen durchgeführte thermodynamische und physikalische Parameterstudie erstreckte sich auf insgesamt 21 verschiedene Reaktorauslegungen. Dabei wurden bei unveränderter Hüllrohrtemperatur der Systemdruck zwischen 120 und 170 ata, die Kühlmitteltemperatur am Reaktoraustritt zwischen 480 und 560 °C und die max. Stableistung zwischen 370 und 420 W/cm variiert. Für diese Varianten wurden der Einfluss auf den Brennstoffeinsatz, die Brutrate, die spez. Reaktorleistung, die konstruktive Gestaltung der Reaktoranlage und auf den Anlagenwirkungsgrad untersucht und die Anlagekosten, die Brennstoffzykluskosten und die Energieerzeugungskosten berechnet.

Die wesentlichen Ergebnisse der Systemanalyse sind: das Maximum des Nettowirkungsgrades hängt stark vom Systemdruck und der Reaktoraustrittstemperatur ab. Mit steigender linearer Stableistung nimmt der Nettowirkungsgrad ab. Die Spaltstoffbelastung ist nahezu

unabhängig vom Systemdruck und von der Reaktoraustrittstemperatur. Die Brennstoffzykluskosten zeigen ein vom Systemdruck und von der Reaktoraustrittstemperatur abhängiges Minimum. Bei 500 °C Reaktoraustrittstemperatur liegt es im Druckbereich von 150 bis 160 ata, gemessen am Reaktoraustritt. Auch die direkten Anlagekosten zeigen ein vom Systemdruck und von der Reaktoraustrittstemperatur abhängiges Minimum. Bei 500 °C liegt es ebenfalls im Druckbereich von 150 bis 160 ata, gemessen am Reaktoraustritt. Daher sind auch die Stromerzeugungskosten deutlich druck- und temperaturabhängig und haben Minima ab 150 ata am Reaktoraustritt. Mit steigender Reaktoraustrittstemperatur verschieben sich die Minima der Stromerzeugungskosten zu höheren Systemdrücken und werden im Betrag kleiner. Grenzschichtrippen auf der Oberfläche der Brennstoffstäbe bringen eine sehr wesentliche Steigerung des Nettowirkungsgrades von mindestens 2 Punkten mit sich. Gleichzeitig werden die Reaktorkerne aber stark abgeflacht, was sich nachteilig auf die Brutrate und auf den Durchmesser des Reaktordruckbehälters auswirkt. In Tab. 2 sind die wichtigsten Ergebnisse der D1-Systemanalyse zusammengestellt. Bei diesen Zahlen kommt ihrer absoluten Höhe weniger Gewicht zu als ihrer relativen Änderung bei Variation der Parameter.

1.3 Arbeiten an einem Prototyp-Entwurf

Aufbauend auf den mit dem D1-Referenzentwurf und der D1-Systemanalyse gewonnenen Erkenntnissen sowie unter Verwertung der in der Zwischenzeit bei der Industrie (AEG) erarbeiteten Unterlagen wurde gemeinsam mit einem Industriekonsortium (AEG-GHH-MAN) mit der Ausarbeitung eines Prototyp-Entwurfes D2 begonnen.

Hierfür wurde die einer Prototypanlage entsprechende Leistung von 300 MW_e gewählt und eine teilintegrierte Bauweise des Kühlsystems mit 4 Kühlkreisen in Betracht gezogen. Bei dieser Ausführung sind der Zwischenüberhitzer und der Löffler-Dampferzeuger jedes Kreislaufes in einem gemeinsamen Komponenten-Druckbehälter angeordnet, an dem das dazugehörige dampfbetriebene Umwälzgebläse aufgef lanscht ist. Die 4 Komponenten-Druckbehälter sind ihrerseits über kurze gerade Koaxialleitungen starr an den Reaktordruckbehälter angeschlossen. Bei diesem System stellt somit nur der Reaktordruckbehälter einen Fixpunkt dar, die Komponentenbehälter sind verschiebbar aufgelagert und werden bei Erwärmung des Systems von den Koaxialleitungen in horizontaler Richtung radial nach aussen verschoben.

Nach kurzer Anlaufzeit wurden die Arbeiten an diesem D2-Referenzentwurf eingestellt. Die Industrie führte diese Arbeiten in eigener Verantwortlichkeit bis zu einem gewissen Abschluss weiter. Hierüber wird unter Kapitel 2 im Hauptteil dieses Berichtes näheres gesagt.

1.4 ENEA-Dampfstudie

Im Rahmen der ENEA (European Nuclear Energy Agency) wurden 1968 Studien zur Dampf- und Gaskühlung schneller Brutreaktoren ausgearbeitet, um eine technische und ökonomische Wertung dieser Systeme im Vergleich zur Natriumkühlung zu ermöglichen [26]. Bei dieser internationalen Studie, an der Spezialisten von 11 verschiedenen Organisationen aus 7 Ländern mitwirkten, übernahm die GfK die Federführung für die Erarbeitung des zusammenfassenden Berichtes über dampfgekühlte schnelle Reaktoren. Die Detailarbeiten auf den einzelnen Fachgebieten wurden von 7 Arbeitsgruppen ausgeführt. Spezialisten der GfK wirkten in allen Gruppen mit, für die Gruppen: "Entwurf und Kapitalkosten", "Sicherheit und Dynamik" sowie "Wirtschaftlichkeit" lag die Federführung ebenfalls bei der GfK.

Arbeitsunterlagen für die Vergleichsstudie waren die bei A.B. Atomenergie (Schweden), bei AEG (Deutschland), bei Belgonucléaire (Belgien), bei der GfK (Deutschland) und der U.K.A.E.A. (England) geleisteten Vorarbeiten, über die den Arbeitsgruppen die erforderlichen Berichte zugänglich gemacht wurden. Nach eingehenden Vergleichen der vorgelegten Arbeiten gelang es, einen gemeinsamen Referenzentwurf zu konzipieren, der der weiteren Bewertung, insbesondere im Hinblick auf die Sicherheit und die Wirtschaftlichkeit, zugrunde gelegt werden konnte. Für diesen Entwurf wurde eine Leistung von 1000 MW_e , H_2O als Kühlmittel, ein Dampfdruck von 150 ata und eine vollintegrierte Bauweise mit Stahl-Druckbehälter gewählt. Eine derartige Ausführung wurde durch die Verwendung von kompaktbauenden Einspritz- bzw. Zyklon-Dampferzeugern und den Wegfall der Zwischenüberhitzung ermöglicht.

Der Core-Auslegung wurde ein verhältnismässig niedriger Kühlmittelanteil von 28,2 % und ein technischer Entwurf ("Modular-Core") zugrunde gelegt, der nur einen geringen Anteil an Strukturmaterial erfordert (ca. 20 %). Diese Auslegung erbrachte verhältnismässig hohe Brutraten und recht günstige ökonomische Daten. In Anbetracht des in der Zwischenzeit neu aufgetretenen Problems des Strukturmaterialschwellens sind diese Daten, ebenso wie die entsprechenden Werte der D1-Studie, heute allerdings nicht mehr gültig. Technische Entwürfe für dampfgekühlte Reaktorkerne, die das Strukturmaterialschwellen berücksichtigen, sind bisher noch nicht ausgeführt worden.

Die im Rahmen der ENEA-Vergleichsstudie erarbeiteten Ergebnisse über dampfgekühlte schnelle Reaktoren und der ausgewählte Referenzentwurf sind in [6] beschrieben.

1.5 Fortgeschrittene Konzepte

Zur Ausarbeitung eines fortgeschrittenen Konzept-Entwurfs wurde zunächst untersucht, inwieweit die Sicherheit und Dynamik eines dampfgekühlten schnellen Brutreaktors durch seine technische Auslegung beeinflusst wird. Daraus wurden Entwurfs-Kriterien erarbeitet und gezeigt, dass ein kompakter Kreislauf, der in einem gemeinsamen Druckbehälter integriert angeordnet ist, die Voraussetzung für inhärente Stabilität und Unfallsicherheit weitgehend erfüllt [7].

Im Rahmen einer Parameterstudie wurde anschliessend der Einfluss der einzelnen Komponenten auf die Unfallsicherheit, die Stabilität sowie das Betriebsverhalten der Reaktoranlage untersucht. Hierbei wurde die Auswirkung verschiedener Störfälle ermittelt. Es ergaben sich Hinweise und Grenzen, die beim Entwurf und der Anordnung der einzelnen Komponenten zu beachten sind. Als Basis für einen detaillierten Entwurf wurde ein Konzept erarbeitet, welches durch eine integrierte Anordnung des gesamten Kühlkreislaufes in einem Spannbeton-Druckbehälter gekennzeichnet ist [8].

Die Anwendung von D_2O als Kühlmittel ermöglicht eine Verbesserung der Brutrate um etwa 0,15 und insbesondere in Verbindung mit einer erhöhten Stabileistung eine erhebliche Verkürzung der Verdopplungszeit. Dabei werden etwa gleiche Stromerzeugungskosten erwartet wie bei H_2O -Kühlung. Die technische Ausführung sowie die Besonderheiten eines D_2O -dampfgekühlten schnellen Brutreaktors müssten im Rahmen einer Entwurfsstudie näher untersucht werden.

1.6 Zusammenfassung und Schlussfolgerung

Dampfgekühlte schnelle Brutreaktoranlagen (ausschliesslich Reaktorkern) können unter Verwendung der heute verfügbaren Technologie mit einem vergleichsweise geringen Aufwand für die Komponentenentwicklung gebaut werden.

Durch zusätzliche technische Entwicklungen (kompakte Dampferzeuger und Gebläse, Spannbetonbehälter, vollintegrierte Bauweise usw.) lassen sich die Anlagensicherheit und die Wirtschaftlichkeit weiter verbessern.

Die Kühlung eines Reaktorkernes hoher Leistungsdichte mit Dampf ist unter Einhaltung der infrage kommenden Temperaturgrenzen möglich. Der Druckabfall, d.h. die Gebläseleistung kann dabei ausreichend niedrig gehalten werden, so dass sich bei den zur Diskussion stehenden Dampftemperaturen und Dampfdrücken ein guter Nettowirkungsgrad der Anlage ergibt.

Das Verhalten der Brennstoffstäbe in einem enggepackten Stabbündel unter den in einem dampfgekühlten schnellen Brutreaktor herrschenden Betriebsbedingungen ist noch nicht ausreichend untersucht. Es wird durch die Überlagerung folgender Einflüsse bestimmt: das Kriechbeulen des Hüllrohres unter hohem Aussendruck, die Stützkräfte und das Schwellen des Brennstoffes bei sehr hohem Abbrand, die Hüllrohrversprödung und das Schwellen des Hüllrohres bei sehr hoher Strahlenbelastung und hohen schnellen Neutronenflüssen, die Korrosion der Hüllrohroberfläche sowie die chemische Reaktion zwischen Brennstoff und Hüllrohrinnenseite. Diese Fragestellungen werden sich nur durch umfangreiche in-pile-Tests unter möglichst realistischen Betriebsbedingungen beantworten lassen. Durch sie können der technische Aufbau und die Auslegung der Reaktorkerne noch merklich beeinflusst werden, so dass eine spätere Korrektur der in den Entwurfsstudien genannten Werte nicht auszuschliessen ist.

Literatur

- [1] R.A. Müller, F. Hofmann, E. Kiefhaber, D. Smidt:
Design and evaluation of a steam cooled
fast breeder reactor of 1000 MW_e.
Paper of London conference 1966
- [2] A. Müller, K. Benndorf, H. Böhm, G. Bönisch, B. Eggers,
M. Fischer, W. Frisch D. Gupta, W. Häfele, F. Hofmann,
P. Keiper, E. Kiefhaber, W. Lang, S. Leistikow,
R. Moeller, K. Rottler, G. Schmidt, H. Schnauder,
K. Schramm, J. Seetzen, D. Smidt, H. Spilker:
Referenzstudie für den 1000 MW_e dampfgekühlten
schnellen Brutreaktor (D1)
KFK 392, August 1966
- [3] R.A. Müller:
Konzeptstudie eines 1000 MW_e-Kernkraftwerkes
mit einem dampfgekühlten, schnellen Brutreaktor
KFK-Ext.-Bericht 8/70-6 (1970)
- [4] R.A. Müller:
Die in einem dampfgekühlten, schnellen Brutreaktor
enthaltene Gefährdung und die bei einem schweren Un-
fall in der Umgebung auftretenden Dosiswerte
KFK-Ext.-Bericht 8/70-5 (1970)
- [5] W. Frisch, F. Hofmann, E. Kiefhaber, H. Moers,
K. Schramm, D. Smidt, H. Spilker:
Systems Analysis of a Steam-Cooled Reactor of 1000 MW_e
KFK 636, SM 101/10, EUR 3680e, Oktober 1967
IAEA-Symposium of fast reactor physics and
related safety Problems, October 30 - Nov. 3, 1967
Kernforschungszentrum Karlsruhe, SM 101/10
- [6] ENEA-Workung team an fast reactor evaluation
An assessment study of steam cooled fast reactors
for civil power generation,
E.N.E.A. Specialist group,
Kernforschungszentrum Karlsruhe, September 25, 1968
(unveröffentlicht)

- [7] F. Erbacher, W. Frisch, W. Hübschmann,
L. Ritz, G. Woite:
The Safety of Steam-Cooled Fast Reactors as
Influenced by the Design an Arrangement of
their Components
KFK 655, Oktober 1967
- [8] F. Erbacher, W. Frisch, W. Hübschmann, S. Malang,
L. Ritz, G. Woite:
Parameterstudie des dynamischen Verhaltens und
der Stabilität eines dampfgekühlten schnellen
Reaktors mit integriertem Kühlkreislauf
Atomkernenergie 13. Jg. Nr. 2. Febr. 68. S. 85/94
- [9] W. Frisch, F. Heller, W. Hübschmann, S. Malang,
A. Müller, W. Schikarski, D. Smidt, G. Woite:
Safety Aspects of Steam Cooled Fast Breeder Reactors
KFK 613, Juni 67
Conf. Aix en Provence sur la Surete des Reacteurs
a Neutrons Rapides 19. - 22.9.67
- [10] M. Fischer, J. Seetzen, P. Jansen, D. Faude:
Untersuchungen der technischen und ökonomischen
Situation dampfgekühlter schneller Brutreaktoren
KFK 918, Januar 1969
- [11] M. Fischer:
Zu den Brennelementproblemen beim dampfgekühlten
schnellen Brüter
Atomwirtschaft 14. Jg. Nr. 4. April 69. S. 203/06
- [12] K. Doetschmann:
Kühlmittelquervermischung und deren Auswirkung
auf die Heisskanaltemperaturen in dampfgekühlten
schnellen Brutreaktoren
KFK 848, EUR 4151 D., Jan. 69

- [13] W. Frisch:
Stabilitätsproblem bei dampfgekühlten schnellen
Brutreaktoren
KFK 759, EUR 3730 D, April 68
- [14] K. Hornyik:
Bruch einer Frischdampfleitung am Eintritts-
plenum (D1)
IRE-Notiz, 1967 (unveröffentlicht)
- [15] K. Hornyik:
Models, methods and digital computer programs
for analyses in reactor dynamics with emphasis
on fast breeder reactors and compressible single-
phase coolants,
KFK 799, EUR 3964 D, Dez. 1968
- [16] K. Doetschmann:
Drei Fortran-Programme zur Bestimmung der Heiss-
kanal-Temperaturen in dampf- und gasgekühlten
Reaktorkernen unter Berücksichtigung der Kühl-
mittel-Quervermischung
KFK 815, EUR 3973 D, Dez. 68
- [17] K. Doetschmann, F. Hofmann, D. Kirsch:
Prawda, ein Fortran-Programm zur wärmetechnischen
Auslegung dampf- und gasgekühlter Reaktoren
KFK 725, EUR 3974 D., August 68.
- [18] W. Frisch, G. Woite:
Analogrechnermodell für dampfgekühlte schnelle
Reaktoren mit Direktkreislauf
KFK 657, EUR 3693 D, Dezember 67

- [19] W. Frisch, E. Schoenfeld:
Rechenprogramme für Dynamik und Stabilität
eines schnellen Leistungsreaktors
KFK 465, Juni 66
- [20] H. Spilker, H. Schnauder:
Rechenprogramme zur Bestimmung der Stoffwerte
und der thermodyn. Zustandsgrößen von Wasser
und Wasserdampf
KFK-Ext.-Ber. Nr. 8/66-1, Sept. 66
- [21] H. Spilker:
Ein Fortran-Programm zur Berechnung des thermo-
dynamischen Kreisprozesses und des Kühlkreis-
laufes dampfgekühlter Kernreaktoren
KFK 716, EUR 3727D, Dez. 67
- [22] H. Schnauder:
Rechenprogramm zur Auslegung von dampfbe-
heizten Dampferzeugern
KFK-Ext.-Ber. Nr. 8/66-4, Dez. 66
- [23] B. Eggers:
Detailstudie über Stahlhochdruckbehälter
für schnelle Brutreaktoren
KFK-Ext.-Ber. Nr. 8/66-10
- [24] H. Shimamune:
Temperature distribution and thermal stability
in asymmetrical triangular rod-clusters
KFK 724, April 1969
- [25] F. Erbacher, U. Harten:
THEDYBER - ein Programm zur thermodynamischen
Berechnung von Kreisläufen für dampfgekühlte
Kernreaktoren, theoretische Grundlagen und
Programmbeschreibung
KFK 824, August 1968

- [26] D. Smidt, G. Schuster (Bonn):
Die ENEA-Studie über den Vergleich verschiedener
Kühlmittel für schnelle Brutreaktoren
Atomwirtschaft 14, August 1969, S. 410
- [27] K. Benndorf:
Ein FORTRAN-Programm zur Berechnung der Abmessungen
und der Zusammensetzung eines Zwei-Zonen-Cores
KFK-Ext.-Ber. Nr. 8/67-9
- [28] K. Benndorf:
Auslegung des Systems Brennstoffstabbündel und Hexa-
gonalrohr beim Prototyp D2
D2-Notiz (unveröffentlicht)
- [29] K. Kleefeldt:
Entwurf eines BE für D2
IRE-3 Notiz, 1968 (unveröffentlicht)
- [30] K. Kleefeldt, W. Lang:
Experimentelle Bestimmung der Spannungskonzentration
am Rippercanning
KFK-Ext.-Ber. Nr. 8/67-1
- [31] K. Rehme:
Ergebnisse und Analyse von Druckverlustuntersuchungen
an Spiraldrahtstabbündel
D2-Notiz (unveröffentlicht)
- [32] D. Kirsch:
Zum Einfluss von Mikroquerrippen auf Druckverlust und
Wärmeübertragung bei völlig aufgerautem Kühlkanal-
und festgehaltener Kanalgeometrie
DSA-Notiz, 1967 (unveröffentlicht)
- [33] K. Doetschmann:
Maximale Hüllrohr- und Brennstoff-Temperaturen im
D1-Core bei einer maximalen Stableistung von 496
und 660 W/cm
DSA-Notiz, 1960 (unveröffentlicht)

- [34] F. Hofmann:
Einfluss von Brennstabdurchmesser und Kühlmittel-
anteil
DSA-Notiz, 1968 (unveröffentlicht)
- [35] H. Moers:
Brennstoffkostenrechnung für aufgerauhte Cores mit
grossem Kühlmittelanteil
DSA-Notiz, 1967 (unveröffentlicht)
- [36] F. Hofmann:
Core-Auswahl zur Systemanalyse D1
DSA-Notiz, 1967 (unveröffentlicht)
- [37] F. Hofmann, H. Moers:
Ergebnisse der bisherigen Parametervariation und
Kostenrechnung zur Dampf-Systemanalyse
DSA-Notiz, 1967 (unveröffentlicht)
- [38] F. Hofmann:
Fünfter Zwischenbericht - Variation des Systemdruckes
Einfluss von Turbulenz-Promotoren
DSA-Notiz, 1967 (unveröffentlicht)
- [39] F. Hofmann:
Kostenrechnung zu 1000 MWe dampfgekühlten schnellen
Reaktoren unter Berücksichtigung verschiedener
Hüllmaterialien sowie alter und neuer Pu-Werte.
DSA-Notiz, 1968 (unveröffentlicht)
- [40] F. Hofmann:
Ergebnisse der Kostenrechnung für Cores mit künst-
lichen Oberflächenrauigkeiten entsprechend der
Systemanalyse D1
DSA-Notiz, 1968 (unveröffentlicht)

- [41] M. Fischer:
Änderungen bei der wärmetechnischen Auslegung des
D2-Kernes gegenüber D1-Studie und D1-Systemanalyse
D2-Notiz (unveröffentlicht)
- [42] Wolany:
Die Auswirkungen von positiven Reaktivitätsstörungen
auf die Brennstoff-Hüllmaterial- und Kühlmitteltem-
peraturen des D1-Brutreaktors im Leistungsbereich
DSA-Notiz, 1967 (unveröffentlicht)

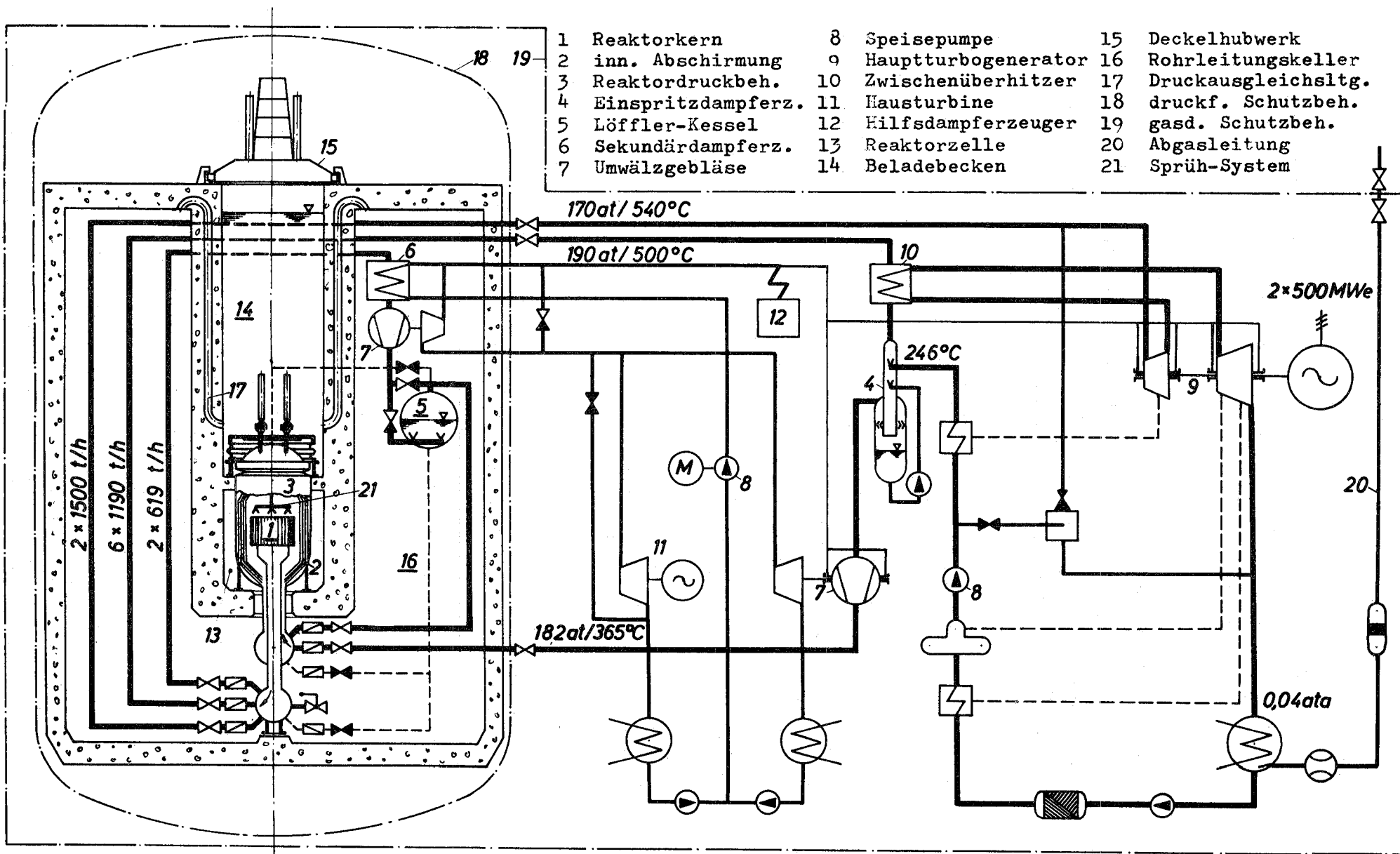


Abb. 1 Vereinfachtes Fließschema und Sicherheitseinschluß

Tabelle 1 Hauptparameter der Referenzstudie D1

Gesamtleistung	2517 MW thermisch
Ausstoß Nettoleistung	1000 MW elektrisch
Gesamtwirkungsgrad	39,7 %
Kühlmittel	H ₂ O Dampf
Kühlmitteldruck	170 kp/cm ²
Eintrittstemperatur	365 °C
Austrittstemperatur	540 °C
Corehöhe H	151 cm
Coredurchmesser D	263 cm
H/D-Verhältnis	0,575
Anzahl der Corezonen	2
Brennstabaußendurchmesser	7 mm
Abstand im hexagonalen Gitter	8,15 mm
Brennstoffanteil im Core	46,5 %
Kühlmittelanteil im Core	31,6 %
Anteil des Strukturmaterials im Core	21,9 %
Dicke des Brutmantels	38 cm
Maximale Stableistung unter Berücksichtigung des heißen Kanals	415 W/cm
Maximale Oberflächentemperatur unter Berücksichtigung des hot spot	747 °C
Mittlere Leistungsdichte	292 kW/Liter
Plutoniumzusammensetzung	74 % Pu 239
	22,7 % Pu 240
	2,3 % Pu 241
	1 % Pu 242

II - 22

Maximaler Abbrand (axialer Durchschnitt)	55.000/100.000 MWd/t U+Pu
Mittlere Leistung/ max. Leistung = rad · ax	0,63 / 0,62
Mittlere spezifische Leistung	0,73 / 0,71 MW/kg Pu 239+241
Brennstoffbeschickung (Pu 239+241)	3274/3372 kg Pu
Anreicherung	
innere Zone	10,1 / 10,6 ‰
äußere Zone	12,4 / 13,0 ‰
Inneres Brutverhältnis	0,95 / 0,91
Gesamtbrutverhältnis	1,15 / 1,11
Dopplerkoeffizient [900 °C]	- 1,75 · 10 ⁻⁵ / -1,6 · 10 ⁻⁵ °C ⁻¹
Dampfdichtekoeffizient	- 0,27 · 10 ⁻³ / -0,38 · 10 ⁻³ (kg/m ³)
	-1
Reaktivitätswert infolge Gesamtverlust an H ₂ O	3,6 · 10 ⁻² / 4,9 · 10 ⁻²

Tabelle 2

Zahlenwerte der Systemanalyse (Glatte Wärmeübertragungsflächen)

<u>Veränderliche Parameter</u>													
Systemdruck	[ata]	120	120	120	120	150	150	150	150	170	170	170	170
Max.nom.Stabnennleist.	[W/cm]	370	420	370	420	370	420	370	420	370	420	370	420
Coreaustrittstemp.	[°C]	540	540	500	500	540	540	500	500	540	540	500	500
<u>Thermodynamische + nukleare Ergebnisse</u>													
Coredurchmesser	[cm]	263	249	318	296	248	232	306	286	245	228	309	286
Corehöhe	[cm]	144	146	92	96	148	152	92	94	148	152	88	92
Nettowirkungsgrad	[%]	36.5	35.2	36.4	35.6	39.7	39.2	39.3	38.9	40.6	40.3	39.9	39.8
Coredruckabfall	[at]	10.5	14.4	4.5	6.7	8.4	11.6	3.4	4.6	7.2	9.8	2.5	3.5
Kühlmitteldurchsatz	[t/s]	4.01	4.17	4.68	4.81	3.54	3.61	4.23	4.28	3.38	3.44	4.06	4.09
Gesamtbrutrate		1.194	1.198	1.166	1.173	1.166	1.173	1.131	1.141	1.142	1.15	1.103	1.11
Spaltstoffmasse	[kg]	3236	2964	3226	2921	2996	2711	3029	2705	2945	2640	3030	2701
Brutstoffmasse	[t]	25.7	23.4	23.8	21.6	23.5	21.1	22.0	19.7	23.1	20.5	21.6	19.4
Leistungsdichte	[MW(th)/kg]	0.80	0.91	0.81	0.91	0.80	0.89	0.80	0.90	0.79	0.89	0.79	0.88
<u>Kosten</u>													
Direkte Anlagekosten	[10 ⁶ DM]	379.2	383.4	370.1	372.5	369.9	373.3	360.8	361.7	369.2	370.4	363.1	362.3
Brennstoffzykluskost.	[Dpf/kWh]	0.526	0.515	0.578	0.554	0.496	0.474	0.552	0.525	0.493	0.469	0.56	0.531
Energieerzeugungskosten	[Dpf/kWh]	1.7	1.7	1.72	1.71	1.64	1.63	1.67	1.65	1.63	1.61	1.68	1.65
Verdopplungszeit	[a]	42.5	37	52	43.5	51	43.5	71	57	60.5	51	103	81.5
<u>Stabilität</u>													
Leistungskoeffizient	[β]	- 1.59	- 1.71	- 1.61	- 1.70	- 1.56	- 1.77	- 1.75	- 1.87	- 1.64	- 1.81	- 1.98	- 2.08
Abstand von der Stabilitätsgrenze		0.414	0.385	0.371	0.354	0.461	0.404	0.366	0.345	0.461	0.418	0.314	0.307

2. Komponentenentwicklung:

(Zusammengestellt von F. Erbacher (IRB), H. Hoffmann (IRB))

	<u>Seite</u>
2.1 Brennelement	II - 25
2.1.1 Druckverlust	II - 26
2.1.2 Wärmeübergang	II - 27
2.1.3 Kühlmittelquervermischung	II - 28
2.1.4 Auswahl von Abstandshaltern	II - 29
2.1.5 Entwicklung von Hüllrohren mit integralen Wendelrippen	II - 29
2.1.6 Mechanisches Langzeitverhalten eines Brennstabbündels	II - 30
2.2 Verdampfer	II - 31
2.3 Dampfgebläse	II - 34
2.4 Niederdruck-Dampfkreislauf	II - 36
2.5 Hydraulischer Regelstab	II - 37
2.6 Heissdampffilter	II - 38
2.7 Heissdampfprobenentnahmesonde	II - 39
2.8 Zusammenfassung und Schlussfolgerung	II - 40
Literatur	II - 42
Abbildungen	II - 49

2. Komponentenentwicklung:

Die Sicherheit, die Wirtschaftlichkeit und das Betriebsverhalten eines dampfgekühlten schnellen Brutreaktors werden entscheidend von der Gestaltung der Komponenten sowie deren Anordnung im Kühlkreislauf bestimmt. Die Auslegungskriterien für die Komponenten ergeben sich infolgedessen weitgehend aus speziellen reaktortechnischen Erfordernissen. Das Ziel der zur Komponentenentwicklung in Karlsruhe durchgeführten Forschungs- und Entwicklungsarbeiten war es daher, kleinere Prototyp-Komponenten zu entwickeln und durch deren theoretische und experimentelle Untersuchung Auslegungsdaten für den Entwurf grosser Reaktor-Komponenten durch die Industrie zu erarbeiten [1].

2.1 Brennelement

Bei der Auslegung von Brennelementen für schnelle Reaktoren sind im Interesse ihrer Wirtschaftlichkeit folgende Kriterien zu beachten:

- niedriger Kühlmitteldruckverlust im Reaktorkern,
- guter und gleichmässiger Wärmeübergang,
- gleichmässige Kühlmittel-Temperaturverteilung im Bündel.

Im Hinblick auf diese Kriterien wurden Brennelemente mit kleinen Stababständen experimentell untersucht. Der für dampfgekühlte Brutreaktoren charakteristische Stababstand von etwa 1 mm erfordert für den Bündelverband wendelförmige Abstandshalter. Als solche wurden betrachtet:

- ein auf den Brennstab gewickelter Draht,
- 3 und 6 Wendelrippen als integraler Bestandteil der Hüllrohre.

2.1.1 Druckverlust

Die Druckverlustrechnung für Brennelemente setzt die Kenntnis der Verlustbeiwerte sowie der Ein- und Auslasskoeffizienten voraus. Diese wurden an Bündeln mit 19, 37 und 61 Stäben in Wasser-, Luft- und Heissdampfströmung ermittelt. Für charakteristische Bündelabmessungen ($d = 6 \text{ mm}$; $p/d = 1,17$; $l = 100 \text{ mm}$) lassen sich die Ergebnisse wie folgt darstellen:

Abstandshaltertyp Druckverlustbeiwert Literatur

glatte Oberfläche (ohne Turbulenzförderer)

(61-Stabbündel):

(Abb. 1)

1 Wendeldraht pro Stab	$\lambda_1 = 0,0932 \cdot \text{Re}^{-0,115}$	[2],[3],[4]
3 Wendelrippen	$\lambda_3 = 0,108 \cdot \text{Re}^{-0,139}$	[3],[4]
6 Wendelrippen	$\lambda_6 = 0,0893 \cdot \text{Re}^{-0,134}$	[3],[4],[5]

Ein- und Auslass-
koeffizient

$$\zeta_e = \zeta_a = 0,4 \dots 0,5 \quad [7]$$

Die den Druckverlustbeiwert hauptsächlich bestimmenden Größen sind:

- Steigung der Abstandshalter: Der Druckverlustbeiwert wächst mit abnehmender Abstandshaltersteigung.
- Anzahl der Wendelrippen: Bei konstanter Abstützlänge der Stäbe im Bündel sinkt der Druckverlustbeiwert mit zunehmender Rippenzahl.

2.1.2 Wärmeübergang

Zur Berechnung der Hüllrohr-Oberflächentemperaturen im Brennelement werden die Wärmeübergangsbeziehungen für die verschiedenen Abstandshaltertypen benötigt. Sie wurden an ein- und dreifach berippten 19-Stab-bündeln in Luftströmung ermittelt. Für charakteristische Bündelabmessungen sind die Ergebnisse als Funktion der Reynoldszahl in Abb. 2 dargestellt. Die relativen Schwankungen des Wärmeüberganges am Stabumfang bei 3 Rippen pro Stab als Abstandshalter wurden mit Hilfe eines vergrösserten Bündelmodells bestimmt. Sie betragen etwa $\pm 18\%$ (Abb. 3) [3]. Diese Schwankungen ergeben sich aus der unterschiedlichen Kühlkanalbreite um den Stab und den Querbewegungen des Kühlmittels, welche die gegen die Bündelachse geneigten Rippen erzeugen. Ein Einfluss der Re-Zahl auf die Schwankungen des Wärmeüberganges war im untersuchten Re-Zahl-Bereich von 50.000 bis 150.000 nicht nachzuweisen.

Die folgende Tabelle enthält die Ergebnisse für die verschiedenen Abstandshalter:

Abstandshaltertyp	Wärmeübergangsbeziehung	Literatur
<u>glatte Oberfläche</u> (ohne Turbulenzförderer)		
(19-Stabbündel, l = 100 mm):		
1 Wendeldraht pro Stab:	$Nu_1 = 0,0176 \cdot Re^{0,85} \cdot Pr^{0,6} \left(\frac{T_k}{T_w}\right)^{0,575}$	[2],[3]
3 Wendelrippen	$Nu_3 = 0,024 \cdot Re^{0,8} \cdot Pr^{0,6} \left(\frac{T_k}{T_w}\right)^{0,575}$	[2]
6 Wendelrippen	$Nu_6 \approx Nu_3$	[2]

Die den Wärmeübergang hauptsächlich bestimmende Grösse ist die Steigung der Abstandshalter, der Wärmeübergang nimmt mit abnehmender Wendelsteigung zu.

2.1.3 Kühlmittelquervermischung

Die Parallel-Schaltung der Kühlkanäle in den Brennelementen ermöglicht den kontinuierlichen Massenaustausch zwischen benachbarten Kanälen, den man als Kühlmittelquervermischung bezeichnet. Die Kühlmittelquervermischung wirkt ausgleichend auf unterschiedliche Teilkanal-Temperaturen.

Als Masseinheit der Quervermischung wird die Mischrate definiert. Sie gibt das Verhältnis des pro Längeneinheit ausgetauschten Massenstromes bezogen auf den Gesamtmassenstrom eines Teilkanals an. Man unterscheidet:

- a) Natürliche Quervermischung, unter der eine unkontrollierte Querbewegung des Kühlmittels aufgrund der natürlichen Turbulenz der Strömung verstanden wird [8].
- b) Künstliche Quervermischung, die definitionsgemäss eine durch die Wendelrippen erzwungene Querbewegung des Kühlmittels darstellt.

Im Versuch wurden die Mischraten für unberippte Bündel sowie für Bündel mit 1, 3 und 6 Rippen pro Stab als Funktion der Reynoldszahl ermittelt ($d = 6 \text{ mm}$; $p/d \approx 1,17$; $l = 100 \text{ mm}$). Die Ergebnisse sind in Abb. 4 angegeben und lassen folgendes erkennen [9]:

- a) die Mischrate wächst mit abnehmender Rippensteigung, d.h. bei vorgegebener Abstützlänge mit abnehmender Rippenzahl.
- b) Die Mischrate steigt für einfach berippte Bündel mit wachsender Reynoldszahl leicht an.
- c) Die Mischrate erweist sich als unabhängig von der Reynoldszahl bei unberippten Bündeln sowie bei Bündeln mit 3 und 6 Rippen je Stab.

Das starke Anwachsen der Quervermischung mit abnehmender Rippenzahl hat seine Ursache in der grösser werdenden Neigung der Rippen gegen die Hauptströmungsrichtung. Hierdurch wird der den Rippen folgende Strömungsanteil auf kürzerer axialer Strecke zwischen den Kanälen ausgetauscht.

2.1.4 Auswahl von Abstandshaltern

Für die hydraulische Bewertung der Abstandshalter wurde ein Druckverlust-Vergleich bei konstantem Massenstrom und konstanter Leistungsdichte durchgeführt [2], [4]. Für die thermodynamische Bewertung der Abstandshalter wurden die Kühlmitteltemperaturprofile im Bündel bei konstantem Massenstrom und konstanter Leistungsdichte bestimmt. Diese Berechnungen wurden für Natriumströmung durchgeführt [4], [11], [12]. In erster Näherung sind die Ergebnisse jedoch auf Dampfströmung übertragbar. Darüber hinaus wurden im Querschnitt der Hüllrohre die Temperaturprofile bestimmt [10].

Die Ergebnisse zeigen für die untersuchten Geometrien, dass integrale Wendelrippen als Abstandshalter einen geringeren Druckverlust, ein ausgeglicheneres Kühlmitteltemperaturprofil und eine geringere Temperaturvariation auf der Hüllrohrinnenseite ergeben als ein Wendeldraht.

2.1.5 Entwicklung von Hüllrohren mit integralen Wendelrippen

Rippenrohre und Kühlmittelführungsrohre werden mit Abmessungstoleranzen hergestellt. Sowohl Untermasse als auch Übermasse der Rohre können sich im Bündel summieren. Dies darf jedoch nicht zu unzulässigen Geometrieabweichungen der Teilkanäle oder zum Verklemmen im Führungsrohr führen [2]. Es bestehen daher Mindestforderungen an die Toleranzen der Rippenrohre.

Für ein 469-Stabbündel mit 6 Rippen je Stab sind folgende Toleranzen einzuhalten:

Rippenkopfdurchmesser: $8,2 \pm 0,02$ mm

Steigungstoleranz vom
Stabanfang bis zu jeder
beliebigen Stabstelle: ± 5 mm

Diese Forderungen führten zu Schwierigkeiten bei der Rohrfertigung. Daher wurde im Jahre 1968 ein Entwicklungsvertrag zwischen der GfK und der Firma Mannesmann abgeschlossen mit dem Ziel, Hüllrohre mit 6 Wendelrippen in den geforderten Toleranzen und Geometrien aus den für dampfgekühlte Brutreaktoren vorgesehenen Werkstoffen herzustellen. Umfangreiche Vorversuche zeigten, dass das Vertragsziel nur durch Einsatz einer neuartigen Präzisionsziehbank erreicht werden konnte. Diese wurde daher konstruiert und gebaut, so dass nunmehr Hüllrohre mit den gewünschten Toleranzen gefertigt werden können.

2.1.6 Mechanisches Langzeitverhalten eines Brennstabbüdels

Das mechanische Langzeitverhalten eines 37-Stabbündels, das aus industriell gefertigten, sechsfach berippten Brennstäben aus Incoloy 800 bestand, wurde isotherm in einer Heissdampfströmung über 1000 Stunden erprobt. Es sollte die Grösse der Materialabtragung an den Berührstellen der Rippen herausgefunden werden, die durch kombinierte mechanische und korrosive Beanspruchung entsteht. Die Versuchsbedingungen waren: Heissdampf Temperatur 505 °C, Druck 130 atü, Reynoldszahlen bis zu 230 000.

Da die mechanische Beanspruchung der Rippenköpfe von der Bewegungsmöglichkeit der Stäbe gegeneinander abhängt, wurden die Montage-Toleranzen des Bündels so ausgewählt, dass die Ergebnisse auf grosse Bündel,

wie sie in Reaktoren eingesetzt werden, übertragbar sind. Bei den materialkundlichen Untersuchungen nach Abschluss dieses Versuches konnte an den meisten Berührstellen der Rippen kein Materialabtrag festgestellt werden. An einzelnen Berührstellen wurde eine lokale Materialaufrauung durch Flächenkontakt und Querreibung von maximal 8μ gemessen. Der mittlere Materialabtrag durch Oxidschichtbildung an der gesamten Hüllrohroberfläche betrug 1 bis $1,5 \mu$ [5].

2.2 Verdampfer

Bei einem dampfgekühlten schnellen Brutreaktor erfolgt die Verdampfung des Speisewassers ausserhalb des Reaktorkerns in einem Mischverdampfer. In diesem wird der grössere Teil des im Reaktor überhitzten Dampfes mit dem zu verdampfenden Speisewasser vermischt, d.h. die Verdampfung bzw. Enthitzung erfolgt durch direkten Wärmeaustausch zwischen dampfförmiger und flüssiger Phase.

Eine vorläufige Bewertung verschiedener Verdampfertypen zeigte, dass ein Mischverdampfer nach dem Löffler-Prinzip, bei dem Heissdampf in das Wasser eingeblasen wird, die gestellten Forderungen in hohem Masse erfüllt [15], [16]. Die experimentellen Untersuchungen konzentrierten sich daher zunächst auf den Löffler-Verdampfer.

Ein zentrales Problem bei der experimentellen Bestimmung des direkten Wärmeaustausches besteht in der messtechnischen Erfassung der verschiedenen Einflussgrössen. Da bekannte Messverfahren nicht eingesetzt werden konnten, wurden spezielle Messgeräte entwickelt. Zur Füllstandsanzeige eines Zweiphasengemisches im Wasserraum eines Löffler-Verdampfers wurde eine Einrichtung entwickelt,

welche auf den unterschiedlichen Wärmeübergangsverhältnissen an einem beheizten, mit Thermoelementen versehenen Stab beruht, der senkrecht zur Phasengrenzfläche den Wasser- und Dampfraum durchsetzt [17]. Zur Messung der Dampffuchte im Dampfraum wurde ein spezielles Kalorimeter entwickelt [18]. Die Genauigkeit einer derartigen kalorimetrischen Feuchtemessung wird stark von der Genauigkeit der Temperaturmessung des Dampfes im Dampfraum bestimmt. Es wurden daher Sonden zur Messung der Temperatur überhitzten Dampfes bei Anwesenheit von Wassertropfen entwickelt und erprobt [19].

Die Abb. 6 zeigt die an einem Siebboden-Löffler-Verdampfer bei verschiedenen Drücken experimentell ermittelte Wasserraumhöhe in Abhängigkeit von der Ausdampfgeschwindigkeit. Diese Daten dienten zur Auslegung der Löffler-Verdampfer für den 300 MWe dampfgekühlten Prototyp-Reaktor (DSR). Die obersten Kurven geben die Wasserraumhöhen an, die benötigt werden, um dem Heissdampf die Überhitzungswärme völlig zu entziehen. Die unteren Kurven gelten für eine verbleibende Restüberhitzung von 5 °C bzw. 10 °C. Man erkennt, dass selbst bei einer beträchtlichen Verminderung des Wasserstandes ein Durchschlagen des stark überhitzten Heissdampfes nicht erfolgt, d.h. dass der wesentliche Teil der Wärmeübertragung bei der Blasenbildung stattfindet. Die Abbildung zeigt ferner, dass bei Überschreiten einer gewissen, für jeden Druck unterschiedlichen Ausdampfgeschwindigkeit die benötigte Wasserraumhöhe stark ansteigt.

Zur Absicherung und Interpretation dieser mittels integrierter Versuchsführung gewonnenen Ergebnisse wurden in einem speziellen Dampfblasenprüfstand detaillierte Experimente zur Ermittlung von Grösse und Gestalt der entstehenden Dampfblasen, ihres hydrodynamischen Verhaltens beim Aufstieg durch die Flüssigkeit und der dabei auftretenden Wärme- und Stoffaustauschvorgänge durchgeführt.

Der nach längerer Entwicklungszeit mögliche Einsatz von Schaugläsern für einen Betriebsdruck von 230 at und eine Betriebstemperatur von 400 °C erlaubte eine filmtechnische Aufzeichnung der Dampfblasen mittels einer Zeitdehner-Kamera [20], [21]. Zur Temperaturmessung der sich in einer zeitlichen Folge von etwa 30 msec von einer Düse ablösenden Dampfblasen wurden verschiedene Thermolemente entwickelt. Es bewährte sich ein Thermolement, dessen kennzeichnendes Merkmal ein Taylordraht ist, welcher vom Ziehvorgang her mit Quarzglas ummantelt ist, auf das durch chemisches Fällens der zweite thermoelektrische Leiter aufgebracht wird. Bei Messstellen von etwa 30 μm \varnothing erhält man Zeitkonstanten in Wasser von 1 bis 2 msec [22].-Die Abb. 7 zeigt charakteristische Momentanaufnahmen von Filmaufzeichnungen über die Blasenbildung an einer 3 mm Düse bei unterschiedlichem Systemdruck, konstantem Massenstrom und konstanter Dampfüberhitzung.

Die Untersuchungen der thermodynamischen und hydrodynamischen Vorgänge beim Zerstäuben und Verdampfen von Wasser in Heissdampf, wie es beispielsweise beim Injektor- und beim Einspritzverdampfer Anwendung findet, wurden zunächst auf theoretischem Wege durchgeführt. Der Verdampfungsvorgang eines Wassertropfens in überhitztem Dampf wurde berechnet [23]. Die Ergebnisse zeigten eine starke Abhängigkeit der gesamten Verdampfungszeit vom Tropfendurchmesser und von der relativen Geschwindigkeit zwischen Dampf und Tropfen. Zur Erfassung der verschiedenen thermodynamischen und gasdynamischen Vorgänge während der Verdampfung in einem Einspritzverdampfer wurde eine Theorie zur Berechnung der Zweiphasen-Strömung mit Phasenwechsel und beliebiger Querschnittsänderung entwickelt. Die Ergebnisse zeigten, dass die Dampftemperatur und die Dampfefeuchte am Anfang des Verdampfungschanals sehr stark abnehmen, sich jedoch bei kleiner Dampfefeuchte und niedrigem Überhitzungsgrad zum Ende des Verdampfungschanals nur noch schwach verringern. Es wurde gezeigt, dass eine kleine vorgeschriebene Endefeuchte und ein niedriger Endüberhitzungsgrad eine starke

Zunahme der Verdampfungslänge bewirken [24]. Zur Bestätigung dieser mittels vereinfachter Modelle erzielten Rechenergebnisse wurden entsprechende Versuche vorbereitet.

Eine endgültige Bewertung des Löffler- und des Einspritzverdampfers im Hinblick auf ihre Eignung für einen dampfgekühlten schnellen Brutreaktor wird nach Auswertung weiterer experimenteller Untersuchungen möglich.

2.3 Dampfgebläse

Die Dampfgebläse haben die Aufgabe, den in den Verdampfern erzeugten gesättigten Dampf dem Reaktor zuzuführen. Da das Betriebsverhalten des Reaktors von einer zuverlässigen Dampfumwälzung abhängt, ergeben sich für die Dampfgebläse im wesentlichen folgende Auslegungssichtspunkte: Hohe Betriebssicherheit, kompakte Bauweise, gute Zugänglichkeit und Austauschbarkeit.

Wie in [1] und [25] gezeigt wurde, eignet sich für das im Reaktorkühlkreislauf umzuwälzende Dampfvolumen und die relativ kleine aufzubringende Förderhöhe ein einstufiges, hochtouriges Radialgebläse, welches von einer zentripetal durchströmten Dampfturbine angetrieben wird. Durch eine derartige Auslegung ergeben sich etwa gleich grosse Laufradabmessungen von Turbine und Gebläse, wodurch die Ausführung des gesamten Gebläseaggregates einschliesslich Turbinenantrieb als gekapselte und kompakte Maschine erleichtert und somit eine hohe Betriebssicherheit ermöglicht wird. Die Laufräder werden fliegend auf der Welle angeordnet. Als Schmiermittel für die Gleitlager wird das Arbeitsmedium in Form von Kondensat verwendet. Hierdurch werden aufwendige Abdichtungen des Lagerraums und eine Verunreinigung des Kühlkreislaufes durch ein Fremdschmiermittel vermieden.

Die Abb. 8 zeigt ein Hochdruck-Versuchsgebläse, welches für die speziellen Erfordernisse eines Reaktors ausgelegt, jedoch für die relativ kleinen Dampfmen gen der Versuchskreisläufe bemessen wurde. Der konstruktive

Aufbau ist durch das topfförmige Druckgehäuse gekennzeichnet, welches das Gebläse, die Antriebsturbine und die Lagerung der gemeinsamen Welle umschliesst und welches bei einer Reaktoranlage Teil des Verdampferbehälters oder des Reaktordruckkessels sein kann. Eine einfache Wartung und ein kurzfristiges, nötigenfalls fernbetätigtes Austauschen des Gebläseaggregates ist dadurch erleichtert, dass das Innengehäuse, in dem der Rotor gelagert ist und das alle verschleissgefährdeten Teile enthält, nach Lösen weniger Schraubverbindungen herausgezogen werden kann. Das in der Abbildung dargestellte Hochdruck-Versuchsgebläse wurde einer Vorerprobung in einem Luftkreislauf unterzogen. - Ein ähnliches Niederdruck-Versuchsgebläse wurde in verschiedenen Versuchsserien über eine Laufzeit von über 1000 h in einem Dampfkreislauf erprobt. Die experimentellen Untersuchungen bestätigten die grundsätzliche Funktionsfähigkeit derartiger Gebläse. Anfängliche Schwierigkeiten mit den wassergeschmierten Gleitlagern konnten zum grössten Teil überwunden werden. Über die bei der Entwicklung und dem Bau der beiden Dampfgebläse sowie der Erprobung des Niederdruckdampfgebläses gesammelten Erfahrungen wurde abschliessend in [26] berichtet. - Da die Umfangsgeschwindigkeit und die Beanspruchung der Laufräder und Gleitlager etwa denen von grossen Dampfgebläsen für Leistungsreaktoren entsprechen, konnten die mit den beiden Versuchsgebläsen gesammelten Erfahrungen beim Entwurf grosser Dampfgebläse für den 300 MWe dampfgekühlten Prototyp-Reaktor (DSR) Anwendung finden.

Die bei der Erprobung der mit wassergeschmierten Gleitlagern ausgerüsteten Dampfgebläse und beim Literaturstudium gesammelten Erkenntnisse zeigten, dass noch grundlegende Forschungsarbeiten zur Entwicklung wassergeschmierter Gleitlager durchgeführt werden müssen. Die niedrige kinematische Zähigkeit des Wassers bewirkt nämlich schon bei geringen Umfangsgeschwindigkeiten relativ hohe Reynoldszahlen und infolgedessen Turbulenz

im Schmierpalt. Daher sind die hydrodynamische Schmiertheorie, welche laminare Strömung im Schmierpalt zur Voraussetzung hat, sowie die mittels bekannter Gleitlager-Anordnungen gewonnenen Erfahrungen bei der Bemessung hochtouriger, wassergeschmierter Gleitlager nicht anwendbar. Es wurde eine Literaturstudie [27] angefertigt, welche einen Überblick über theoretische und experimentelle Ergebnisse dynamischer Radial- und Axiallager im laminaren und turbulenten Bereich gibt.

Zur Untersuchung der Tragfähigkeit, der Stabilität, der Feder- und Dämpfungseigenschaften sowie der Turbulenz im Schmierpalt wurden zwei Gleitlagerprüfstände entworfen. Ein grösserer Prüfstand wurde für die Abmessungen und Betriebsdaten der DSR-Prototypgebläse ausgelegt, ein kleinerer derart, dass er unabhängig von einem speziellen Anwendungsfall allgemein gültige Untersuchungen für flüssigkeitgeschmierte Gleitlager ermöglicht. Die Entwurfsarbeiten für beide Prüfstände wurden abgeschlossen.

2.4 Niederdruck-Dampfkreislauf

Der Niederdruck-Dampfkreislauf ist ein Modell des für den dampfgekühlten schnellen Brutreaktor vorgesehenen Kreislaufes. Der Versuchskreislauf ist für einen Dampfdruck von 33 at und eine Dampftemperatur von 520 °C ausgelegt, die Abb. 9 zeigt das entsprechende Wärmeschaltbild. Der Reaktorkern wird durch elektrisch beheizte Stäbe simuliert, die Nutzleistungsturbine durch Dampfumformer, d.h. Drosselventile und Kühler.

Die primäre Aufgabe des Niederdruck-Dampfkreislaufes war der Nachweis eines funktionsfähigen Betriebes des ausgewählten Kreislaufes, die Untersuchung des Zusammenwirkens der einzelnen Komponenten und ihrer gegenseitigen

Wechselwirkung im Kreislauf sowie die Feststellung der Betriebssicherheit von Dampfgebläse und Verdampfer. Die experimentellen Arbeiten befassten sich im speziellen mit der Untersuchung des Kreislaufverhaltens beim An- und Abfahren des Kreislaufes sowie bei langsamen Regelvorgängen. - Diese erste Phase der Versuche am Niederdruck-Dampfkreislauf wurde erfolgreich abgeschlossen, die erzielten Ergebnisse sind in [28] beschrieben.

Die zweite, nicht mehr durchgeführte Phase des Versuchsprogrammes hatte dynamische Untersuchungen im Rahmen von Sicherheits- und Stabilitätsbetrachtungen für Reaktor-Kühlkreisläufe zum Gegenstand. Das vorgesehene Versuchsprogramm basierte auf theoretischen Studien über die Stabilität und Sicherheit dampfgekühlter Reaktoren, deren Ergebnisse in [29] und [30] näher beschrieben sind.

2.5 Hydraulischer Regelstab

Ein vollhydraulisch angetriebener und gesteuerter Regelstab ermöglicht die Integrierung des gesamten Antriebes in das Reaktordruckgefäß, so dass die bei mechanischen Antrieben unvermeidbaren Durchführungen bewegter Teile durch die Druckgefäßwand entfallen. - Ein derartiges Regel- und Abschaltssystem für wasser- und dampfgekühlte Kernreaktoren wurde entwickelt und in [31] und [32] beschrieben. Die Abb. 10 zeigt schematisch den Aufbau und die hydraulische Schaltung des Regelsystems.

Ein wichtiges Bauteil des hydraulischen Regelsystems stellt das hydraulische Potentiometer dar, welches die Stellung des Regelstabes relativ zum Reaktorkern in einen dieser Stellung proportionalen Flüssigkeitsdruck umsetzt, der als Führungsgrösse für das Regelsystem und zur Stellungsmeldung benutzt werden kann. Dieses Bauelement wurde entwickelt und erprobt, die erzielten Ergebnisse sind in [33] beschrieben. Eine zweite

unabhängige und ebenfalls hydraulisch arbeitende Einrichtung zur Erfassung der Regelstabstellung wurde entwickelt und getestet, die Ergebnisse sind in [34] beschrieben.

Für die Schnellbetätigung des Regel- und Abschaltstabes wurde ein rasch ansprechendes Abschaltventil entworfen, welches vom Überschlag eines elektrischen Knallfunkens in einer Wasserkammer ausgelöst wird. Bei der Erprobung eines derartigen Abschaltventils wurden Totzeiten von etwa 3 msec zwischen Eingeben des Öffnungsimpulses in das Ventil bis zum Beginn der Ausströmung sowie Ventilschindelöffnungszeiten für den vollen Hub von 6 bis 7 msec erreicht. Die Entwicklungsarbeiten zu diesem Ventil sind in [35] beschrieben.

Zum Abfangen eines in den Reaktorkern eingeschossenen Abschaltstabes wurde ein neuartiges Feder- und Dämpfungselement entwickelt, das aus einer Säule von sattelförmig verwölbten elastischen Scheiben oder Platten besteht. Diese sind derart übereinandergeschichtet und gegeneinander fixiert, dass zwischen diesen Scheiben ein flächenförmiger Hohlraum entsteht, der mit einer Dämpfungsflüssigkeit gefüllt ist. Durch eine solche Abfang- und Dämpfungsfeder lassen sich auf besonders einfache Weise gute Dämpfungseigenschaften erzielen. Über die Entwicklung dieses Federelementes wurde in [36] berichtet. Die Feder wurde patentiert und ein Lizenzvertrag mit einer Herstellerfirma abgeschlossen.

2.6 Heissdampffilter

Die mit dem Heissdampf aus dem Reaktorkern transportierten aktiven Stoffe, wie Spaltprodukte, Korrosionsprodukte, Kernbrennstoff, oder erodiertes Strukturmaterial können sich im Kreislauf ablagern und damit eine Gefährdung und Behinderung für den Kraftwerksbetrieb

darstellen. Durch Zurückhaltung dieser kontaminierenden Stoffe können derartige Gefährdungen verringert sowie die Ausfallszeiten der Anlage vermindert werden. Daher ist die Entwicklung einer zuverlässigen Heissdampf-Filterung für einen dampfgekühlten Reaktor mit Direktkreislauf von grosser Bedeutung. Da die genannten Stoffe überwiegend in sehr kleiner Partikelgrösse vorliegen, müssen die Filter sehr fein sein, um einen wesentlichen Prozentsatz zurückhalten zu können.

In einem Niederdruck-Heissdampfkreislauf wurden eine Reihe geeignet erscheinender Filter-Materialien, zumeist Sintermetalle mit Rückhalteraten für Partikelgrössen bis unter $1 \mu\text{m}$ auf ihre Verwendbarkeit geprüft. Bei etwa 30 ata, $500 \text{ }^\circ\text{C}$ und Versuchszeiten von etwa 50 h je Filter wurden die Standzeiten und die Druckverluste in Abhängigkeit vom Durchsatz untersucht. Die Versuche haben gezeigt, dass die Filterung von Heissdampf bei einer Temperatur, die der Dampfbrüter-Austrittstemperatur entspricht, erfolgsversprechend und wirtschaftlich vertretbar ist [37].

2.7 Heissdampfprobenentnahmesonde

Bei der Entnahme von Heissdampfproben zur Bestimmung des Gehaltes an Fremdstoffen im Dampf, speziell von Spaltprodukten bei dampfgekühlten Reaktoren, hat sich gezeigt, dass bei den üblichen Entnahmeeinrichtungen bereits in der Probeentnahmeleitung, d.h. in der Leitung von der Entnahmestelle bis zum Probenkühler, sich ein Teil der zu messenden Stoffe ablagert und das Messergebnis verfälscht.

Ziel der durchgeführten Entwicklung war es daher, durch Umwandlung des Heissdampfes in nassen Sattedampf bzw. Wasser direkt an der Entnahmestelle diese Fehlerquelle

zu beseitigen. Es wurde eine Heissdampfproben-Entnahmevorrichtung entworfen die es ermöglicht, den Probenheissdampf mit kaltem Probenkondensat direkt an der Entnahmestelle zu vermischen [38], [39]. Durch Ausnutzung des Energiegehaltes des Probendampfes kommt diese Vorrichtung ohne Fremdenergie für die Zu- und Abführung des Kühlkondensates und der Probe aus und ist daher besonders bei einer grossen Anzahl von Probeentnahmestellen wirtschaftlich einsetzbar.

Zwei dieser Probenahmesonden wurden gefertigt, in einem Dampfkreislauf erfolgreich erprobt und am Heissdampfreaktor (HDR) in Kahl eingebaut.

2.8 Zusammenfassung und Schlussfolgerung

Die an Brennelementen durchgeführten Untersuchungen haben gezeigt, dass eine Anordnung aus Hüllrohren mit drei oder sechs integralen Wendelrippen aussichtsreich erscheint. Durch neuartige Fertigungsmethoden lassen sich nunmehr Hüllrohre mit Wendelrippen unter Einhaltung der erforderlichen Toleranzen herstellen. Die zur Auslegung derartiger Brennelemente benötigten thermo- und hydrodynamischen Beziehungen wurden ermittelt.

Die zur Entwicklung eines Verdampfers durchgeführten Arbeiten zeigten, dass ein Mischverdampfer nach dem Löffler-Prinzip die gestellten Anforderungen in hohem Masse erfüllt. Durch Versuche wurden Auslegungsdaten für die Bemessung eines Löffler-Verdampfers erarbeitet. Zur endgültigen Auslegung und Bewertung im Vergleich zum Injektor- oder Einspritzverdampfer werden weitere Versuche durchgeführt.

Die Entwicklung und der Bau zweier kleiner Prototyp-Dampfgebläse mit wassergeschmierten Gleitlagern bestätigte die Realisierbarkeit derartiger Aggregate.

Die durchgeführten experimentellen Untersuchungen zeigten ihre Funktionsfähigkeit sowie ihre Eignung für den Reaktorbetrieb. Schwierigkeiten mit den wassergeschmierten Gleitlagern konnten durch konstruktive Massnahmen teilweise überwunden werden. Zu einer gesicherten Auslegung wassergeschmierter Gleitlager sind noch zusätzliche Forschungsarbeiten erforderlich.

In einem Dampfkreislauf, der für einen Dampfdruck von 33 at ausgelegt ist und dessen Schaltung derjenigen eines dampfgekühlten schnellen Brutreaktors entspricht, wurde der Nachweis erbracht, dass ein derartiger Kreislauf funktionsfähig ist und die Schaltung und das Zusammenwirken von Core, Verdampfer und Dampfgebläse ein günstiges Betriebsverhalten sowie eine einfache Regelung ermöglichen.

Die Versuche zur Entwicklung geeigneter Filter für den beim Direktkreislauf zur Leistungsturbine geführten überhitzten Dampf haben gezeigt, dass eine Filterung von Heissdampf erfolgversprechend und wirtschaftlich vertretbar ist.

Literatur

- [1] F. Erbacher:
 Wasserdampf als Kühlmittel und seine Anwendung zur Kühlung von schnellen Brutreaktoren, Entwicklungsarbeiten und Versuchsstände zur Untersuchung von Kreislaufkomponenten und Gesamtkreisläufen für dampfgekühlte Reaktoren.
 IRB-Arbeitsbericht, 1.7.1963 (unveröffentlicht)
- [2] W. Baumann, V. Casal, H. Hoffmann, R. Möller, K. Rust:
 Brennelemente mit wendelförmigen Abstandshaltern für schnelle Brutreaktoren.
 KFK 768, April 1968
- [3] W. Baumann, V. Casal, H. Hoffmann, G. Hofmann, R. Möller:
 Experimentelle Untersuchungen an Brennelementen mit wendelförmigen Abstandshaltern für schnelle Reaktoren.
 Reaktortagung 1970 des deutschen Atomforums, Berlin, Tagungsbericht S. 466 - 469
- [4] W. Baumann, H. Hoffmann, R. Möller:
 Fuel Rod Bundles with Various Spacer Designs for Sodium Cooled Fast Reactors.
 KFK 1154, März 1970
- [5] H. Hoffmann, G. Hofmann, S. Leistikow:
 Experimentelle Untersuchungen des Druckverlustes und des Langzeitverhaltens der Abstützstellen an einem Modell-Brennelement aus Incoloy-800-Rohren mit sechs integralen Wendelrippen als Abstandshalter in einer isothermen Heissdampfströmung.
 KFK 1028, September 1969
- [6] V. Casal, R. Waggott:
 Der Einfluss geometrisch definierter Rauigkeiten auf Wärmeübergang und Druckabfall in längs durchströmten 7-Stabbündeln.
 KFK 806, November 1968

- [7] H. Tschöke:
Experimentelle Bestimmung des Druckverlustes an
einem 37-Stabbündel aus Rohren mit 6 integralen
Wendelrippen pro Stab als Abstandshalter.
KFK 1038, Februar 1970
- [8] W. Baumann:
Cross Mixing by natural Turbulence in Fuel-Element
Bundles.
ATKE 14-20 (107-111), 1969
- [9] W. Baumann, R. Möller:
Experimentelle Untersuchung der Kühlmittel-Querver-
mischung an Vielstabbündeln, bestehend aus unberippten,
ein-, drei- und sechsfach berippten Brennstäben.
KFK 807, März 1969
- [10] H. Hoffmann, K. Rust:
Temperatur- und Spannungsverteilungen in Brennstab-
hüllen mit wendelförmigen Abstandshaltern für dampfge-
kühlte schnelle Brutreaktoren.
KFK 805, Juni 1968
- [11] W. Baumann:
Örtliche Temperaturen in natriumgekühlten Vielstab-
bündeln - berechnet mit Hilfe eines digitalen Pro-
grammes - Teil I: Einfluss der Kastenwand des Brenn-
elementes.
KFK 1042, September 1969
- [12] W. Baumann, H. Hoffmann, K. Rust:
Auswahl von Abstandshaltern für die Brennelemente
schneller Brutreaktoren
International Meeting on Fast Reactor Fuel and Fuel
Elements, Karlsruhe, 1970 S. 47

- [13] W. Baumann, V. Casal:
Einfluss der Gitterfehler in berippten
Brennelementbündeln auf die zulässige Grösse
der Kernzellen.
PSB-Bericht, 1967 (unveröffentlicht)
- [14] W. Baumann:
Örtliche Temperaturen in Vielstabbündeln durch
Wandeinfluss.
IRB-Bericht, 1968 (unveröffentlicht)
- [15] F. Erbacher, H. Schmidt, K. Wiehr:
Zur Frage der Auswahl und der Entwicklung eines
geeigneten Verdampfers für dampfgekühlte Reaktoren.
IRB-Notiz, 1968 (unveröffentlicht)
- [16] K. Wiehr:
Betrachtungen zum Direktverdampfer in einem
Löffler-Kreislauf.
IRB-Bericht, 1965 (unveröffentlicht)
- [17] H. Schmidt:
Stand-Messung (Füllstandanzeige) für Flüssig-
keiten mit unbekanntem Gasanteil, Erklärung der
Wirkungsweise am System Wasser-Dampf.
IRB-Arbeitsbericht, 1970 (unveröffentlicht)
- [18] K. Wiehr:
Messung der Dampfeuchte bei hohem Druck mittels
eines Drossel-Überhitzungskalorimeters.
IRB-Bericht, 1970 (unveröffentlicht)
- [19] I. Gaballah, K. Wiehr:
Messung der Temperatur überhitzten Dampfes bei
Anwesenheit von Wassertropfen.
IRB-Bericht, 1970 (unveröffentlicht)

- [20] H. Schmidt:
Beobachtungsfenster aus synthetischem Saphir
(Leukosaphir) in Hochdruckgefäßen.
KFK 1211, September 1970
- [21] H. Schmidt:
Ein Steuergerät zur synchronen Messwertaufzeichnung.
IRB-Notiz, 1969 (unveröffentlicht)
- [22] H. Schmidt:
Schnellansprechende Thermoelemente
KFK 1304, November 1970
- [23] I. Gaballah:
Theoretische Untersuchungen zur Verdampfung von
Wassertropfen in überhitztem Wasserdampf.
KFK 1242, August 1970
- [24] I. Gaballah:
Ein theoretisches Verfahren zur Berechnung der Zwei-
Phasen-Strömung mit Phasenwechsel in einem Einspritz-
verdampfer.
KFK 1300, November 1970
- [25] F. Erbacher, F. Radtke:
Die Entwicklung von Dampfgebläßen für dampfgekühlte
Reaktoren.
KFK 545, Februar 1967
- [26] F. Erbacher, F. Radtke:
Zur Entwicklung von Dampfgebläßen für dampfgekühlte
schnelle Brutreaktoren.
Atomkernenergie, 14. Jg. (1969) H. 2
- [27] G. Rothley:
Überblick über theoretische und experimentelle Ergeb-
nisse dynamischer Radial- und Axiallager im laminaren
und turbulenten Bereich.
KFK 968, Mai 1969

- [28] F. Erbacher, F. Radtke, J. Vasarhelyi:
Der Niederdruck-Dampfkreislauf
IRB-Arbeitsbericht, 1967 (unveröffentlicht)
- [29] F. Erbacher, W. Frisch, W. Hübschmann, S. Malang,
L. Ritz, G. Woite:
Parametric Study of the Dynamic Behaviour and
Stability of a Steam-Cooled Fast Reactor with an
Integrated Coolant Cycle
KFK 637, Oktober 1967
- [30] F. Erbacher, W. Frisch, W. Hübschmann, L. Ritz,
G. Woite:
The Safety of Steam-Cooled Fast Reactors as
Influenced by the Design and Arrangement of their
Components
KFK 655, Oktober 1967
- [31] O. Mühlhäuser:
Zur Entwicklung eines vollhydraulisch betriebenen
und gesteuerten Regel- und Abschaltsystems für
wasser- bzw. dampfgekühlte Kernreaktoren.
KFK 665, November 1967
- [32] O. Mühlhäuser:
Hydraulische Regelstäbe - Gedanken und Untersuchun-
gen zur Entwicklung vollhydraulisch betriebener und
gesteuerter Regel- und Abschaltssysteme für wasser-
bzw. dampfgekühlte Kernreaktoren.
Konstruktion, 22. Jahrg. (1970) Heft 6, S. 211-217
- [33] O. Mühlhäuser:
Das hydraulische Potentiometer als Steuerelement und
Weganzeigergerät.
KFK 734, März 1968

- [34] O. Mühlhäuser:
Eine hydraulische bzw. pneumatische Vorrichtung
für die Anzeige der Stellung eines Regelstabes
in einem Kernreaktor.
PSB-Bericht, 1969 (unveröffentlicht)
- [35] O. Mühlhäuser:
Zur Entwicklung eines Schnellventiles für die
Betätigung eines Reaktor-Abschaltstabes.
PSB-Bericht, 1967 (unveröffentlicht)
- [36] O. Mühlhäuser:
Ein hydraulisch gedämpftes Federpaket hoher
Leistungsfähigkeit als Brems- und Abfangelement
für Kernreaktorregelstäbe.
KFK 735, Februar 1968
- [37] H. John:
Heissdampffilter, Teil 1
KFK 1183, Mai 1970
- [38] H. John:
Entwicklung einer Heissdampfproben-Entnahme-
vorrichtung.
IRB-Arbeitsbericht, 1970 (unveröffentlicht)
- [39] H. John:
Einrichtung zur Analyse von in Heissdampf
enthaltenen Fremdstoffen.
Patentanmeldung, 1969

Nomenklatur

d	Stabdurchmesser	
l	Abstützlänge	
p	Stabmittenabstand	
T_k	Kühlmitteltemperatur	
T_w	Wandtemperatur	
Nu	Nusseltzahl	} bezogen auf mittl. KM-Temperatur
Pr	Prandtlzahl	
Re	Reynoldszahl	
f_a	Auslasskoeffizient	
f_e	Einlasskoeffizient	
λ	Druckverlustbeiwert	
μ	Mischrate	

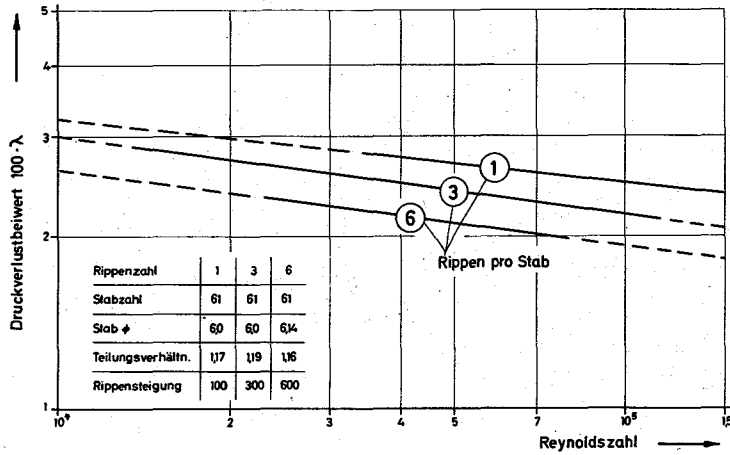


Abb.1 Druckverlustbeiwert als Funktion der Reynoldszahl für Stabbüdel mit wellenförmigen Abstands=haltern.

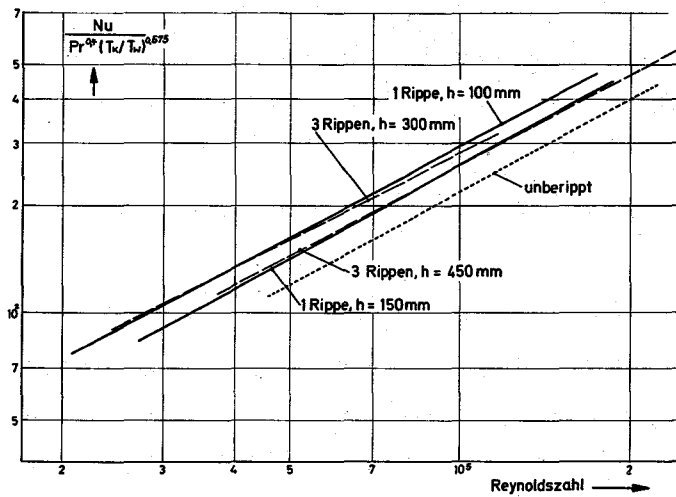


Abb.2 Wärmeübergang als Funktion der Reynoldszahl.

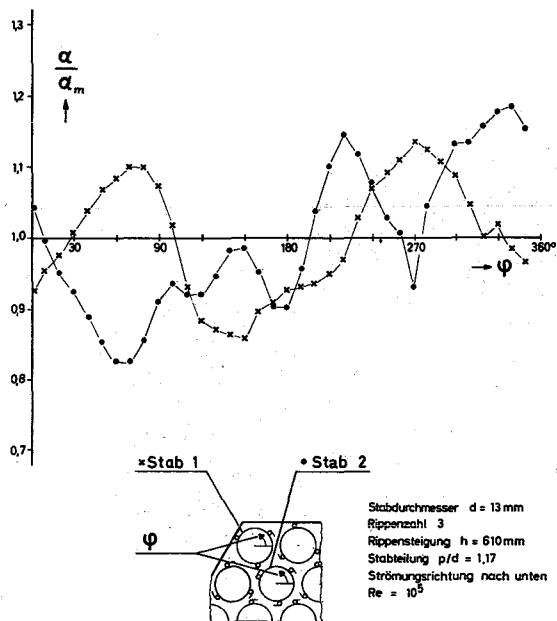


Abb.3 Lokaler Wärmeübergang am Stabumfang.

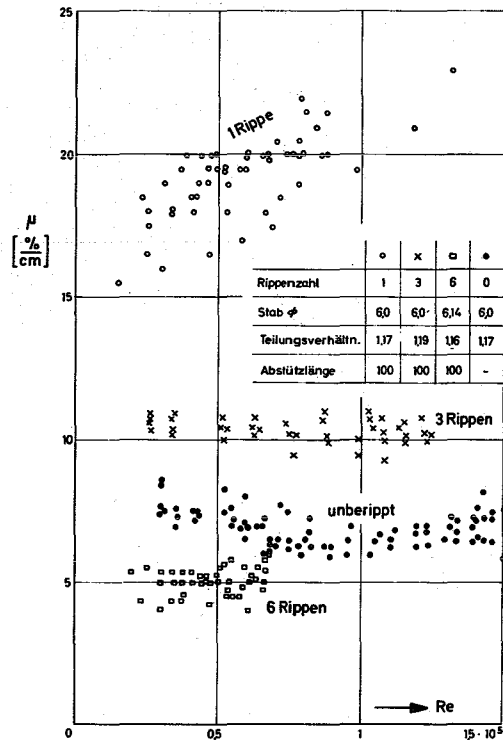


Abb.4 Quervermischung als Funktion der Reynoldszahl.

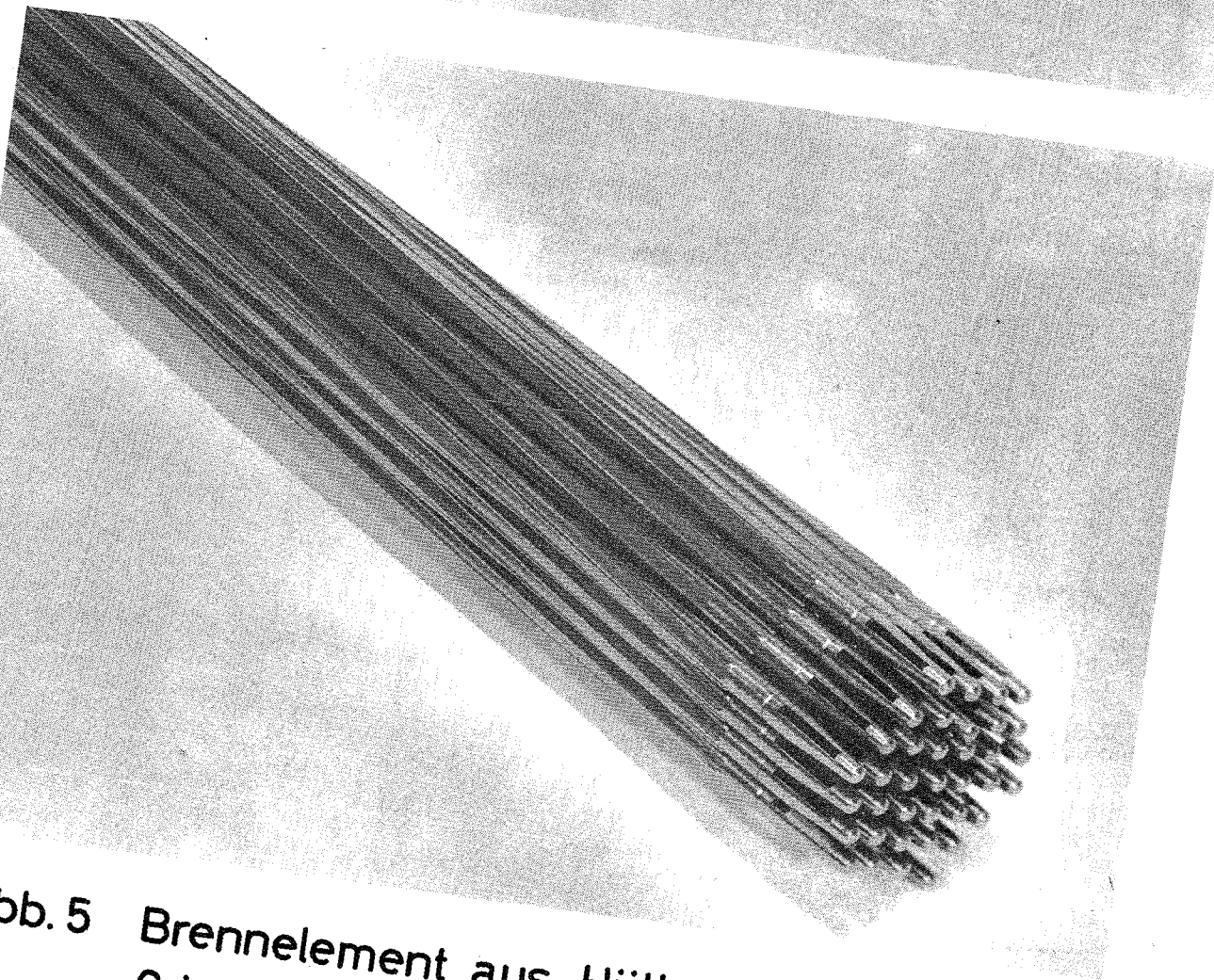
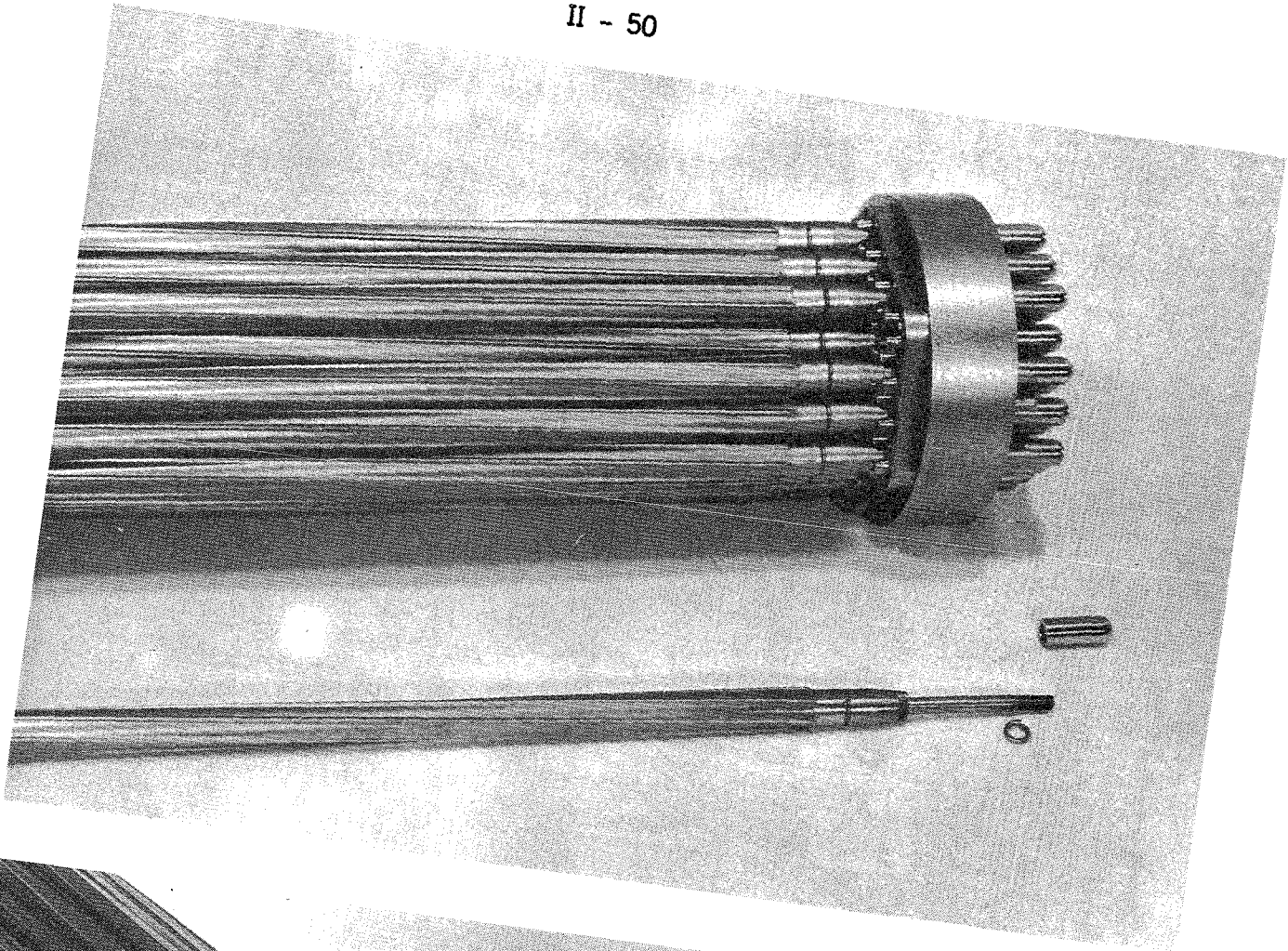


Abb. 5 Brennelement aus Hüllrohren mit
6 integralen Wendelrippen als
Abstandshalter

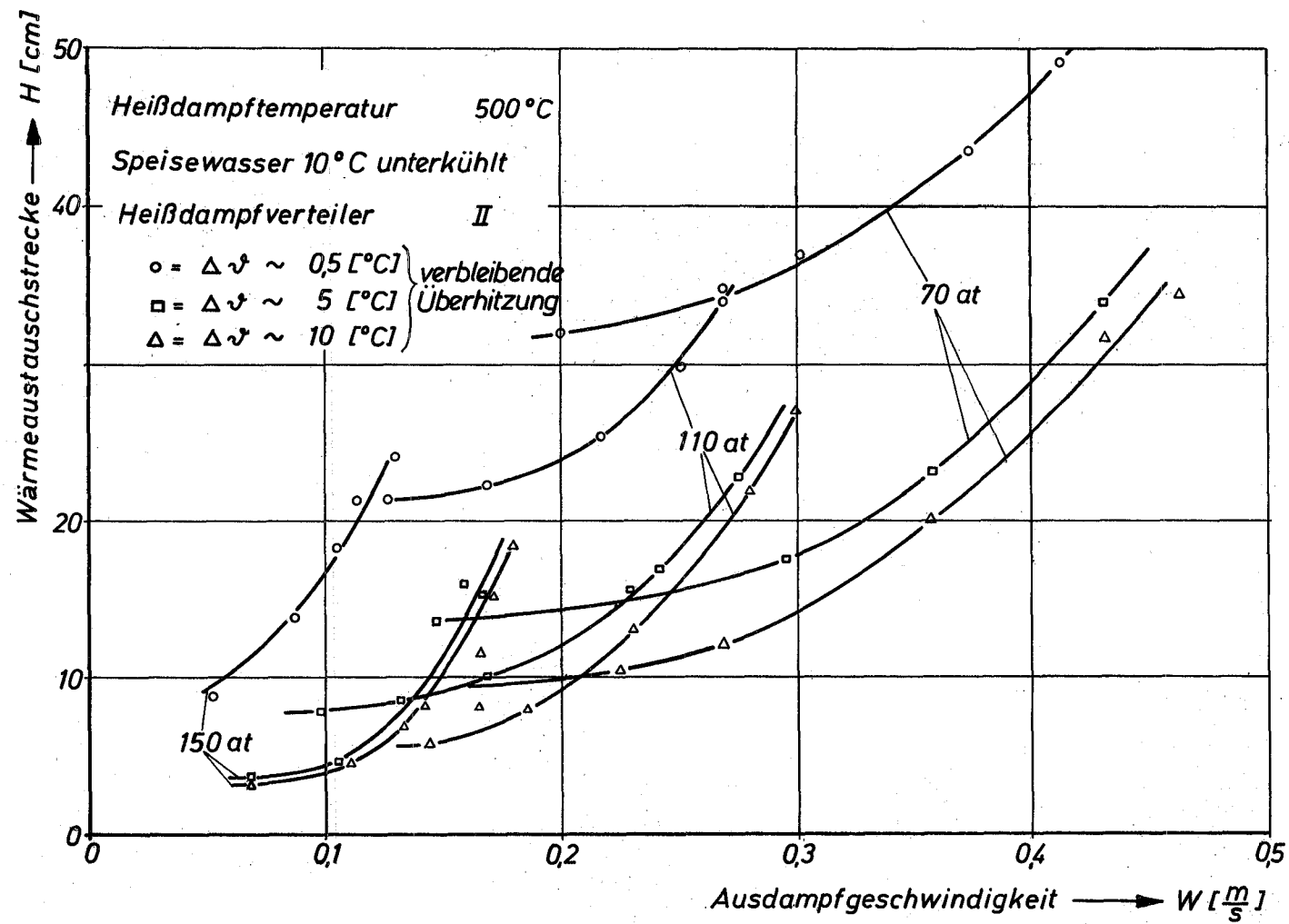
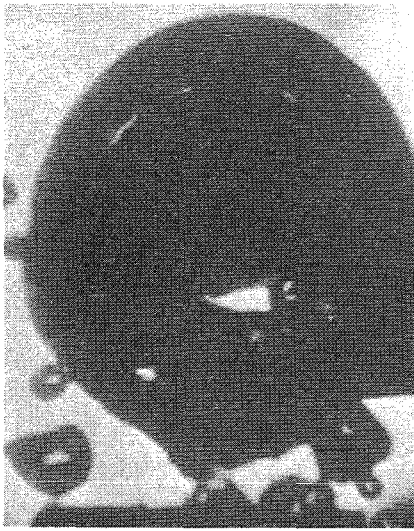


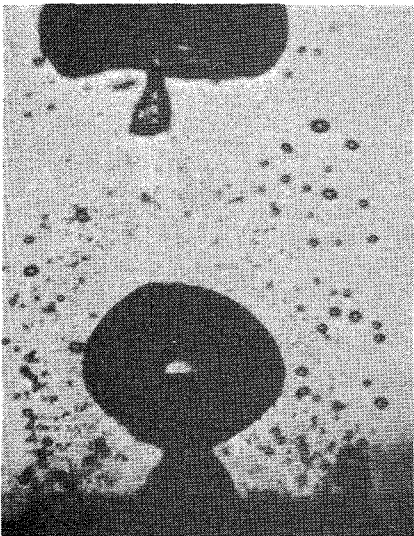
Abb. 6 Wasserraumhöhe im Löffler-Verdampfer



$p = 12$ [at]



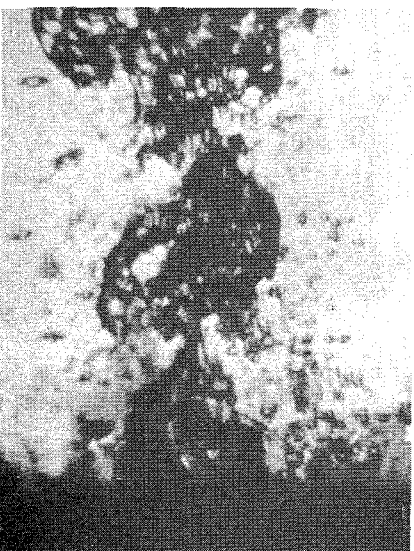
$p = 80$ [at]



$p = 150$ [at]



$p = 180$ [at]
DAMPFSCHLAUCH



$p = 212$ [at]
BEGINNENDE AUFLÖSUNG
DER PHASENGRENZE

**BEGASUNGSZUSTÄNDE AN
EINER 3 mm \varnothing DÜSE IN
ABHÄNGIGKEIT VOM SYSTEMDRUCK
HEISSDAMPF - GESÄTTIGTES WASSER**

MASESTROM = KONST. = 5 g /min
DAMPFÜBERHITZUNG = KONST. = 150 °C
VERGRÖSSERUNG = 5 x

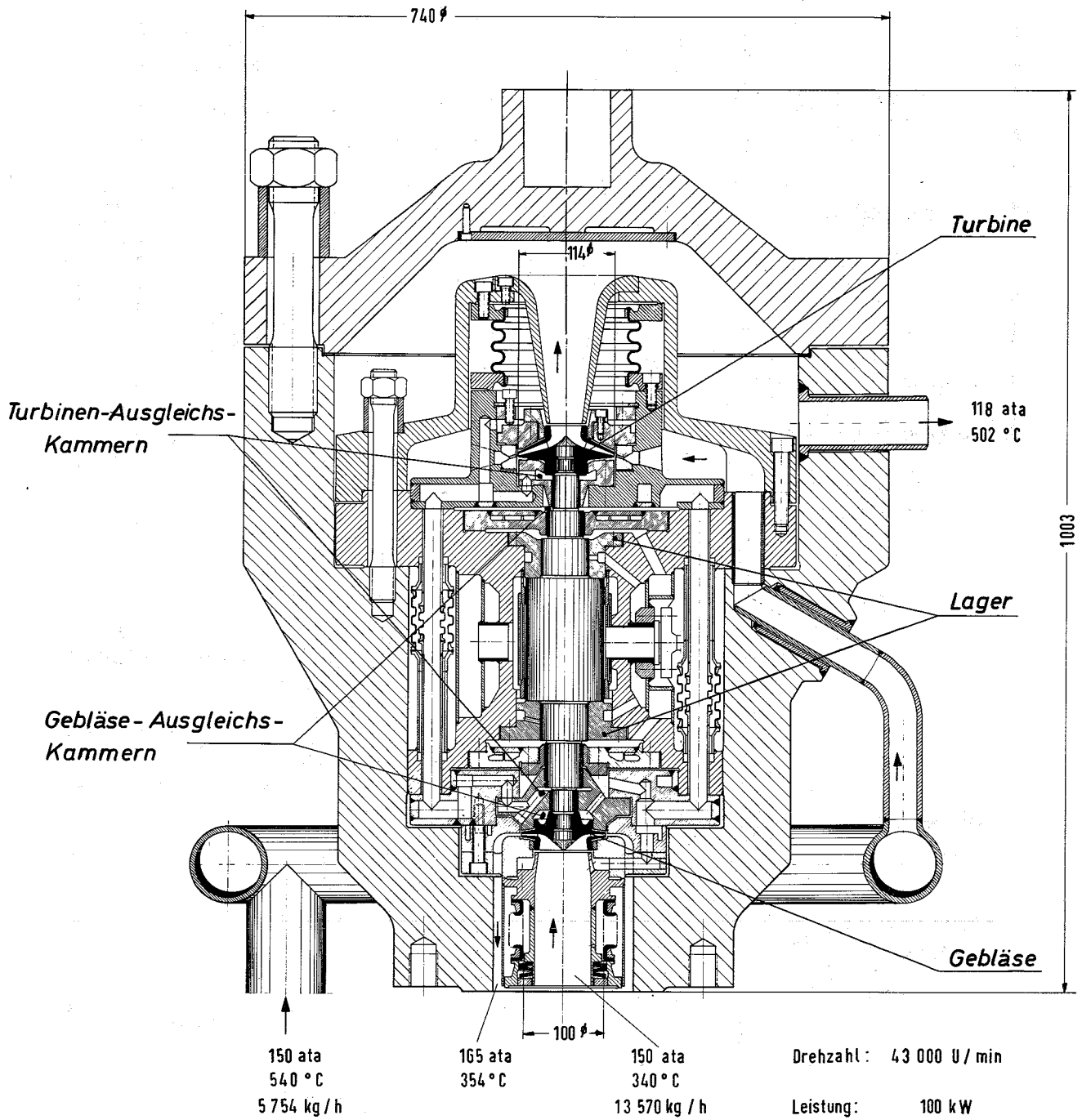


Abb. 8

Hochdruck - Dampfgebläse

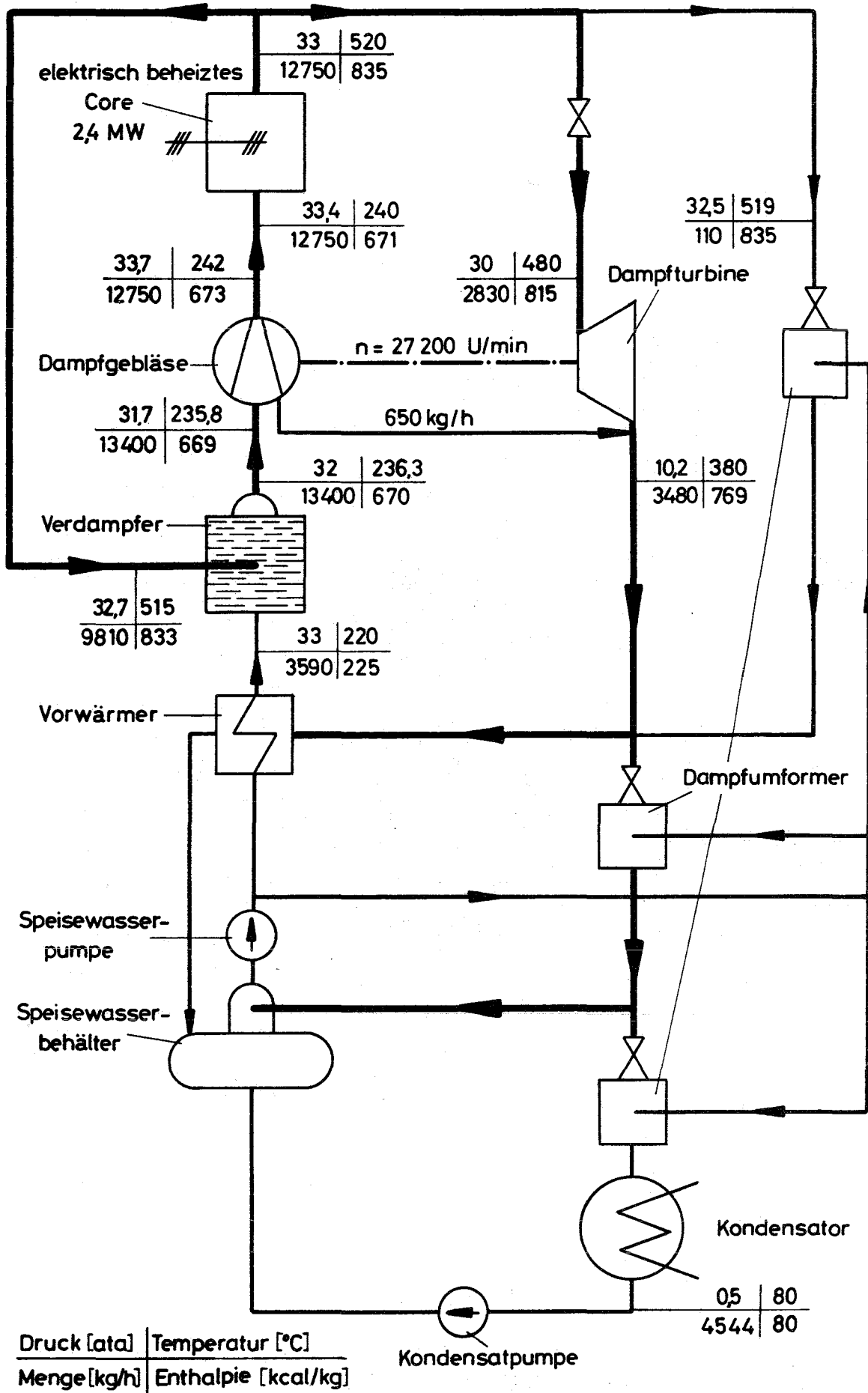


Abb. 9 Wärmeschaltbild des Niederdruckdampfkreislaufes

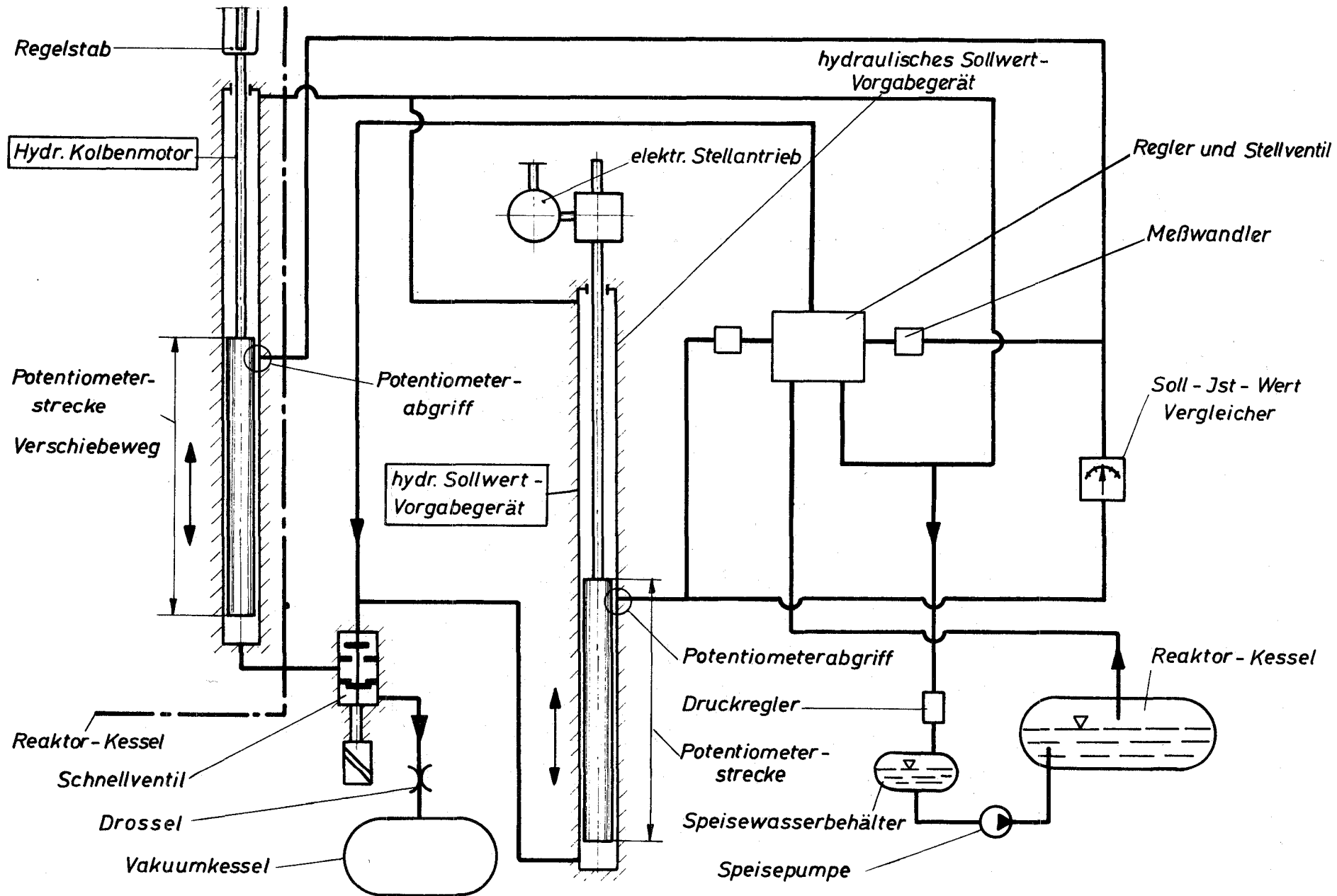


Abb. 10 Hydraulisches Regelstabsystem (Schaltschema)

3. Brennstab- und Hüllmaterialentwicklung

(Zusammengestellt von A. Gerken (PSB-PL),
G. Karsten (PSB-PL), S. Leistikow (IMF))

	<u>Seite</u>
3.1 Brennstabentwicklung	II - 57
3.1.1 Brennstabkonzept	II - 58
3.1.2 Stützwirkung des Brennstoffes	II - 58
3.1.3 Verträglichkeit des Brennstoffs mit der Hülle	II - 60
3.1.4 Stabtest im DFR	II - 60
3.2 Hüllmaterialentwicklung	II - 61
3.2.1 Out-of-pile-Zugversuche	II - 61
3.2.2 Zeitstand- und Kriechversuche	II - 62
3.2.3 In-pile Zeitstandversuche	II - 64
3.2.4 Kriechbeulversuche	II - 65
3.2.5 Beschreibung der Untersuchungsergebnisse	II - 66
3.3 Korrosion	II - 69
3.3.1 Semidynamische Untersuchungen der isothermen Heissdampf-Korrosion	II - 69
3.3.2 Statische Untersuchungen der isothermen Heissdampf-Korrosion	II - 72
3.3.3 Statische Heissdampf-Korrosionsversuche an Rohrkapseln unter Innendruck	II - 72
3.3.4 Übersicht über Arbeiten des RCN Petten	II - 73
3.4 Zusammenfassung und Schlussfolgerung	II - 74
Literatur	II - 78
Abbildungen	II - 83

3. Brennstab- und Hüllmaterialentwicklung

Die spezifischen Problemkreise ergeben sich durch die Aussendruckbelastung des Brennstabes und das Kühlmittel Dampf. Es sind kriech- und korrosionsfeste Hüllrohre zu entwickeln, die hohen Temperaturen und Neutronendosen standhalten, mit dem Brennstoff verträglich sind und grosse Brennelementstandzeiten erlauben.

3.1 Brennstabentwicklung

Es gab zahlreiche Fragen und Problemkreise zu lösen, die allgemeiner Natur sind und sowohl den Na- als auch den Dampf-Brüter betreffen. Hierunter fallen:

- Entwicklung von Herstellungsmethoden für Brüterbrennstoffe und -stäbe
- thermisches Verhalten von Brüterbrennstoffen
- Abbrandverhalten von Brüterbrennstoffen (Schwellen, Spaltprodukte, Spaltgasfreisetzung)
- mechanische, thermodynamische und chemische Eigenschaften von Brüterbrennstoffen

Die dampfspezifischen Arbeiten zum Brennstab beziehen sich auf:

- das Brennstabkonzept
- die Stützwirkung des Brennstoffs
- die Verträglichkeit des Brennstoffs mit der Hülle
- Stabtest im DFR

3.1.1 Brennstabkonzept

Ausgangspunkt war der hohe Kühlmitteldruck. Es wurden drei Konzepte diskutiert:

- a) Kriechfeste Hülle (der Brennstoff hat keine nennenswerte Stützwirkung)
- b) Duktile Hülle (die Hülle stützt sich auf dem Brennstoff ab)
- c) Druckentlastete Hülle (Druckausgleichsystem)

Das Konzept b) trat bald in den Hintergrund, da sich zeigte, dass die Duktilität der Hüllmaterialien unter Bestrahlung nicht ausreicht und zum anderen die Stützwirkung des Brennstoffes zu hoch veranschlagt worden war. Die Entwicklung eines Druckausgleichsystems (Konzept c) wurde erst in den letzten Jahren aufgegriffen und wird im Kap. 7 des Anhanges 1 behandelt. Zum Konzept der kriechfesten Hülle wurden umfangreiche Systemstudien durchgeführt, die ihren Niederschlag im wesentlichen in der D1- und ENEA-Studie fanden. Im experimentellen Programm wurde das Kriechbeulverhalten von Hüllrohren untersucht.

3.1.2 Stützwirkung des Brennstoffes

Die Stützwirkung des Brennstoffes wird relevant für die Konzepte a) und b). Ausgehend von out-of-pile Kriechdaten konnte man für Mischoxide recht hohe Werte erwarten. Die thermischen out-of-pile Kriechdaten haben jedoch bis heute noch eine sehr grosse Schwankungsbreite, so dass jede Abschätzung recht unsicher ist und die Fehlerbreite mehrere Zehnerpotenzen umfasst.

Aufgrund theoretischer Überlegungen [1] kam man 1967 zum Schluss, dass unter Bestrahlung die Kriechgeschwindigkeit - und damit auch der Brennstoffstützdruck - um Größenordnungen höher bzw. niedriger sein kann als bei den out-of-pile Kriechdaten, so dass eine Extrapolation derselben sehr fragwürdig wurde.

Es wurden Kriechapparaturen entwickelt, die die Kriechgeschwindigkeit von Kernbrennstoffen unter Bestrahlung messen sollten. Erste qualitative Vorversuche im FR2 (Projekt 73a, 73b) in den Jahren 1968/69 bestätigten die theoretischen Überlegungen. Ab 1969 kam dann im FR2 eine Kapsel zum Einsatz, die eine kontinuierliche Messung der Kriechgeschwindigkeit unter Bestrahlung ermöglichte. Die Ergebnisse (Abb. 1) führen bei niedrigen Temperaturen von 400 bis 600 °C auf einen Brennstoffschwelldruck von etwa 100 at. Zu höheren Temperaturen hin ist ein ganz leichter Abfall zu erwarten. - Die therm. induzierte Kriechgeschwindigkeit ist bei Temperaturen unter 1000 °C um mehrere Größenordnungen kleiner. Erst bei Temperaturen über 1300 °C dürfte sie überwiegen.

Aus diesen Arbeiten kann gefolgert werden, dass die Stützwirkung des Brennstoffes im Brennstab etwa maximal 100 at beträgt, jedoch sind im heissen Kanal die tragenden Schichtdicken sehr dünn. Ausserdem sind die Tabletten durch die therm. Belastung in Segmente zerissen, wobei die einzelnen Segmente sich im plastischen Bereich aufeinander abstützen, so dass die möglichen Stützkräfte um mehr als eine Zehnerpotenz kleiner sein dürften.

Die bisherigen Messungen wurden an UO_2 gemacht. Das weitere Programm sieht Mischoxid vor. Es werden Bestrahlungen im BR2 (Mol 10, Mol 12) und FR2 (73d) durchgeführt. Dabei sollen die wesentlichen Parameterabhängigkeiten, wie Temperatur, Spaltungsrate und Brennstoffdichte erfasst werden.

3.1.3 Verträglichkeit des Brennstoffs mit der Hülle bei hohen Temperaturen und hohen Abbränden

Die Arbeiten beschränkten sich auf Laborversuche. Dabei wurde die Abhängigkeit von der Stöchiometrie, der Temperatur und dem Hüllmaterial systematisch untersucht [2], [3]. Der Abbrandeinfluss wurde mit simulierten Spaltprodukten [4] nachgebildet. Es zeigte sich, dass die Verträglichkeit von oxidischem Brennstoff mit Nickelbasislegierungen im interessierenden Temperaturbereich, wie auch bei den Stählen, gut ist. Unter Bestrahlung im Temperaturgradienten ist jedoch mit einem stärkeren Korrosionsangriff schon bei Temperaturen über 650 °C und Abbränden um etwa 10 % zu rechnen (VAK-Versuche der AEG).

3.1.4 Stabtest im DFR (Trefoil 307)

Dieser Test hat zum Ziel, die zweite Lebenshälfte (Aussendruck Innendruck) eines DSR-Hüllrohres zu simulieren. Es geht um die Kriechaufweitung der Hülle durch das Brennstoffschwellen und um die Änderung der Hüllwerkstoffeigenschaften im schnellen Neutronenfluss. Das Trefoil ging im Sept. 1969 in den DFR.

Die Auslegung ist DSR-spezifisch, als Hüllrohrwerkstoff wurde die aussichtsreiche Variante Incoloy 800 eingesetzt. Die wichtigsten Auslegungsdaten sind:

Anzahl der Stäbe	3
Brennstablänge	719 mm
Hüllrohrabmessungen	7 \emptyset x 0,4 mm
Brennstoff	UO ₂ /PuO ₂ (25 % PuO ₂)
Dichte (Tabl./Schmierd.)	86/82 % T. D.
Brennstoff/Brutstofflänge	270/125 mm
max. Stableistung	460 W/cm
max. Abbrand	60.000 MWd/tM
max. Hüllrohrtemperatur	690 °C

Ausserdem werden im Experiment DFR 397 Proben aus Incoloy 800, Hastelloy X und Inconel 625 zur Ermittlung des Schwellverhaltens bis zu einer Dosis von 10^{23} n/cm² im schnellen Fluss bestrahlt.

3.2 Hüllmaterialentwicklung

Diese Entwicklung läuft seit 1966. Es wurden folgende Arbeiten durchgeführt:

3.2.1 Out-of-pile Zugversuche

- a) an unbestrahlten Proben
- b) an bestrahlten Proben

zu a)

Diese Untersuchungen dienen insbesondere zur schnellen Ermittlung des Einflusses thermomechanischer Behandlungen von Hüllwerkstoffen auf deren mechanische Eigenschaften. Sie stellen damit einen wichtigen Schritt im Hinblick auf die stetige Verbesserung der Hüllwerkstoffe dar. Ein weiterer wesentlicher Punkt der Untersuchungen war in Zusammenhang mit den Bestrahlungsversuchen darüber hinaus die Ermittlung der Zusammenhänge zwischen Gefügeausbildung, mechanischen Eigenschaften und Strahlenversprödung.

Die Arbeiten dienen darüber hinaus dem Vergleich und der weiteren Auswahl von Materialien und Versuchsbedingungen für Bestrahlungsexperimente.

zu b)

Die Bestrahlungsexperimente zur Bereitstellung von Zugproben wurden hauptsächlich im BR2 durchgeführt. Der Aufbau der Mol 1 Einsätze ist relativ einfach, daher können diese Experimente kurzfristig geplant und durchgeführt werden. Der Einsatz befindet sich im Innern eines 6-Schalen Brennelementes mit einem nutzbaren Durchmesser von 25,4 mm. Das Reaktorkühlmittel Wasser strömt von oben nach unten durch das Mantelrohr des Einsatzes und umspült dabei die Proben. Je nach

Mantelrohrdurchmesser können bis zu 163 Rund-, 132 Flach- oder 70 Kerbschlagproben pro Einsatz bestrahlt werden. Die Prüflinge sind zu einer Probenkette zusammengefasst, die im Mantelrohr befestigt ist. Der Einsatz ist nicht instrumentiert. Die Neutronendosis wird nachträglich an Hand eingebauter Detektorkapseln bestimmt, die anstelle von Prüflingen in der Probenkette eingefügt sind.

Für Mol 1 Einsätze lagen z.B. folgende Bestrahlungsbedingungen vor:

typische Bestrahlungsposition:	B 120, B 240
maximaler Neutronenfluss:	4,4 x 10 ¹⁴ n/cm ² sec (therm.) 6,6 x 10 ¹⁴ n/cm ² sec (> 0,1 MeV)
mittlere Dosis pro Zyklus (etwa 300 h):	3,5 x 10 ²⁰ n/cm ² (therm.) 5,0 x 10 ²⁰ n/cm ² (> 0,1 MeV)

Die folgende Aufstellung gibt eine Übersicht über die durchgeführten Zugversuche:

Inconel 625	402 Proben
Inconel 750	196 Proben
Inconel 718	170 Proben
Incoloy 800	144 Proben
Inconel 600	74 Proben
IN 102	16 Proben
Mol 3A (Inconel 718,625)	176 Proben
insgesamt	1178 Proben

3.2.2 Zeitstand- und Kriechversuche an hochwarmfesten Legierungen

Das Langzeitverhalten der Hüll- und Strukturwerkstoffe, gekennzeichnet durch die Zeitstand- und Kriecheigenschaften, war ein wesentlicher Punkt der Werkstoffarbeiten im Rahmen des PSB. Die Arbeiten konzentrierten

sich auf die Ermittlung optimaler Zustände potentieller Hüllwerkstoffe sowie das Verhalten von dünnwandigen Rohren unter mehrachsiger Beanspruchung. Auch für diese Daten lieferten die Bestrahlungsexperimente Mol 1 und auch Mol 3 den Hauptteil der Proben.

Bei den Mol 3-Versuchen werden Flachproben aus ausgewählten Legierungen bei hohen Temperaturen bis zu einer Dosis von 10^{22} nvt ($> 0,1$ MeV) bestrahlt und anschließend in den Zeitstandanlagen der Heissen Zellen untersucht. In den Einsätzen können je 36 Flachproben bestrahlt werden, die in 3 Paketen zu je 12 Prüflingen assembliert sind. Zur Schaffung guter Temperaturverhältnisse sind die Prüflinge von einer Cu-Matrix umgeben. Zwischen der Cu-Matrix und dem Kapselrohr befindet sich ein Gasspalt. Die Bestrahlungstemperatur liegt zwischen 600 und 700 °C und wird allein durch die γ -Heizung des Reaktors erreicht. Die Temperatur der Proben wird durch Thermolemente in der Cu-Matrix kontrolliert und durch ein He/Ne-Gemisch im Gasspalt mit variabler Zusammensetzung geregelt. Der Einsatz befindet sich im Innern eines 6-Schalen-Brennelementes mit einem nutzbaren Durchmesser von 17,4 mm.

Bei den bisherigen Mol 3-Einsätzen lagen im Durchschnitt folgende Bestrahlungsbedingungen vor:

Bestrahlungsposition:	A150, A210
maximaler Neutronenfluss:	$4,6 \times 10^{14}$ n/cm ² sec (therm.)
	$6,6 \times 10^{14}$ n/cm ² sec ($> 0,1$ MeV)
mittlere Dosis pro Zyklus (etwa 300 h):	$3,8 \times 10^{20}$ n/cm ² (therm.)
	$5,5 \times 10^{20}$ n/cm ² ($> 0,1$ MeV)

Die folgende Aufstellung gibt eine Übersicht über die Zeitstandversuche:

Legierung	Temp.-Bereich [°C]	max. Stand- zeit [h]	Probenzahl 5000 h
Inconel 625	650 - 800	15.000	5
Inconel 718	650 - 800	13.000	5
Incoloy 800	650 - 700	19.000	9 1
Incoloy (Blechproben)	650	1.000	-
Incoloy (Sonderschm.)	650 - 750	6.000	6
Inconel 600	650 - 700	6.000	1
IN 102	650	11.000	1
RGT6-Bor	700	5.000	2
RGT6-Zr	700 - 750	6.000	1
RGT12	750 - 870	2.000	-
Temperaturbereich 650 - 870 °C			
		max. Standzeit	19 000 h

3.2.3 In-pile Zeitstandversuche

Die bereits erwähnten Bestrahlungsexperimente wurden ergänzt durch in-pile Zeitstandversuche mit dem Experimenttyp Mol 2. In der Mol 2-Anlage können in zwei Einsätzen gleichzeitig 16 innenbeheizte und druckbeaufschlagte Röhrrchen mit den Abmessungen 7 mm \varnothing x 45 mm bzw. 6 mm \varnothing x 45 mm bestrahlt werden. In Abhängigkeit vom Innendruck wird die Zeit bestimmt, nach der die Röhrrchen geborsten sind. Dadurch erhält man für die einzelnen Legierungen Zeitstandfestigkeitskurven, die bei der Auslegung von Brennelement-Hüllrohren verwendet werden. Durch die anschliessend in den Heissen Zellen gemessenen Bruchdehnungen lassen sich erste Anhaltswerte über das in-pile Kriechverhalten der verschiedenen Legierungen gewinnen.

Der Einsatz befindet sich im Innern eines 6-Schalen-Brennelementes mit einem nutzbaren Durchmesser von 17,4 mm. Insgesamt befinden sich in einem Einsatz 8 Prüflinge, die in einem Probenträger stecken und übereinander angeordnet sind. Der Probenträger enthält Nuten, in denen die Versorgungsleitungen geführt werden. Jeder Prüfling ist mit einem Heizleiter, einer Druckleitung und bis zu drei Thermoelementen versehen. Durch die elektrische Heizung können die Temperaturen über eine Regeleinrichtung bis auf ± 1 °C konstant gehalten werden.

Die Mol 2-Anlage arbeitet seit 4 Jahren einwandfrei. Bestrahlungsbedingungen für Mol 2 Einsätze:

Bestrahlungsposition:	C41, C319
maximaler Neutronenfluss:	$3,8 \times 10^{14}$ n/cm ² sec (therm.)
	$5,5 \times 10^{14}$ n/cm ² sec (> 0,1 MeV)
mittlere Dosis pro Zyklus (etwa 300 h)	$2,7 \times 10^{20}$ n/cm ² (therm.)
	$4,0 \times 10^{20}$ n/cm ² (> 0,1 MeV)

3.2.4 Kriechbeulversuche an unbestrahlten Proben

Bei der experimentellen Untersuchung des Kriechbeulverhaltens dünnwandiger Rohre aus hochwarmfesten Werkstoffen wurden u.a. die in der Abb. 2 und 3 dargestellten Ergebnisse erzielt [5]. Untersucht wurden glatte und berippte Rohre der Abmessungen 7 mm Durchmesser und 0,4 mm Wandstärke aus den Werkstoffen Hastelloy X, Incoloy 800 mit hohem und niedrigem Ti/Al-Legierungsanteil, Inconel 625 in lösungsgeglühter und ungeglühter Ausführung sowie Inconel 718.

Die wichtigsten Ergebnisse sind:

- Das beste Kriechbeulverhalten weisen bei 700 °C lösungsgeglühtes Inconel 625 und Incoloy 800 mit hohem Ti/Al-Legierungsgehalt auf (Abb. 2).
- Keine der untersuchten Legierungen kann bei einer Rohrwandtemperatur von 700 °C bei dem Konzept der kriechfesten Hülle die in einem dampfgekühlten schnellen Brutreaktor auftretenden Kühlmitteldrücke ertragen, sofern man von der Möglichkeit eines Aufpumpens des Hüllrohres vor Inbetriebnahme absieht (Abb. 2).
- Rippen als integraler Bestandteil der Rohrwand bewirken keine Veränderung des Kriechbeulverhaltens.
- Beim Kriechbeulen treten sowohl bei glatten als auch bei berippten Rohren ausschliesslich zweiwellige Beulformen auf.
- Die Hoff'sche Kriechbeultheorie stellt eine geeignete Grundlage zur Vorherbestimmung des Kriechbeulverhaltens dar, wenn die Gewähr gegeben ist, dass der Rohrwerkstoff im Langzeiteinsatz thermodynamisch stabil bleibt (Abb. 3).

3.2.5 Beschreibung der Untersuchungsergebnisse

Bei den Legierungen, die ihre Festigkeit durch Mischkristallhärtung erhalten, sind vor allem Inconel 625, Hastelloy X und Incoloy 800 von Interesse.

Der erkennbar höheren Festigkeit von Inconel 625 im Vergleich zu Hastelloy X im unbestrahlten Zustand steht

die neutronenphysikalisch etwas günstigere chemische Zusammensetzung von Hastelloy X gegenüber. Inconel 625, das durch seine hohe Zeitstandfestigkeit besonders interessant schien, verliert, wie Zugversuche an bestrahlten Proben gezeigt haben, bei höheren Temperaturen sowohl an Festigkeit als auch an Duktilität. Proben, die im BR2 bei Dosen bis zu 2×10^{21} n/cm² bestrahlt wurden, hatten im Zugversuch eine deutlich herabgesetzte Streckgrenze und Zugfestigkeit bei gleichzeitig starker Abnahme der Bruchdehnung.

Der Einfluss der Neutronenbestrahlung auf die Langzeitwerte von Inconel 625 ist in Abb. 4 wiedergegeben. Die gemessenen Werte wurden an Blechproben ermittelt. Wie dem Bild zu entnehmen ist, reduziert sich durch die Bestrahlung die Standzeit bei gleicher Belastung um einen Faktor 20 bis 30.

Als Ergebnis der bisherigen Bestrahlungsversuche an Inconel 625 kann man feststellen, dass die guten Langzeitwerte und die Duktilität dieser Legierung durch die Bestrahlung so stark herabgesetzt werden, dass ein Einsatz als Hüllwerkstoff fraglich erscheinen muss.

Die zweite mischkristallgehärtete Nickellegierung, die zum Kreis der möglichen Hüllwerkstoffe gezählt werden kann, ist Hastelloy X. Die vorliegenden Bestrahlungsversuche lassen auch bei dieser Legierung wie zu erwarten war, einen starken Einfluss der Bestrahlung bei höheren Temperaturen auf die mechanischen Eigenschaften erkennen.

Die vorliegenden Ergebnisse von Rohrrinnendruckversuchen an bestrahlten Proben zeigen, dass Hastelloy X bei längeren Standzeiten Festigkeiten besitzt, die mit den vorher gezeigten Inconel 625-Werten durchaus vergleichbar sind (Abb. 5, 6).

Der austenitische Stahl Incoloy 800 wird wegen seines relativ hohen Nickelgehaltes ebenfalls für Dampfkühlung in Erwägung gezogen. Eine Beurteilung der bisherigen Ergebnisse ist allerdings nur möglich und sinnvoll, wenn man sich vor Augen führt, dass dieser Werkstoff wie keine andere Nickellegierung ein sehr starkes Streuband der mechanischen Eigenschaften auf Grund geringer Unterschiede in der chemischen Zusammensetzung zeigt. Die entscheidenden Elemente sind hierbei Aluminium, Titan und Kohlenstoff. Je nach Hersteller kann man Legierungen vom Incoloy-Typ mit und ohne Aluminium und mit hohem oder niedrigem Kohlenstoffgehalt beziehen.

In Abb. 7 sind die Standzeitkurven für drei verschiedene Incoloy-Qualitäten wiedergegeben. Man erkennt deutlich das breite Streuband, das sich durch die unterschiedlichen Gehalte von Al, Ti und C ergibt. Entsprechend dem Festigkeitsverhalten ändert sich auch die Duktilität dieser Legierung mit ihrer chemischen Zusammensetzung. Die Legierung mit hoher Festigkeit zeigt geringere Dehnungen und umgekehrt. In dieser Tatsache liegt auch die Ursache für das unterschiedliche Bestrahlungsverhalten, über das in der Literatur berichtet wird. Die im Rahmen der in-pile burst-test-Reihe erhaltenen eigenen Ergebnisse, die an fast Al und Ti-freiem Incoloy 800 gemessen wurden, werden in Abb. 8 wiedergegeben. Zwar zeigt sich auch hier eine Abnahme der Zeitstandfestigkeit bei 600 und 700 °C, aber die erhaltenen Dehnungen, die im Mittel um 3 - 4 % liegen, lassen erkennen, dass die Hochtemperaturversprödung bei dieser Legierung nicht zu einem völligen Rückgang der Duktilität führt.

3.3 Korrosion

Nach Abschluss des Untersuchungsprogrammes der General Electric für den thermischen Überhitzerreaktor EVESR ergab sich für eine Dampfbrüterentwicklung die Notwendigkeit systematischer Heissdampfkorrosionsuntersuchungen von verschiedenen Heissdampfmaterialien in Abhängigkeit vom

- Oberflächen- und Gefügestand des Materials
- überlagerten mechanischen Spannungszustand des Materials
- Gasgehalt des Dampfes
- Wärmefluss in der Materialwandung
- Neutronenfluss im Reaktor

Im Kernforschungszentrum Karlsruhe wurde deshalb ein Entwicklungsprogramm vorbereitet, das der Gesamtheit der zu untersuchenden Parameter Rechnung trägt, von dem aber bisher nur die drei ersten der fünf genannten Vorhaben zur Ausführung kamen. Während darüber im folgenden berichtet wird, muss in Bezug auf die beiden ausstehenden technischen Vorhaben auf die Beschreibung der noch durchzuführenden Untersuchungen im Anhang 3 dieses Berichtes verwiesen werden.

3.3.1 Semidynamische Untersuchungen der Isothermen Heissdampf-Korrosion in Laborkreisläufen

Semidynamische Heissdampf-Korrosionsversuche wurden an Heissdampf-Legierungen bei 620 °C, 1 at, 1 ÷ 6 cm/sec unter Variation der Legierungszusammensetzung, des Oberflächen- resp. Gefügestandes und des Sauerstoffgehaltes im Dampf durchgeführt. In diese langzeitigen Experimente wurden 1 mm starke, 10 cm² grosse Blechproben der Legierungen Werkstoff Nr. 4301, Nr. 4961, Incoloy 800, Inconel 600, Hastelloy X, Inconel 718 und 625 im geglähten, gebeizten Zustand (wie angeliefert), im lösungsgeglähten, elektropolierten Zustand

und im geschmirgelten Anlieferungszustand eingesetzt. Der Sauerstoffgehalt des Dampfes wurde zwischen der Nachweisbarkeitsgrenze von wenigen hundert ppb und 8 ppm variiert. Die durch gravimetrische, metallographische und chemisch-analytische Auswertung erarbeiteten Ergebnisse lassen sich wie folgt zusammenfassen.

Einfluss der Legierungszusammensetzung

Die Resultate der gravimetrischen Untersuchungen der Legierungsproben zeigen eine Zunahme der Korrosionsbeständigkeit mit wachsendem Nickel- (Molybdän-, Niob-) Gehalt der Legierungen. Eine Ausnahme stellt die Legierung Inconel 600 dar, deren speziell interkristalliner Korrosionsmechanismus unter Einschluss metallischer Gefügebestandteile häufig eine Beeinträchtigung der Beständigkeit zur Folge hat. Es weisen also die austenitischen CrNi-Stähle eine mässige bis gute, die Nickellegierungen mit den matrixhärtenden Molybdän- und Niob-Zuständen eine hohe Korrosionsbeständigkeit auf.

Einfluss des Oberflächen- resp. Gefügestandes

Materialproben im geglühten, gebeizten Anlieferungszustand zeigen bei Korrosionsreaktionen innerhalb ihres etwa $8 \div 10 \mu$ tiefen chromverarmten Oberflächenbereiches eine gegenüber elektropolierten Proben anfänglich beschleunigte Korrosionsreaktion. Rekristallisierte, kornvergrößerte Proben zeigen eine im Vergleich zu spannungsfrei geglühtem, elektropoliertem Material erniedrigte Korrosionsbeständigkeit durch Verminderung der freien Diffusionswege für Chrom.

Geschmirgelte Proben zeigen dagegen eine Steigerung der Korrosionsbeständigkeit, die für die austenitischen CrNi-Stähle extrem stark ist, bei zunehmendem Nickelgehalt der Legierungen jedoch entfällt und sogar zu

geringfügig erhöhten Korrosionsverlusten führt. Nach einer so weitgehenden Kaltverformung der Oberflächenstruktur wird also das Ausmass des Korrosionsangriffes weniger durch die Legierungsbasis als durch die in etwa gleichen Anteilen vorhandenen unedlen Legierungselemente Cr, Mn, Si, Al, Ti, deren Diffusivität und selektive Oxydation bestimmt.

Nach speziellen Heissdampf-Korrosionsversuchen an Incoloy 800-Bleichen der Kaltverformungsgrade 10, 30, 50, 60, 70 und 90 % ist gesichert, dass die Beziehung zwischen dem Grad der Kaltverformung und der Heissdampfkorrosion durch eine negative Exponentialfunktion wiedergegeben werden kann. Gemäss dieser Funktion ist für eine oberflächliche Schichtdicke von $3 \div 5 \mu$ der Grad der Kaltverformung geschmirgelter Proben mit $80 \div 90 \%$ anzusetzen.

Einfluss des Sauerstoffgehaltes in Dampf

Sauerstoff im Dampf bewirkt vor allem die Aufoxydation oxidischer Deckschichten und den Transport von dampflöslichen Oxidhydraten in die Kondensatphase. Von diesem Angriff sind weniger die gebeizten, leicht chromverarmten Oberflächen als vielmehr die geschmirgelten betroffen, in denen es - wie eben erwähnt - zu einer selektiven Cr_2O_3 -Bildung und Aufoxydation zum CrO_3 kommt.

Modellversuche des CrO_3 -Transportes in sauerstoffhaltigem Dampf wurden an gesinterten Cr_2O_3 -Pellets und unter quantitativer Bestimmung des Cr(VI)-Gehaltes im Dampf kondensat durchgeführt. Sie bestätigen die Richtigkeit der getroffenen Annahmen. Sauerstoff in Dampf zeigte auf die anfängliche Oxydation elektropolierter Incoloy 800-Proben einen stark inhibierenden Effekt, auf die Oxydation gebeizter Proben einen stark verlangsamenden Einfluss durch Aufoxydation der Fe_3O_4 -Deckschicht zu einer haftfesten $\alpha\text{-Fe}_2\text{O}_3$ Bedeckung.

Sauerstoffreicher Dampf reagierte im Prinzip schneller mit den untersuchten Materialien. Bei geschmirgelten Proben blieb der Oxidtransport aus, so dass unter Gewichtszunahme dünne, chromreiche Oxidschichten aufwuchsen. Bei Zufuhr von sauerstoffhaltigem Dampf wurden diese Schichten sogleich aufoxydiert und langsam abgetragen.

3.3.2 Statische Untersuchungen der isothermischen Heissdampf-Korrosion in Autoklaven

Statische Heissdampf-Korrosionsuntersuchungen wurden bei 600 °C, 70 at an Heissdampf-Legierungen unter Variation der Legierungszusammensetzung sowie des Oberflächen- bzw. Gefügestandes durchgeführt. Dabei wurden Proben der unter 3.3.1 genannten Legierungen ohne Variation des Sauerstoffgehaltes bei 600 °C, 70 at im lösungsgeglühten, elektropolierten Zustand und geschmirgelten Anlieferungszustand eingesetzt.

Die Ergebnisse sind mit denen der atmosphärischen Kreislaufversuche qualitativ voll identisch: Eine sehr differenzierte Korrosionsbeständigkeit der elektropolierten, lösungsgeglühten Proben, eine sehr ähnliche, für die austenitischen CrNi-Stähle, stark erhöhte Korrosionsbeständigkeit der geschmirgelten Proben; entsprechend dem sehr niedrigen Sauerstoffgehalt des Dampfes, eine kräftige Korrosion der elektropolierten, lösungsgeglühten Proben, eine mässige, aber deckschichtbildene Korrosion der geschmirgelten Proben. Ein Einfluss des gegenüber den Kreislaufversuchen erhöhten Dampfdruckes ist nicht erkennbar.

3.3.3 Statische Heissdampf-Korrosionsversuche an Rohrkapseln unter Innendruck

Zur Klärung der Frage, ob und inwieweit das Zeitstandverhalten von Brennelement-Hüllrohren durch die

gleichzeitig zur mechanischen Beanspruchung ablaufende chemische Korrosion der Oberfläche beeinträchtigt werden kann, wurden Heissdampf-Innendruckversuche an einseitig verschweissten Rohrkapseln aufgenommen. Dabei wurde unter statischen Dampfbedingungen bei 650 °C und Zugspannungen gearbeitet, die der 1 %-Zeitdehngrenze bzw. 80 % der Zeitstandfestigkeit (1000 Std.) entsprechen. Zur Untersuchung kam erneut das volle Spektrum der erwähnten Heissdampf-Legierungen.

An mehreren Materialien wurde eine der Reaktionsfront vorauseilende, korngrenzenorientierte Metalloxydation festgestellt, die bislang nur dann ein beachtenswertes Ausmass erreichte, wenn mechanische Überspannung oder ein ausscheidungsarmer Zustand in den Korngrenzen vorlag, der im Fall der Nickelbasislegierungen eine schnelle interkristalline Oxydation begünstigte.

3.3.4 Übersicht über Arbeiten des RCN Petten

Flachproben von Inconel 625, Hastelloy X 280 und Incoloy 800 sind in Dampf in lösungsgeglühtem Zustand und im Zustand "lösungsgeglüht u. 20 % kaltverformt und Glühung 800 °C" untersucht worden, und zwar bei einer Dampfgeschwindigkeit von 5 m/s bei 550, 650 und 750 °C und bei Dampfgeschwindigkeiten von 15 und 85 m/s bei 550 °C. Bei 550 °C und 750 °C wurden die Proben

- a) im wärmebehandelten, ausgelagerten oder getemperten
- b) im wärmebehandelten u. elektropolierten

Zustand untersucht. Bei 650 °C wurden ausserdem wärmebehandelte und geschliffene sowie aufgeraute Proben getestet.

Probenuntersuchungen nach dem Korrosionsangriff erstreckten sich auf Messung der Dicke der anhaftenden Oxidschicht, des Gesamtabtrages des Metalles und des Metallverlustes an das System, ferner auf die metallographische

und Mikrosonden-Untersuchung des anhaftenden Oxidfilms und der anschliessenden diffusionsgestörten Legierungsschicht, auf die wichtigsten Verbindungen in den Oxidfilmen (durch Röntgenstrahlbeugung), die Zugfestigkeit bei den Korrosionstesttemperaturen und auf die Härte bei Zimmertemperatur.

Bis Ende 1970 sind Ergebnisse der 12000 h-Versuche erst in begrenzter Zahl verfügbar. Der allgemeine Schluss aus den Versuchen nach 6000 h Dauer, wie er in dem Bericht RCN-109, Okt. 1969, beschrieben wurde, scheint sich bestätigt zu haben. Hastelloy X 280 ist hinsichtlich Korrosion die beste Legierung. Der Gesamtabtrag hierfür belief sich nach 12000 h Dauer auf 85 bis 130, 110 bis 140 bzw. 60 bis 265 mg/dm² bei 550, 650 und 750 °C. Sowohl Inconel 625 als auch Incoloy 800 zeigten Werte, die demgegenüber 2 bis 4 mal so gross waren.

Der Abschlussbericht über dieses Korrosionsprojekt wird Anfang 1972 erscheinen.

3.4 Zusammenfassung und Schlussfolgerung

Brennstabentwicklung

Von den verschiedenen Brennstab-Konzepten hat sich die kriechfeste Hülle als die aussichtsreichste Variante herausgestellt. Dabei wird davon ausgegangen werden, dass der Brennstoff keine nennenswerten Stützkräfte aufbringen kann, wie erste Brennstoffkriechergebnisse unter Bestrahlung vermuten lassen. Das führt dazu, dass nicht sehr grosse Differenzdrücke zwischen aussen und innen zugelassen werden können (etwa 70 at), so dass das Brennstab-Konzept mit Druckausgleichsystem weiterhin eine interessante Variante ist. Die Verträglichkeit zwischen den Nickelbasislegierungen und dem Brennstoff ist gut, jedoch ist bei hohem Abbrand und Hülltemperaturen > 650 °C mit stärkerer Korrosion durch Spaltprodukte zu rechnen.

Hüllmaterialentwicklung

Inconel 625

Die hohe Zeitstandfestigkeit von Inconel 625 nimmt unter Bestrahlung ebenso wie die Duktilität stark ab. Dadurch wird sein Einsatz als Hüllwerkstoff in Frage gestellt.

Hastelloy X

Die mechanischen Eigenschaften vor und nach der Bestrahlung zeigen quantitativ ein ähnliches Bild. Hastelloy X ist aber durch geeignete Vorbehandlung wesentlich mehr zu verbessern als Inconel 625 (Abb. 9). Herauszustellen ist dabei die relativ starke Temperaturunabhängigkeit nach der Vorbehandlung. Insgesamt ist Hastelloy X als potentieller Hüllwerkstoff anzusehen, nicht zuletzt auch wegen seiner gegenüber Inconel 625 besseren Neutronenökonomie.

Incoloy 800

Dieser Werkstoff ist insgesamt gesehen ähnlich zu beurteilen wie Hastelloy X, er ist bisher jedoch im Zusammenhang mit Dampfkühlung am wenigsten untersucht worden.

Da die Heissdampf-Korrosion bei allen drei Werkstoffen durch geeignete Vorbehandlung quantitativ ähnlich gemacht werden kann, ist die Qualifikationsreihe z. Zt. Hastelloy X oder Incoloy 800, Inconel 625. Ausgehend vom Zeitstandverhalten wäre hinsichtlich des Kriechbeulverhaltens unter Bestrahlung die gleiche Reihenfolge zu erwarten.

Ergebnisse zum Schwellverhalten der Hüllwerkstoffe werden ab 1972 nach Abschluss der Experimente im Dounreay Reaktor vorliegen. Diese Informationen werden einen konkreten Brennelemententwurf ermöglichen.

KorrosionAustenitische CrNi-Stähle

Austenitische CrNi-Stähle zeigen in den hier untersuchten niedriger legierten Zusammensetzungen, wie Werkstoff Nr. 4301 und 4961, eine bei 600 - 650 °C nur mässige Beständigkeit gegen Heissdampf-Korrosion. Die im sauerstoffhaltigen Dampf erzeugten Schichten sind besonders empfindlich gegen Temperaturwechsel. Sie platzen ab und beschleunigen dadurch die weitere Korrosion. Durch oberflächliche Kaltverformung lässt sich ihre Beständigkeit drastisch erhöhen, die Korrosion auf den 40. Teil vermindern. Das höher legierte Incoloy 800 zeigte eine gute Beständigkeit gegen Heissdampfkorrosion, und seine Oxidschichten hatten eine gute Temperaturwechselbeständigkeit, wenn sie in sauerstoffhaltigem Dampf unter $\alpha\text{-Fe}_2\text{O}_3$ -Bildung in der äusseren Teilschicht aufgewachsen waren. Die Korrosion des Incoloy 800 nimmt zu bei oberflächlicher Chromverarmung, Rekristallisation des Gefüges unter Grobkornbildung, sie lässt sich durch Kaltverformung bis auf den 10. Teil des an lösungsgeglühtem, elektropoliertem Material gemessenen Wertes vermindern. Bei überlagerter Reibung bzw. mechanischer Spannung in den Grenzen der Zeitstandfestigkeit wurden geringfügige mechanisch begünstigte Korrosionsschäden festgestellt.

Nickelbasislegierungen

Die untersuchten Nickel- (Molybdän-, Niob-) Legierungen zeigten eine äusserst gute Korrosionsbeständigkeit. Die Oxidschichten sind stets dünn und wenig haftfest. Die Korrosion dieser Legierungen wird durch Chromverarmung der Oberfläche beschleunigt, ist jedoch durch Grobkornbildung und Kaltverformung nur wenig zu beeinflussen. Im letzteren Fall kann in sauerstoffhaltigem Heissdampf - durch CrO_3 -Transport begünstigt - ein geringfügig höherer Metallverlust als auf einer rekristallisierten, elektropolierten Oberfläche beobachtet werden.

Berücksichtigt man bei der Suche nach einem geeigneten Brennelement-Hüllmaterial zur nuklearen Dampfüberhitzung den hohen Preis, die schwierige Verarbeitbarkeit, die schlechte Neutronenökonomie und die starke Versprödung im Neutronenfluss der Nickelbasislegierungen, dann erscheint trotz etwas erhöhter Heissdampf-Korrosion die Verwendung eines feinkörnigen, im Gefüge 10 - 20 % kaltverformten CrNi-Stahles mit 20 % Chrom und 20 - 30 % Nickel empfehlenswert. Die Verbesserung dieser Werkstoffklasse durch eine weitergehende, auf die Oberfläche begrenzte Kaltverformung erscheint möglich, muss jedoch im dynamischen langzeitigen Kreislaufexperiment geprüft werden.

Literatur:

- [1] D. Brucklacher, W. Dienst, F. Thümmeler:
Überlegungen zum Kriechen von UO_2 unter Neutronen-
bestrahlung
KFK 877, 1968
- [2] O. Götzmann, F. Thümmeler:
Wechselwirkungen von möglichen Hüllwerkstoffen des
schnellen Brütters mit UN und UO_2
KFK 1081, April 1969
- [3] O. Götzmann, W. Hein:
Vergleich von Lang- und Kurzzeitverträglichkeits-
untersuchungen an UN und UO_2
KFK 1086, November 1969
- [4] P. Hofmann, F. Thümmeler, H. Wedemeyer:
Verträglichkeitsuntersuchungen mit simulierten
Spaltprodukten an nichtrostendem Stahl und Molybdän,
mit und ohne Gegenwart von UO_2
KFK 979, Mai 1969
- [5] H. Kaupa:
Experimentelle Untersuchung des Kriechbeulverhaltens
dünnwandiger Rohre aus hochwarmfesten Werkstoffen
KFK-Bericht in Vorbereitung
- [6] H. Böhm, W. Dienst, H. Hauck:
Untersuchungen über die Hochtemperaturversprödung
von austenitischen Chrom-Nickel-Stählen und Nickel-
legierungen durch Neutronenbestrahlung
Journal of Nuclear Mat. (1966), S. 59
- [7] H. Böhm, W. Dienst, H. Hauck, H.J. Laue:
Änderung der mechanischen Eigenschaften von Chrom-
Nickel-Stählen und Nickellegierungen durch Neutronen-
bestrahlung
Journal of Nuclear Mat. 18 (1966), S. 337

- [8] H. Böhm, W. Dienst, H. Hauck, H.J. Laue:
 Abhängigkeit des Bestrahlungsverhaltens einer
 aushärtbaren Ni-Cr-Fe-Legierung vom Ausscheidungs-
 zustand
 Journal of Nuclear Mat. 20 (1966), S. 87
- [9] H. Böhm, H. Hauck, W. Leo, C. Wassilew:
 Postirradiation Creep-Rupture Properties of
 Austenitic Stainless Steel and Nickel-Base Alloys
 Journal of Nuclear Mat. 33 (1969), S. 343
- [10] H. Böhm:
 Hüllwerkstoffe für schnelle Reaktoren
 KFK 985, 1969
- [11] K.D. Closs, H.J. Laue,
 Das in-pile Zeitstandverhalten einiger austeni-
 tischer Stähle und Nickellegierungen unter mehrachsiger
 Beanspruchung - Ergebnisse der Mol 2-Versuche
 KFK 1152, 1969
- [12] H. Böhm, M. Schirra:
 Untersuchungen über das Zeitstand- und Kriechver-
 halten der Legierungen Incoloy 800
 PSB-Bericht, 1965 (unveröffentlicht)
- [13] M. Schirra:
 Zeitstand- und Kriechverhalten von drei austeniti-
 schen Legierungen aus dem Mol 1-Bestrahlungsprogramm
 PSB-Bericht, 1967 (unveröffentlicht)
- [14] M. Schirra:
 Interkristalline Rissbildung an austenitischen Le-
 gierungen aus dem Mol-Bestrahlungsprogramm
 IMF-Bericht, 1967 (unveröffentlicht)

- [15] M. Schirra:
Zeitstand- und Kriechuntersuchungen an unbestrahlten Blechproben aus dem Mol- und DIDO-Bestrahlungsprogramm
IMF-Bericht, 1967 (unveröffentlicht)
- [16] M. Schirra:
Untersuchungen über das Zeitstand- und Kriechverhalten der Legierung IN 102
IMF-Bericht, 1967 (unveröffentlicht)
- [17] H. Böhm, M. Schirra:
Zeitstand- und Kriechverhalten der Legierung Inconel 625
PSB-Bericht, 1967 (unveröffentlicht)
- [18] M. Schirra:
Zeitstand- und Kriechverhalten eines ferritischen 12 % Chrom-Stahles (600 - 800 °C)
IMF-Bericht, 1968 (unveröffentlicht)
- [19] M. Schirra:
Untersuchungen über das Zeitstand- und Kriechverhalten an zwei Legierungen vom Typ Incoloy 800
IMF-Bericht, 1968 (unveröffentlicht)
- [20] H. Böhm, M. Schirra:
Der Einfluss der Kaltverformung auf das Zeitstand- und Kriechverhalten der Legierung Incoloy 800
PSB-Bericht, 1969 (unveröffentlicht)
- [21] M. Schirra:
Zeitstandsversuche an unbestrahlten Blechproben aus dem Mol 1G-Bestrahlungsprogramm
IMF-Bericht, 1969 (unveröffentlicht)

- [22] M. Schirra, H. Scholz:
Zeitstand- und Kriechverhalten der Legierung
Inconel 718
PSB-Bericht, 1970 (unveröffentlicht)
- [23] M. Schirra:
Zeitstandversuche an unbestrahlten Blechproben
der Bestrahlungsprogramme DIDO M1 und Mol 3A
IMF-Bericht, 1970 (unveröffentlicht)
- [24] E.G. Brush, S. Leistikow z. W.L. Pearl:
Surface Analysis of Incoloy Alloy 800
Nucl. Appl. 3, 6 - 7 (1967)
- [25] W.L. Pearl, E.G. Brush, G.G. Gaul u. S. Leistikow:
General Corrosion of Inconel Alloy 625 in Simulated
Superheat Environment
Nucl. Appl. 3, 418 - 432 (1967)
- [26] Quarterly and Topical Reports PA 13 und 29 sowie
NSPE-Programm der General Electric Company
GEAP-5061 (1965)
GEAP-5087 (1965)
GEAP-5125 (1966)
GEAP-5175 (1966)
GEAP-5481 (1967)
GEAP-5510 (1967)
GECD-37 (1967)
GECD-38 (1967)
- [27] S. Leistikow:
Korrosionsverhalten der Legierung Inconel 625
KFK 392, 6/10-15 (1966)
- [28] S. Leistikow:
Die chemische Beanspruchung der Brennelementhülle
KFK 700, IX/1-43 (1967)

- [29] S. Leistikow:
 Methoden der Untersuchung von Reaktormaterialien
 nach Heissdampf-Korrosion in Versuchskreisläufen
 und Kernreaktoren
 Werkst. und Korros. 19, 938-943 (1968)
- [30] S. Leistikow:
 Korrosion in gasförmigen Kühlmitteln
 KFK 985, 113 - 133 (1969)
- [31] S. Leistikow, E. Pott u. H.v.Berg:
 Beitrag zum Problem der isothermen Heissdampf-
 Korrosion der Legierung Incoloy 800 in Abhängigkeit
 von der Oberflächenvorbehandlung
 KFK 1054 (1969)
- [32] H. Hoffmann, G. Hofmann u. S. Leistikow:
 Experimentelle Untersuchungen des Druckverlustes
 und des Langzeitverhaltens der Abstützstellen an
 einem Modell-Brennelement aus Incoloy 800-Rohren
 mit sechs integralen Wendelrippen als Abstandshal-
 ter in einer isothermen Heissdampfströmung
 KFK 1028 (1969)
- [33] S. Leistikow:
 Isothermal Steam Corrosion of Commercial Grade
 Austenitic Stainless Steels and Nickel Base Alloys
 in Two Technical Surface Conditions
 Proc. 4th Intern. Congr. Met. Corr. Amsterdam 1969
 im Druck
- [34] S. Leistikow, H.v.Berg u. E. Pott:
 Langzeitige Korrosionsuntersuchungen von austeniti-
 schen CrNi-Stählen und Nickelbasislegierungen in
 Heissdampf (620°C, 1 at) unter besonderer Berück-
 sichtigung des Verhaltens kaltverformter Material-
 oberflächen
 KFK 1301 (1970)

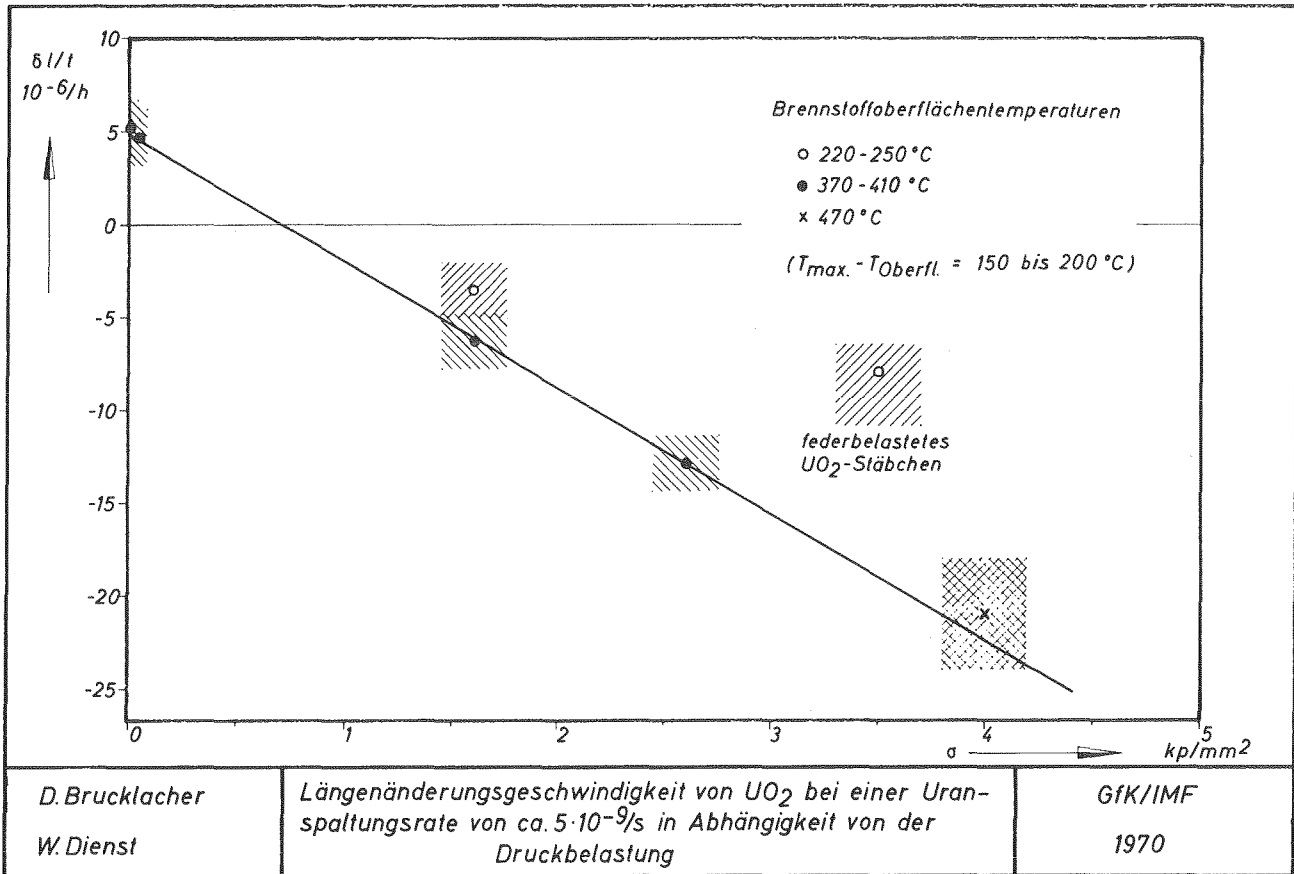
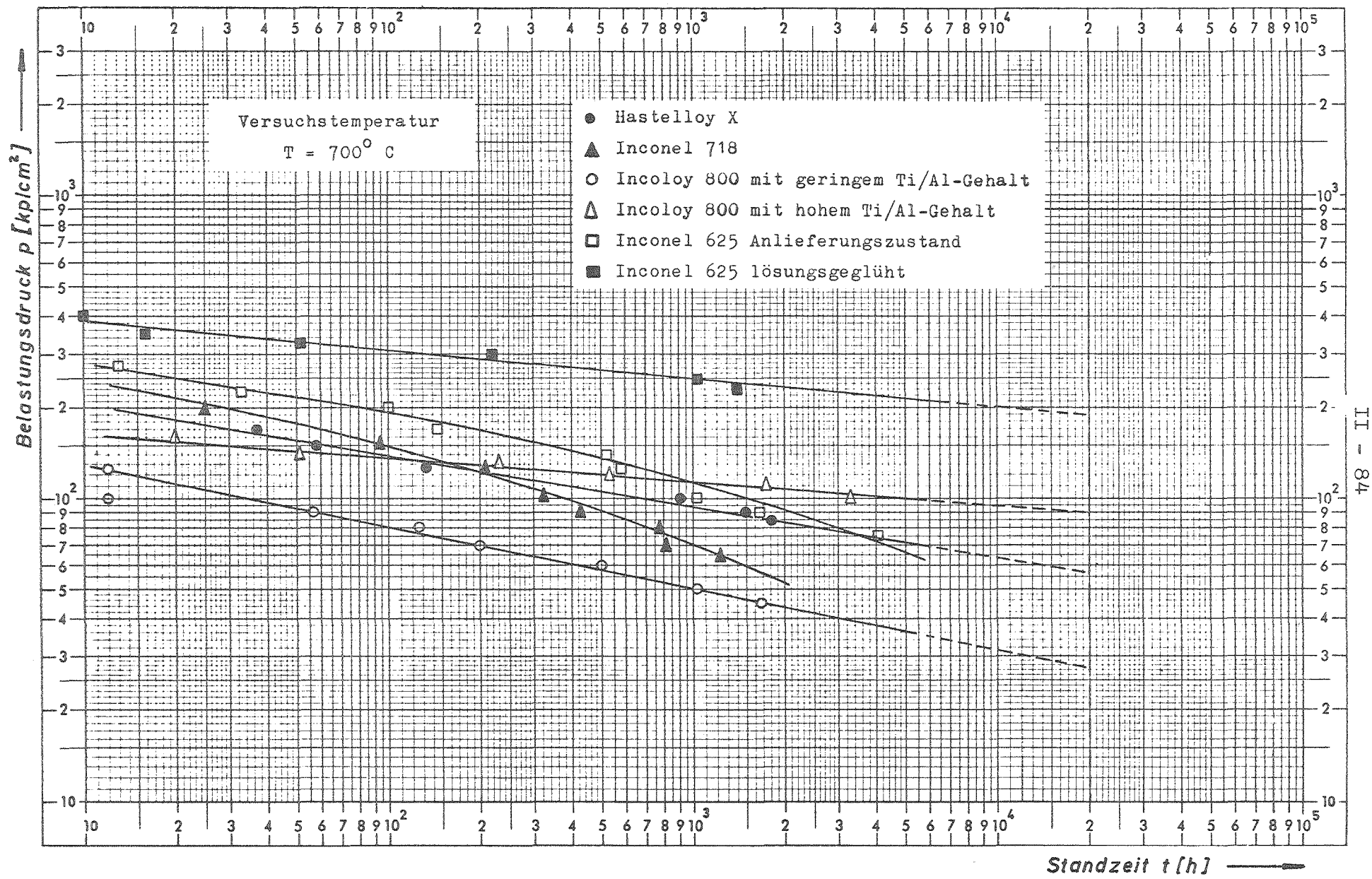


Abb. 1



II - 84

Abb. 2

Kriechbeulstandzeiten in Abhängigkeit vom Belastungsdruck bei gezogenen glatten Rohren

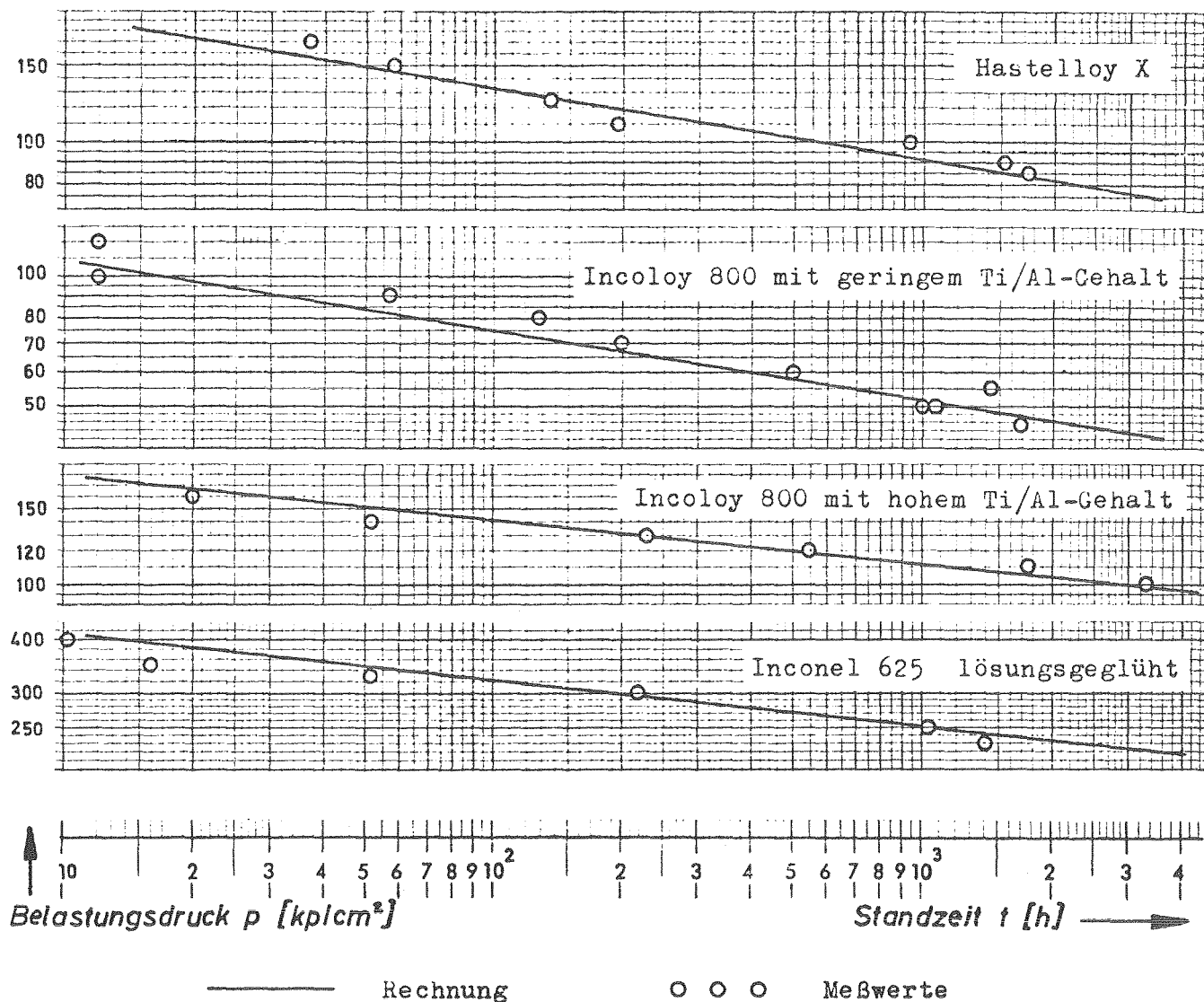


Abb. 3 Vergleich der bei 700° C experimentell ermittelten Kriechbeulstandzeiten gezogener Rohre mit den nach der Hoff'schen Theorie vorausberechneten kritischen Einbeulzeiten

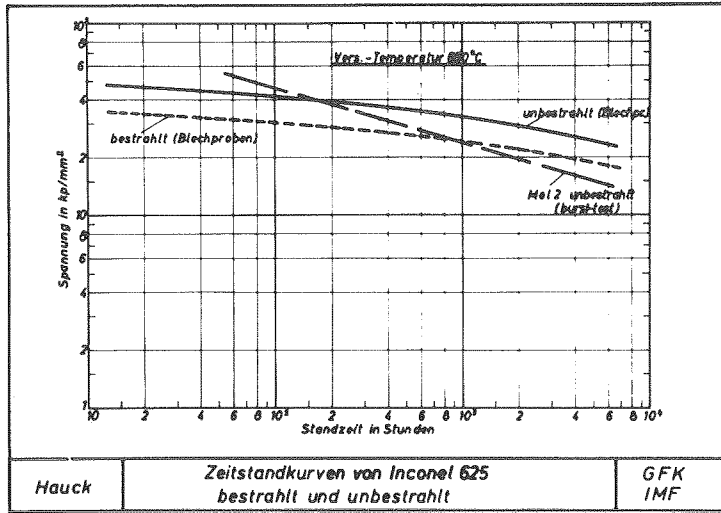


Abb. 4

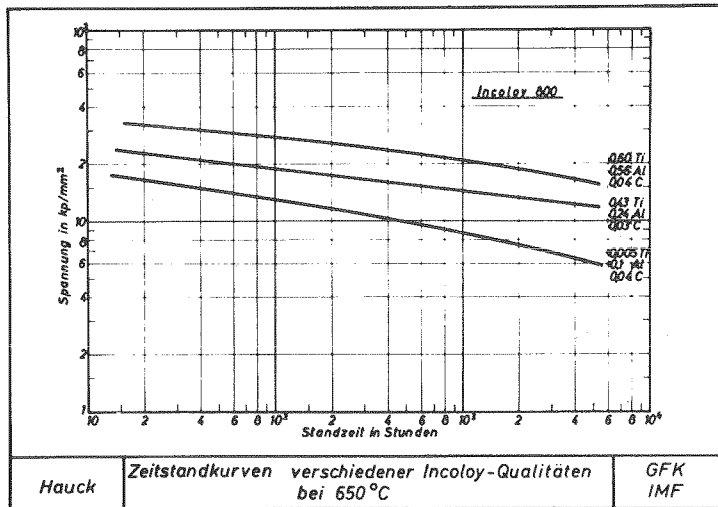


Abb. 7

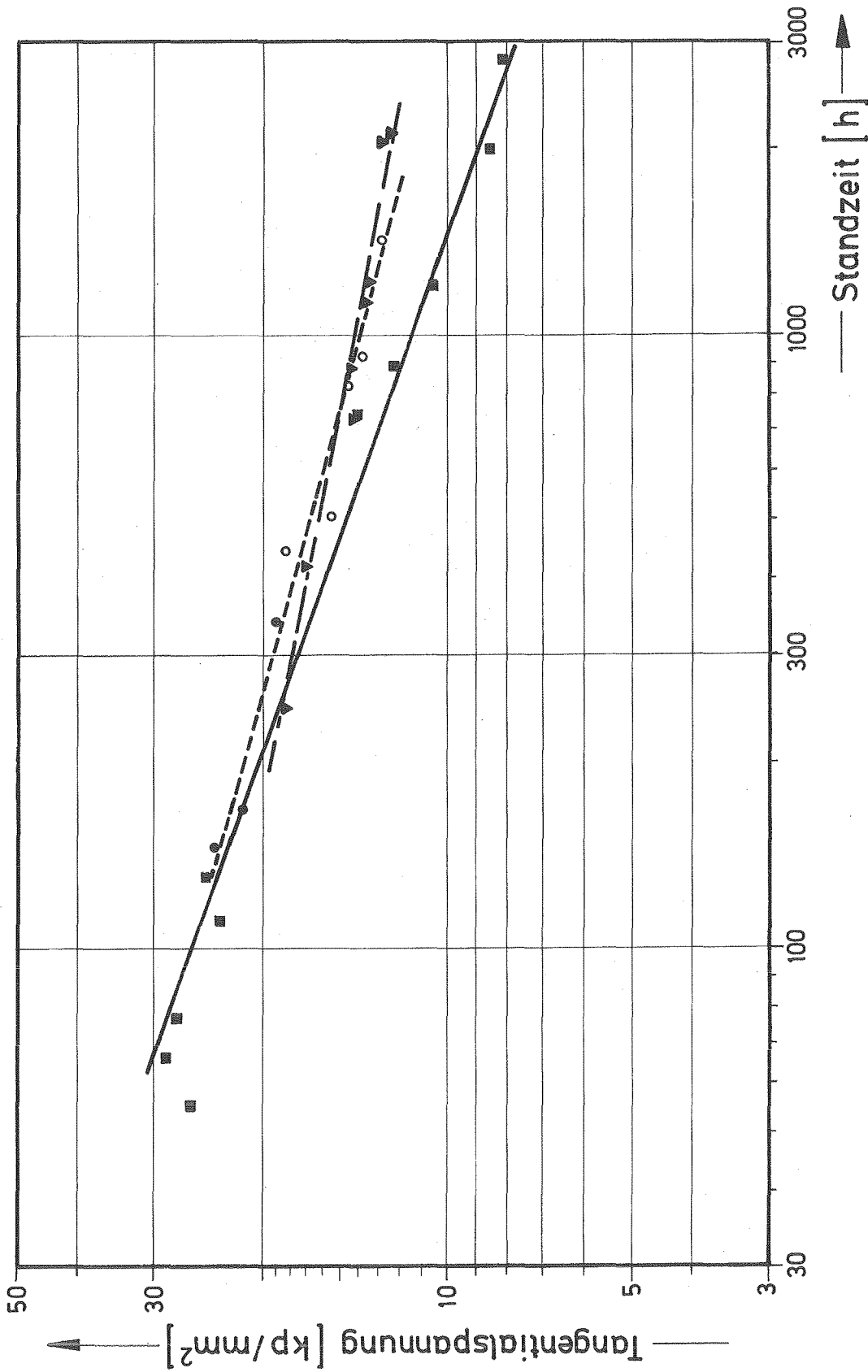


Abb.5 Vergleich der Standzeiten von bestrahlten Ni-Legierungen bei 650°C

▽	Hastelloy X
■	Inconel 718
○	Inconel 625

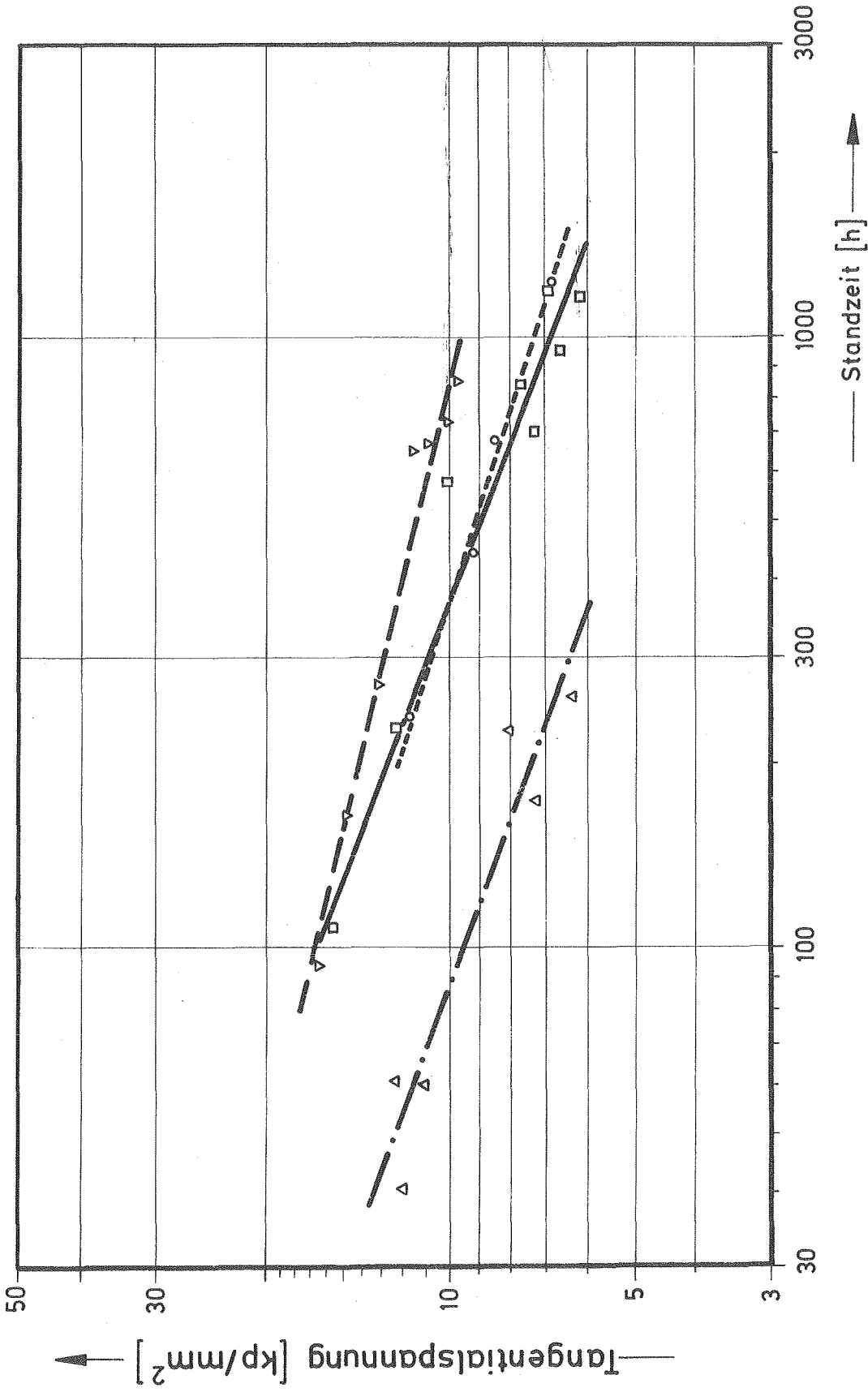
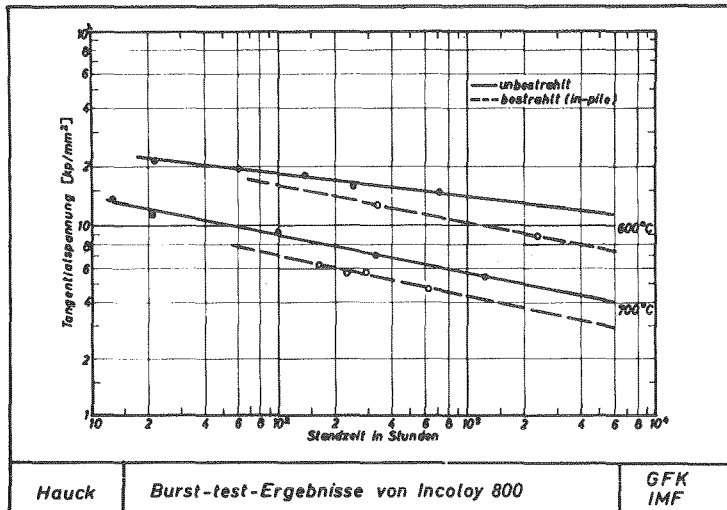


Abb. 6 Vergleich der Standzeiten von bestrahlten Ni-Legierungen bei 700°C

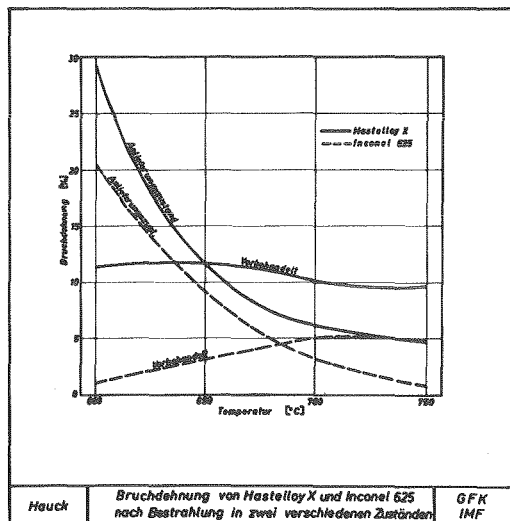


Hauck

Burst-test-Ergebnisse von Incoloy 800

GFK
IMF

Abb. 8



Hauck

Bruchdehnung von Hastelloy X und Inconel 625
nach Bestrahlung in zwei verschiedenen Zuständen

GFK
IMF

Abb. 9

ISOTHERME HEISSDAMPF-KORROSION AUSTENITISCHER Cr-Ni-STÄHLE UND NICKELBASISLEGIERUNGEN
 IM LÖSUNGSGEGLÜHTEN, ELEKTROPOLIERTEN UND GESCHMIRGELTEN OBERFLÄCHENZUSTAND BEI 600 °C, 70 atm, WÄHREND 1000 Std

VERGLEICH DER METALLVERLUSTE NACH DEM ENTZUNDERN

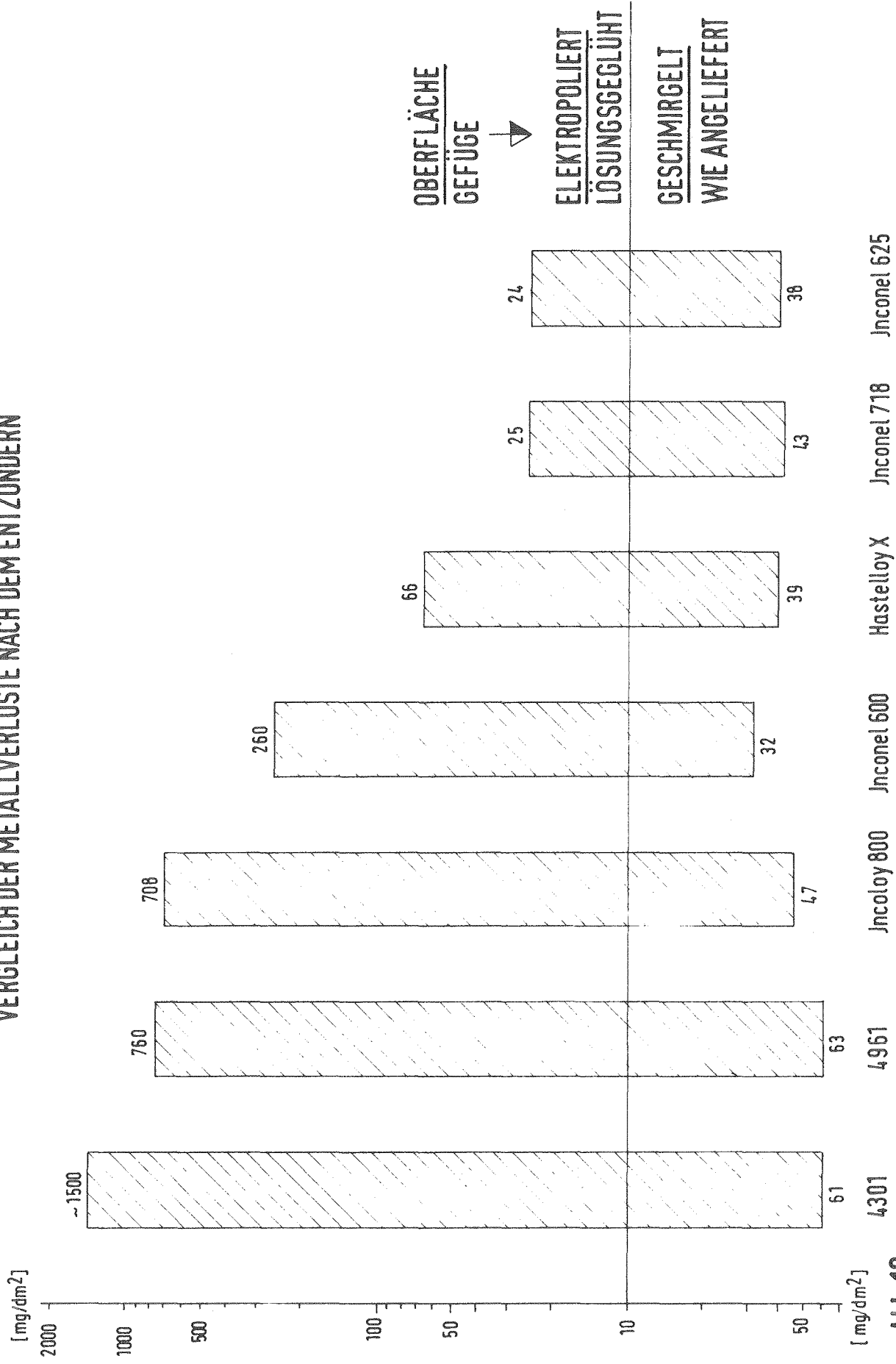


Abb. 10

ISOTHERME HEISSDAMPF-KORROSION

AUSTENITISCHER Cr-Ni-STÄHLE UND NICKELBASISLEGIERUNGEN IN ABHÄNGIGKEIT VOM OBERFLÄCHENZUSTAND

BEI 620°C, 1atm, 2-4 cm/sec, 6±2 ppm O₂
WÄHREND 5000 STUNDEN

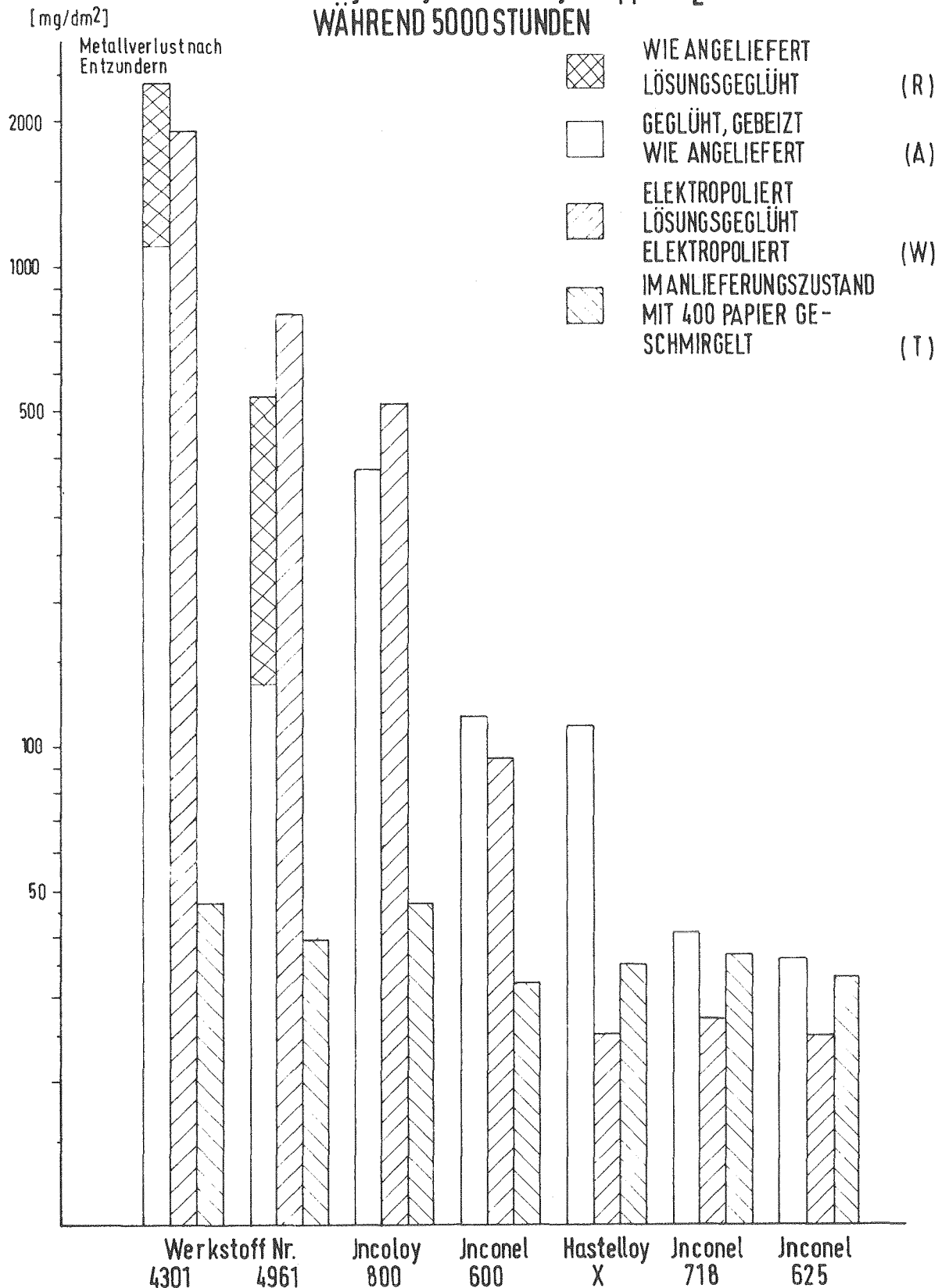


Abb. 11

4. Physik:

(Zusammengestellt von E. Kiefhaber (INR),
R. Schröder (PSB-PL))

	<u>Seite</u>
4.1 Auslegungsrechnungen für dampfgekühlte schnelle Reaktoren	II - 93
4.2 Experimente an der SNEAK	II - 97
4.3 Zusammenfassung und Schlussfolge- rung	II - 100
Literatur	II - 103
Tabelle und Abbildungen	II - 110

4. Physik

4.1 Auslegungsrechnungen für dampfgekühlte schnelle Reaktoren

Der im Jahre 1965 erschienene Bericht [1] "Zum nuklearen Verhalten dampfgekühlter schneller Reaktoren" kennzeichnet etwa den Beginn der Auslegungsrechnungen für diesen Reaktortyp. Die Ergebnisse der weiteren Untersuchungen bis etwa zur Fertigstellung der D1-Studie sind in den Berichten [2], [3], [4] zusammengetragen. In [5] findet sich eine Zusammenfassung der bis dahin gewonnenen Ergebnisse. Der Bericht [6] befasst sich hauptsächlich mit den Reaktivitätskoeffizienten dampfgekühlter Reaktoren. Über die nuklearen Rechnungen und Ergebnisse der D1-Systemanalyse wurde in [7] berichtet. Die Ergebnisse spezieller Untersuchungen zur Volumenaufteilung bei einem Zweizonen-Core, zum Abbrandverhalten, zum optimalen Blanket-Management, zum optimalen Aufbau des radialen bzw. axialen Blankets, zur Verwendung von Reflektor-Savings finden sich in den Berichten [8], [9], [10], [11], [12], [13].

Speziell im Hinblick auf die Sicherheit eines gefluteten Reaktors wurden für einige Materialien 26-Gruppen-Wirkungsquerschnitte ermittelt [14]. Bei der Erstellung der Karlsruher 26-Gruppensätze [15], [16] wurden sowohl das Spektrum eines dampfgekühlten als auch das eines natriumgekühlten Reaktors als Wichtungsspektren benutzt. Auch bei der Berechnung der Spaltprodukt-Wirkungsquerschnitte wurde das Spektrum eines dampfgekühlten Reaktors berücksichtigt.

Wegen der zeitweise sehr zahlreichen Rechnungen für dampfgekühlte Reaktoren wurden zur Vereinfachung und Beschleunigung des Rechenablaufs einige Programme [17], [18] entwickelt, die jedoch so allgemein gehalten wurden, dass sie auch für Reaktoren mit anderen Kühlmitteln jederzeit eingesetzt werden können.

Nach dem Abschluss der D1-Studie befassten sich noch einige Arbeiten auf dem nuklearen Gebiet mit speziellen Problemen und Fragestellungen im Zusammenhang mit dem D1-Reaktor [19], [20] sowie mit neueren D1- und D2-Entwürfen [21]. Auch die konsistente Behandlung des Einflusses der neuen α -Werte von Pu239 wurde am Beispiel eines dampfgekühlten schnellen Reaktors durchgeführt [22].

Zu Beginn der Untersuchungen wurde der russische ABN-Gruppenkonstantensatz [23] als Datenbasis für die Neutronenwirkungsquerschnitte benutzt, da er von den damals verfügbaren Datensätzen am besten geeignet erschien, die Wirkung der Resonanzselbstabschirmung zu beschreiben. Auf der Grundlage des ABN-Satzes wurden in Karlsruhe verbesserte Datensätze für die Gruppenkonstanten erstellt: der KFK-Satz [24] und der SNEAK-Satz [15], [16]. Ausgehend vom SNEAK-Satz führten einige Änderungen zu den beiden ebenfalls häufig benutzten Gruppensätzen H2OPMB-Satz und NAPPMB-Satz [16], [25], die beide auf den gleichen mikroskopischen Wirkungsquerschnitten beruhen und sich lediglich in der zur Wichtung der Querschnitte benutzten Energieverteilung der Neutronen unterscheiden. In neuerer Zeit führten weitere Verbesserungen zum MOXTOT-Satz [26].

Die meisten Auslegungsrechnungen, insbesondere für die D1-Studie, wurden mit dem ABN-Satz durchgeführt. In einigen der darauffolgenden Studien wurde aus Konsistenzgründen dieser Gruppensatz beibehalten. Bei den nuklearen Auslegungsrechnungen zu neueren Reaktorentwürfen wurden verbesserte Gruppensätze (z.B. der H2OPMB-Satz) benutzt. Dies war z.T. schon deshalb erforderlich, um beim Vergleich mit natriumgekühlten schnellen Reaktoren auf die gleiche nukleare Datenbasis Bezug nehmen zu können.

Die Unterschiede in den nuklearen Eigenschaften eines schnellen Reaktors mit Dampfkühlung im Vergleich zu schnellen Reaktoren mit anderen Kühlmitteln sind - ausser den konstruktionsbedingten - hauptsächlich auf das "weichere" Neutronenspektrum zurückzuführen. Der als Kühlmedium benutzte Wasserdampf (H_2O bzw. D_2O) sorgt durch seine Moderationswirkung dafür, dass mehr Neutronen in den niederenergetischen Bereich unterhalb einiger keV gelangen als dies bei metallischen (Na oder NaK) oder gasförmigen (He) Kühlmedien der Fall ist. Da i.a. die Neutronenwirkungsquerschnitte zu niederen Energien hin ansteigen, besitzt ein dampfgekühlter schneller Reaktor eine relativ geringe Transparenz für die Neutronen. Dies führt dazu, dass die Neutronenausflussverluste aus dem Core verhältnismässig klein sind. Daher gehört der Reaktor mehr zum Typ eines internen Brüters, verglichen mit den Na- bzw. He-gekühlten schnellen Reaktoren, bei denen der Neutronenausfluss aus dem Core grösser ist und die daher stärker extern brüten.

Bei niederen Energien ist das Verhältnis von Neutronenproduktion zu Neutronenabsorption i.a. ungünstiger als bei höheren Energien. Dies gilt zunächst für den Spaltstoff, in erster Linie Pu239. Für die gesamte Core-Mischung ist dieser Effekt noch ausgeprägter, da der relative Anteil an parasitären Absorptionen im Struktur- und Hüllmaterial und in den Spaltprodukten zu niederen Energien hin stark ansteigt. Dadurch benötigt man bei Dampfkühlung i.a. eine grössere Spaltstoffmasse als bei weniger stark moderierenden Kühlmedien. Dieser nukleare Effekt wird oft noch durch konstruktionsbedingte Einflüsse verstärkt. Da sich i.a. beim Übergang von einem externen zu einem vergleichbaren internen Brüter die Brutrate verkleinert und da ausserdem der relative Anteil der parasitären Absorption bei einem Reaktor mit weicherem Neutronenspektrum grösser ist als bei einem

Reaktor mit härterem Neutronenspektrum, weist der dampfgekühlte schnelle Reaktor eine vergleichsweise niedrige Bruterate auf.

Der mit einer Temperaturänderung verbundene Dopplereffekt des Brennstoffs ist wegen des höheren Anteils von Neutronen bei niedrigen Energien (im Resonanzgebiet von U238) bei Dampfkühlung deutlich stärker ausgeprägt als bei schnellen Reaktoren mit anderen Kühlmitteln.

Abschliessend soll kurz qualitativ skizziert werden, wie sich Änderungen einiger wesentlicher Merkmale auf die nuklearen Eigenschaften eines dampfgekühlten schnellen Reaktors auswirken. Wie erwähnt, ist die Art der verwendeten Struktur- und Hüllmaterialien bei Dampfkühlung von relativ grosser Bedeutung. Insbesondere können die in diesen Materialien auftretenden Zusätze von Molybdän und Niob die nuklearen Eigenschaften merklich verschlechtern. Beim Übergang von Oxid-Brennstoff zu Nitrid-Brennstoff sind die erreichbaren Verbesserungen der nuklearen Eigenschaften geringer als z.B. beim Übergang von Oxid-Brennstoff zu Karbid-Brennstoff, der für Natriumkühlung ein Entwicklungspotential darstellt. Bei Verwendung von D_2O -Dampf statt des in erster Linie betrachteten H_2O -Dampfes verkleinert sich die in schnellen Reaktoren unerwünschte Moderationswirkung des Kühlmittels. Die Unterschiede zwischen den nuklearen Eigenschaften eines mit D_2O -Dampf gekühlten schnellen Reaktors und denen He- oder Na-gekühlter sind erheblich geringer als bei einer Kühlung mit H_2O -Dampf. Der Reaktor wird mehr zu einem externen Brüter mit einem härteren Neutronenspektrum und einer erheblich vergrösserten Bruterate. Die benötigte Spaltstoffmasse ändert sich dabei nur unwesentlich.

Die in Tabelle 1 angegebenen Auswirkungen von Änderungen wesentlicher Auslegungsparameter auf die nuklearen Eigenschaften sind nur als charakteristische Richtwerte

aufzufassen. Der genaue Wert dieser Änderungen hängt etwas vom betrachteten Reaktorentwurf und von der benutzten nuklearen Datenbasis ab. Die Änderungen in den nuklearen Kenngrößen, insbesondere in der Anreicherung ANR und der kritischen Spaltstoffmasse M_{fiss} beziehen sich dabei auf ein im geometrischen Aufbau unverändertes Core. Die Konversionsrate CR bezieht sich lediglich auf das Core, die Bruttrate BR auf den gesamten Reaktor. Bei der Betrachtung des reduzierten Dampfdruckkoeffizienten $\frac{dk}{k} / \frac{d\rho}{\rho}$ sollte man beachten, dass in allen aufgeführten Fällen diese Grösse ein negatives Vorzeichen besitzt, die Dopplerkonstante DK hat ein positives Vorzeichen ($dk/k = -DK \cdot dT/T$). Die bei der Änderung der α -Werte von Pu239 ($\alpha = \sigma_c / \sigma_f$) angegebenen Effekte beziehen sich auf die in [22] bei konsistenter Behandlung erzielten Resultate, d.h. einschliesslich der geänderten Plutonium-Isotopenzusammensetzung Pu_{∞} .

4.2 Experimente an der SNEAK

Zwischen Mai 1967 und September 1968 wurde an den Aufbauten der Reihe SNEAK-3 das reaktorphysikalische Verhalten von wasserstoffmoderierten schnellen Anordnungen untersucht, deren Atomkerndichten für Wasserstoff etwa gleich denen des DL-Entwurfs waren [27], [28], [29], [30], [31], der Wasserstoff war dabei in Polyäthylenfolien enthalten. Die Anordnungen hatten eine einheitliche Corehöhe von 80,3 cm und ein Corevolumen um 500 l, je nach der Dichte des simulierten Wasserdampfes.

Das zylindrische Core war allseitig von einem rund 35 cm dicken Blanket aus abgereichertem Uran umgeben. Es wurden reine Urancores (Reihe 3A) und Plutoniumcores mit Uran-treiberzone untersucht (Reihe 3B). Geometrie und Abmessungen der Anordnungen zeigen die Abb. 1 und 2. Tab. 2 gibt die über die Zonen gemittelten Atomkerndichten an.

Das wesentliche Ziel der Experimente dieser Reihe lag darin, durch den Test von Querschnittsätzen und Rechenmethoden eine Übersicht über die Genauigkeit der Voraussage der wichtigsten nuklearen Kenngrössen für dampfgekühlte schnelle Brutreaktoren zu erhalten. Als die Reihe SNEAK-3 begonnen wurde, lagen nur wenige experimentelle integrale Daten über dampfgekühlte schnelle Anordnungen vor, insbesondere für solche mit Plutonium als Spaltstoff.

Die die Experimente begleitenden Rechnungen wurden vornehmlich mit ein- oder zweidimensionaler Diffusionstheorie ausgeführt, hinzu kamen einige Transport- (S_n) Rechnungen und die Heterogenitätseffekte wurden mit Hilfe der integralen Transporttheorie (Zellrechnungen) bestimmt.

An Querschnittsätzen fanden der ABN Satz [23], der SNEAK-Satz [15], [16] und der H2OPMB-Satz [16] Verwendung, einzelne Grössen wurden zusätzlich mit dem MOXTOT-Satz [26] berechnet.

Während die kritische Masse der Urananordnungen direkt ermittelt wurde, musste wegen des begrenzten Plutoniumvorrates bei diesen Anordnungen eine Substitutionsmethode angewendet werden [32], bei der sukzessiv die Grösse der Plutoniumzone innerhalb der Urantreiberzone vergrössert wird, um dann schliesslich auf ein reines Pu-Core zu extrapolieren. Die Übereinstimmung zwischen Rechnung und Experiment zeigt Tab. 3, weitere Angaben finden sich in [33]. Während der ABN-Satz zu einer Überschätzung von k_{eff} um maximal 2,7 % führt, ergeben die neueren Sätze niedrigere k_{eff} -Werte. Der SNEAK-Satz z.B. führt bei den Urananordnungen zu Abweichungen bis zu etwa 1,5 %, während die Differenz bei den (extrapolierten) Pu-Anordnungen über 3 % erreicht.

Eine weitere Experimentierreihe diente zur Bestimmung des Kühlmittel-Reaktivitätskoeffizienten [34], wobei auch

Kühlmittelverlust und Erhöhung der Dampfdichte um den Faktor zwei erfasst wurden. Die Abweichungen zwischen Rechnung und Experiment lagen für Kühlmittelverlust bei Benutzung heterogenitätskorrigierter Querschnitte des SNEAK-Satzes maximal bei 15 %, bei Verdopplung der normalen Dampfdichte erreichten sie 23 %.

Um den Einfluss des als Hüllmaterial im Gespräch befindlichen Inconel auf die kritische Masse und auf den Kühlmittelreaktivitätskoeffizienten zu untersuchen, wurde in einer zentralen Zone der Anordnung 3B Stahl durch Nickel und Molybdän ersetzt. Für die Reaktivitätsänderung bei Kühlmittelverlust ergaben sich in diesem Core rund 25 % Abweichung zwischen Rechnung und Experiment; für den Fall doppelter Dampfdichte, der nicht mit heterogenitätskorrigierten Querschnitten nachgerechnet wurde, kann man eine etwas grössere Abweichung, etwa 30 % abschätzen. Ausserdem wurde auch in der zentralen Zone der Anordnung 3B der Einfluss von simulierten Spaltprodukten auf die eben erwähnten Reaktorparameter durch Einbringen eines eigens hierfür entwickelten "Spaltprodukt-Ersatzgemischs" abgeschätzt [35]. Hierbei ergaben sich zwischen Rechnung und Experiment praktisch die gleichen Abweichungen wie im Falle der Einbringung von Nickel und Molybdän. In beiden Fällen wurde der Einfluss des eingebrachten Materials auf den Kühlmittelreaktivitätskoeffizienten um die erwähnten Prozentbeträge durch die Rechnung überschätzt.

Da bei den verhältnismässig weichen Spektren in Dampfreaktoren die Heterogenitätseffekte im Bereich der Resonanzenergien stark ausgeprägt sind, diente eine grössere Reihe von Experimenten der Untersuchung dieser Effekte [36]. In diesem Zusammenhang sind auch die Experimente zur Bestimmung der Ratenfeinstruktur zu sehen [37], [38], die die örtliche Abhängigkeit der Reaktionsraten in den verschiedenen Plättchen bestimmten. Die Ergebnisse zeigten eine befriedigende Übereinstimmung von Rechnung und Experiment. Es erwies sich, wie schon weiter oben erwähnt,

dass in vielen Fällen die Heterogenitätskorrektur wesentlich zur Verbesserung der Übereinstimmung zwischen Rechnung und Experiment beitrug.

Die Messung von Spalt- (U235, U238) und Einfanggraten-traversen (U238) in der Anordnung 3A-2 ergab im Core ein etwas flacheres Leistungsprofil als die Rechnung, in der Nähe des Core-Blanketrandes betrug der Unterschied etwa 5 % [37].

Der Dopplereffekt wurde für U238 und Pu239 bestimmt [39], wobei im letzten Fall eine Überprüfung des Pu- α -Wertes (Verhältnis von Einfang zu Spaltung) erfolgte, der einen merklichen Einfluss auf kritische Masse und Brutrate hat. Es war Ende 1967 bekannt geworden, dass die bis dahin verwendeten älteren Pu- α -Werte von KAPL im Energiebereich von etwa 1 bis 30 keV viel zu niedrig lagen. Die Experimente erwiesen sich als mit den neuen Messwerten von Gwin vereinbar.

Es wurden ausserdem Messungen des Spektrums und des Importancespektrums, sowie die Bestimmung von Spektralindizes, Materialwerten und kinetischen Parametern (β/l) durchgeführt.

4.3 Zusammenfassung und Schlussfolgerung

Die Experimente gaben einen guten Überblick über die Berechenbarkeit wasserstoffmoderierter schneller kritischer Anlagen. Sie hatten den Zweck, zu klären, welche Diskrepanz zwischen Experiment und Theorie bei Benutzung der besten verfügbaren Rechenmethoden und Datensätze verbleibt. Diese Methoden und Datensätze stehen für Auslegungsrechnungen zur Verfügung.

Der SNEAK-Satz, der bei der ersten untersuchten Anordnung 3A-1 (Wasserstoffinhalt entspricht einer H_2O -Dampfdichte von $0,0317 \text{ g/cm}^3$) zu recht guten Ergebnissen für k_{eff} geführt hatte, zeigte bei 3A-2 (H_2O -Dampfdichte von $0,0757 \text{ g/cm}^3$) und dann vor allem bei den Plutoniumanordnungen grössere Abweichungen, so dass weitere Sätze erstellt wurden. Von diesen zeigte der MOXTOT-Satz ein für alle gerechneten Anordnungen etwa gleich gutes Ergebnis, z.B. lagen alle berechneten k_{eff} -Werte innerhalb von $\pm 2\%$ Abweichung vom Experiment. Die experimentellen Ergebnisse können auch verwendet werden, um einen daran "angepassten" Querschnittsatz zu erzeugen, allerdings sind hierfür noch zusätzliche Daten von Anordnungen mit anderen Neutronenspektren erforderlich.

Wenn man die Ergebnisse der später an der SNEAK durchgeführten Experimente an Na-moderierten kritischen Anordnungen hinzunimmt, kann man feststellen, dass die Genauigkeiten und Unsicherheiten bei der Vorhersage der nuklearen Eigenschaften für dampf- und natriumgekühlte schnelle Anordnungen etwa vergleichbar sind. Die Auswirkungen der Unsicherheiten können jedoch unterschiedlich sein: da bei Dampfkühlung die Brutrate i.a. kleiner ist als bei Natrium- oder Gaskühlung, wirkt sich eine dem Absolutbetrag gleich grosse Änderung bzw. Unsicherheit der Brutrate bei Dampfkühlung wesentlich stärker auf die Bruteigenschaften, z.B. Brutgewinn ($= \text{Brutrate} - 1$) oder Verdoppelungszeit, aus als bei anderen Kühlmitteln.

Wenn der Bau eines Dampfprototyps ins Auge gefasst worden wäre, so hätten, ähnlich wie für den Na-Prototyp, noch weitere gezielte Experimente durchgeführt werden müssen, um die nuklearen Eigenschaften eines derartigen

Reaktors mit der gewöhnlich geforderten Genauigkeit vorauszusagen. Hierbei handelt es sich vor allem um Experimente, die den Einfluss der höheren Plutoniumisotope (besonders Pu240) auf die Reaktorparameter untersuchen, sowie um Kontrollstabexperimente und weitere Bestimmungen der Leistungsverteilung und des Dampf-dichtekoeffizienten.

Die zur Zeit noch laufenden Bemühungen zur Verbesserung der nuklearen Datenbasis und damit der Vorhersagegenauigkeit und -zuverlässigkeit für die Auslegung des SNR-Reaktors würden einer zukünftigen Auslegung eines dampfgekühlten Reaktors auch zugute kommen.

Die für derartige Auslegungsrechnungen benötigten Programme und Gruppenkonstanten befinden sich zum Zeitpunkt der Abfassung dieses Berichtes in einem solchen Zustand, dass die Rechnungen jederzeit ohne Verzögerung wieder aufgenommen werden könnten.

Literatur

- [1] E. Kiefhaber, K. Ott:
Zum nuklearen Verhalten dampfgekühlter schneller
Reaktoren
PSB-Bericht, 1965 (unveröffentlicht)

- [2] E. Kiefhaber, K. Ott:
Survey Parameter Study of Large Steam-Cooled
Fast Power Reactors
PSB-Bericht, 1965 (unveröffentlicht)

- [3] E. Kiefhaber:
Zum nuklearen Verhalten dampfgekühlter schneller
Reaktoren, Teil II
PSB-Bericht, 1966 (unveröffentlicht)

- [4] E. Kiefhaber:
Zum nuklearen Verhalten dampfgekühlter schneller
Brutreaktoren, Teil III
PSB-Bericht, 1967 (unveröffentlicht)

- [5] E. Kiefhaber:
Konfiguration und nukleare Kenngrößen eines
dampfgekühlten schnellen Brutreaktors.
KFK-Ext.-Bericht, INR-4/67-13, Juli 1967

- [6] E. Kiefhaber:
Reactivity Coefficients of Steam-Cooled Fast
Breeders
KFK 629, Oktober 1967

- [7] E. Kiefhaber, U. Riedel, D. Thiem:
Die nuklearen Rechnungen und Ergebnisse der D1-
Systemanalyse
PSB-Bericht, 1968 (unveröffentlicht)

- [8] V. Hagemeister, E. Kiefhaber:
Einfluss der Volumenaufteilung auf den radialen
Leistungsformfaktor eines dampfgekühlten schnellen
Brutreaktors mit zwei Corezonen
PSB-Bericht, 1966 (unveröffentlicht)
- [9] V. Hagemeister, E. Kiefhaber, L. Mayer:
Untersuchungen über das Abbrandverhalten des Cores
eines dampfgekühlten schnellen Brutreaktors
(Referenzentwurf)
PSB-Bericht, 1966 (unveröffentlicht)
- [10] L. Mayer:
Untersuchungen über das optimale Blanket-Management
am Beispiel eines dampfgekühlten schnellen Brutre-
aktors
PSB-Bericht, 1966 (unveröffentlicht)
- [11] L. Mayer:
Untersuchungen über den optimalen Aufbau des ra-
dialen Blankets am Beispiel eines dampfgekühlten
schnellen Brutreaktors
PSB-Bericht, 1967 (unveröffentlicht)
- [12] L. Mayer:
Untersuchungen über den optimalen Aufbau des
axialen Blankets am Beispiel eines dampfgekühlten
schnellen Brutreaktors
PSB-Bericht, 1967 (unveröffentlicht)
- [13] D. Thiem:
Überlegungen und Ergebnisse zum Gebrauch von
Savings bei Reaktorberechnungen, insbesondere von
dampfgekühlten schnellen Brutreaktoren
PSB-Bericht, 1968 (unveröffentlicht)

- [14] J.J. Schmidt, I. Siep:
 26-Gruppen-Wirkungsquerschnitte für Europium,
 Samarium, Gadolinium und Hafnium
 PSB-Bericht, 1965 (unveröffentlicht)
- [15] H. Bachmann, H. Huschke, E. Kiefhaber, B. Krieg,
 H. Küsters, M. Metzenroth, I. Siep, K. Wagner, D. Woll:
 The Group-Cross-Section Set KFK-SNEAK
 Preparation and Results
 KFK 628, Oktober 1967
- [16] H. Huschke:
 Gruppenkonstanten für dampf- und natriumgekühlte
 schnelle Reaktoren in einer 26-Gruppendarstellung
 KFK 770, April 1968
- [17] H. Bachmann, E. Kiefhaber:
 Das Anreicherungsiterationsprogramm 02210 des
 Karlsruher NUSYS-Programmsystems
 PSB-Bericht, 1967 (unveröffentlicht)
- [18] E. Kiefhaber:
 Das Programm 14444 zur Iteration der Kritikalität
 und der Leistungsverteilung in einem Zwei-Zonen-
 Core
 PSB-Bericht 1968 (unveröffentlicht)
- [19] H. Th. Klippel:
 Control Rod Calculations for the Steam Cooled
 Fast Breeder Reactor D-1
 KFK 792, Juli 1968
- [20] C.H.M. Broeders:
 The Influence of Nuclear Data Uncertainties of
 Reactor Materials on the Main Safety and Stability
 Parameters of a Large Steam-Cooled Fast Reactor
 (D1-Design)
 KFK 1045, Mai 1969

- [21] E. Kiefhaber, D. Thiem:
 Nukleare Untersuchungen über neuere D1- und D2-
 Entwürfe und über den Einfluss des Struktur-
 materials und des Th²³² - U²³³-Zyklus bei schnel-
 len dampfgekühlten Reaktoren
 PSB-Bericht, 1968 (unveröffentlicht)
- [22] E. Kiefhaber:
 Konsistente Behandlung des Einflusses der neuen
 α -Werte von Pu²³⁹ auf nukleare Kenngrößen unter
 Berücksichtigung der Plutonium-Gleichgewichts-
 isotopenzusammensetzung (Pu_∞)
 KFK 846, September 1968
- [23] I.I. Bondarenko, L.P. Abgajan, I.I. Bazazjanc,
 M.N. Nikolaev:
 Gruppenkonstanten schneller und intermediärer Neu-
 tronen für die Berechnung von Kernreaktoren
 KFK-tr-144
- [24] H. Küsters and M. Metzenroth:
 The Influence of some Important Group Constants on
 Integral Fast Reactor Quantities
 Conference on Safety, Fuels and Core Design in
 Large Fast Power Reactors, Oktober 11 - 14, 1965
 ANL-7120, p. 423
- [25] H. Küsters, J.J. Schmidt, C.H.M. Broeders,
 E. Eisemann, M. Metzenroth, K.E. Schroeter, D. Thiem:
 Analysis of Fast Critical Assemblies and Large
 Fast Power Reactors with Group-Constant Sets
 Recently Evaluated at Karlsruhe
 KFK 793, November 1968
- [26] E. Kiefhaber and J.J. Schmidt:
 Evaluation of Fast Critical Experiments Using
 Recent Methods and Data
 KFK 969, 1970

- [27] L. Barleon, A. Bayer, R. Böhme, K. Böhnel, K. Burkart, J.C. Chou, P. Engelmann, G. Fieg, F.W.A. Habermann, D. Kuhn, W. Mayer, M. Metzenroth, A. Raberain, H. Seufert, D. Stegemann, P.L. van Velze, H. Walze, H. Werle, D. Witzer:
 Physics Investigations of a 670 l Steam Cooled Fast Reactor System in SNEAK, Assembly 3A-1.
 KFK 627, Oktober 1967
- [28] R. Schröder et. al:
 Physics Investigations of Uranium-Fueled Fast Steam-Cooled Reactors in SNEAK, Assemblies 3A-0, 3A-2, 3A-3
 KFK 847, Oktober 1968
- [29] E.A. Fischer, F. Helm, H. Werle et al:
 Physics Investigations of Steam Cooled Fast Reactor Cores with a Plutonium Fuelled Central Zone,
 SNEAK Assembly 3B
 KFK 1266 (im Druck)
- [30] H. Edelmann, E.A. Fischer, F. Helm, R. Schröder:
 Physics Measurements in the SNEAK Facility on Steam-Cooled Fast Reactor Systems with Uranium and Plutonium Fuel
 Proceedings of the BNES Conf. on "The Physics of Fast Reactor Operation and Design"
 London 1969, p. 113
- [31] P. Engelmann:
 Experimente zur Untersuchung des neutronenphysikalischen Verhaltens dampfgekühlter schneller Reaktoren an der SNEAK
 Acta Physica Austriaca, 29, 54-85, 1969
- [32] F. Helm:
 A Method of Evaluating Progressive Substitution Experiments for the Determination of Bucklings and Critical Radii
 KFK 975, Mai 1969

- [33] E. Kiefhaber, H. Küsters, J.J. Schmidt,
H. Bachmann, B. Krieg, E. Stein, D. Thiem,
K. Wagner, B. Hinkelmann, I. Siep:
Evaluation of Fast Critical Experiments by
Use of Recent Methods and Data.
Proc. of the BNES Conf. on "The Physics of
Fast Reactor Operation and Design".
London 1969, p. 94
- [33] E. Kiefhaber et. al.:
Evaluation of Fast Critical Experiments by by Use
of Recent Methods and Data
Proc. of the BNES Conf. on "The Physics of Fast
Reaktor Operation and Design".
London 1969, p. 94
- [34] P. Engelmann, A.M. Raberain, D. Wintzer:
Untersuchung der Abhängigkeit der Reaktivität
eines schnellen dampfgekühlten 500 l Reaktors von
der Dampfdichte in SNEAK-3A
KFK 776, Mai 1968
- [35] R. Schröder:
Zur Simulierung von Spaltprodukten in schnellen
kritischen Anordnungen
Nukleonik 10, S. 18 (1967)
- [36] D. Wintzer:
Zur Berechnung von Heterogenitätseffekten in
periodischen Zellstrukturen thermischer und
schneller Reaktoren
KFK 743, Jan. 1969
- [37] R. Böhme, H. Seufert:
Uranium Reaction Rate Measurements in the Steam
Cooled Fast Reactor SNEAK, Assembly 3A-2
KFK 811, Juni 1968

- [38] R. Böhme, H. Seufert:
Comparison of Measured and Calculated Uranium
Reaction Rates in a Steam-Cooled Fast Assembly
in SNEAK
Nucl. Appl. and Techn. 7 (6), S. 494-504 (1969)
- [39] E.A. Fischer:
Interpretation von Dopplerproben-Messungen in
schnellen kritischen Nullenergieanlagen
KFK 844, Mai 1969

Änderung des Auslegungsmerkmals	Änderungen in					
	ANR	M_{fiss}	CR	BR	$\frac{dk/k}{d\rho/\rho}$	DK
Incoloy 800 statt Inconel 625	- 9%	- 9%	+0,07	+0,07	+60%	+25%
Nitrid- statt Oxid-Brennstoff	-12%	+15%	+0,10	+0,08	-40%	-10%
D ₂ O- statt H ₂ O-Dampf	≈ 0	≈ 0	+0,10	+0,14	-40%	-40%
Neue statt alte Pu239 α-Werte	≈ 0	≈ 0	-0,06	-0,06	-14%	- 8%

Tabelle 1 - Auswirkungen von Änderungen wesentlicher Auslegungsparameter auf nukleare Eigenschaften

Tabelle 2

Atomkerndichten (in 10^{20} cm^{-3}) der SNEAK-Anordnungen 3A und 3B

	3A-1			3A-2			3B-2 ^b			Inconel zone	zone with fission products
	core zone 1	core zone 2	blanket	core zone 1	core zone 2	blanket	Pu zone	U zone 1	U zone 2		
Pu239							14.76			14.76	14.76
Pu240							1.33			1.33	1.33
Pu241							0.11			0.11	0.11
Pu242							0.06			0.06	0.06
U235	20.314	20.221	1.54	20.31	20.25	1.625	0.56	20.404	20.25	0.56	0.56
U238	81.023	81.066	399.3	81.04	81.21	399.414	81.86	81.39	81.26	31.86	81.86
Al	128.8	128.9		129.10	129.36		125.6	129.66	129.47	127.4	126.4
C	4.12	4.13	0.14	9.32	9.08	0.14	9.73	8.76	9.00	9.56	9.73
Co				0.19	0.18		0.14	0.18	0.19		0.14
Cr	36.6 ^c	36.7 ^c	11.9 ^c	34.53	34.36	11.08	33.72	34.09	34.31	17.41	33.72
Fe	123.1	123.3	40.1	121.85	121.33	39.55	119.7	120.47	121.16	61.99	119.7
H	7.40	7.42		17.92	17.45		18.49	16.81	17.29	18.49	18.49
Mg	0.37	0.37		0.64	0.64		1.31	0.65	0.65	1.33	1.31
Mn				1.94	1.96	0.87	2.23	1.99	1.97	1.47	2.23
Ni	19.0	19.0	10.2	18.54	18.27	9.84	17.55	18.43	18.23	95.00	17.55
O	144.7	144.8		145.29	145.67		122.2	146.28	145.80	122.2	128.2
Si	1.84	1.88	0.46	1.88	1.86	0.46	2.54	1.84	1.86	1.79	2.54
Ti	0.53	0.55	0.2	0.40	0.39		0.30	0.38	0.39		0.30
Mo				0.39 ^d	0.39 ^d	0.19 ^d	0.29	0.40 ^d	0.40 ^d	8.85	0.29
Nb							0.09			0.05	
SPP (fission products)											2.72

^a Für die Rechnungen wurde Co zu Fe addiert, Mg zu Al, Mn zu Cr und Nb zu Mo

^b Blanket wie 3A-2

^c enthält Mn

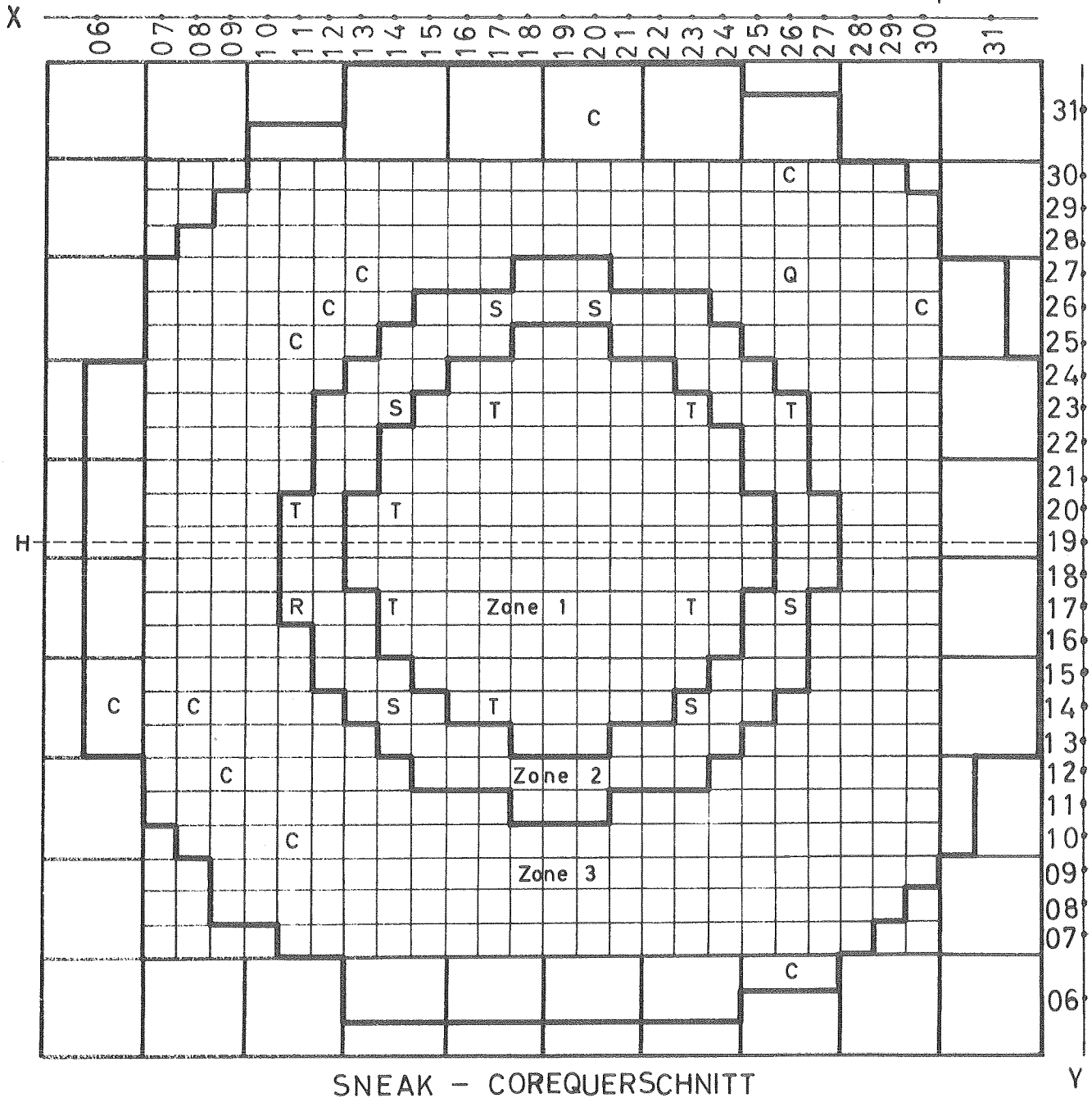
^d enthält Nb

Tabelle 3

Berechnete k_{eff} -Werte für die kritischen Anordnungen

Cross section set	SNEAK (original)	SNEAK (final)	PMB	PMB- α	ABN	Heterogeneity correction
Assembly						
3A-1	0.9895				1.019	
3A-2	0.9835		0.9795		1.006	4.31×10^{-3}
3B-2	0.9750	0.9791	0.9793	0.9652	1.0216	2.55×10^{-3}
3B-2-Inconel	0.9731	0.9769	0.9771	0.9636	1.0180	3.89×10^{-3}
3B-2S	0.9647	0.9686	0.9687	0.9556	1.0119	
3B-2 extrapolated ($R_0=44.97\text{cm}$) ^a	0.9678	0.9740	0.9767	0.9567	1.0265	2.06×10^{-3}
3B-2-Inconel extrapolated ($R_0=46.9\text{cm}$) ^a	0.9625	0.968	0.971	0.951	1.018	

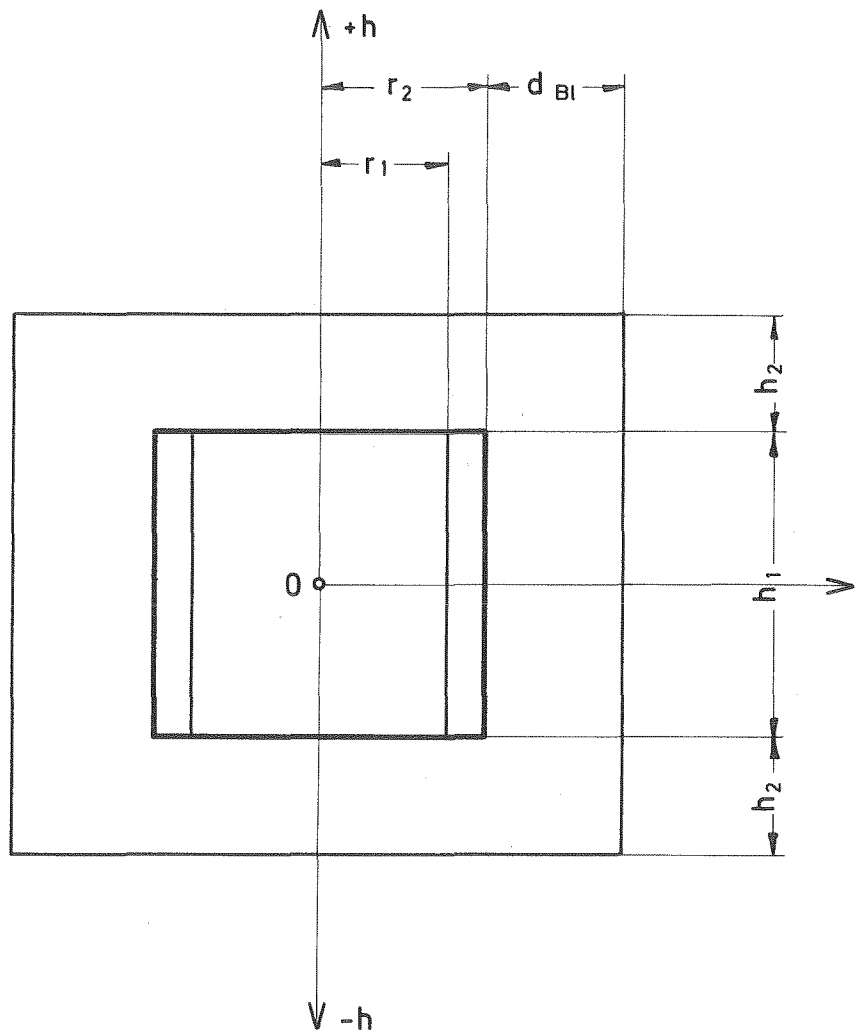
^a Extrapoliert nach Substitutionsexperiment



SNEAK - COREQUERSCHNITT

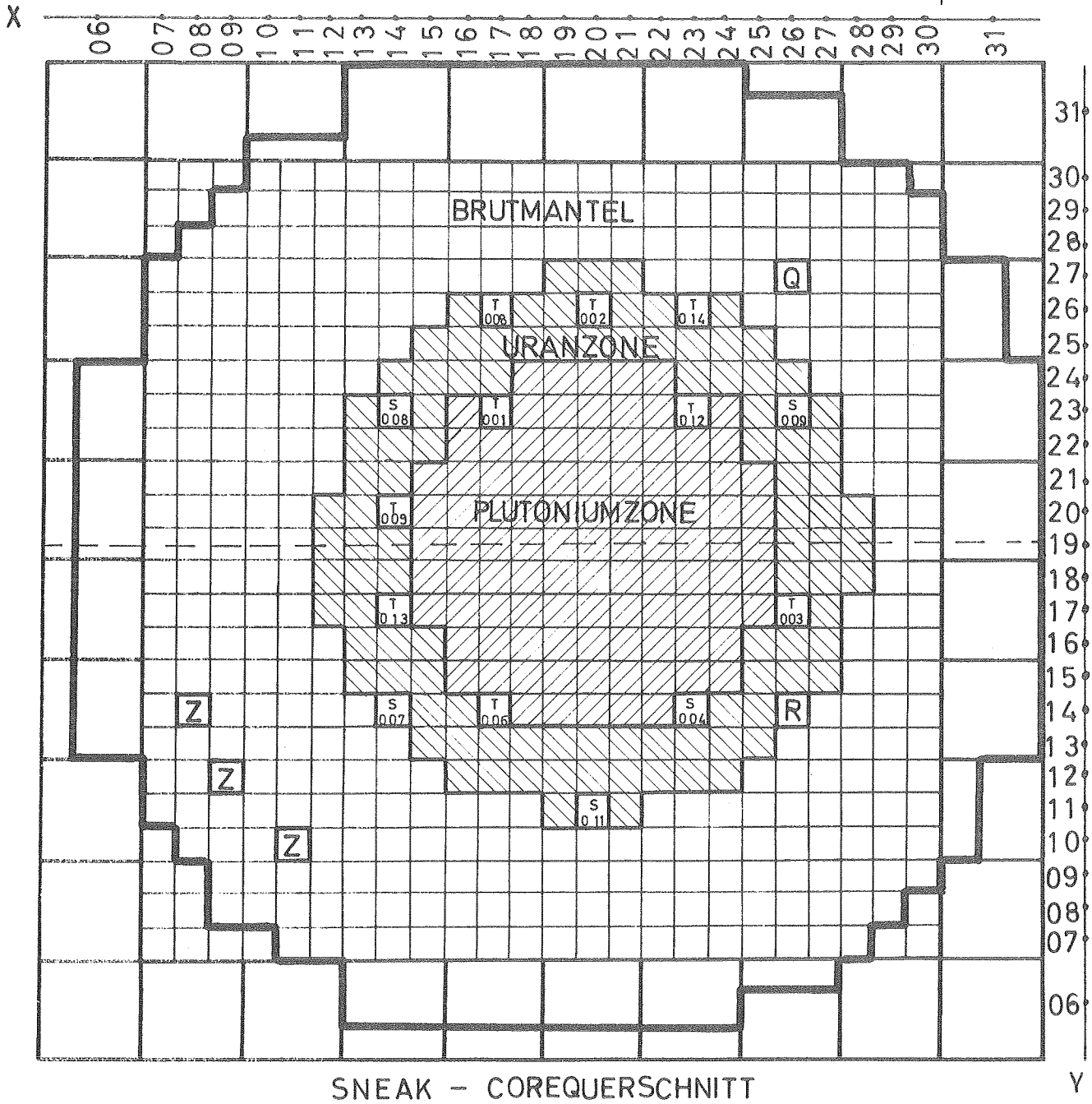
- C : Meßelement
- S : Sicherheitsstäbe
- T : Trimmstäbe
- R : Regelstab
- Q : Neutronenquelle

Abb. 1a SNEAK-3A-2 Querschnitt durch die kritische Anordnung



- $r_1 = 33.76 \text{ cm}$
- $r_2 = 44.66 \text{ cm}$
- $d_{B1} = 36.2 \text{ cm}$
- $h_1 = 80.54 \text{ cm}$
- $h_2 = 30.5 \text{ cm}$

Abb.1b Schematische Darstellung
der Anordnung 3A - 2



SNEAK - COREQUERSCHNITT

Abb.2a SNEAK 3B2

T- Trimmstäbe

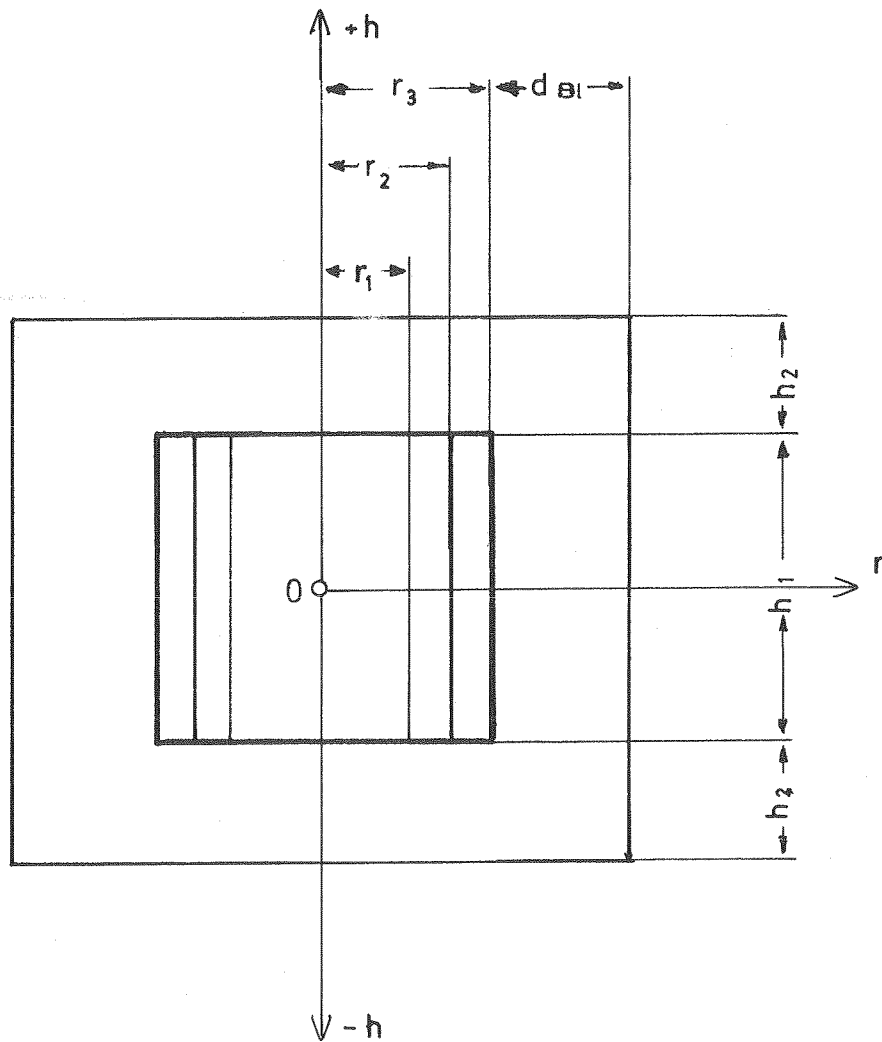
Q- Neutronenquelle

S- Sicherheitsrohre

Z- Zählrohre

R- Regelstab

--- Horizontalkanal



$$r_1 = 29.91 \text{ cm} \quad [\text{Pu-Zone}]$$

$$r_2 = 36.18 \text{ cm}$$

$$r_3 = 44.53 \text{ cm}$$

$$d_{BI} = 37.59 \text{ cm}$$

$$h_1 = 80.54 \text{ cm}$$

$$h_2 = 30.5 \text{ cm}$$

Abb.2b Schematische Darstellung
der Anordnung 3B-2

5. Sicherheit und Dynamik

(Zusammengestellt von W. Hübschmann (ASS),
W. Schikarski (IAR), G. Woite (IAR))

	<u>Seite</u>
5.1 Zugrundegelegte Reaktorentwürfe	II - 117
5.2 Sicherheit	II - 117
5.2.1 Grundsätzliche Betrachtungen	II - 117
5.2.2 Nichtintegrierte D1-Bauweise	II - 119
5.2.3 Integrierte ENEA-05-Bauweise	II - 124
5.3 Dynamik	II - 131
5.3.1 Stabilität des Reaktorkerns	II - 132
5.3.2 Rückwirkung des inneren Kühl- kreislaufes	II - 133
5.3.3 Verhalten bei Teillast	II - 133
5.3.4 Regelungssystem	II - 134
5.4 Zusammenfassung und Schlussfolgerung	II - 135
5.4.1 Sicherheit	II - 135
5.4.2 Stabilität	II - 136
Literatur	II - 138
Abbildungen	II - 141

5. Sicherheit und Dynamik

5.1 Zugrundegelegte Reaktorentwürfe

Sicherheit und Dynamik des dampfgekühlten schnellen Brutreaktors (DSB) hängen eng mit seiner Bauweise, den konstruktiven Daten und den Sicherheitseinrichtungen zusammen. Sie können daher nur im Hinblick auf einen gegebenen Entwurf diskutiert werden. Art und Ablauf der zu betrachtenden Unfälle hängen insbesondere vom Grad der Integrierung der Kreislaufkomponenten (Verdampfer und Gebläse) in den Reaktordruckbehälter ab. Im Kernforschungszentrum Karlsruhe wurden die nichtintegrierte D1- [1], teilintegrierte D2- und vollintegrierte ENEA-05- Bauweise [2] bezüglich ihrer Sicherheit untersucht. Bei nichtintegrierter Bauweise hängt die Sicherheit in stärkerem Masse vom Funktionieren der Sicherheitseinrichtungen ab, während bei integrierter Bauweise eine grössere inhärente Sicherheit gegen bestimmte Unfälle (Rohrbrüche) gegeben ist.

Die folgenden Sicherheitsbetrachtungen beziehen sich zunächst auf die nichtintegrierte D1-, danach auf die integrierte ENEA-05-Bauweise. Neben der unterschiedlichen Bauweise ist zu berücksichtigen, dass der D1-Entwurf zeitlich vor, der ENEA-Entwurf zeitlich nach der Verschiebung der $Pu-\alpha$ -Werte entstand, so dass im ENEA-Entwurf die neueren Reaktivitätskoeffizienten berücksichtigt sind.

5.2 Sicherheit

5.2.1 Grundsätzliche Betrachtungen

Jede Sicherheitsbetrachtung eines DSB muss von dem Zusammenhang zwischen Reaktivität und Dampfdichte ausgehen. - Die folgenden Betrachtungen beziehen

sich auf den unregelmässigen Reaktor. Zweckmässigerweise wird daher der Einfluss von Temperatur und Druck auf die Dampfdichte getrennt:

1) Dampf-Temperatur

Jede Erhöhung der Dampftemperatur erhöht die Leistung und verstärkt damit die Temperaturerhöhung des Dampfes und der Hülltemperaturen. Daraus resultieren 2 Forderungen:

- Sichere und redundante Auslegung und Regelung der Dampfgebläse,
- sichere Verhinderung der Dampfumkehr im Kern.

2) Dampf-Druck

Jede Druckabsenkung erhöht die Leistung und verringert die Kühlwirkung. Eine Druckabsenkung (z.B. infolge Rohrbruch) kann andererseits nicht völlig ausgeschlossen werden. Daraus resultieren wiederum 2 Forderungen:

- Jede nur denkbare Druckabsenkung muss genügend langsam erfolgen.
- Der Reaktor muss unter allen Umständen abschaltbar sein.

In diesen 4 Forderungen ist die besondere Situation des DSB herauskristallisiert. Sie können erfüllt werden, vorausgesetzt, dass 2 grundsätzliche Annahmen getroffen werden dürfen:

- Die Integrität des Druckbehälters ist gewährleistet, d.h. der grösste anzunehmende Bruch ist der Bruch einer Rohrleitung.

- Die Wahrscheinlichkeit eines vollständigen Versagens des gesamten doppelten Abschaltsystems innerhalb einer bestimmten Zeitspanne nach Eintreten einer Störung ist so klein, dass sie vernachlässigt werden kann.

Die in letzter Zeit unternommenen Entwicklungen auf dem Gebiet thermischer Leichtwasserreaktoren (Behälterprüfung und -beobachtung, Verbesserung der Abschaltssysteme) unterstützen die Berechtigung dieser Annahmen. Sollte dennoch die erste Annahme nicht akzeptiert werden, z.B. wegen des höheren Pu-Inventars und damit des höheren Gefährdungspotentials des DSB, so müsste ein Spannbetonbehälter verwendet werden. Dieser hat gegenüber einem Stahlbehälter eine höhere Bruchsicherheit, da er eine Vielzahl von kontrollierbaren Spannelementen besitzt, die sich überdies ausserhalb des Strahlungsfeldes befinden. Eine mögliche konstruktive Lösung ist in [3] angegeben.

Ein weiteres Problem, das alle schnellen Brutreaktoren betrifft, ist das mögliche Niederschmelzen durch Nachwärme bei Versagen der Notkühlung. Beim dampfgekühlten schnellen Brutreaktor wird der Reaktorkern nach Abschalten und nach einer Abkühlperiode geflutet. Die Abführung der Nachwärme aus dem gefluteten Kern an eine äussere Wärmesenke erfolgt ähnlich wie beim Siedewasserreaktor. Dieses System wurde als ausreichend sicher angesehen.

Die Problematik des Lenzens, d.h. Entwässerns des Reaktors wird weiter unten behandelt.

5.2.2 Nichtintegrierte D-1-Bauweise

5.2.2.1 Unfallmechanismen

Die Sicherheit des D-1-Reaktors wurde in [4] untersucht. Neben dem Ausfall verschiedener Kreislaufkomponenten wurden die Auswirkungen von Rohrbrüchen

an verschiedenen Stellen des inneren und äusseren Kühlkreislaufes berechnet.

Drei verschiedene Unfallabläufe sind denkbar, die zu einer grossen Aktivitätsfreisetzung ins äussere Containment führten:

- a) Ein durch einen Steuerstab verursachter Reaktivitätszuwachs (z.B. rod-ejection) führt bei Versagen des Abschaltsystems und in Verbindung mit dem Reaktivitätszuwachs infolge der Dampfverdrängung durch radiale Hüllenaufblähung zur Core-Zerstörung. Durch Einwirkung von Schockwellen kann es zum Bruch einer äusseren Primärleitung kommen. Der Bruch einer Primärleitung ausserhalb des inneren Containments kann allerdings durch Windungen oder Sollbruchstellen der Heissdampfleitung innerhalb des inneren Containments weitgehend ausgeschlossen werden.
- b) Der Bruch einer Dampfleitung führt zum vollständigen Ausdampfen des Kühlmittels und zum Core-Schmelzen und -Verdampfen durch Nachwärme, sofern der Reaktor zwar noch rechtzeitig unterkritisch gemacht werden konnte (sonst siehe c), die Kernnotkühlung jedoch ausfiel. Die Zeit, die zum Ausdampfen notwendig ist, liegt in der Grössenordnung von 1 min oder mehr. Es wird als sicher angenommen, dass in dieser Zeit wenigstens eines der doppelten Isolierventile (1 von 2 Prinzip) schliesst und das Ausdampfen verhindert.
- c) Der Bruch einer Dampfleitung verursacht eine Dichtereduktion im Core und damit, sofern die Schnellabschaltung ausfiel, einen Reaktivitätszuwachs. Dieser führt, möglicherweise gekoppelt mit dem Reaktivitätszuwachs infolge radialer Hüllenaufblähung, zur Core-Zerstörung und Brennstoffverdampfung.

Je nach Leckstelle ergeben sich anfängliche Reaktivitätsrampen zwischen 0,3 \$/sec (äussere Frischdampfleitung) und 4 \$/sec (Sattdampfleitung).

Die Folgen dieser Unfälle werden in 4 Stufen abfangen (Abb. 2):

- Abschaltsystem
- Notkühlsystem
- inneres Containment mit Druckunterdrückung
- Isolationsventile

Durch redundante und vielfältige Auslegung dieser Einrichtungen kann ein hohes Mass an Sicherheit erreicht werden. Versagen jedoch 2 oder mehr dieser Einrichtungen, so kann es zu sehr schweren Unfallauswirkungen kommen.

5.2.2.2 Aktivitätsfreisetzung bei schweren Unfällen

Die DL-Anlage besitzt ein Doppelcontainment [5] (Abb. 1). Für das innere Containment wurde eine konstante Leckrate von 1 % pro Tag angenommen, für das äussere Containment ein Luftdurchsatz zur Aufrechterhaltung des Unterdrucks von 100 % pro Tag. Das entspricht einem stark reduzierten Luftwechsel in diesem Gebäudeteil. Es wurde weiter angenommen, dass die Abluft über einen Filter und über einen 50 m hohen Schornstein ins Freie geleitet wird. Mit diesen Annahmen wurden die maximalen Bestrahlungsdosen durch Inkorporation radioaktiver Stoffe mit dem digitalen Programm MUNDO [6] berechnet. Unfallabläufe und mögliche Koinzidenzen bei den schweren Unfällen sind in Abb. 2 dargestellt. Unter Sicherheitssystem wird hier Abschaltvorrichtung und Kernnotkühlung zusammen verstanden. Ein richtig funktionierendes Sicherheitssystem kann in jedem Fall verhindern, dass es zu grösseren Aktivitätsfreisetzungen kommt

(Abb. 2, linker Zweig). Dagegen kann ein Versagen des Sicherheitssystems zu schwerwiegenden Auswirkungen in der Umgebung des Reaktors führen.

Wegen der aus dem inneren Containment herausgeführten Primärdampfleitung sind ein Unfall mit maximaler Energiefreisetzung und ein Unfall mit maximaler Aktivitätsfreisetzung nicht notwendig identisch. Äussere Primärleitungen und die Isolierventile für das innere Containment in den äusseren Primärleitungen (Abb. 1) müssen mitberücksichtigt werden. Der angenommene Bruch einer äusseren Primärdampfleitung kann auf eine Unfallereigniskette führen, die unter Umgehung des Containments zu einem sehr schweren Unfall führt. Dieser Unfall wird damit zum Unfall mit der maximalen Aktivitätsfreisetzung, auch wenn die Energiefreisetzung kleiner ist als bei dem schwersten Unfall, der ganz auf das innere Containment beschränkt bleibt.

Die Dosisberechnung wurde für beide Unfallarten durchgeführt:

- 1) Maximale Energiefreisetzung mit teilweiser Core-Verdampfung und Bruch des Primärsystems im inneren Containment. Die Isolierventile sollen bei Unfallbeginn geschlossen sein. Dadurch ist das Doppelcontainment-Prinzip gewahrt. Die Knochendosis als höchste Organbelastung ergibt sich zu:

$$D (8 \text{ h, } 800 \text{ m}) = 0,8 \text{ rem}$$

$$D (24 \text{ h, } 800 \text{ m}) = 3,2 \text{ rem}$$

Eine Erhöhung dieser Werte tritt ein bei langsam schliessenden Ventilen und Ausfall von Sperrdampf bzw. Leckabsaugung. Nimmt man an, dass 30 s lang hochkontaminierter Primärdampf ins äussere

Containment leckt, und dass sich die freigesetzte Aktivität auf etwa 5 to Dampfinhalt des Reaktor-gefässes verteilt, dann erhöht sich die Dosis auf:

$$D (8 \text{ h, } 800 \text{ m}) = 1,8 \text{ rem}$$

$$D (24 \text{ h, } 800 \text{ m}) = 5,8 \text{ rem}$$

- 2) Maximale Aktivitätsfreisetzung und teilweise Core-Verdampfung, verbunden mit einem Rohrbruch im äusseren Teil des Primärsystems (etwa bei A in Abb. 1) und Ausfliessen aller freisetzbaren Aktivität mit dem Dampf ins äussere Containment. Die Knochen-dosis ergibt sich zu:

$$D (8 \text{ h, } 800 \text{ m}) = 522 \text{ rem}$$

$$D (24 \text{ h, } 800 \text{ m}) = 823 \text{ rem}$$

Da die obere Grenze für zulässige Unfalldosen bei etwa 25 rem liegt, können Unfälle der ersten Art vom Standpunkt der Strahlengefährdung akzeptiert werden, nicht jedoch der Unfall mit maximaler Aktivitätsfreisetzung, auch wenn es nur zum Ausfliessen von wenigen Prozent der freisetzbaren Aktivität käme. Im Sinne der Abb. 2 muss also die Koizidenz: "Bruch einer äusseren Primärleitung, Versagen des Sicherheitssystems, Unwirksamkeit der Isolierventile" äusserst unwahrscheinlich gemacht werden. Die Kriterien hierfür müssen sich aus einer genaueren Unfallanalyse ergeben.

Die maximal zulässige Schliessdauer der Isolierventile, die - wie oben gezeigt - von entscheidender Bedeutung für den Unfallablauf ist, wurde aufgrund einfacher Überlegungen abgeschätzt. Bei einem Scherbruch einer äusseren Heissdampfleitung müssen die Isolierventile nach längstens 24 sec geschlossen sein, um - bei Versagen des Abschaltsystems innerhalb dieser Zeitspanne - zu verhindern, dass der Brennstoff im Mittel schmilzt, bevor die Ventile geschlossen sind. Um

eine Beschädigung des Kerns zu verhindern, sollten die Schliesszeiten nicht grösser als 10 sec sein.

5.2.3 Integrierte ENEA-05-Bauweise

Ausgehend von dem Bestreben, die schweren Unfälle des DSB soweit wie möglich durch inhärente Vorkehrungen zu eliminieren, wurde bereits in [3] und [8] die vollintegrierte Bauweise vorgeschlagen. Diese Vorschläge sowie die im D2-Entwurf enthaltenen sicherheitstechnischen Gesichtspunkte sind in dem ENEA-05-Entwurf voll berücksichtigt.

Ziel der Integration der Komponenten in den Reaktor-druckbehälter ist unter anderem die Vermeidung offener Rohrleitungen des inneren Kühlkreises. Sicherheitstechnisch werden damit die Möglichkeiten von Rohrbrüchen eingeschränkt, der gefährliche Sattedampfrohrbruch, der zu einer Heissdampfumkehr im Kern führen kann, wird ganz eliminiert. Durch weitere Massnahmen (s. u.) wird erreicht, dass bei einem beliebigen Heissdampfrohrbruch der Dampfstrom um nicht mehr als 25 % ansteigen kann, selbst wenn alle "engineered safeguards" zunächst versagen. Somit kommen Rohrbrüche als auslösendes Moment für gefährliche Reaktivitätsrampen nicht mehr in Frage.

Wird ausserdem der Reaktivitätswert eines Steuerstabes entsprechend einem Entwurf von AB Atomenergi [12] durch sog. Modulbauweise auf $< 1 \beta$ begrenzt, was jedoch zu gewissen technischen Komplikationen führt, dann gibt es praktisch keinen Mechanismus mehr, der den gefährlichen autokatalytischen Effekt des Aufblähens der Brennstäbe auslösen könnte. Damit wären die bei der nichtintegrierten D1-Bauweise aufgezeigten Möglichkeiten für schwere Unfälle mit grosser Aktivitätsfreisetzung eliminiert. Als GaU bleibt dann lediglich das Zusammenschmelzen des abgeschalteten, aber ungekühlten Cores zu betrachten, das wegen der

vielfältigen Notkühlung und der Möglichkeit des Flutens zwar unwahrscheinlich ist, aber traditions-gemäss für schnelle Reaktoren nicht völlig ausge-schlossen wird.

Im folgenden werden die für die Sicherheit relevan-ten Merkmale dieses integrierten Reaktortyps zu-sammengestellt und die wichtigsten Unfälle kurz be-schrieben.

5.2.3.1 Inhärente Sicherheit

Durch folgende Eigenschaften bzw. vorgeschlagene konstruktive Massnahmen wird die inhärente Sicher-heit des integrierten DSB (ENEA-05) gewährleistet.

- 1) Ein grosser Doppler-Koeffizient begrenzt den Temperaturanstieg des Brennstoffes bei einer Reaktivitätsrampe [9].
- 2) Die negative Flutreaktivität gewährleistet, dass der Reaktor im gefluteten Zustand unterkritisch ist (Abb. 3).
- 3) Durch die integrierte Bauweise ist die Möglich-keit des Bruches einer Satttdampfrohrleitung und damit der Strömungsumkehr im Kern ausgeschlossen.
- 4) Die Heissdampfleitung zur Nutzleistungsturbine ist in mehrere (8) separate Rohrstränge aufgeteilt, welche je mit einer Venturidüse ausgerüstet sind. Bei Bruch eines Rohres steigt der gesamte Dampfstrom um bis zu 25 %, wenn keines der Rückschlagventile schliesst. Durch die Rückschlagventile wird dieser Wert noch weiter limitiert.
- 5) Alle Rohrleitungen verlassen das Druckgefäss oberhalb des Reaktorkerns, so dass dieser auch nach einem Rohrbruch geflutet werden kann.

- 6) Eine grosse Anzahl von Dampfgebläsen (8) sichert die Kernkühlung und begrenzt die Auswirkung eines Gebläseausfalles.
- 7) Die Gebläseturbinen werden durch Dampf angetrieben, welcher immer zur Verfügung steht (im Gegensatz zur Stromversorgung).
- 8) Im Druckbehälter ist gesättigtes Wasser gespeichert (Verdampfer, Kerneintrittsspeicher), welches sowohl als Reserve bei kurzzeitigem Ausfall einer Speisepumpe dient, als auch den Grad des Druckabfalles beim Bruch einer Dampfleitung begrenzt.
- 9) Bei Druckanstieg sinkt die Leistung.
- 10) In einem stehenden Kern mit aufwärtsgerichteter Dampfströmung können die Druckkräfte nicht zu einer Verdichtung des Kerns führen.
- 11) Das Herausschiessen eines Steuerstabes (bei Abreißen eines Stab-Antriebstützens) wird durch einen Fangrost unterhalb der Stabantriebe verhindert (wie beim Siedewasserreaktor).

5.2.3.2 Sicherheitseinrichtungen (engineered safeguards) des DSB

Aus den grundsätzlichen Überlegungen heraus ergeben sich zwei Grundforderungen für die "engineered safeguards":

- 1) Das Abschaltssystem muss genügend zuverlässig sein, so dass ein vollständiges Versagen ausgeschlossen ist.
- 2) Das Notkühlssystem muss sicherstellen, dass der Kern auch bei Unfällen sicher gekühlt und geflutet werden kann.

Steuerstäbe

Überlegungen zur Konstruktion des Abschaltsystems wurden von AEG und AB Atomenergi angestellt mit dem Ergebnis, dass ein fortentwickelter Siedewasserreaktor-Stabantrieb verwendet werden kann mit einer Beschleunigung $> 2 g$ und einer Verzögerungszeit $< 100 ms$. Die Stabreaktivität kann ggf. bei Modulbauweise $< 1 \text{ \$}$ gehalten werden. Das zweite Abschaltssystem stellt das langsame Einfahren der Stäbe (rod-run-in) dar. Eine zusätzliche Notabschaltung kann durch das Füllen der Stabführungs-kanäle mit boriertem Wasser bewirkt werden (AEG).

Zur Stellung der Abschaltstäbe wurde mit dem REX-Code [10] berechnet, dass diese ausserhalb des Brutmantels stehen dürfen, ohne dass - bei den niedrigen zu erwartenden Reaktivitätsrampen - eine zulässige Verzögerung der Abschaltung eintritt.

Gebälse

Eine zuverlässige Funktion der Geblälse wird durch folgende Massnahmen gewährleistet:

- grosse Anzahl (8) parallelgeschalteter Geblälse
- redundante Wasserschmierung der Lager
- Rückschlagventile auf der Hochdruckseite
- mehrfache Kondensationsmöglichkeit für den Abdampf der Antriebs-Turbine
- Explosionsschild um jedes Geblälse

Verdampfer

Der Verdampfer erfüllt die oben genannten Sicherheitsfunktionen nur dann, wenn gewährleistet ist, dass

- nur Satttdampf in den Reaktorkern gelangen kann,
- das Wasser auf Sättigungstemperatur gehalten wird.

Der in Kapitel 2 dieses Anhangs beschriebene Löff-
lerverdampfer erfüllt diese Forderungen automatisch.
Für andere Verdampfertypen (Dillström- oder Zyklon-
Verdampfer) müssen besondere Massnahmen getroffen
werden, um die Forderungen genügend zuverlässig zu
erfüllen.

Notkühlung

Ähnlich wie für Siedewasserreaktoren werden gestaffel-
te Notkühleinrichtungen vorgeschlagen:

- Hilfsgebläse ausserhalb des Containments
- Abblasen über Sicherheitsventile in den Druck-
unterdrückungspool
- Sprühsysteme, die bei bestimmten Druckstufen zu
arbeiten beginnen
- Fluten über Fluttanks, über die Speisewasserver-
sorgung oder aus dem Druckunterdrückungspool.

Die Zuverlässigkeit dieser Notkühleinrichtungen muss
durch Funktionstests nachgewiesen werden.

5.2.3.3 Unfallanalyse

Verlust der Kühlung

Unter diese Kategorie fallen alle Gebläsestörungen
vom Ausfall eines bis zum gleichzeitigen Ausfall
aller Gebläse. Fällt ein Gebläse aus, so sinkt der
Dampfstrom im Kern dank der grossen Anzahl und der
flachen Kennlinie der Gebläse lediglich um 10 %.
Wenn das Rückschlagventil am Gebläse nicht schlies-
sen sollte, steigt die Dampftemperatur um 12 °C.
Wenn ausserdem die Regelung versagt, steigt sie
kurzzeitig um 55 °C. Verliert die Gebläseturbine
unter diesen Bedingungen ihre Schaufeln, dann steigt
die Hülltemperatur kurzzeitig um 70 °C.

Das gleichzeitige Versagen mehrerer Gebläse hat einen entsprechend niedrigeren Grad an Wahrscheinlichkeit. Versagen alle Gebläse gleichzeitig, so wird der Kern zunächst durch Abblasen gekühlt; bei Erreichen der entsprechenden Druckstufen setzen automatisch die verschiedenen oben beschriebenen Notkühlungsmassnahmen ein, bis der Kern geflutet ist.

Brennelement-Schmelzen

Dieser Unfall ist in [11] für den Mixed Spectrum Superheat Reactor (MSSR) der General Electric untersucht. Es wird festgestellt, dass:

- der Reaktor durch Leistungs- oder Aktivitäts-Scram abgeschaltet wird,
- kein Mechanismus einer Schadensausbreitung auf Nachbarelemente besteht,
- auch das geschmolzene Brennelement durch Fluten des Reaktors abgekühlt werden kann.

Es müsste geprüft werden, inwieweit diese Feststellungen auch für den DSB zutreffen.

Verlust des Kühlmittels

Analog zu Leichtwasserreaktoren wird der Bruch einer Rohrleitung als grösstes Leck angesehen. Es wurden verschiedene Bruchstellen untersucht und in ihren Auswirkungen verglichen. Die grössten Auswirkungen entstehen, wenn eine Heissdampfleitung zwischen Druckkessel und Sicherheitsbehälter reisst. Der Dampfstrom steigt dabei um nicht mehr als 25 % an. Dieser erhöhte Durchsatz wird jedoch normalerweise durch Schliessen des Turbinenventils oder durch erhöhte Förderleistung der Speisewasserpumpen ausgeglichen. In beiden Fällen ändert sich der Systemdruck nur unwesentlich. (Abb. 4)

Bei Ausfall der Regelung und nicht abgeschaltetem Reaktor steigt die Dampftemperatur anfangs um $16\text{ }^{\circ}\text{C/s}$, nähert sich jedoch rasch einem Grenzwert. Es steht daher genügend Zeit zur Abschaltung durch die verschiedenen vorgesehenen Systeme zur Verfügung. Der Dampfdruck fällt nur langsam ab, da sowohl aus den Verdampfern als auch aus dem Wassermantel um den Reaktorkern Sattedampf nachgeliefert wird.

Die Nachwärmeabfuhr aus dem abgeschalteten Reaktor erfolgt wie oben beschrieben durch Hilfsgebläse, Sprühkühlung und Fluten.

Lenzunfall

Im gefluteten Kern ist die Neutronenmultiplikation so niedrig, dass sie nicht oder nur sehr ungenau gemessen werden kann. Durch das Lenzen (Entfluten) wird eine Reaktivität von 7 bis 8 % eingeführt. War z.B. durch Nachladen des Kerns bereits vor dem Lenzen die Reaktivität des Kerns erhöht worden (Kurve B, Abb. 3), so besteht die Gefahr, dass der Kern durch das Lenzen überkritisch wird. Daher muss vor allem sichergestellt sein, dass alle Steuerstäbe eingefahren sind. Als weitere Sicherheitsmassnahme kann das Lenzen schrittweise in einzelnen Sektionen des Kerns erfolgen, wobei nach jedem Schritt die Reaktivität gemessen wird.

Der Ablauf und die Folgen eines Unfalles beim Lenzen können erst dann ermittelt werden, wenn u.a. genaue Daten über die Reaktivitätserhöhung beim Wiederbeladen des Kerns vorliegen. Es wurde zunächst angenommen, dass durch die beschriebenen Massnahmen eine ausreichende Sicherheit gegenüber dem Lenzunfall erzielt werden kann.

Grösster anzunehmender Unfall (GaU)

Als GaU wurde das Niederschmelzen unter Nachwärme angenommen, da kein anderer Unfall - insbesondere kein

Rohrbruch - so viel Reaktivität induziert, dass eine Bethe-Tait-Exkursion folgt. Zu diesem Unfall liegen keine Rechnungen der GfK vor; es werden die auf schwedischen Arbeiten [12] basierenden Ergebnisse der ENEA-Studie referiert. Das Niederschmelzen unter Nachwärme macht folgende Annahmen und Voraussetzungen notwendig:

- Rohrbruch
- Versagen der Sprüh-Notkühlung
- Vollständiges Abblasen
- Versagen der Flutung
- Aufheizen der Hüllen auf Schmelztemperatur.

Für eine rasche Core-Kompaktion ist ein gleichzeitiges Zusammensacken des gesamten Kerns ohne starke Reibungskräfte erforderlich. Eine Kompaktion des geschmolzenen Kerns durch die Reibungskräfte der Dampfströmung wird aufgrund des stehenden Kerns und der Aufwärtsströmung für sehr unwahrscheinlich gehalten.

Unter der extremen Annahme eines reibungsfreien, gleichzeitigen Zusammensackens des gesamten Kerns, resultiert eine Reaktivitätsrampe von 40 (max. 100) $\$/s$. Es wird eine Energie von $10 \cdot 10^3$ MJ erzeugt. Die für mechanische Arbeit verfügbare Energie (adiabatisch) beträgt:

800 MJ für eine	40 $\$/s$ -Rampe
1800 MJ für eine	100 $\$/s$ -Rampe

Wird vorausgesetzt, dass der Druckbehälter entleert ist und daher keine Dampfexplosion erzeugt werden kann, so reicht diese Energie nicht aus, um den Druckbehälter zu beschädigen.

Nimmt man eine 1-%ige Leckage des Containments (wobei das Doppelcontainment nicht berücksichtigt ist) an, so resultiert eine Strahlenbelastung der Umwelt, die mit der für den D1-Reaktor genannten in der Grössenordnung übereinstimmt. Danach wird nur eine geringe Strahlenbelastung der Umgebung unter 25 rem auftreten.

5.3 Dynamik

Die Stabilität und das Störverhalten dampfgekühlter Brutreaktoren sind in Karlsruhe ausführlich untersucht

worden [10], [13] bis [17]. Es zeigte sich, dass bei genauer Beachtung der dynamischen Zusammenhänge ein gutes Betriebsverhalten erzielt werden kann.

Beim dampfgekühlten Brutreaktor hat die Kühlmitteldichte einen starken Einfluss auf die Reaktivität. Daher muss neben den Eigenschaften des Reaktorkerns auch der innere Kühlkreislauf mit seiner Rückwirkung auf die Dampfdichte in die dynamische Berechnung einbezogen werden. Im folgenden wird wie oben zunächst über die Untersuchungen am D1-Entwurf, danach über den ENEA-05-Entwurf berichtet.

5.3.1 Stabilität des Reaktorkerns

Die Stabilität des Reaktorkerns gegenüber Reaktivitätsstörungen ist eine Voraussetzung für die Stabilität der Anlage.

In [4] und [13] wurde die Kernstabilität anhand der D1-Auslegung untersucht. Wegen ihrer grundsätzlichen Bedeutung werden die Vorgänge bei einer Reaktivitätsstörung erläutert. Nach einem Reaktivitätssprung von 0,2 β steigt die Reaktorleistung zuerst etwa sprunghaft an ("prompt jump") (Abb. 5). Der Anstieg wird durch die prompt einsetzende Doppler-Rückwirkung begrenzt. Das höhere Leistungsniveau führt zu einer stärkeren Erhitzung des Dampfes, wodurch dessen Dichte sinkt. Wegen des negativen Dampfdichtekoeffizienten führt dies zu einem weiteren Leistungsanstieg. Nach 1 bis 2 Sekunden stabilisiert sich die Leistung auf dem erhöhten Niveau (Kurve 4 in Abb. 5). Der Reaktorkern ist also für sich allein stabil. Später führt die Rückwirkung des Kreislaufes zu einer Instabilität.

Durch eine andere Auslegung des Reaktorkerns, die den Dampfdichtekoeffizienten verkleinert oder die Doppler-Rückwirkung verstärkt, kann der Leistungsanstieg noch stärker begrenzt werden (Kurven 1 und 3 der Abb. 5). Die verschiedenen Möglichkeiten sind in [9] dargestellt. Den Stabilitätsbereich, abhängig von den Reaktivitätskoeffizienten, zeigt Abb. 7. Bei der in der Abbildung angegebenen Fehlerbreite sind die Unsicherheiten der nuklearen Daten erfasst.

5.3.2 Rückwirkung des inneren Kühlkreislaufes

Auch bei stabilem Reaktorkern kann die Rückwirkung des inneren Kühlkreislaufes Leistungsschwingungen verursachen. Dieser Effekt wurde daher sehr ausführlich untersucht. Die Erhitzung des Dampfes nach einer Leistungserhöhung führt zu einer vermehrten Sattedampferzeugung im Verdampfer und so zu einem Druckanstieg, der wegen des negativen Dampfdichtekoeffizienten die Leistung wieder reduziert.

Diese im Prinzip günstige Rückwirkung setzt mit einer Verzögerung ein, welche von der Zeit abhängt, die für den Wärmetransport aus dem Brennstoff bis in den Verdampfer benötigt wird. Ob diese Rückwirkung ein gutes Betriebsverhalten ergibt, hängt davon ab, wie gross die Verzögerung und wie gross der Druckgradient ist. In [8] und [14] ist gezeigt, dass einmal die Verzugszeit möglichst klein sein und möglichst wenig Totzeit enthalten soll, und dass zum anderen die Energiespeicherkapazität, die den Druckgradienten bestimmt, einen von der Druckverstärkung des Reaktors und von der Verzugszeit abhängigen Optimalwert annehmen soll.

Zur Zeit der Erstellung des D1-Entwurfes waren diese Zusammenhänge noch nicht bekannt, so dass dabei die Rückwirkung wegen der langen Rohrleitungen und der Verwendung eines Zwischenüberhitzers erst nach etwa 10 s einsetzt (Abb. 5) und die Reaktorleistung zu aufklingenden Schwingungen angeregt wird. Dieses Verhalten kann durch Verzicht auf Zwischenüberhitzung und Verkürzen der Rohrleitungen verbessert werden (Abb. 6, Kurve 3).

5.3.3 Verhalten bei Teillast

Mit sinkender Reaktorleistung wachsen die Verzugszeit und die Druckverstärkung. Der Reaktor nähert sich daher der Stabilitätsgrenze. Sollen grössere Eingriffe des

Regelsystems vermieden werden, muss der Reaktor entweder so ausgelegt werden, dass er auch bei der niedrigsten geforderten Teillaststufe noch ohne Regelung stabil ist, oder es müssen Massnahmen zur Verbesserung der inhärenten Stabilität getroffen werden, wie z.B. die Abschaltung von Teilkreisläufen oder die Reduzierung des Druckes [15].

5.3.4 Regelungssystem

Die Regelung soll ein gutes Betriebsverhalten der Anlage gewährleisten und gleichzeitig als Teil des Sicherheitssystems die Anlage vor zu hohen Drücken und Temperaturen schützen. Für das Regelsystem ist es unerheblich, ob die Anlage inhärent (d.h. ohne Regelung) stabil ist oder nicht. Die Untersuchung von Regelsystemen [16] hat ergeben, dass es genügt, folgende Grössen zu regeln:

- 1) Leistungsabgabe der Nutzturbine (über Turbinen-Einlassventil)
- 2) Dampftemperatur am Reaktorausstritt (über Gebläseturbinen-Regelventil)
- 3) Dampfdruck am Reaktoreintritt (über Regelstäbe und Regelventil der Gebläseturbine)
- 4) Speisewasserstrom zum Verdampfer (Füllstandsregelung)

Zu 2: Durch die Regelung der Dampftemperatur am Reaktorausstritt wird gleichzeitig die Beanspruchung der Brennstabhüllen klein gehalten.

Zu 3: Es ist zweckmässig, den höchsten Druck zu regeln, um auch bei Teillast einen guten Wirkungsgrad zu erzielen und bei Laständerungen die Speicherkapazität des Verdampfers zu nutzen, um dadurch die Lastfolge-Fähigkeit des Reaktors auf grosse Lastsprünge auszudehnen.

5.4 Zusammenfassung und Schlussfolgerung

Das dynamische Verhalten des dampfgekühlten Reaktors mit direktem Kreislauf wird geprägt durch die Wirkung der Dampfdichte auf die Reaktivität. Daher haben alle Massnahmen, welche den Reaktivitätskoeffizienten der Dampfdichte bzw. den Dopplerkoeffizienten beeinflussen, wie auch alle Massnahmen, welche die möglichen Änderungen der Dampfdichte beeinflussen, eine Auswirkung auf die Dynamik und Sicherheit dieses Reaktors. Die bisherigen theoretischen Untersuchungen geben ein relativ genaues Bild der möglichen Unfallrisiken, der möglichen Massnahmen zur inhärenten Sicherheit sowie der Voraussetzungen zur inhärenten Stabilität dieses Reaktors. Mögliche Beiträge zum Leistungskoeffizienten infolge der wegen des Schwellens von Struktur- und Hüllmaterial als notwendig erachteten Coreverspannung wurden hierbei noch nicht berücksichtigt. Es bleibt daher zu prüfen, inwieweit die folgenden Aussagen auf einen diese Effekte berücksichtigenden Entwurf noch voll zutreffen.

5.4.1 Sicherheit

Grundsätzlich muss der Bruch des Druckbehälters ausgeschlossen sein und der Reaktor muss unter allen denkbaren Situationen abschaltbar sein. Die weiteren Risiken müssen durch ausreichend zuverlässige und redundante "engineered safeguards" abgedeckt sein. Sie können zum Teil durch konstruktive Massnahmen ganz eliminiert werden.

Folgende grössere Risiken wurden behandelt:

- 1) Bruch einer äusseren Primärleitung und Freisetzung von Spaltprodukten im Kern, dadurch Transport von Spaltprodukten nach aussen, falls die Isolierventile nicht rechtzeitig schliessen.
- 2) Strömungsumkehr im Kern durch Reißen einer Satteldampfleitung.

- 3) "rod ejection" durch Abreißen eines Stabantriebes.

Bei den letzteren beiden Unfällen ist eine Verstärkung der Reaktivitätsrampe durch den autokatalytischen Effekt der radialen Aufweitung der Hüllen möglich, der zu sehr steilen Reaktivitätsrampen führen kann.

Alle drei Risiken können durch konstruktive Massnahmen (integrierte Bauweise, Leckquerschnittsbegrenzung durch Venturidüsen, Aufteilung des Heissdampfstroms auf mehrere parallele Rohrstränge, Steuerstabwertbegrenzung durch Modulbauweise auf $< 1 \text{ \$}$ und Fangrost unter Stabantriebsgehäusen) "inhärent" so begrenzt werden, dass sie im Rahmen der beim Siedewasserreaktor betrachteten Störungen liegen.

Durch das Fluten des abgeschalteten Reaktors wird ähnlich wie beim Siedewasserreaktor eine hohe Nachkühl-sicherheit erreicht. Dadurch wird die Wahrscheinlichkeit eines GaU (Niederschmelzen des ungekühlten, abgeschalteten Kerns) entsprechend klein. Offen bleibt allerdings, ebenso wie bei anderen Reaktoren, die Frage der Kühlung eines niedergeschmolzenen Reaktorkerns.

5.4.2 Stabilität

Der dampfgekühlte Brutreaktor arbeitet nahe der Stabilitätsgrenze. Er nähert sich dieser Grenze bei Teillast. Eine inhärent stabile Auslegung ist nach bisher durchgeführten Rechnungen, die jedoch keine Beiträge zum Leistungskoeffizienten infolge der Coreverspannung berücksichtigen, möglich, wenn der Reaktor durch folgende Merkmale auf dieses Ziel hin konzipiert wird:

- schwach absorbierendes Hüll- und Strukturmaterial
- flacher Reaktorkern

- kurze Verzugszeit im inneren Kühlkreislauf
(integrierte Bauweise)
- optimale Speicherkapazität der Verdampfer.

Darüber hinaus ist der Reaktor auf einfache Weise zu regeln und besitzt ein gutes Lastfolgeverhalten.

Literatur

- [1] R.A. Müller, K. Benndorf, H. Böhm, G. Bönisch, B. Eggers, M. Fischer, W. Frisch, D. Gupta, W. Häfele, F. Hofmann, P. Keiper, E. Kiefhaber, W. Lang, S. Leistikow, R. Möller, K. Rottler, G. Schmidt, H. Schnauder, K. Schramm, J. Seetzen, D. Smidt, H. Spilker:
Referenzstudie für den 1000 MWe dampfgekühlten schnellen Brutreaktor (D 1)
KFK 392, Aug. 1966
- [2] D. Smidt, G. Schuster:
Die Vergleichsstudie der ENEA über schnelle Reaktoren
Atomwirtschaft 14, 410 (Aug. 1969)
- [3] W. Hübschmann, F. Erbacher, W. Frisch, S. Malang, L. Ritz, G. Woite:
Parametric study of the dynamic behaviour and stability of a steam-cooled fast reactor with an integrated cooling cycle
SM-101/18, IAEA-Symposium on Fast Reactor Physics Karlsruhe, Nov. 1967
KFK 637, EUR 3681 e
- [4] W. Frisch, F. Heller, W. Hübschmann, S. Malang, A. Müller, W. Schikarski, D. Smidt, G. Woite:
Safety aspects of steam cooled fast breeder reactors
Proc. Int. Conf. on Fast Reactor Safety, Aix-en Provence, 1967
KFK 613, Juni 1967
- [5] W. Häfele, F. Heller, W. Schikarski:
The principle of double containment and the behaviour of aerosols in its relation to the safety of reactors with a high Plutonium inventory
Proc. Int. Conf. on Fast Reactor Safety, Aix-en Provence 1967
KFK 669, EUR 3702e, Oct. 1967

- [6] F. Heller, W. Schikarski, A. Wickenhäuser:
MUNDO-Digital Programm zur Berechnung von Unfalldosen in der Umgebung einer Reaktoranlage
KFK 653, EUR 3684 d, Sept. 1967
- [7] J. Christiansen und C.B. Olesen:
Performance of D₂O steam turbines
Nucleonics 24/66 (1966)
- [8] F. Erbacher, W. Frisch, W. Hübschmann, L. Ritz, G. Woite:
The safety of steam-cooled fast reactors as influenced by the design and arrangement of their components.
Proc. Int. Conf. on Fast Reactor Safety, Aix-en-Provence, 1967
KFK 655, EUR 3688 e
- [9] E. Kiefhaber:
Reactivity coefficients of steam cooled fast breeders
SM 101/15, IAEA Symposium on Fast Reactor Physics, Karlsruhe, Nov. 1967
KFK 629, EUR 3673 e, Oct. 1967
- [10] K. Hornyik:
Models, methods and digital computer programs for analyses in reactor dynamics with emphasis on fast breeder reactors and compressible single-phase coolants
KFK 799, EUR 3964 d, Dec. 1968
- [11] D.B. Sherer:
Mixed spectrum superheat reactor design studies, 600 MWe and 100 MWe plants
GEER 5138, Dec. 1966

- [12] 1000 MWe steam cooled fast reactor evaluation study
AE-ASEA. KA-FRP-E-90, Jan. 1968
- [13] W. Frisch:
Stabilitätsprobleme bei dampfgekühlten schnellen Reaktoren
KFK 759, EUR 3730 d, April 1968
- [14] L. Krebs:
Die Stabilität von starr zurückgeführten Regelstrecken ohne Ausgleich am Beispiel des dampfgekühlten Reaktors
KFK 656, EUR 3691 d, Dez. 1967
- [15] W. Frisch, W. Hübschmann:
Zur inhärenten Stabilität des dampfgekühlten Brutreaktors
KFK 851, EUR 4153 d, März 1969
- [16] F.Katz, G. Woite:
Dynamisches Verhalten des dampfgekühlten Brutreaktors ENEA-05
PSB-Bericht, 1968 (unveröffentlicht)
- [17] W. Frisch, G. Woite:
Analogrechenmodell für dampfgekühlte schnelle Reaktoren mit Direktkreislauf
KFK 657, EUR 3693 d, Dez. 1967

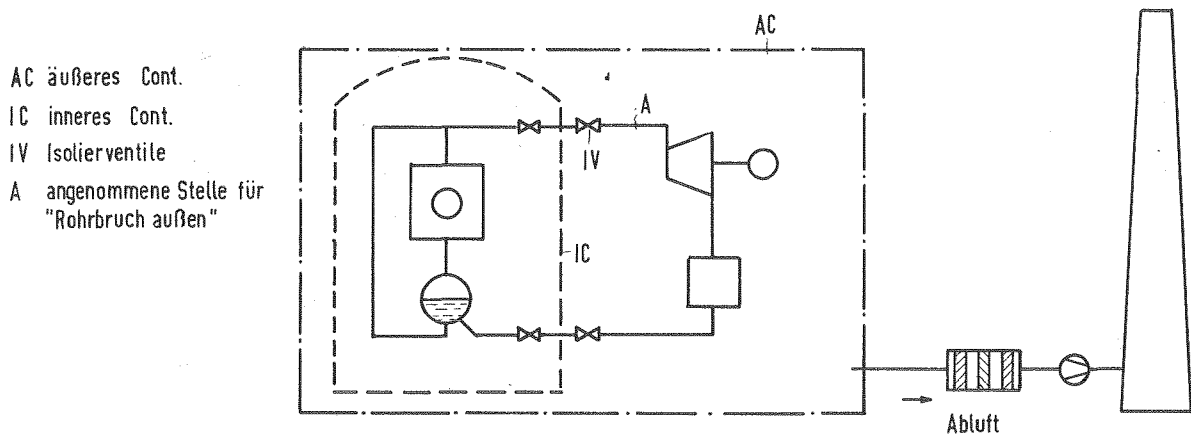
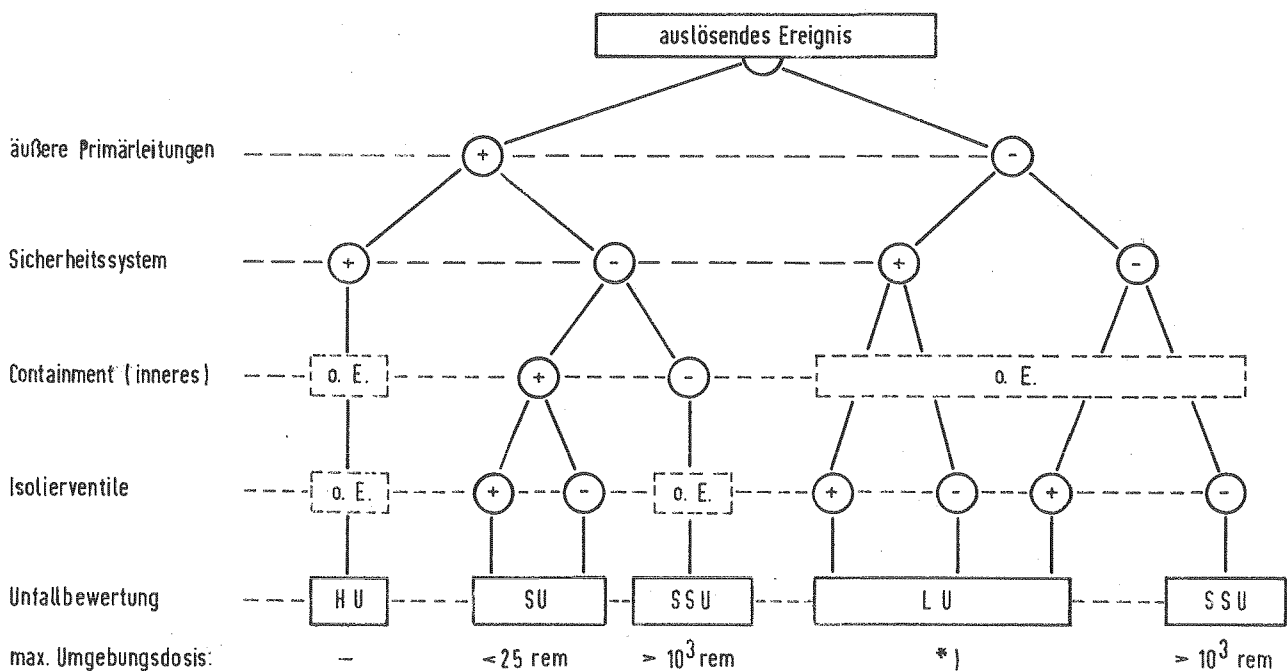


Abb. 1 Containment-Konzept für den D-1 Reaktor



*) abhängig von höchstzulässiger Dampfkontamination bei Betrieb

- Abkürzungen:
- + "wirksam, intakt"
 - "unwirksam, fällt aus, bricht"
 - o.E. ohne Einfluß
 - HU harmloser Unfall
 - LU leichter Unfall
 - SU schwerer Unfall
 - SSU sehr schwerer Unfall
- } bewertet nach radiologischen Auswirkungen.

Abb. 2 Unfallabläufe beim dampfgekühlten schnellen Brüter mit Doppelcontainment gemäß Abb.1

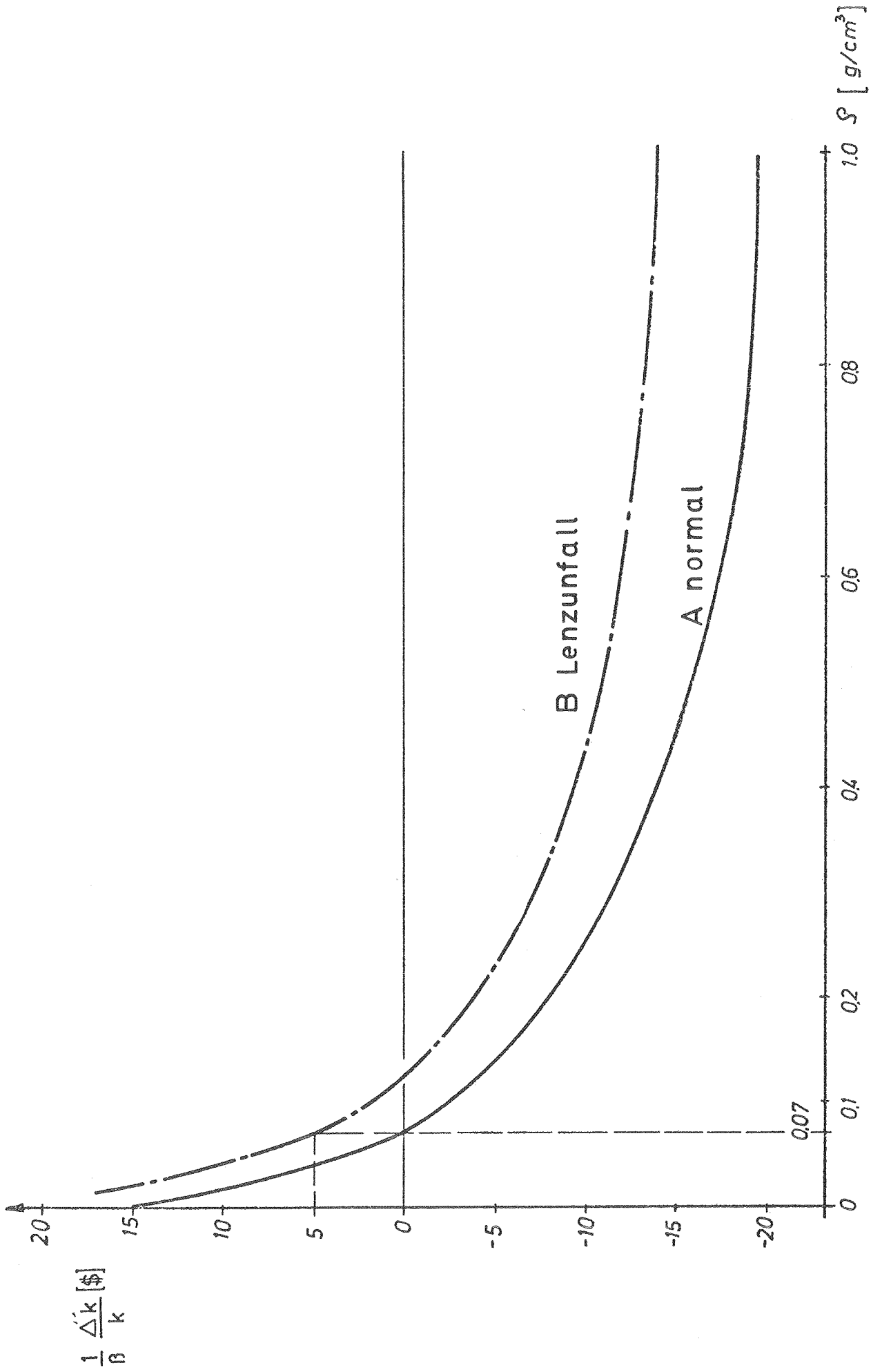


Abb. 3 Reaktivität in Abhängigkeit von der Kühlmitteldichte

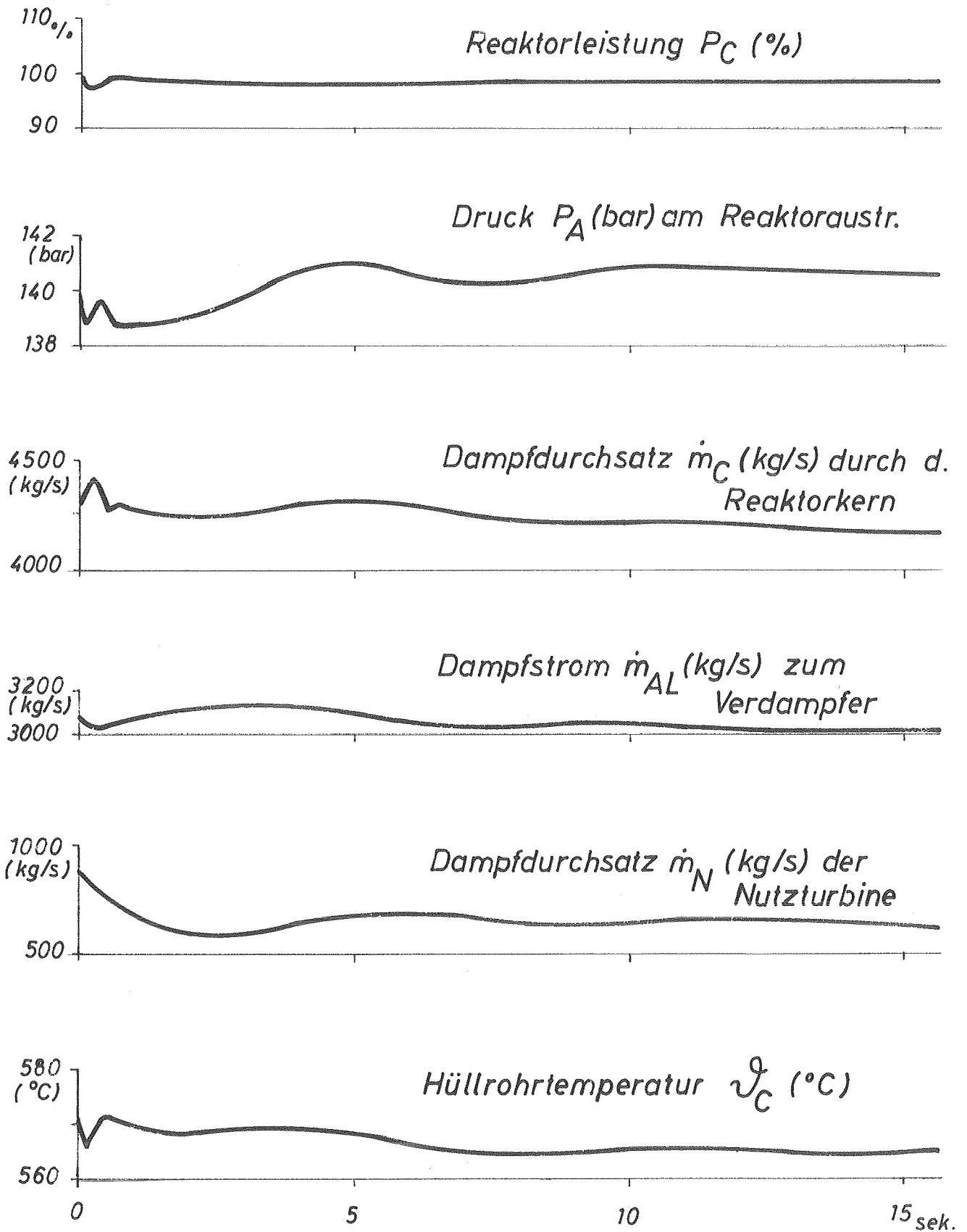


Abb. 4

Heißdampfrohrbruch

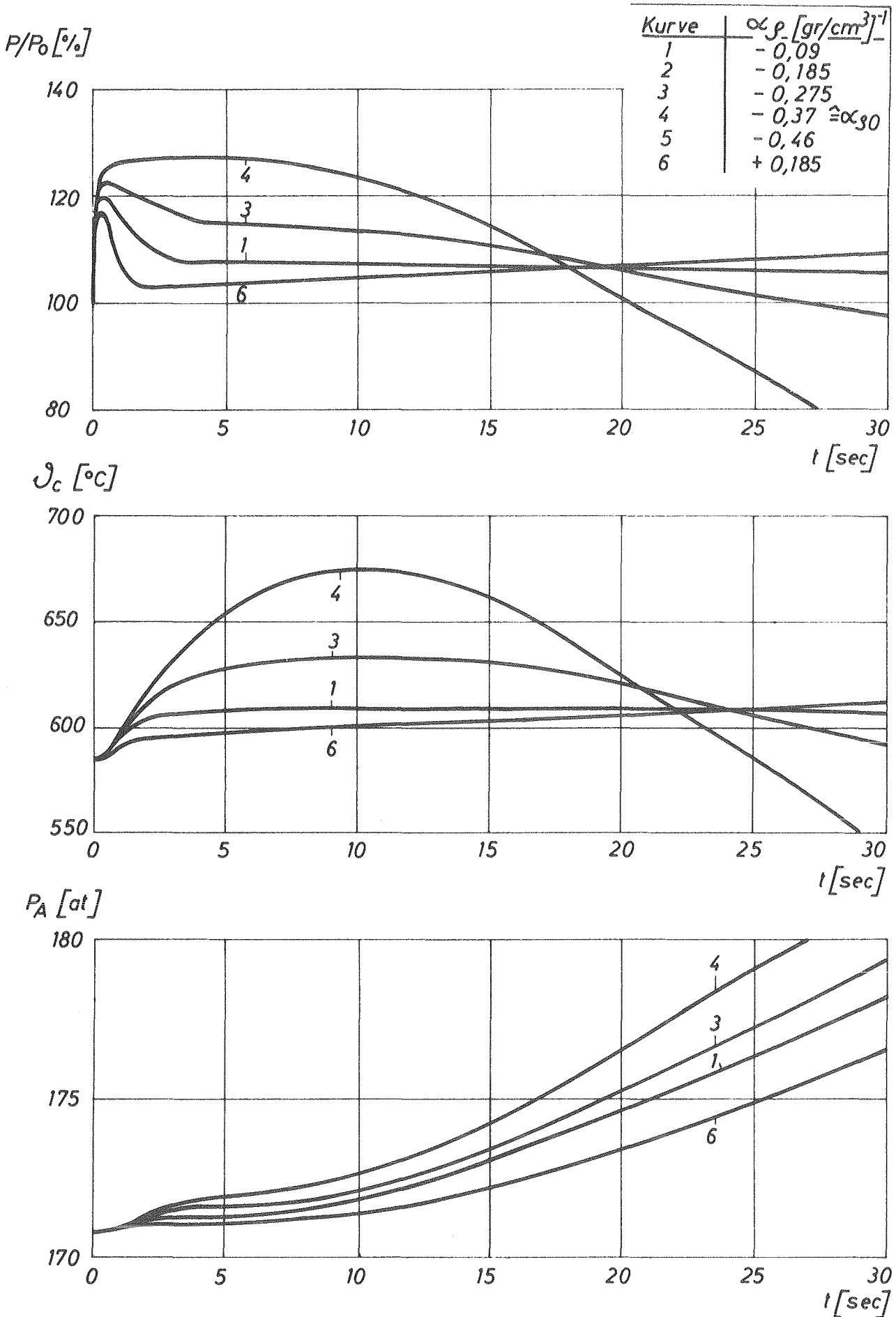


Abb.5 Reaktorleistung, Hülltemperatur und Druck am Reaktoraustritt nach einem Reaktivitätssprung von +0.2 \$

Kurve Nr.		1 (D1)	2	3	4
Druckverstärkung	K_C [MW/at]	30	17	30	30
Verzugszeit	T_{ges} [s]	21	21	6	21
Energiespeicherkapazität	C [MWs/at]	320	320	320	860
	$\frac{K_C T_{ges}}{C}$ [1]	1,97	1,11	0,56	0,73

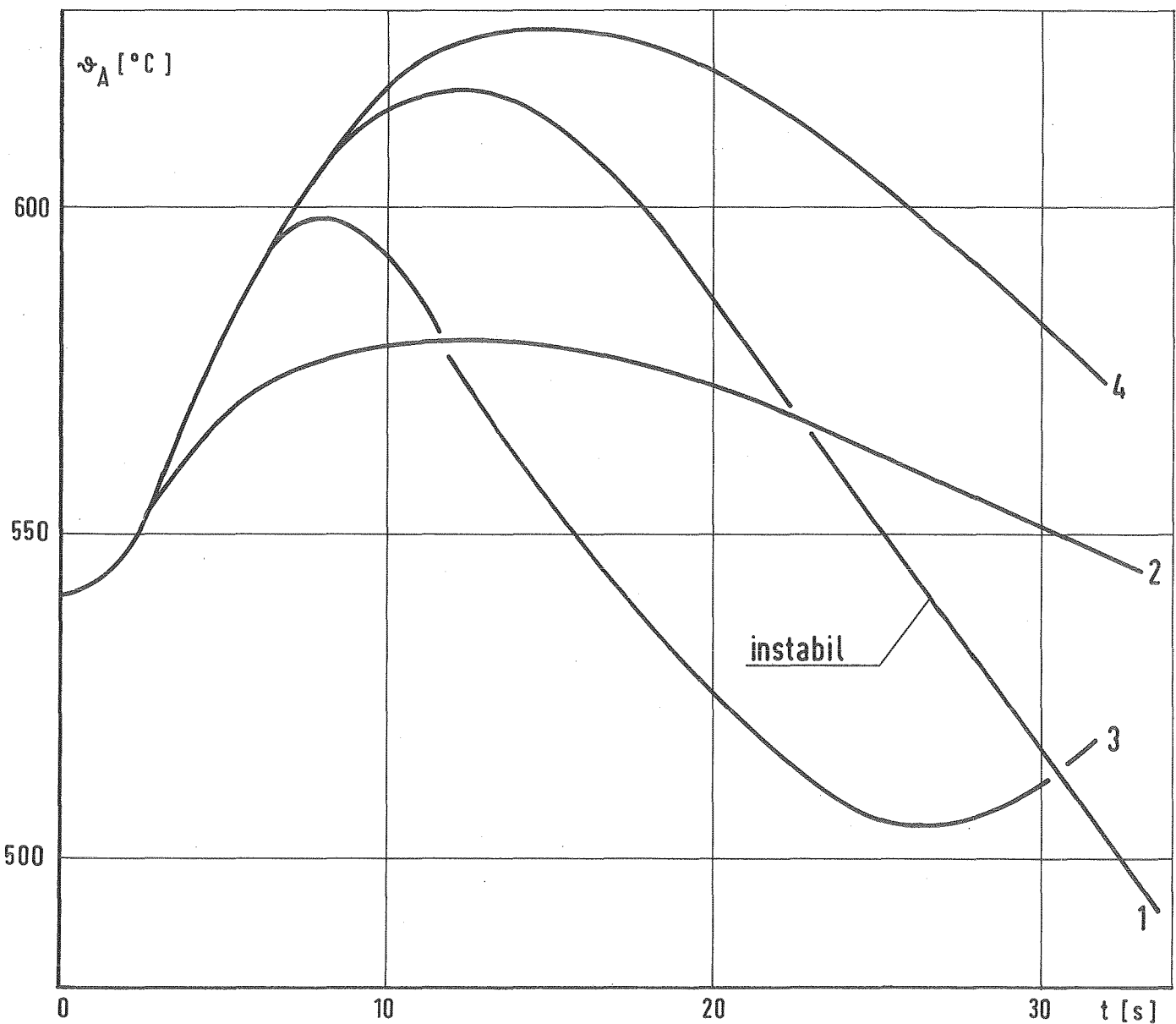


Abb. 6 Dampftemperatur am Reaktorausritt nach einem Reaktivitätssprung von 0,2 \$

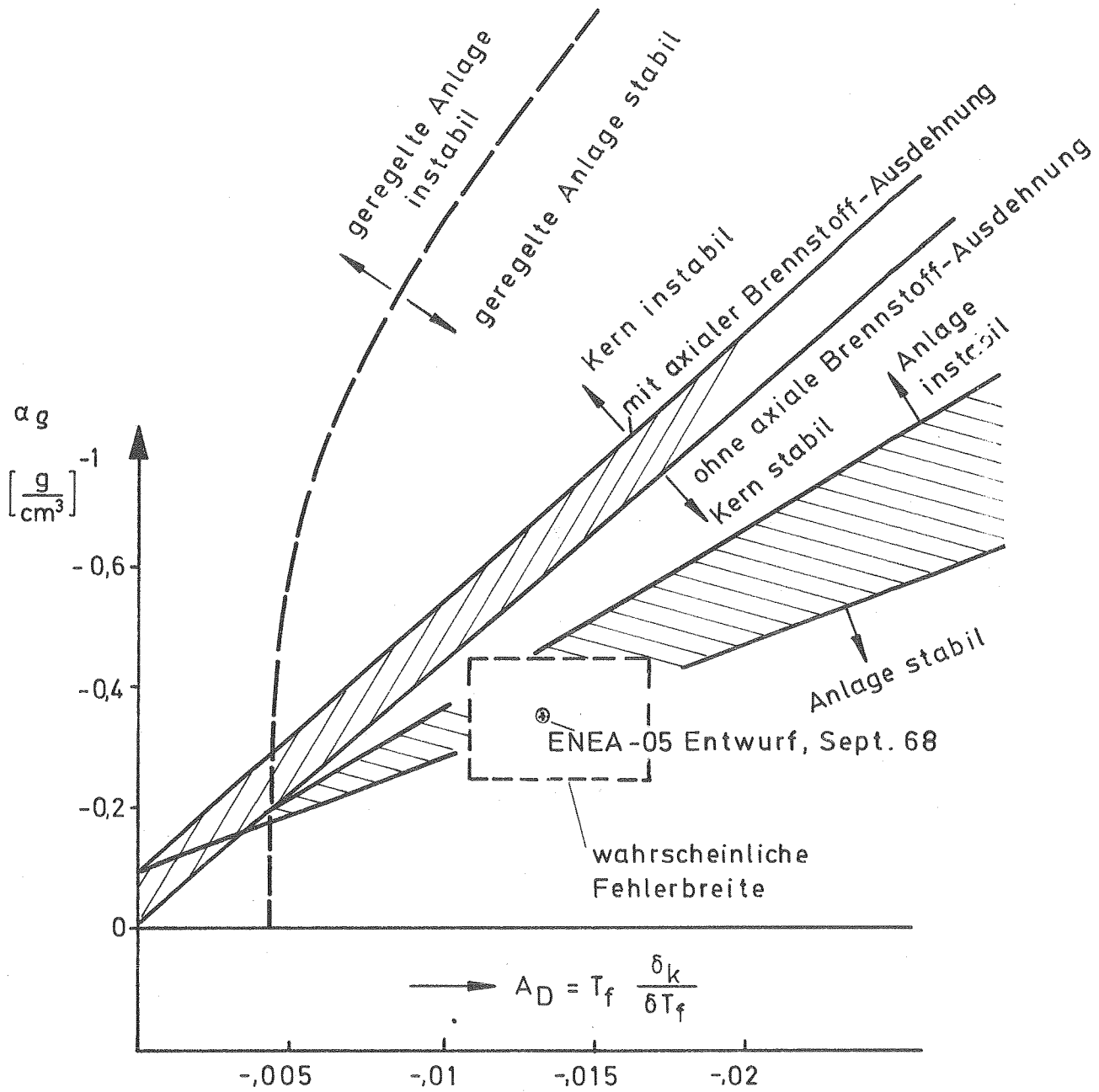


Abb.7

Stabilitätsgrenze bei Nennleistung, abhängig vom Dampfdichte-Koeffizienten α_g und von der Dopplerkonstante A_D

6. Systemkontamination

(Zusammengestellt von H. John (IRB), H.H. Stamm (IRCh),
E.Waibel (IRE))

	<u>Seite</u>
6.1 Spaltproduktfreisetzung	II - 149
6.2 Plate-out-Untersuchungen	II - 151
6.3 Turbinenkontamination	II - 154
6.4 Zusammenfassung und Schlussfolgerung	II - 157
Literatur	II - 157

6. Systemkontamination

Mit dem Entschluss, Heissdampf gleichrangig neben Natrium als Kühlmittel für schnelle Brutreaktoren zu untersuchen, kam das an sich von Wasserreaktoren her bekannte Problem der Systemkontamination aus folgenden Gründen stark in den Vordergrund: Höhere Leistungsdichte, höhere Brennstofftemperaturen (auch mit dem Problem Kühlmittel/Brennstoff-Reaktion), schnellströmendes Kühlmittel (Transporteffizienz ohne den inhärenten Dekontaminationsfaktor der Wasser/Dampf-Umwandlung), Direktkreis nach dem Löfflerprinzip (Turbinkontamination), Beherrschung der Kühlmittelreinigung nur in der Wasserphase.

Als Quelle für die Systemkontamination kommen die Aktivierungsprodukte a) des Kühlmittels, b) des Strukturmaterials und c) des Brennstoffs (hier besonders noch die Spaltprodukte und der Brennstoff selbst) infrage. Die Aktivität ist aber nur aus a) direkt bestimmbar, aus b) und c) nur über Freisetzungsmechanismen, die bisher nicht genügend erforscht sind.

Den sich hieraus ergebenden Fragen galt ein besonderes Interesse bei der Karlsruher Teilnahme am NSPE-Programm (Nuclear Superheat Performance and Evaluation Program) der General Electric von 1964 bis 1967. Die Ergebnisse der Arbeiten vom EVESR-Reaktor (ESADA Vallecitos Experimental Superheat Reactor) sind u.a. in [1] und [2] zusammengefasst.

Sie besagen im wesentlichen:

- a) dass Korrosionsprodukte keinen nennenswerten Kontaminationsbeitrag leisten,
- b) dass bei der hohen Kühlmittelaktivität im DSB (bei D1 etwa 1,4 kCi/sec N-16) Spaltgasfreisetzungen aus Einzelstäben die Dosisleistung am Primär-System im Betrieb unwesentlich beeinflussen,

- c) dass das Jodproblem kein Abgasproblem ist, sondern ein Problem der Leckagen im Primärsystem,
- d) dass das Kontaminationsproblem in der Freisetzung, dem Transport und Verbleib der sogenannten "nicht-flüchtigen" Spaltprodukte mit genügend grossen Halbwertszeiten liegt, die Wartungs- und Reparaturarbeiten am abgeschalteten System ernsthaft beeinträchtigen können (im besonderen Isotope des Jods, Tellurs, Molybdäns, Ruthens, aber auch Zirkons, Niob und Edelgastöchter).

6.1 Spaltproduktfreisetzung

Der Freisetzungsmechanismus von Spaltprodukten aus dem Brennstoff beschädigter Brennstäbe in das Kühlmittel wurde eingehend untersucht, wozu eine umfangreiche Messtechnik entwickelt wurde. Der EVESR-Reaktor hatte während seiner Betriebszeit fünf Bündelschäden, ausserdem wurden drei absichtlich beschädigte, unbestrahlte Brennstäbe mit jeweils geänderter Schadensgeometrie nacheinander in das Core eingebracht.

Mittels Kühlmittelprobenahme konnten Spaltproduktverteilungen entsprechend der Freisetzung gemessen und über längere Betriebszeiten verfolgt werden. Da die verschiedenen Schadensstäbe bei unterschiedlichen Reaktorbedingungen gefahren wurden, wurden die gemessenen Spaltproduktfreisetzungsraten inventarbezogen normalisiert, um eine vergleichbare Beurteilungsgrundlage zu erhalten. Dabei zeigte sich, dass die Spaltproduktverteilung (Edelgase und Jod) im stetigen Normalbetrieb proportional $\sqrt{\lambda}$ erschien (λ = Zerfallskonstante) und sich somit "diffusionsartig" verhielt.

Trägt man die so normalisierten Freisetzungsraten über der Zerfallskonstanten auf, so erhält man für die einzelnen Kurven (im logarithmischen Diagramm sind es Geraden)

für $\lambda = 1$ [sec^{-1}] auf der Ordinate die sogenannten Niveaueffizienten γ^0 , die als Maß für die Höhe der Freisetzung für die Schadensbeurteilung wesentlich sind [1].

Für die drei in-pile-Schäden an EVESR-Vollstab-Brennelementen von 11,4 mm Durchmesser wurden folgende maximale Niveaueffizienten gemessen:

Brennelement Nr.	γ^0 max	max. Abbrand	mittl. Abbrand
KB-41	$5,3 \cdot 10^{-5}$	1110 MWd/t	632 MWd/t
KB-40	$8,0 \cdot 10^{-5}$	6240 MWd/t	3240 MWd/t
KB-39	$9,0 \cdot 10^{-5}$ ^{†)}	8450 MWd/t	4980 MWd/t

†) Freisetzungsraten normalisiert mit dem Inventar von vier Brennstäben, da in dem Bündel vier Stäbe schadhaft waren.

Auch die Messergebnisse der anderen Schadenselemente lassen sich in ein Schema einordnen, wenn man ihre abweichenden Besonderheiten berücksichtigt.

Um einen Katalog von Versuchswerten zu führen, mit denen ein parameterabhängiges Niveaueffizientenfeld hätte aufgestellt werden können, war der EVESR-Reaktor mit seinen zahlreichen anderen Versuchsverpflichtungen nicht flexibel genug. Insbesondere gelang es auch nicht, das Spaltproduktspektrum zuverlässig in das Gebiet der sogenannten nichtflüchtigen Spaltprodukte mit mittleren Halbwertszeiten (Zerfallskonstanten etwa von Zr-95 mit $\approx 10^{-7} \text{ sec}^{-1}$ bis La-140 mit $\approx 5 \cdot 10^{-6} \text{ sec}^{-1}$) auszudehnen, die für die mittelfristige Systemkontamination wichtig sind, da die Probenahmen für diese Messungen nicht als repräsentativ nachzuweisen waren.

Die Experimente sollten deshalb nach Beendigung des NSPE-Programms in Karlsruhe in einem speziellen neu zu bauenden Kontaminationsloop im FR2 fortgesetzt werden (HDK-Loop). Sie sollten im besonderen ausgedehnt werden auf Mischoxydbrennstoff unter Brüterbedingungen (Geometrie und Leistungsdichte) sowie auf die anhängigen Fragen der Systemkontamination (Transport und gewollter und ungewollter Verbleib der Spaltprodukte). Für das Loop wurde eine ausgedehnte und sorgfältige Planung durchgeführt. Die Grundlagen sowie die Ergebnisse der Planungsarbeiten sind in [3] enthalten. Der Bericht geht auch besonders auf die Probleme von Systemkontaminationsuntersuchungen ein. Der Kreislauf kam jedoch wegen der zwischenzeitlich eingetretenen Zurückstufung der Dampfkühlung nicht zur Ausführung.

Stattdessen wurde Ende 1968 ein reduziertes Ersatzprogramm (DK-Programm) ins Auge gefasst mit Hilfe eines kleineren Heissdampfkreislaufs, der im FR2 vorhanden ist. Die Experimente konnten jedoch noch nicht aufgenommen werden, da der Kreislauf bis Anfang 1970 durch ein anderes Programm belegt war und sich seither im Umbau befindet.

6.2 Plate out-Untersuchungen

6.2.1 Versuche am EVESR

Ausser den routinemässigen Dosisleistungsmessungen an Komponenten und Rohrleitungen wurden an repräsentativen Stellen γ -Spektren mit einem Ge(Li)-Halbleiterdetektor [4], [5] aufgenommen. Ausgebaute Dampfführungsrohre wurden radiochemisch und γ -spektrometrisch untersucht [2], [7], [9].

Zum gezielten Einsatz von Materialproben standen zwei Kammern in den Heissdampfleitungen und eine Probenkammer in der Turbine zur Verfügung. Die Versuche dienten zum Vergleich der Ablagerung langlebiger, radioaktiver Spalt- und Korrosionsprodukte auf verschiedenen Werkstoffen, die zum Bau des EVESR-Kühlkreislaufs verwendet worden waren [2], [4], [6] bis [11].

Die relative Verteilung der gefundenen Radionuklide war abhängig vom Ort der Messung, wahrscheinlich bestimmt durch Druck, Temperatur und Strömungsgeschwindigkeit des Kühlmittels. Vorherrschende Aktivitäten in den Heissdampfleitungen waren Mo-99 und Te-132, die Dosisleistung wurde durch die harte γ -Strahlung der Te-132-Tochter J-132 bestimmt. In der Turbine schieden sich vorwiegend Spaltjod-Nuklide ab. Geometrische Effekte spielten bei der Ablagerung auf den Turbinenproben eine grössere Rolle als der Werkstoff, aus denen die Bleche hergestellt waren [9]. In den heissen Verbindungsrohren zwischen Brennelementen und Dampfsammler wurden überraschend grosse Aktivitäten von Nb-95 deponiert. Neben diesen dominanten Nukliden wurden regelmässig Zr-95, Ru-103, Sb-125, Te-129m, Cs-134, Cs-137, Ba-La-140, Ce-141 und Ce-144 gefunden, selten Np-239. Aktivierete Korrosionsprodukte (Be-60, Mn-54, Co-58) hatten nach dem ersten Brennelement-Hüllschaden keinen Einfluss mehr auf den Strahlungspegel. Die Zugänglichkeit von Ventilen, Probenahmestationen und Turbine wurde von der Systemkontamination jedoch erst erschwert, als gegen Ende des Betriebes ein Brennelement-Schaden auftrat, bei dem die Hüllrohre einiger Stäbe aufschmolzen.

6.2.2 Versuche im FR-2

Die Fortsetzung der am EVESR begonnenen Versuche in Karlsruhe wurde möglich [12] durch den Einbau von "Kontaminationskammern" in den Heissdampfversuchskreislauf ("ABCD-Loop") im Reaktor FR2 [13], der im August 1969 erstmals in Betrieb genommen wurde [14]. Als Kontaminationsproben werden kleine Bleche ("Coupons") aus verschiedenen Edelstählen und Nickelbasislegierungen, aus unlegiertem Stahl, Bronze, Nickel oder Platin verwendet. Die bisher durchgeführten Versuchsreihen dienten vor allem der Entwicklung einer geeigneten Experimentier-technik, befassten sich aber bereits mit dem Einfluss einiger Parameter (chemische Zusammensetzung der eingebrachten Werkstoffe, Oberflächenvorbehandlung der Proben, Anstellwinkel gegenüber dem Dampfstrom) auf die Deposition radioaktiver Spalt- und Korrosionsprodukte. Als Quelle für Spaltprodukte im Reaktoreinsatz des Loops dienten verkürzte HDR (Heissdampfreaktor)-Brennstäbe, die mit 1 mm \varnothing -Bohrungen im Hüllrohr versehen worden waren (vgl. Tab. 1).

Tab. 1: HDR-Stab-Prüflinge

	1	2	3	4
Brennstoff	UO ₂ -Ringtabletten		UO ₂ -Pulver,	vibrationsverdichtet
Anreicherung	2,6 % U 235		3,17 % U 235	
Leistungs- dichte	21 kW/kg U		23 kW/kg U	
Mittl. Stab- leistung	360 W/cm		360 W/cm	
Leckbohrung (1,1 mm \varnothing)	Spaltgas- raum	Brennstoff- zone	Spaltgas- raum	Brennstoff- zone
<u>Einsatz:</u> von bis	24.10- 15.12.69	21.12.69- 12.1.1970	18.1.-16.2. 1970	24.2.-16.3. 1970
bei Volleist. (eff. Stdn.)	1253	538	689	474

Versuche zur Ablösung von Radionukliden von vorher kontaminierten Proben mit aktivitätsfreiem Heissdampf ergaben analog zu entsprechenden Kurzzeitversuchen am EVESR, dass auch mit länger dauernden Dampfspülungen keine Dekontamination des Kreislaufes erreicht werden kann.

Die Auswertung der Experimente ist noch nicht abgeschlossen, erste Ergebnisse wurden mitgeteilt [12], [15], [16], [17].

6.3 Turbinenkontamination

Die Kontamination von Reaktorkühlkreisläufen wird besonders dann schwerwiegend, wenn sie Kreislaufkomponenten trifft, die häufig gewartet oder inspiziert werden müssen. Das gilt bei im Direktkreislauf betriebenen dampfgekühlten Reaktoren besonders für die Turbine. Hohe Turbinenkontamination kann bei einer notwendig werdenden Öffnung zu einem wesentlichen Kostenfaktor werden. Um einen Einblick in dieses Problem zu bekommen, wurden entsprechende Untersuchungen am EVESR durchgeführt. An der 10-stufigen Heissdampfturbine dieses Reaktors wurden bei jeder Öffnung detaillierte Messungen der Oberflächenkontamination gemacht. Diese Werte konnten über eine Zeitspanne von insgesamt 20 000 Betriebsstunden aufgenommen werden.

Zwischen dem Kontaminationsgrad in den einzelnen Stufen und dem lokalen Dampfzustand war ein Zusammenhang zu erkennen. Beim Heissdampfbetrieb stieg die Aktivität von der 1. bis zur 6. Stufe an und nahm bis zur letzten Stufe wieder stark ab. Die 6. Stufe war bei Normalbetrieb die Stelle beginnender Dampffeuchte. Sie hatte ausserdem das grösste Druckverhältnis (Eintrittsdruck zu Austrittsdruck). Bei einem früheren Betrieb der Dampfturbine mit dem Sattedampf eines Siedewasserreaktors, hatte die erste Stufe eine relativ hohe Aktivität. Diese war bis zur 3. Stufe zunächst

rückläufig, um dann in der 6. Stufe ihr Maximum zu erreichen. Bis zur 10. Stufe fiel sie dann wieder stark ab. In [2] und [18] wird hierüber ausführlich berichtet. Um diesen Ablagerungsmechanismus besser kennenzulernen, ist es notwendig, sich von den Bedingungen des Reaktorbetriebes und der Zufälligkeit in Bezug auf das Aktivitätsangebot des Kühlmittels zu lösen. Es wurde daher ein out-of-pile-Kreislauf entwickelt, in dem statt der Turbine eine Teststrecke eingebaut war, die den Dampf wie eine Turbine umwandelt. Die Spaltprodukte sollten in Form von Tracern eingeführt werden. Dieser Kreislauf der wegen der Zurückstufung der Dampfkühlung nicht zur Ausführung kam, sollte auch der Entwicklung einer Dampffiltertechnik dienen [19].

Die Ergebnisse einer laufenden Aktivitätspegelmessung am Gehäuse der EVESR-Turbine und den benachbarten Rohrleitungen und Ventilen während des Betriebes sind in [20] wiedergegeben. Man kann den zeitlichen Anstieg der durch Kontamination steigenden Aktivität während einer etwa 4 monatigen Betriebszeit verfolgen. In dieser Zeit wurde der Reaktor mit einem künstlichen, definierten Hüllrohrschaden betrieben. Versuche, die Turbine durch Spülungen mit nassem Sattedampf innerlich zu dekontaminieren wurden mit geringem Erfolg durchgeführt. In [21] wird über die Ergebnisse dieser Versuche berichtet.

6.4 Zusammenfassung und Schlussfolgerung

Die Dosisleistung am Primärsystem eines dampfgekühlten schnellen Brütters wird während des Betriebes vom kurzlebigen N-16 (HWZ 7,4 sec) bestimmt. Die Freisetzung von Spaltprodukten aus schadhafte Brennelementen ist durch lokale Leistungsabsenkung beherrschbar. Die Zugänglichkeit des Primärsystems am EVESR war erst nach Aufschmelzen der Hüllrohre mehrerer Brennstäbe beschränkt. Nach Abschalten dieses Reaktors waren die Aktivitäten von Mo-99/Tc-99m

und Te-132/J-132 an der Hauptdampfleitung und Spaltjodnuklide in der Turbine dominant. Nach Abklingen der kurzlebigen Radionuklide gewannen Ba-140/La-140, Zr-95/Nb-95, Ru-103 und Cs-137 an Bedeutung, aktivierte Korrosionsprodukte (Co-60, Cr-51) leisteten keinen nennenswerten Beitrag zur Systemkontamination. Versuche zur Dekontamination von Rohrleitungssystem und Turbine durch Sattdampfspülung hatten kaum Erfolg. Experimentelle Arbeiten zur Kontamination und Dekontamination werden am FR2-Heissdampfversuchskreislauf fortgeführt.

Die Übertragung der beschriebenen, an thermischen Heissdampfreaktoren (EVESR, HDR) gewonnenen Ergebnisse auf einen dampfgekühlten schnellen Brüter ist prinzipiell möglich. Zusätzlich sollten dabei folgende unterschiedliche Faktoren berücksichtigt werden:

a) Bei der Freisetzung von Spaltprodukten:

U-Pu-Mischoxid und sein Abbrandverhalten, erhöhte Zentraltemperatur, erhöhte Stableistung.

b) Bei der Systemkontamination:

höhere Werte für Dampfdruck und Temperatur, geringer O₂-Gehalt gegenüber Siede-Überhitzerreaktoren.

Versuche zum Einfluss der genannten Parameter auf die Systemkontamination stehen im Mittelpunkt des Experimentierprogramms (IRCh) am FR2-Heissdampfversuchskreislauf, und am out-of-pile Heissdampfkreislauf (IRB) für Untersuchungen zur Ablagerung und Reinigung in Reaktorkühlkreisläufen.

Literatur

- [1] E. Waibel:
 INVENT - A FORTRAN IV - Computer-Programm für
 the Calculation of Fission Product Inventory,
 and its Application to Fission Product Release
 Studies at EVESR
 KFK-EXT-Bericht 8/68-3
- [2] M.E. Meek:
 EVESR Radioactivity Transport and Deposition
 GEER 5347
- [3] A.L. Aass, K. Hein, W. Kramer, E. Waibel,
 A. Zimmermann:
 Heissdampfkreislauf für den FR2 zu Kontaminations-
 studien (HDK-Loop)
 KFK 1308
- [4] R.E. Andres, D.W. Danielson:
 A high-resolution GE(Li) detector γ -spectrometer
 and its application to radioactivity deposition
 studies at EVESR
 GEER 5027, July 1966
- [5]⁺ Deutsche Beteiligung am NSPE-Programm
 5. Vierteljahresbericht Dezember 65 - Februar 1966
 AEG/E 31-558, März 1966
- [6]⁺ Deutsche Beteiligung am NSPE-Programm
 6. Vierteljahresbericht März 66 - Mai 1966
 AEG/E 31-576, Juni 1966
- [7]⁺ Deutsche Beteiligung am NSPE-Programm
 7. Vierteljahresbericht Juni 66 - August 1966
 AEG/E 31-603, September 1966

- [8] Deutsche Beteiligung am NSPE-Programm
8. Vierteljahresbericht, September 66 - November 66
AEG/E 31-626, Dezember 1966
- [9] Deutsche Beteiligung am NSPE-Programm
Letzter (9.) Vierteljahresbericht,
Dezember 66 - Februar 1967
AEG/E 31-778, Juli 1967
- [10] H.H. Stamm:
Aktivität auf EVESR-Depositionsproben nach
längerer Abklingzeit
AFTS-Notiz, 1968 (unveröffentlicht)
- [11] H.H. Stamm:
Kontamination der EVESR-Turbine
AFTS-Notiz, 1968 (unveröffentlicht)
- [12] H.H. Stamm:
Kontaminationsexperimente im FR2-Heissdampfver-
suchskreislauf
KFK 1307, September 1970
- [13] S. Jacobi, I. Rautenberg, H. Beitner, W. Golly,
U. Kujath, M. Link, D. Perinic, F. Rimmel, T. Schmidt,
G. Schmitz, R. Schneider:
Der Hüllenschaden-Dampfkreislauf (HSD-Loop)
KFK 1255, Juni 1970
- [14] Heissdampf-Prüfkreislauf in Betrieb genommen
Zeitschrift Atom und Strom, 1969, S. 171
- [15] Projekt Schneller Brüter:
Zweijahresbericht 1968/69
KFK 1269, Juli 1970
- [16] Projekt Schneller Brüter:
1. Vierteljahresbericht 1970
KFK 1270/1, Juli 1970

- [17] Projekt Schneller Brüter:
2. Vierteljahresbericht 1970
KFK 1270/2, Oktober 1970
- [18] H. John:
Kontamination einer im Kernreaktorbetrieb
erprobten Dampfturbine
in: GEAO-0033, Mai 1967, General Electric
Sunnyvale, California
- [19] H. John, I. Michael:
Kontaminations - Dekontaminationskreislauf des IRB
AFTS-Notiz, 1967 (unveröffentlicht)
- [20] H. John:
EVESR-Systemkontamination von März bis Juli 1966
(unveröffentlicht)
- [21] H. John:
Dekontaminationstest an den Heissdampfleitungen
des EVESR nach Abschaltung
(unveröffentlicht)

7. Fortgeschrittene Brennstab-Konzepte

(Zusammengestellt von S. Malang (IRB))

	<u>Seite</u>
7.1 Druckausgleichsystem	II - 161
7.2 Brennstäbe höherer Stabileistung	II - 163
7.3 Zusammenfassung und Schluss- folgerung	II - 164
Literatur	II - 166
Abbildungen	II - 167

7. Fortgeschrittene Brennstab-Konzepte

7.1 Druckausgleichsystem

Bei der ENEA-Dampfstudie wurden der Dampfdruck am Reaktoreintritt auf 150 bar und die maximale Hüllrohrtemperatur auf 735 °C begrenzt. Dies war im wesentlichen durch die Belastung der Brennstabhüllen während ihrer Standzeit bedingt. Zu Beginn der Standzeit stehen die Hüllrohre unter einem äusseren Überdruck, was bei gewissen Voraussetzungen zum sog. Kriechbeulen der Hüllrohre führen kann. Gegen Ende der Standzeit stehen die Hüllrohre hingegen unter einem inneren Überdruck infolge der Spaltgaserzeugung. Während der gesamten Betriebszeit sind die Hüllrohre darüber hinaus thermischen und mechanischen Wechselbeanspruchungen infolge der betrieblich bedingten Lastwechsel des Reaktors unterworfen.

Alle von der Spaltgaserzeugung und vom Kühlmittel- druck verursachten Belastungen der Hüllrohre werden durch Anwendung des in der Abb. 1 schematisch dargestellten Druckausgleichsystems grundsätzlich verhindert. Die Hüllrohre werden nur noch durch den Druckabfall im Core sowie durch den Brennstoffschwelldruck beansprucht. Dieses Druckausgleichsystem wird an Stelle des sonst üblichen Spaltgasplenums am unteren Ende jedes Brennstabes angebracht. Dort strömt gesättigter Wasserdampf in die Brennelementbündel ein. Die grundlegende Idee des Druckausgleichsystems besteht darin, in diesem ein kleines Wasserreservoir anzuordnen, welches bei Betriebstemperatur teilweise verdampft und von dem in den Reaktor einströmenden Sattedampf automatisch auf dessen Temperatur und Druck gehalten wird. Die Trennung des Wassers bzw. Dampfes von dem in dem Brennstab vorhandenen Gasgemisch aus Spaltgas und Helium erfolgt durch einen Wismutstopfen, welcher bei Betriebstemperatur flüssig ist.

In Abb. 1 sind die Verhältnisse bei drei verschiedenen Abbrandzuständen dargestellt, links zu Beginn der Standzeit und rechts gegen Ende der Standzeit. Durch das während des Abbrandes entstehende Spaltgas wird der zu Beginn der Standzeit aus der Wasserfüllung im Ringraum entstandene Wasserdampf komprimiert. Ein Druckanstieg wird jedoch durch Kondensation verhindert, da der Dampf bzw. das Wasser im Ausgleichssystem durch den umströmenden Satttdampf stets auf Sättigungstemperatur und damit automatisch auf dem ausserhalb des Hüllrohres herrschenden Druck gehalten wird. Infolge der starken Volumenverkleinerung beim Kondensieren des Dampfes wird viel Raum für das entstehende Spaltgas freigegeben, so dass Druckausgleich zwischen Innen- und Aussendruck erzielt wird.

Durch ein solches Druckausgleichssystem werden das sog. Kriechbeulen und ein Anstieg des Innendruckes durch Spaltgasfreisetzung verhindert. Diese sich speziell beim dampfgekühlten Reaktor bietende Möglichkeit erhöht die Zuverlässigkeit der Brennstäbe entscheidend und ermöglicht eine Steigerung des Abbrandes sowie des Dampfdruckes und der Hüllrohrtemperatur, ohne die Hüllrohrbeanspruchung zu vergrössern. Somit sind die Hüllrohre ähnlich wie bei belüfteten Brennstäben für helium- und natriumgekühlte schnelle Brüter fast ausschliesslich durch den Brennstoffschwelldruck belastet.

In out-of-pile-Versuchen wurde das einwandfreie Funktionieren des Systems nachgewiesen. Nach Abschluss des noch laufenden Dauerversuches mit 61 Stäben sind Bestrahlungstests in einem Siedewasserreaktor vorgesehen. Da das Druckausgleichssystem in einem schnellen Reaktor ausserhalb des unteren Brutmantels liegt und die Temperatur nur etwa 350 °C beträgt, sind die in einem thermischen Reaktor durchgeführten Bestrahlungstests übertragbar.

Unter der Annahme, dass sich infolge des Druckausgleichsystems für die Herstellung eines Brennstabes Mehrkosten von 50 DM ergeben, erhöhen sich die Brennstoffzykluskosten um etwa 0,03 DPf/kWh.

7.2 Brennstäbe höherer Stabileistung

Aus Gründen der Verträglichkeit können in einem dampfgekühlten Reaktor keine karbidischen Brennstoffe verwendet werden. Um auch mit oxidischem Brennstoff eine höhere Brennstoffbelastung zu erreichen und damit das Spaltstoffinventar verkleinern zu können, wurden Möglichkeiten zur Erhöhung der Stabileistung bei gleichbleibender Zentraltemperatur untersucht.

Die Abb. 2 zeigt schematisch drei solche Vorschläge. Bei den auf der linken Seite und in der Mitte der Abb. 2 dargestellten Brennstäben wird eine Erhöhung der Stabileistung durch Verbesserung der Wärmeleitung im äusseren Brennstoffbereich aufgrund innenberippter Hülseneinsätze bzw. integraler Innennocken erzielt. Bei dem auf der rechten Seite der Abb. 2 dargestellten Konzept der Duplex-Tabletten wird eine Erhöhung der Stabileistung dadurch erreicht, dass die Energieerzeugung nur in dem äusseren Brennstoffring erfolgt.

Für die beiden in der Abb. 2 dargestellten Brennstabtypen mit metallischen Einlagerungen im Brennstoff wurde das Temperaturfeld innerhalb des Brennstabes berechnet. Das Ergebnis war, dass bei gleicher Zentraltemperatur Brennstäbe mit innenberippten Hülseneinsätzen eine um etwa 25 % und Brennstäbe mit integralen Nocken auf der Hüllrohrinnenseite eine um etwa 50 % höhere Leistung zulassen als ein vergleichbarer, innen glatter Brennstab, wie er dem ENEA-Entwurf zugrunde liegt.- Auch mit Duplex-Tabletten ist eine Leistungssteigerung um mindestens 50 % möglich.

Physikalische Rechnungen ergaben, dass sich mit einer von 420 W/cm auf 630 W/cm erhöhten Stableistung der Spaltstoffbedarf um etwa 25 % senken lässt. Im Falle der Innennocken ergibt sich ein etwas kleineres Spaltstoffinventar als bei Duplex-Tabletten, während die Bruterate bei Duplex-Tabletten um etwa 0,1 höher ist und etwa der mit normalen Brennstäben erreichbaren entspricht.

Zur Herstellung beider Konzepte wurden Verfahren entwickelt, die eine wirtschaftliche Stabfertigung möglich erscheinen lassen.

Nach Überschlagsrechnungen sind mit Duplextabletten etwa gleiche Brennstoffzykluskosten zu erreichen wie mit üblichen, beispielsweise der ENEA-Dampfstudie zu Grunde liegenden Brennstäben. Hierbei wurde die extreme Annahme getroffen, dass die Herstellung der Duplextabletten um den Faktor 3 teurer ist als die üblicher (ENEA) Pellets, wodurch sich die Fabrikationskosten für das Core um etwa 40 % erhöhen. - Bei gleicher Erhöhung der Core-Fabrikationskosten sind die Brennstoffzykluskosten bei Verwendung von Brennstäben mit Innennocken um etwa 0,03 DPf/kWh höher.

7.3 Zusammenfassung und Schlussfolgerung

Die Herstellung des Druckausgleichsystems bereitet keine Schwierigkeiten. In out-of-pile-Tests wurde die Funktionssicherheit nachgewiesen. Da das Druckausgleichsystem im Reaktor ausserhalb des unteren Brutmantels angeordnet ist und somit einer wesentlich kleineren Bestrahlungsbelastung als der übrige Brennstab ausgesetzt ist und ausserdem die Temperatur nur etwa 350 °C beträgt, wird erwartet, dass die Bestrahlung keinen beeinträchtigenden Einfluss hat. Mit diesem System kann erreicht werden, dass die Hüllrohre bei einem dampfgekühlten Reaktor

weniger belastet sind als bei natrium- oder heliumgekühlten Reaktoren ohne Spaltgasabgabe aus den Brennstäben. Lässt man bei natrium- und heliumgekühlten Reaktoren die Spaltgase aus den Brennstäben entweichen, so tritt bei allen drei Reaktortypen etwa die gleiche Hüllrohrbelastung auf.

Weniger fortgeschritten ist die Untersuchung der Brennstabkonzepte zur Erzielung einer höheren Stableistung. Hier kommt es in besonderem Masse auf Bestrahlungstests an. Da mit diesen Konzepten die Brennstoffzykluskosten wahrscheinlich nicht gesenkt werden können, liegt ihr Vorteil in der Senkung des Spaltstoffinventars, sofern sich dies aus strategischen Gründen als notwendig erweisen sollte.

Literatur:

- [1] S. Malang, K. Rust:
Brennstäbe mit Innenrippen - Eine Möglichkeit
zur Senkung des Spaltstoffbedarfs bei schnellen
Brutreaktoren
KFK 1118, Dez. 1969
- [2] S. Malang, St. Müller, K. Wiehr:
Druckausgleichsystem für Brennelemente
Tagungsbericht Reaktortagung 1970 des Deutschen
Atomforums und der Kerntechnischen Gesellschaft
im Deutschen Atomforum (KTG) vom 20. bis 22.4.70
in Berlin, S. 517 (vgl. auch S. 617)
- [3] F. Erbacher, S. Malang, K. Rust:
Arbeiten zur Weiterentwicklung dampfgekühlter
Schneller Brutreaktoren. Auswirkungen von Druck-
ausgleichsystem und hoher Stableistung auf wärme-
technische Auslegung, nukleare Eigenschaften und
Wirtschaftlichkeit
Atomwirtschaft 15, Seite 331 - 334, (Juli 1970)
- [4] P. Ihle, K. Rust:
Brennstäbe mit Innenrippen
Referat, gehalten auf dem International Meeting
on Fast Reactor Fuel and Fuel Elements der euro-
päischen Sektion der ANS und der KTG vom 28. bis
30.9.1970 in Karlsruhe

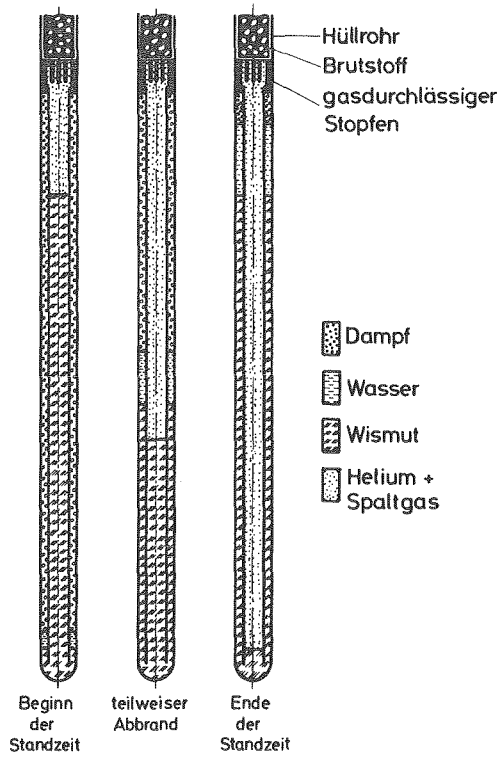


Abb.1 Druckausgleichsystem für Brennstäbe

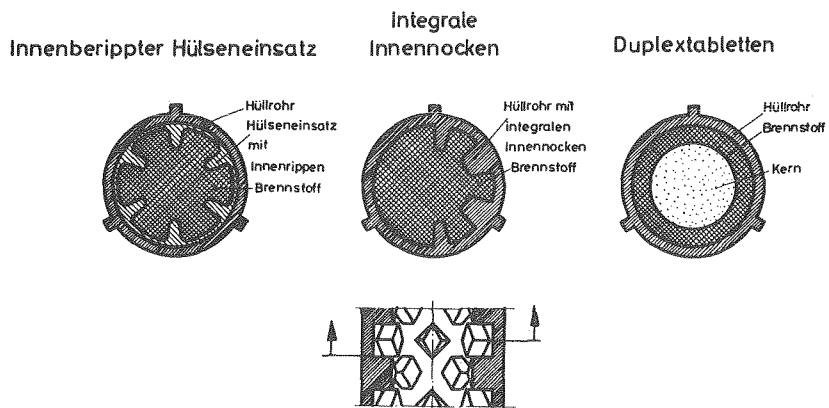


Abb. 2 Brennstabkonzepte mit hoher Stableistung

