



KFA

KERNFORSCHUNGSANLAGE JÜLICH
GESELLSCHAFT MIT BESCHRÄNKTER HAFTUNG
In Zusammenarbeit mit
KTG KERntechnische Gesellschaft
IM DEUTSCHEN ATOMFORUM E.V.

Brennelemente für LWR, HTR, SNR, GSB -

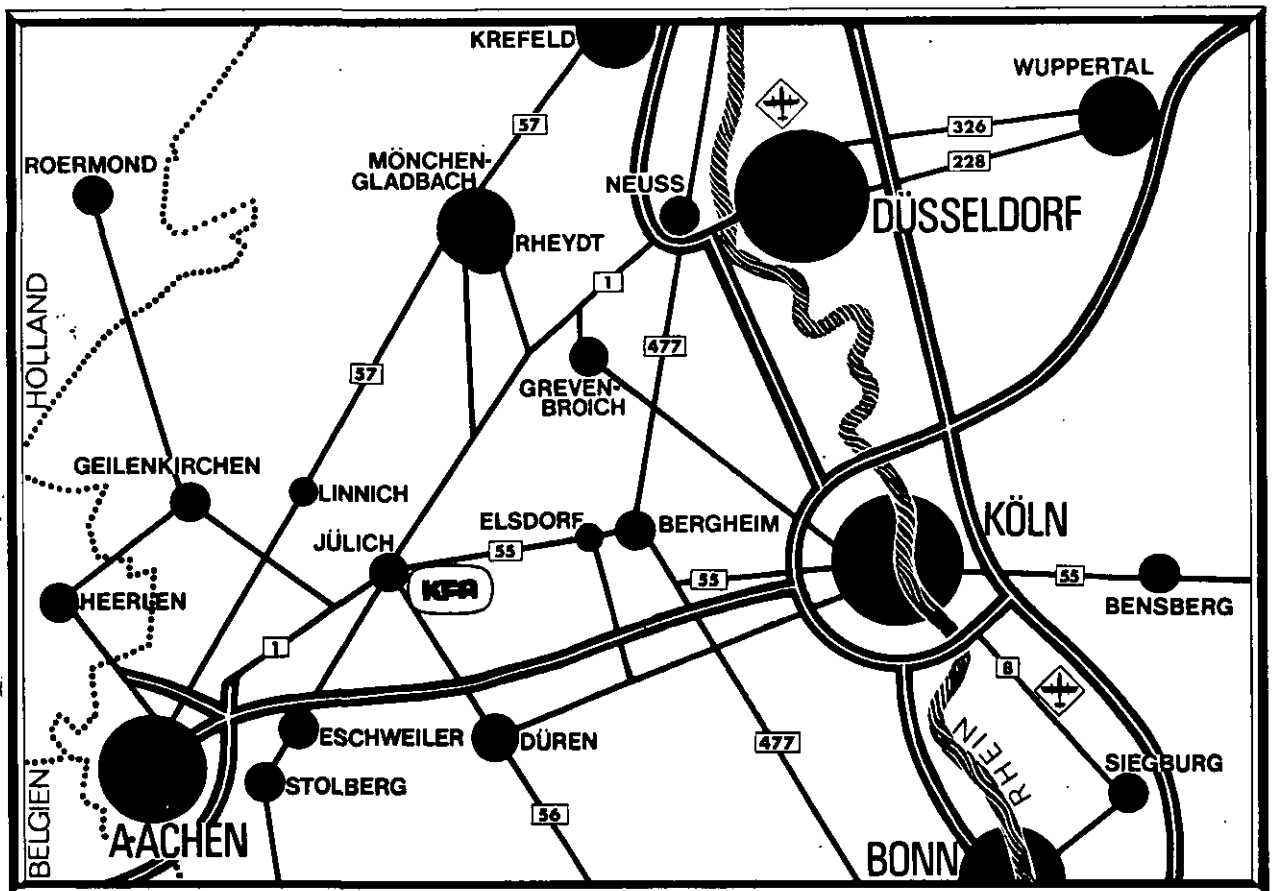
**Statusbericht der
Fachgruppe Brennelemente**

**veranstaltet von der
Fachgruppe Brennelemente der KTG und
der Kernforschungsanlage Jülich GmbH
vom 12. - 13. November 1974 in Jülich**

**Redaktion
B. Hürttlen.**

**Jül - Conf - 14
Januar 1975**

Als Manuskript gedruckt



Berichte der Kernforschungsanlage Jülich Jül - Conf - 14

Dok.: Light Water Reactor	- Fuel Element
High Temperature Reactor	- Fuel Element
Sodium Cooled Fast Breeder Reactor	- Fuel Element
Gas Cooled Fast Breeder Reactor	- Fuel Element

Im Tausch zu beziehen durch: ZENTRALBIBLIOTHEK der Kernforschungsanlage Jülich GmbH,
Jülich, Bundesrepublik Deutschland

Überreicht von der

Zentralabteilung

Brennelement- und Bestrahlungs-Technologie

Leiter: Dr. rer. nat. S. J. B. Krawczynski

der

KERNFORSCHUNGSANLAGE JÜLICH
GESELLSCHAFT MIT BESCHRÄNKTER HAFTUNG

D-517 Jülich 1 · Postfach 1913

Mit freundlichen Grüßen

i.A.

B. Hübner

Brennelemente für LWR, HTR, SNR, GSB -

**Statusbericht der
Fachgruppe Brennelemente**

**veranstaltet von der
Fachgruppe Brennelemente der KTG und
der Kernforschungsanlage Jülich GmbH
vom 12. - 13. November 1974 in Jülich**

**Redaktion
B. Hürttlen**



Programmausschuß

A. Kleine-Tebbe, HRB, Jülich
S. Krawczynski, KFA Jülich
H. Mayer, INTERATOM, Bensberg
W. Theymann, HRB, Mannheim
H. Weidinger, KWU, Erlangen

Tagungsleitung

S. Krawczynski, KFA Jülich
A. Kleine-Tebbe, HRB, Jülich

Organisation und Durchführung

P. Borsch, KFA Jülich
B. Hürttlen, KFA Jülich

Redaktion

B. Hürttlen, KFA Jülich

INHALT

Seite

Eröffnung und Begrüßung

Sektion 1 – Charakteristika der Reaktorsysteme

1/1	Charakteristika des Siedewasserreaktors	11
1/2	Charakteristik des Druckwasserreaktors	25
1/3	Charakteristika der Kernauslegung von Hochtemperaturreaktoren	41
1/4	Das Kernkraftwerk Kalkar	55
1/5	Das Konzept des 1000 MWe heliumgekühlten schnellen Brutreaktors	67
	Einzel- und Plenardiskussion	81

Sektion 2 – Systembedingte Auslegung der Brennelemente

2/1	Systembedingte Auslegung der Brennelemente für Leichtwasserreaktoren	103
2/2	Systembedingte Auslegung der HTR-Brennelemente	117
2/3	Systembedingte Auslegung von SNR-Brennelementen	133
2/4	Systembedingte Auslegung der GSB-Brennelemente	147
	Einzel- und Plenardiskussion	161

Sektion 3 – Stand und Ziele der Brennelement-Entwicklung und -Fertigung

3/1	Stand und Ziele der Brennelement-Entwicklung und -Fertigung in der Bundesrepublik Deutschland für Wasserreaktoren	183
3/2	Stand und Ziele der Brennelement-Entwicklung für Hochtemperaturreaktoren	191
3/3	Stand und weitere Ziele der SNR-Brennelement-Entwicklung	211
3/4	Stand und Ziele der GSB-Brennelement-Entwicklung	225
	Einzel- und Plenardiskussion	243

Sektion 4 – Die Schließung des Brennstoffkreislaufes – Technik und Strategie

4/1	Die Schließung des Brennstoffkreislaufes der Leichtwasserreaktoren	261
4/2	HTR-Brennstoffkreislauf – Technik und Strategie –	271
4/3	Die Schließung des Brennstoffkreislaufes beim SNR Technik der Wiederaufarbeitung von SNR-Brennstoff	281 284
4/4	Die Schließung des Brennstoffkreislaufes – Technik und Strategie – beim GSB	295
	Einzel- und Plenardiskussion	313
	Schlußwort	333

ERÖFFNUNG UND BEGRÜSSUNG

S. Krawczynski
Kernforschungsanlage Jülich GmbH
Jülich

Die heute und morgen vorgestellten Reaktorlinien haben alle einen sehr unterschiedlichen Entwicklungsstand. Ihr Entwicklungspotential wird verschieden beurteilt. Sie haben alle ihren eigenen spezifischen Anwendungsbereich, und - last not least - haben die einzelnen Reaktorlinien jede ihren eigenen Brennstoffkreislauf. Da die Brennelemente eines Reaktors einen sehr wichtigen Teil des Reaktors darstellen, glauben wir, daß die komparative Behandlung der Brennelemente für diese vier Reaktorsysteme, wie sie heute und morgen Gegenstand des Fachtages sind, für die Fachwelt sehr informativ sein dürfte.

Eine kurze Zusammenfassung der Vorträge erscheint in der AtW. Die stellvertretenden Vorsitzenden der jeweiligen Sektionen, gleichzeitig Mitglieder im Programmausschuß, haben die Redaktion dieser Zusammenfassung übernommen. Ferner werden wir Proceedings dieser Fachtagung herausgeben, und auch dafür haben die stellvertretenden Vorsitzenden der Sektionen die Redaktion übernommen. Meine Kollegen vom Programmausschuß und ich hoffen, daß unser Fachtag erfolgreich verlaufen wird. Ich gebe das Wort an Herrn Dr. Theenhaus, Mitglied im Vorstand der KFA.

R. Theenhaus
Kernforschungsanlage Jülich GmbH
Jülich

Meine sehr geehrten Damen und Herren,

ich begrüße Sie im Namen des Vorstandes der KFA Jülich zu Ihrem diesjährigen Statusbericht über Brennelemente für Wasser-Leistungsreaktoren, Hochtemperaturreaktoren, Schnelle Brüter und Gasgekühlte Brüter. Ich begrüße insbesondere die Gäste und Mitwirkenden aus dem Bereich der Industrie, der Energieversorgungsunternehmen, der Bundesministerien und der Forschungseinrichtungen, die sowohl aus dem Inland als auch aus dem Ausland aus Anlaß dieser Tagung zu uns nach Jülich gekommen sind.

Meine Damen und Herren, ich glaube, wir sind uns alle darüber im klaren, daß die vor uns liegenden großen Aufgaben - damit meine ich insbesondere auch die Kernenergieproblematik - nur bewältigt werden können durch eine intensive Zusammenarbeit zwischen Industrie, Großforschungszentren, den späteren Betreibern, also den EVUs, und - last not least - den unterschiedlichsten staatlichen Einrichtungen; und das sicherlich nicht nur auf nationaler Basis. Ich freue mich deshalb besonders, daß das vorliegende Programm dieser Tagung keinen Zweifel daran läßt, daß diese Methode der Zusammenarbeit bei Ihnen in Ihrem Aufgabenbereich ausdrücklich praktiziert wird. Erlauben Sie mir, auf einen anderen Punkt hinzuweisen, der bei dem vorliegenden Programm ins Auge fällt, nämlich das Nebeneinander der vier Reaktorlinien. Es ist sicherlich wenig sinnvoll und vor allem wohl auch wirtschaftlich nicht vertretbar, wollte man bei forschungspolitischen Themen, beispielsweise im Bereich der Reaktorentwicklung, alle denkbaren Wege mit gleichem Aufwand verfolgen, d.h. man kommt also an einer sinnvollen Schwerpunktsbildung nicht vorbei. Genauso gefährlich ist aber sicherlich eine zu frühe und voreilige Selektion nur eines sinnvoll erscheinenden Zieles, insbesondere dann, wenn es um zeitliche und finanzielle Großprojekte geht. Wenn man dann weiterhin bedenkt, daß ein Weg immer zu einem bestimmten Ausmaß von den Abfallprodukten seiner Nachbarwege leben kann, daß eine gegenseitige Befruchtung stattfindet und zum Teil erhebliche energetische Effekte auftreten, dann müssen auch Nichtfachleute einsehen, daß auch im Bereich der Reaktorentwicklung die Verfolgung mehrerer Linien eine Notwendigkeit ist, wenn auch sicherlich mit unterschiedlichen Prioritäten. In diesem Sinne kommt dem Vergleich der

verschiedenen Reaktorsysteme, wie er in dieser Tagung vorgesehen ist, eine ganz besondere Bedeutung zu. Wenn auch in allen vier vorgesehenen Sektionen der Leichtwasserreaktor in der zeitlichen Reihenfolge an erster Stelle steht, bei Ihnen hier, so habe ich doch mit Freude bemerkt, daß den drei jüngeren Geschwistern, die noch nicht so ganz erwachsen sind, gleich viel an Zeit gewidmet wird, zumal man ja auch nie so ganz sicher von vornherein weiß, ob nicht eines Tages eines der jüngeren Geschwister den älteren Bruder überflügeln wird.

Meine Damen und Herren, ich wünsche vor allem im Hinblick auf die aufgezeichneten beiden Aspekte für den Verlauf Ihrer Tagung alles Gute und Ihnen viel Erfolg und hoffe, daß Sie sich in unserem Jülicher Rahmen wohl fühlen.

E. Schwarz
Vorstandssprecher der Fachgruppe Brennelemente
der Kerntechnischen Gesellschaft

Meine Damen, meine Herren,

im Namen der Fachgruppe möchte ich Sie alle recht herzlich begrüßen und mich bedanken, daß Sie unserer Gruppe so viel zutrauen und in der großen Zahl erschienen sind, die uns selbst verblüfft hat.

Ich möchte mich aber insbesondere bei unseren Gastgebern, der KFA Jülich, bedanken, die uns in großzügiger Weise ihre Dienste und die Räumlichkeiten zur Verfügung gestellt hat.

Dann möchte ich mich ganz herzlich bei den Damen und Herren bedanken, die die Last der Organisation getragen haben, um diese Tagung vorzubereiten, mit einer Organisation, die - soweit ich bis jetzt sehen konnte - klaglos läuft. Es steckt eine Menge Arbeit hinter so etwas. Wir sollten diesen Herrschaften sehr danken.

Sektion 1

Charakteristika der Reaktorsysteme

Vorsitzender:	A. Mayr, Kernkraftwerk Obrigheim
Stellvertreter:	S. Krawczyński, KFA Jülich
Weitere Panelmitglieder:	K. Ehlers, HRB Mannheim W. Kersting, Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar, Eßlingen D. Schwarz, VEW Dortmund

Vorträge

1/1	SWR – Siedewasserreaktor <i>E. Wallenwein</i> , HEW, Hamburg	11– 23
1/2	DWR – Druckwasserreaktor <i>D. Sommer</i> , Kernkraftwerk Obrigheim	25– 39
1/3	HTR – Hochtemperaturreaktor <i>S. Brandes</i> , HRB Mannheim <i>G. Lohnert</i> , Gesellschaft für Hochtemperaturtechnik, Bensberg	41– 53
1/4	SNR – Schneller Natriumgekühlter Reaktor <i>M. Köhler</i> , INTERATOM, Bensberg	55– 65
1/5	GSB – Gasgekühlter Schneller Brüter <i>K. Götzmann</i> , KWU, Erlangen	67– 79
	Einzel- und Plenardiskussion	81–100

CHARAKTERISTIKA DES SIEDEWASSERREAKTORS

E.H. Wallenwein
Hamburger Elektrizitätswerke
Hamburg

Grundsätzliches

Alle modernen Siedewasserreaktoren sind heute im Direktkreislauf mit dem Turbosatz verbunden, ein grundsätzliches Merkmal, das sie von den Druckwasserreaktoren ganz wesentlich unterscheidet. Vorteil und Risiko des Siedewasserreaktors liegen hierin begründet: Da er keine Dampferzeuger benötigt, gibt es ein, wie die Erfahrungspraxis deutlich zeigt, schwierigeres Bauteil weniger, dessen betriebliche Zuverlässigkeit erst noch nachzuweisen ist und dessen Reparatur aus radiologischen Gesichtspunkten eine große Unbekannte darstellt. Im Gegensatz dazu ermöglicht der Direktkreis des SWR die Verschleppung von aktiven und aktivierten Stoffen eher, und dieser Aspekt muß stets im Auge behalten werden. Eine mögliche Quelle der radioaktiven Kontamination sind die Brennelemente, deren absolute Dichtheit daher für den SWR von besonderer Bedeutung ist.

Anordnung des Wärmekreislaufes

Reaktor, Sicherheitsbehälter sowie eine Vielzahl von Sicherheitseinrichtungen und Hilfssystemen eines modernen SWR befinden sich im Reaktorgebäude, im direkt angrenzenden Maschinenhaus - aus schon genannten Gründen ganz oder zum Teil Kontrollbereich - sind Turbosatz, Vorwärmestrecke, Kondensatreinigung etc. untergebracht. Charakteristisch für den SWR ist der einfache, klare Aufbau seiner Gebäude, wovon man sich durch bloßen Augenschein leicht überzeugen kann.

Abb. 1 zeigt eine Modellaufnahme des Kernkraftwerkes Würgassen, und es werden die geschilderten Eigenschaften sehr deutlich sichtbar.

In der Bundesrepublik Deutschland sowie im benachbarten Ausland gibt es eine ganze Serie von Kernkraftwerken, die gerade errichtet werden und im Aufbau stark an das KKW angelehnt sind.

- Brunsbüttel
- Philippsburg I und II
- Isar
- Tullnerfeld
- Krümmel

Auch die zwei Einheiten KRB B und C gehören dazu, allerdings mit anderem Sicherheitsbehälter.

Um nun das charakteristische des Nuklearen Dampferzeugungssystems eines SWR darzustellen, ist es am instruktivsten, von außen nach innen zu gehen und sich zunächst den Sicherheitsbehälter vorzunehmen.

Aufbau des Sicherheitsbehälters

Abb. 2 zeigt einen Schnitt durch den Sicherheitsbehälter KKB, der für alle Anlagen bis Krümmel charakteristisch ist, allerdings einige konstruktive Änderungen, die sich als Folge von Inbetriebnahmeerfahrungen beim KKW als erforderlich erwiesen, nicht enthält. Es fehlen außerdem Ausschlagsicherungen und andere Details, die aber für eine Darstellung der Systemeigenschaften nicht so wichtig sind.

In Anbetracht des Themas soll hier auf rein sicherheitstechnische Funktionen des Sicherheitsbehälters nicht näher eingegangen werden. Dafür ergeben sich wesentliche Merkmale des SWR aus der Beschreibung seiner Einbauten. Auffallend sind zunächst die hoch aufgehängten großen Wassermassen zur Kondensation von Reaktordampf oder Dampf-Wasser-Gemischen, etwa bei Leitungsbrüchen. Systemcharakteristisch sind die vielen Steuerstäbe, die im Gegensatz zum DWR von unten nach oben zwischen die Brennelemente eingefahren werden können. Es folgt der Wald der Steuerstabführungsrohre, dann der Reaktorkern, die Dampf-Wasser-Separatoren sowie die Dampftrockner. Auch die Anord-

nung der wichtigsten Leitungen ist klar erkennbar. Besonders charakteristisch ist auch die druckgefäßinterne Kühlmittelumwälzung mittels interner Axialpumpen, die beim Kernkraftwerk Brunsbüttel erstmalig in der Welt praktiziert werden wird.

Die Blöcke KRB B und C werden mit einem anderen Containment-Design errichtet werden, dessen grundsätzlicher Aufbau in Abb. 3 zu sehen ist. Die großen Wassermassen befinden sich nun in beruhigender Erdnähe, und eine Reihe maschinenbaulicher Probleme wird so sicher vermieden.

Außer der KWU hat sich die schwedische ASEA-ATOM - schon früher - für ein Beton-Containment entschieden, dessen Ausführung man in diesem Lande vor Ort in verschiedenen Baustadien besichtigen kann. Abb. 4 zeigt schematisch einen Schnitt durch ein ASEA-ATOM-Reaktorgeäude. Auch ein Sicherheitsbehälter der General Electric soll hier gezeigt werden (Abb. 5). Allerdings sieht das Containment der neuesten GE-Baulinie BWR/6 noch etwas anders aus.

Reaktordruckgefäß mit Einbauten

Der komplizierte Aufbau des Druckgefäßes eines SWR und seiner Einbauten war schon in Abb. 2 zu erkennen. Diese Kompliziertheit ist durch eine Reihe von Faktoren bedingt, nicht zuletzt durch die Tatsache des Direktkreislaufes. Abb. 6 zeigt den Aufbau der Interna eines SWR-Druckgefäßes sehr übersichtlich. Mit ihm ist es auch möglich, die Strömung des Kühlmittels darzustellen. Es tritt mit einer Unterkühlung etwa in halber Höhe in das Druckgefäß ein und bewegt sich im Rückströmraum nach unten, wird im Bodenteil umgelenkt und dann von unten nach oben durch den Kern gezwungen, wo es teilweise verdampft. Im Gemischsammelraum wird die Dampf-Wasser-Separation vorbereitet, bevor sie in den Zyklonen stattfindet. Die erforderliche geringe Dampffuchte bedingt die Dampftrockner, die sich im obersten Teil des Druckgefäßes befinden.

Die Kühlmittelumwälzung mit internen Pumpen ist für SWR der KWU und der ASEA-ATOM charakteristisch. Die General Electric hat ein anderes Design mit sogenannten Jet-Pumpen, die Druckgefäß-extern angetrieben werden. In Anbetracht der Tatsache, daß das KKW mit Jet-Pumpen ausgerüstet ist, erscheint es vernünftig, den Aufbau der Interna eines GE-SWR zu zeigen (Abb. 7).

Systemauslegung des Reaktorkerns

Die reaktorphysikalische und thermohydraulische Systemauslegung von Siedewasserreaktoren ist natürlich von der Tatsache beherrscht, daß es im Kern teilweise ein Zweiphasengemisch gibt. Ohne Zweifel wird die Systemauslegung dadurch komplizierter als bei einem DWR.

Besonders bei dynamischen Problemen spielt die dämpfende Wirkung des Dampfgehaltes eine wichtige Rolle, die wiederum ein Vorteil gegenüber dem DWR darstellt. Generell kann gesagt werden, daß für SWR der hohe Rechenaufwand, bedingt durch die komplizierte räumliche Variation des Neutronenflusses, charakteristisch ist.

Die wichtigsten Daten der Kern- und Systemauslegung sind in Abb. 8 zu sehen, und zwar als Vergleich der KWU-Baulinien 69 und 72. Generell sind Volumenleistung und Uranbelastung geringer als bei DWR, bedingt im wesentlichen durch den größeren Brennstabdurchmesser, der allerdings seine Tücken hat. Charakteristisch am Kernaufbau selbst ist ja vor allem die Struktur der Kernzelle mit im allgemeinen je vier Brennelementen um einen kreuzförmigen Steuerstab. Dadurch ist die hohe, bis knapp 850 reichende Zahl von Brennelementen bedingt, die es in modernen SWR gibt (KKK: Anzahl BE 840, Anzahl Steuerstäbe 205). Auch das ist ein Charakteristikum von SWR. Eine andere Auswahl von Systemdaten des Reaktorkerns zeigt Abb. 9 (ASEA-ATOM).

Aufbau der Kernzelle

Die wesentlichen, durch Maßnahmen konstruktiver Art und durch geeignete Wahl der die Neutronenphysik bestimmenden Parameter, einzuhaltenden Grenzwerte des Kerns betreffen die Wärmeabfuhr, die Abschaltbarkeit, die Leistungsverteilung. Der Kernzellen-Aufbau, der daraus resultiert, ist in Abb. 9 zu sehen. Dabei ist für SWR charakteristisch, daß jedes Brennelement einen Kasten hat, der der Kühlmittelführung und der Führung der Steuerstäbe dient. Er ist wie das Hüllrohrmaterial aus Zircaloy und kann infolge des unvermeidlichen Kriechens zu einem Problem werden.

Ein schematischer Querschnitt durch eine Kernzelle mit Dimensionsangaben zeigt die Verhältnisse noch einmal im einzelnen. Zuerst in Abb. 10 eine Kernzelle mit 7 x 7 Brennstäben je Brennelement, danach die veränderte, mit

symmetrischen Wasserspalten zwischen den Kästen versehen mit $(8 \times 8) - 1$ Brennstäben in Abb. 11. Charakteristisch für SWR-Brennelemente ist, daß sie im Brennelement mit einer Anreicherungsverteilung versehen sind und 2 bis 3 % Gadolinium zur Erhöhung des Absorptionsquerschnitts verwenden. Schließlich soll noch die Instrumentierung zur Leistungsmessung erwähnt werden, die bei SWR auf der Viertelkern-Symmetrie der Brennelement-Konfiguration beruht. Die Leistungsmessung erfolgt durch Spaltkammern, die zwischen den Kästen angeordnet sind.

Regelung

Schon aus dem Aufbau der Multigruppen-Neutronendiffusionsgleichung zur Beschreibung von Neutronenfluß und Reaktivitätszustand eines thermischen Reaktors wird klar, daß man die Leistung eines solchen Systems prinzipiell mit zwei verschiedenen physikalischen Mitteln, die allerdings im Hinblick auf die Neutronenbilanz den gleichen Effekt zu erzielen vermögen, verändern kann. Gemeint ist die Neutronenabsorption und die Bremsung. Der Siedewasser-Reaktor als System mit erheblich veränderbarer Moderator-dichte ist in der Lage, beide Möglichkeiten zu nutzen. Soll die Leistung des Reaktors etwa erhöht werden, so kann man dies erreichen, indem man Steuerstäbe aus dem Kern ausfährt oder indem man durch Erhöhung der Pumpenleistung die Moderator-dichte erhöht. Die sogenannte Umwälzregelung des SWR ist eine einzigartige Eigenschaft dieses Systems, die sonst kein Reaktortyp aufweist. Sie macht das System SWR äußerst flexibel und "schnell", birgt allerdings auch Probleme in sich. Moderne SWR sind in der Lage, ihre Reaktorleistung etwa zwischen 100 % und 70 % der Nennlast in einer halben bis einer Minute zu verändern, indem die Drehzahl der internen Axialpumpen verändert wird.

Die Abbrandkompensation eines SWR wird durch die Steuerstäbe allein vorgenommen. Sie sind diesbezüglich das Pendant zum Chemical Shim des DWR. Auch die Leistungsverteilung im Kern kann durch die Steuerstäbe erheblich beeinflusst werden. Dabei ist allerdings festzuhalten, daß bei Vollast und am Zyklusbeginn nur noch etwa ein Drittel der Steuerstäbe im Kern eingefahren sind. Trotzdem ist die Manövrierfähigkeit groß.

Eine Eigenschaft des SWR schließlich ist noch erwähnenswert: Seine Fähigkeit, nach "Ende" des Zyklus durch Erniedrigung der Speisewassereintritts-temperatur und den damit gleichbedeutenden Reaktivitätsgewinn mit nur um

0,2 % pro Tag abfallenden Leistung betrieben werden zu können. Je nach Auslegung der Vorwärmestrecke kann die SPW-Eintrittstemperatur von ca. 215 °C auf 150 °C gesenkt werden. Es gibt Reaktoren, die z.T. wochenlang im Derating-Betrieb (mit und ohne SPW-Temperaturabsenkung) gefahren wurden, z.B. KW Lingen und VAK.

Fuel Management

Auch beim Fuel Management gibt es Charakteristika des SWR. Da er erheblich mehr Brennelemente besitzt, ist grundsätzlich mehr Handhabungsaufwand nötig als beim DWR. Dieser Nachteil wird allerdings kompensiert durch mehr Flexibilität. Besonders im Hinblick auf nicht ganz symmetrische Kernkonfigurationen, die es ja immer geben wird, hat der SWR hier Vorteile.

Erkauft wird dieser Vorteil durch erhöhten Rechenaufwand, der ja ohnehin ein SWR-Charakteristikum ist.

Schlußbemerkung

Die vorliegende summarische und naturgemäß nur grobe Aufzählung der spezifischen Eigenschaften bezieht sich ausschließlich auf systembedingte Aspekte, sie verzichtet, dem gestellten Thema entsprechend, auf Betriebsaspekte. Um in das grundsätzliche Verständnis eines Reaktorsystems einzuführen, ist das sicher der richtige Weg. Daß die Götter zwischen den Erfolg der Kernenergie und die Schönheit eines Systems die Betriebszuverlässigkeit, also die große Summe aus sorgfältiger Fertigung, Abstimmung der Materialien und der Wasserchemie, richtige Bemessung der Toleranzen und vieles mehr gesetzt haben, ist allgemein bekannt.

Als Reaktorsystem ist der moderne Siedewasserreaktor in Direktkreisschaltung ohne Zweifel das modernste System dieser Art, das es gibt. Der Vorteil der nicht vorhandenen Dampferzeuger kann heute wahrscheinlich in seinem vollen Umfang noch nicht erkannt werden. Wichtigste Grundvoraussetzungen dafür, daß von den beiden Leichtwasserreaktoren der SWR letztlich doch der attraktivere ist, sind die völlige Integrität des Kerns sowie das reibungslose Zusammenspiel aller Druckgefäßeinbauten. Besonders die Bedeutung der Unversehrtheit der Brennelemente während ihrer ganzen Einsatzzeit ist nach Ansicht

des Verfassers in der Vergangenheit nicht immer voll erkannt worden. Hier-
von geben nicht zuletzt auch die Strahlenbelastungen des Betriebspersonals
einiger Anlagen ein beredtes Beispiel. Der dadurch etwas angeschlagene Ruf
des Siedewasserreaktors kann jedoch voll wiederhergestellt werden, wenn die
Brennelemente so ausgelegt und gefertigt werden, daß sie allen Betriebsbe-
lastungen gewachsen sind.

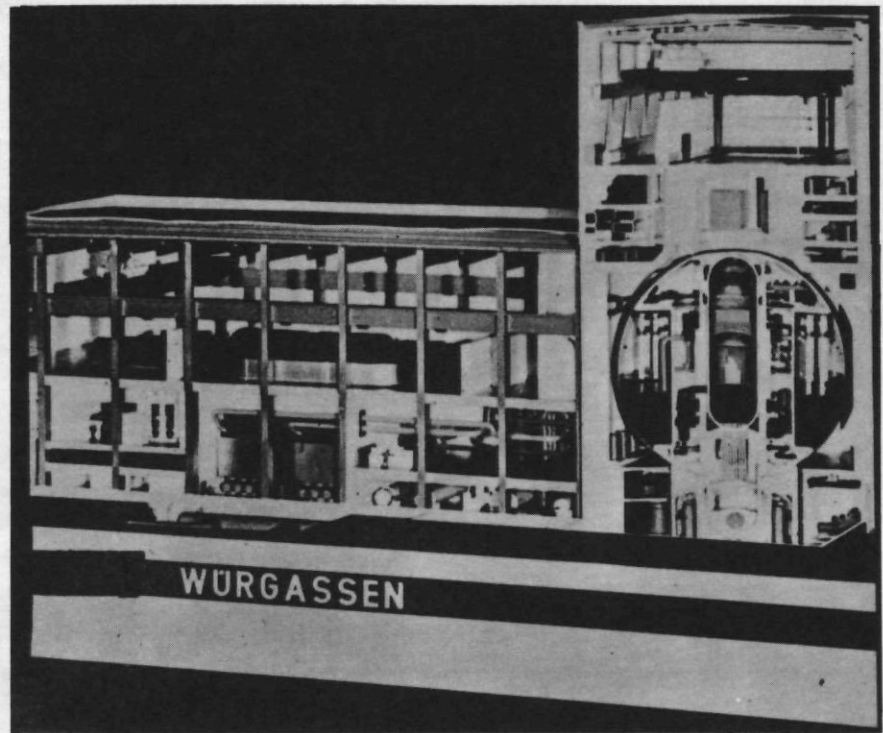


ABB. 1/1-1: Modell Kernkraftwerk Würgassen

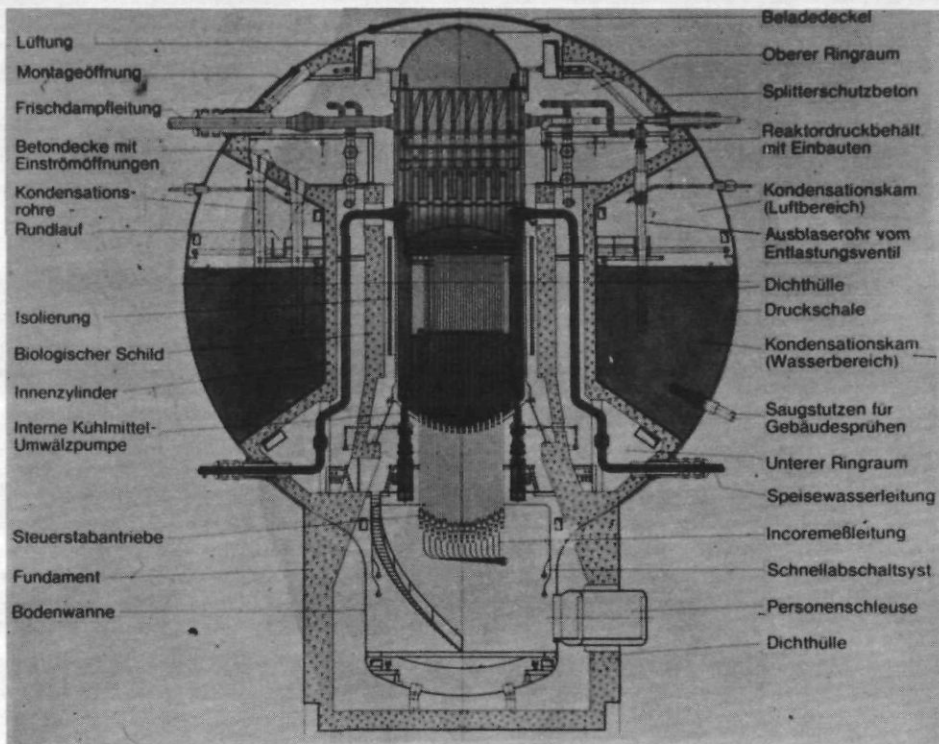


ABB. 1/1-2: Sicherheitsbehälter mit Druckabbausystem

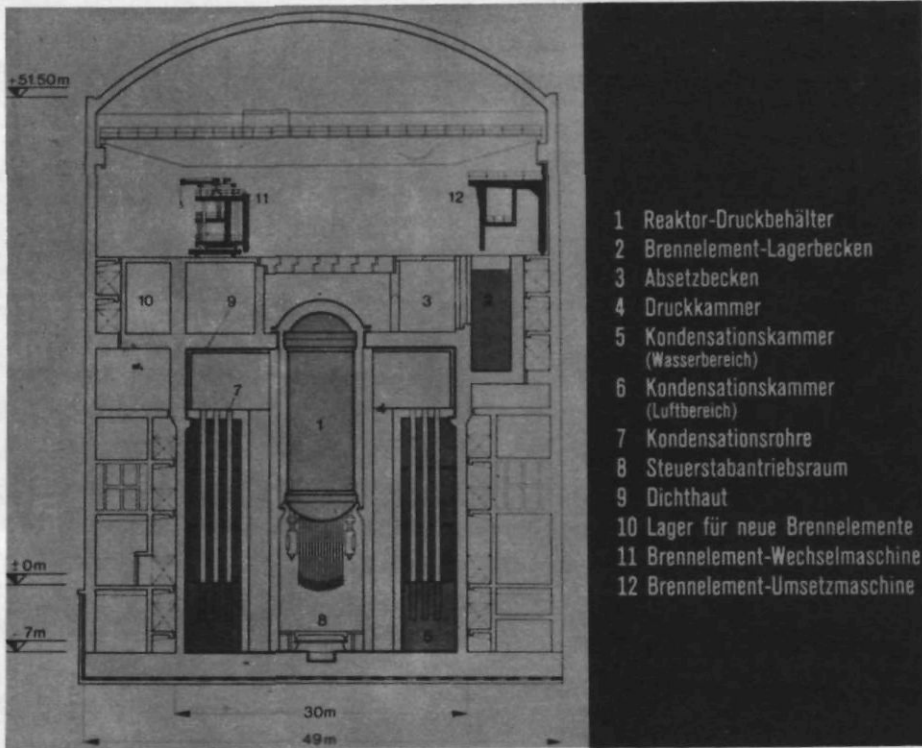


ABB. 1/1-3: AEG-Siedewasserreaktor "Baulinie 72"

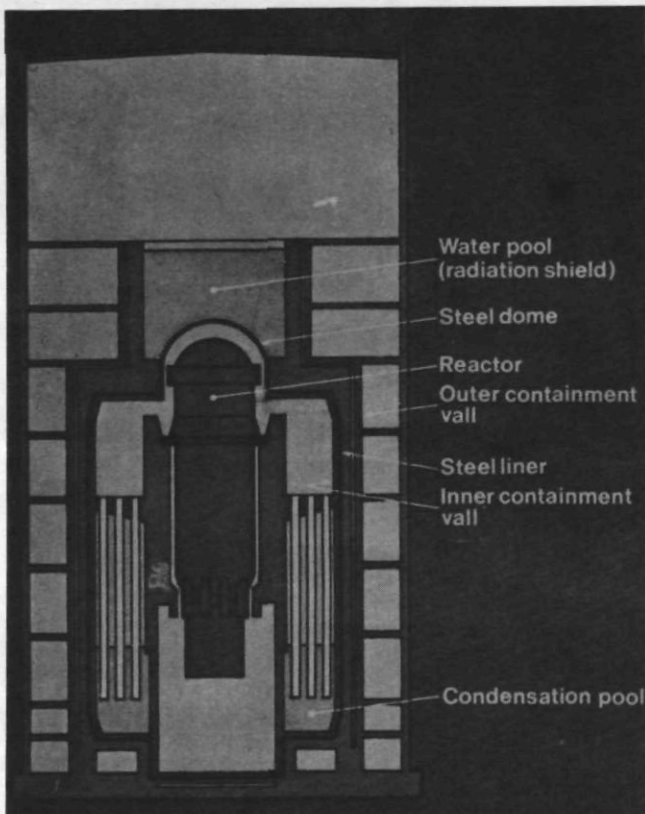


ABB. 1/1-4: Schnitt Reaktorgebäude von ASEA-ATOM

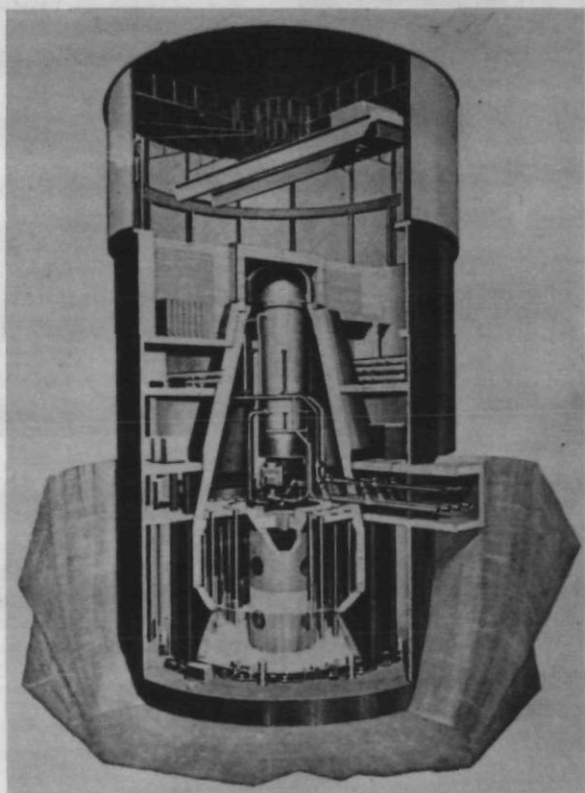


ABB. 1/1-5:

BWR Concrete Containment
General Electric

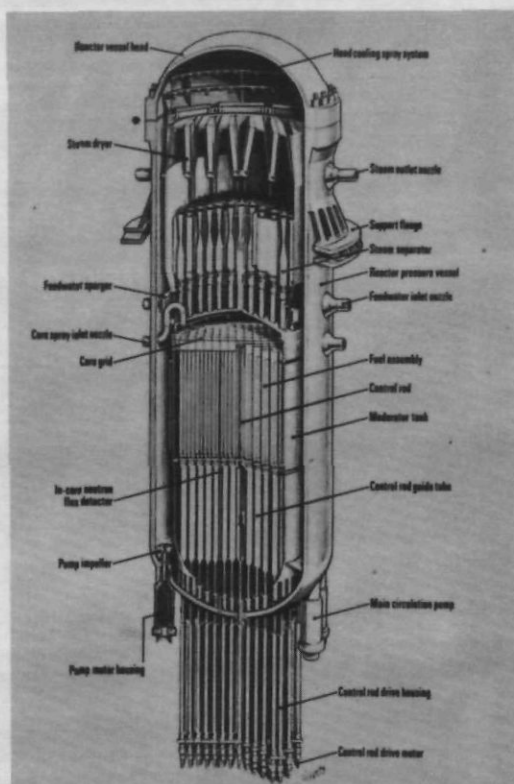


ABB. 1/1-6:

Schnittbild Reaktordruckgefäß mit
Einbauten ASEA-ATOM

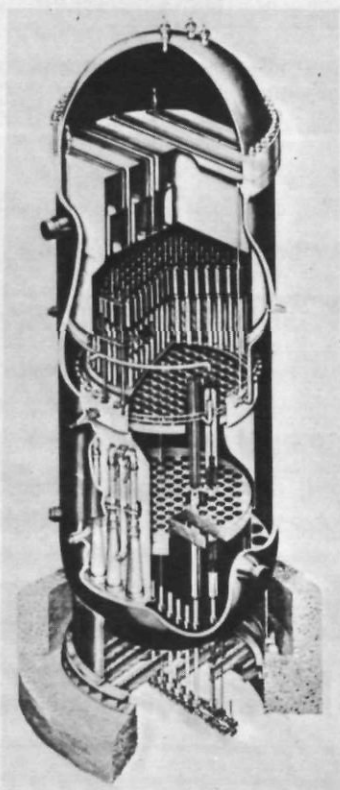


ABB. 1/1-7:

Boiling Water Reactor
General Electric

Baulinie		69	72
Brennstabanordnung		7x7	8x8
Brennstäbe / BE		49	63
Stab \varnothing	mm	14,3	12,5
Aktive Länge	mm	3660	3760
Mittl. spez. Leistung	kW/kg-U	22,5	25
Mittl. Leistungs- dichte	kW/l	51	56
Max. Stableistung	kW/cm	605	440
	kW/ft	18,5	13,4
Heißstellenfaktoren:			
axial		1,5	1,4
radial		1,4	1,4
lokal		1,24	1,13
Produkt		2,60	2,22
MSKHB		1,9	1,9

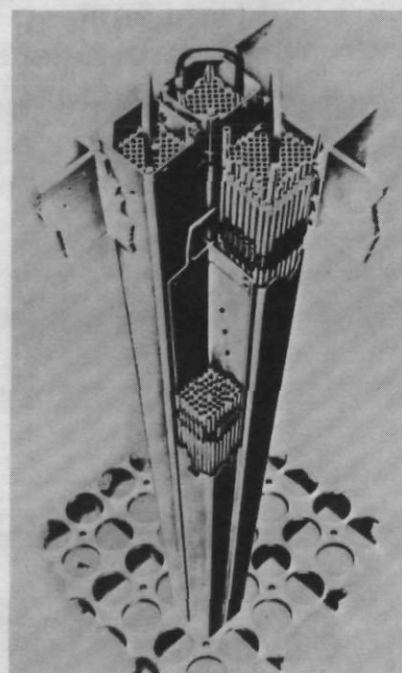
ABB. 1/1-8: AEG-Siedewasserreaktor Reaktorkern

BWR		O1	RI	OII BI	FI
Thermal Power Output	MWt	1246	2270	1700	2700
Electrical Power Output net	MWe	400	750	580	900
Number of Fuel Assemblies		448	648	444/436	676
Number of Control Rods		112	157	109	161
Average Power Density	kW/kgU	15.6	19.4	21.6	22.2
Total Power Peaking Factor		3.3	3.0	2.8	2.8
Additional Allowance for Overpower		1.20	1.15	1.15	1.15
Max. Heat Flux Nominal	W/cm ²	100	113	118	120
Reactor Pressure	bar	70	70	70	70

ABB. 1/1-9: Datenliste ASEA-ATOM

ABB. 1/1-10:

AEG-Siedewasserreaktor
 Baulinie 72
 Kernzelle



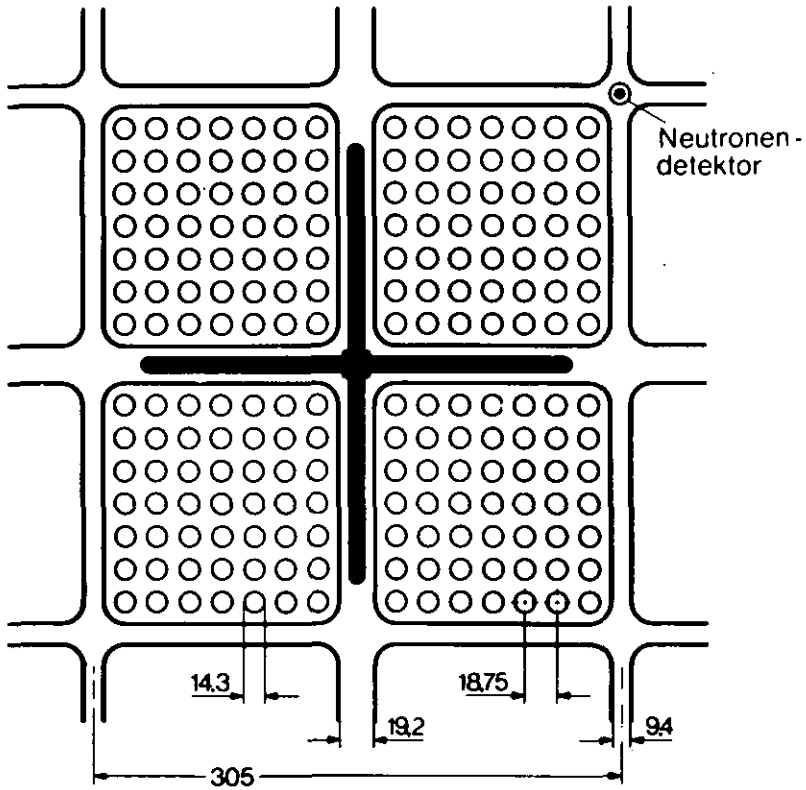


ABB. 1/1-11: AEG-Siedewasserreaktor Baulinie 69 - Kernzelle

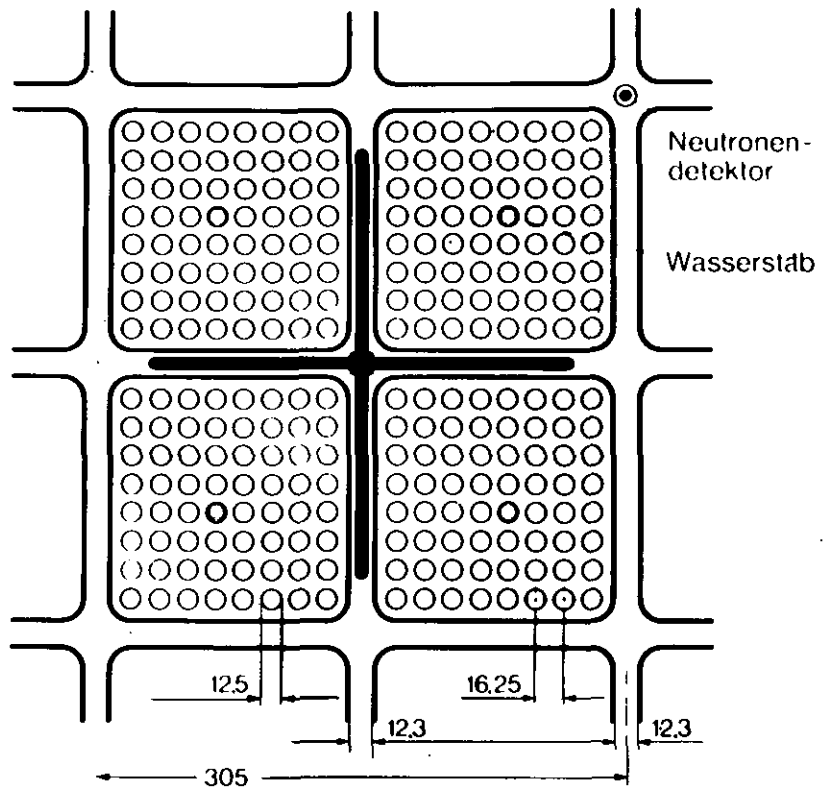


ABB. 1/1-12: AEG-Siedewasserreaktor Baulinie 72
Kernzelle

CHARAKTERISTIKA DES DRUCKWASSERREAKTORS

D. Sommer
Kernkraftwerk Obrigheim GmbH
Obrigheim

Bauliche Merkmale

Die Konstruktion des Kernkraftwerkes mit Druckwasserreaktor sieht eine klare Trennung zwischen dem Primärkreislauf und dem Sekundärkreislauf vor.

Der Primärkreis dient als Wärmequelle für den thermodynamischen Kreisprozeß im Sekundärkreislauf und enthält alle wichtigen Aktivitätsquellen. Im Sekundärkreislauf wird auf konventionelle Weise die im Frischdampf dargebotene thermische Energie über Turbine und Generator in elektrische Energie verwandelt. Für die Beanspruchung der Brennelemente ist der Sekundärkreislauf nur indirekt über seine thermodynamische Rückkopplung mit dem Primärsystem von Bedeutung.

Der Primärkreislauf umfaßt den Reaktor mit den Brennelementen als Wärmequelle, die Dampferzeuger als Wärmesenke. Der Wärmetransport von den Brennelementen zu den Dampferzeugern geschieht durch einen Zwangsumlauf des Kühlwassers mit Hilfe von primären Kühlmittelpumpen (Abb. 1 und 2). Der Wärmeaustausch zwischen dem aktiven Primärkreislauf und dem inaktiven Sekundärkreislauf geschieht in den Dampferzeugern. Bei Undichtigkeiten von Primärkreislaufkomponenten ist vorgesehen, daß keine Aktivität den Kontrollbereich verläßt. Ein Stoffaustausch mit dem inaktiven Sekundärkreislauf ist nur in den Dampferzeugern möglich. Aus diesem Grunde ist die Dichtigkeit der Dampferzeuger Voraussetzung für den Betrieb eines Druckwasserreaktors.

Kühlmittelzustand

Im Gegensatz zum Siedewasserreaktor wird im Druckwasserreaktor durch einen höheren Betriebsdruck das Sieden des Kühlmittels verhindert. Dieses Einphasensystem des Kühlmittels hat einen Einfluß auf die Kühlmittelchemie. Zum Beispiel wird die Kontrolle des Sauerstoffgehaltes und des Borgehaltes im Kühlmittel durch den Einphasenzustand des Kühlmittels erleichtert. Durch den Wegfall der beim Siedewasserreaktor erforderlichen Komponenten zur Aufbereitung der am Kühlmittelaustritt anfallenden Dampfmenge ist es beim Druckwasserreaktor möglich, die Steuerstäbe von oben in den aktiven Kern einzufahren. Dies erhöht die Sicherheit beim Schnellabschalten des Reaktors.

Regeleinrichtungen

Mit einer vollständig eingefahrenen Steuerstabbank ist es möglich, eine Überschussreaktivität von 7 bis 9 % zu kompensieren. Die für den Jahreszyklus in einen Reaktor (z.B. KWO) eingebaute Überschussreaktivität zur Kompensation des Reaktivitätsverlustes durch Abbrand beträgt ungefähr 10 %.

Beim Druckwasserreaktor mit Fingersteuerstäben ist es nicht möglich, die Überschussreaktivität zur Kompensation des Reaktivitätsverlustes durch Abbrand mit der Steuerstabbank im Leistungsbetrieb zu binden. Der Grund ist die starke Zunahme des Heißkanalfaktors bei großen Eintauchtiefen. In Abb. 3 ist die Abhängigkeit des Heißkanalfaktors F_q von der Eintauchtiefe s der Steuerstabbank dargestellt. Die Eintauchtiefe der Steuerstabbank bei 100 % Reaktorleistung ist beim KWO-Reaktor auf 60 cm beschränkt.

Der Einphasenzustand des Kühlmittels legt es nahe, die Langzeitregelung mit dem homogenen im Kühlmittel gelösten Neutronenabsorber Bor durchzuführen. Hierdurch wird eine homogene Reaktivitätsfreisetzung zur Kompensation des Reaktivitätsverlustes durch Abbrand erreicht.

Beim Druckwasserreaktor werden die Steuerelemente im Kern zur Kurzzeitregelung von Leistungsänderungen und Xenon-Transienten benutzt. Zur homogenen Verteilung des Absorbers im Brennelement bzw. zur Vermeidung von großen Wasserspalten werden in modernen Druckwasserreaktoren Fingersteuerstäbe eingesetzt. Die Führungsrohre für die Steuerstäbe bilden zusammen mit Kopf- und

Fußteil das Skelett des Druckwasser-Brennelementes (Abb. 4). Durch die kleinen Wasserspalte im Brennelement entstehen nur geringfügige Überhöhungen der Leistungsdichte. Eine wichtige Folge hiervon ist die Tatsache, daß das Druckwasserreaktor-Uran-Brennelement keine Anreicherungsstufung über den Brennelementquerschnitt benötigt. Dies ist eine wesentliche Erleichterung bei der Fertigung von Brennelementen.

Neben dem Verzicht auf Anreicherungsstufen im Druckwasserreaktor-Brennelement erlaubt die Konstruktion des Fingersteuerstabes eine Vergrößerung der Anzahl der Brennstäbe je Brennelement. Damit vermindert sich die Zahl der im Kern eingesetzten Brennelemente wesentlich. Der 345-MWe-KWO-Reaktor hat 121 Brennelemente und je Brennelement 180 Brennstäbe. Der 1204-MWe-Biblis-Reaktor hat 193 Brennelemente und je 236 Brennstäbe.

Die Kurzzeitregelung des Druckwasserreaktors ist so ausgelegt, daß nur geringfügige, sprunghafte, lokale Reaktivitätsänderungen auftreten können. Damit werden auch nur kleine sprunghafte lokale Leistungsrampen durch den Regelvorgang erzeugt. Die Steuerstabschritte und die Unterteilung der Bank in Teilbänke ist so gewählt, daß z.B. beim KWO-Reaktor je Bankschritt Reaktivitätssprünge von ungefähr 10 pcm auftreten. Das axiale Flußdichte- und das Abbrandprofil verändert sich im Laufe des Abbrandzyklus (Abb. 5). Die differentielle Wirksamkeit der Stabbank besitzt deshalb unterschiedliche Kennlinien für verschiedene Abbrandzustände im Kern (Abb. 6). Diese Unterschiede geben allerdings keine Veranlassung, die Unterteilung der Steuerstabbank für den Leistungsbetrieb des Reaktors im Laufe eines Abbrandzyklus zu verändern.

Zur Reduzierung der Steuerstabschritte im höheren Leistungsbereich (80 % - 100 %) trägt die Regelung auf eine konstante mittlere Kühlmitteltemperatur (Abb. 7) bei. Einen wesentlichen Beitrag zu den kurzzeitigen Reaktivitätsänderungen beim Druckwasserreaktor liefert der Kühlmitteltemperaturkoeffizient. Durch die Regelung auf konstante mittlere Kühlmitteltemperatur werden deshalb die Reaktivitätstransienten im oberen Leistungsbereich verkleinert. Dies hat eine geringe Betätigung der Steuerelemente während des Abbrandzyklus zur Folge.

Reaktorphysikalische Besonderheiten

Der Betrieb des Reaktors bei Konstantlast wird vorwiegend, zumindest bei kleineren Leistungseinheiten, so durchgeführt, daß die Steuerstäbe kaum die Verteilung der Leistungsdichte stören, d.h. die Stabank ist aus dem aktiven Kern ausgefahren. Aus diesem Grund genügt es bei der Berechnung des Umsetzplanes, den Reaktor als zweidimensionales Gebilde zu betrachten. Die Berechnung des zulässigen Umsetzplanes beim Druckwasserreaktor ist deshalb wesentlich einfacher als die Berechnung der Leistungsdichteverteilung beim Siedewasserreaktor.

Ein Brennelement besetzt im Laufe seiner Einsatzzeit unterschiedliche Positionen im Kern. Die Abb. 8, 9 und 10 zeigen die verschiedenen Einsatzpositionen des Brennelementes Nr. 91. Hiernach besetzt das Brennelement Nr. 91 nacheinander die Kernpositionen HO2, G11 und FO9. In Abb. 11 wird die Leistungsdichte gezeigt, der das Brennelement im Laufe seiner Einsatzzeit ausgesetzt war. Im 3. Einsatzzyklus nahm die lokale Leistung des Brennelementes zu. Im Gegensatz hierzu ist es für den Druckwasserreaktor charakteristisch, daß der Heißkanalfaktor des Kernes im Laufe eines Abbrandzyklus immer abnimmt. In Abb. 12 ist der Verlauf der Heißkanalfaktoren als Funktion des Abbrandes beim 1. KWO-Zyklus dargestellt. Ebenso zeigt die nächste Abb. 13 den abnehmenden Verlauf des Heißkanalfaktors und des axialen Formfaktors im 2. KWO-Zyklus. Wir haben dieses Verhalten bei allen 5 KWO-Zyklen feststellen können. Die Abnahme des Heißkanalfaktors wurde auch bei anderen Druckwasserreaktoren beobachtet. Die Tatsache des abnehmenden Heißkanalfaktors bei Druckwasserreaktoren im Laufe des Abbrandzyklus ist für die Brennelement-Auslegung von großer Bedeutung.

Trotz der für die Berechnung der Leistungsdichteverteilung einfacheren Voraussetzungen haben wir am KWO-Reaktor im 1. Betriebszyklus und speziell bei Stretch-out-Betrieb eine Verschiebung der axialen Leistungsdichteverteilung gesehen. In Abb. 14 ist die Verschiebung der axialen Leistungsdichte mit dem Abbrand dargestellt. Am Ende des 1. Betriebszyklus war eine Verschiebung der axialen LD-Verteilung in die obere Brennelementhälfte zu sehen. Es wurde allerdings keine symmetrische Abbrandverteilung erreicht. In Abb. 15 sehen wir die Zunahme der Abbranddifferenz zwischen der unteren und der oberen Brennelementhälfte als Funktion des mittleren Brennelement-Abbrandes.

Die Ursache für die Verzerrung der Leistungsdichte-Verteilung sehen wir im axialen Temperaturgradienten und dem lokalen KMTK. Dies tritt besonders deutlich beim Stretch-out-Betrieb auf. Das Verhalten des axialen Formfaktors in dem 5. KWO-Zyklus mit anschließendem Stretch-out ist in Abb. 16 dargestellt. Wir sehen deutlich die Abnahme des axialen Formfaktors während des Vollastzyklus. Beim anschließenden Stretch-out-Betrieb ist eine Zunahme des axialen Formfaktors zu sehen. Diese Zunahme ist unterschiedlich für ein Uran- (1) und ein Plutonium-Brennelement (2) bei ungefähr gleicher mittlerer Brennelement-Leistung. Wir führen dies auf den unterschiedlichen lokalen Kühlmitteltemperaturkoeffizienten im Uran- und im Plutonium-Brennelement zurück.

Die in Abb. 16 grün dargestellte Kurve zeigt den Verlauf des axialen Formfaktors eines hoch belasteten Uran-Brennelementes während des Vollastzyklus und des Stretch-out-Betriebes. Bei der Beurteilung der gezeigten Kurven muß man allerdings berücksichtigen, daß der Anstieg des axialen Formfaktors mit der Abnahme der Reaktorleistung zusammenfällt. Die Erhöhung des Heißkanal-Faktors während des Stretch-out-Betriebes stellte deshalb keine Sicherheitsprobleme für die Brennelemente dar.

Es ist bemerkenswert, daß in Stade keine Verzerrung der axialen Leistungsdichteverteilung im 1. Zyklus beobachtet wurde. Bei diesem Reaktor wurden ebenso wie in Borssele und Biblis borhaltige Vergiftungsstäbe eingesetzt, um beim Beginn des 1. Betriebszyklus einen positiven Kühlmitteltemperaturkoeffizienten zu vermeiden. Die Größe des Kühlmitteltemperaturkoeffizienten ist eine Funktion der Borkonzentration im Kühlmittel und damit des Abbrandes. Durch die Verwendung von borhaltigen Vergiftungsstäben wird die Borkonzentration im Kühlmittel verkleinert. Hierdurch war es auch zu Beginn des 1. Zyklus möglich, mit negativen Kühlmitteltemperaturkoeffizienten den Reaktor zu betreiben. Ein sicherer Betrieb des Reaktors bei hohen Borkonzentrationen (1500 ppm) und damit positivem Kühlmitteltemperaturkoeffizienten ist, wie der 1. KWO-Zyklus zeigte, prinzipiell möglich und bereitet keine besonderen Schwierigkeiten. Aus Abb. 17 entnehmen wir, daß der KWO-Reaktor im 1. Betriebszyklus bis zu einem mittleren Abbrand von ca. 3000 MWd/tU mit positivem Kühlmitteltemperaturkoeffizienten betrieben wurde. Mit zunehmendem Zyklus sinkt die durch Bor zu kompensierende Überschußreaktivität und damit auch die Borkonzentration. Dies ist in Abb. 18 dargestellt. Der Zyklus beginnt demnach mit einer hohen Borkonzentration und einem schwach negativen Kühlmitteltemperaturkoeffizienten. Er endet bei der Borkonzentration 0 ppm und einem Kühlmittel-

temperaturkoeffizienten von ca. $-40 \text{ pcm}/^\circ\text{C}$.

Wir können besonders am Zyklusende bei stark negativem Kühlmitteltemperaturkoeffizienten durch Absenken der mittleren Kühlmitteltemperatur Reaktivität gewinnen, um einen weiteren Reaktivitätsverlust durch Abbrand zu kompensieren. Diesen Betrieb nennen wir Stretch-out-Betrieb.

Zusammenfassung

Der Druckwasserreaktor ist durch den Einphasenzustand seines Moderators gekennzeichnet. Dies bedingt einen höheren Kühlmitteldruck (ca. $150 \text{ kp}/\text{cm}^2$). Als Folge des Einphasenzustandes des Kühlmittels wird die Kontrolle der Wasserchemie vereinfacht. Konstruktiv ist es durch das Einphasensystem des Kühlmittels möglich, die Steuerstäbe von oben in den Kern einzuführen und damit die mechanische Abschaltsicherheit des Reaktors zu erhöhen. Die Kompensation des Reaktivitätsverlustes mit dem Abbrand wird durch Verdünnen der neutronenabsorbierenden Borsäure erzielt. Zur Kurzzeitregelung des Reaktors werden Fingersteuerstäbe verwendet, deren Eintauchtiefe wegen lokaler Leistungsüberhöhungen begrenzt ist. Veränderungen der axialen Leistungsdichteverteilung mit dem Abbrand sind vorhanden. Sie stellen beim Konstantlastbetrieb kein Sicherheitsproblem für die Druckwasserreaktor-Brennelemente dar. Damit genügt es, bei Umsetzplänen 2-dimensionale Rechnungen durchzuführen. Der Heißkanalfaktor nimmt im Laufe des Zyklus ab. Charakteristisch ist die Veränderung des Kühlmitteltemperaturkoeffizienten mit der Borkonzentration. Dies erlaubt einen Reaktivitätsgewinn durch Absenken der Kühlmitteltemperatur im Stretch-out-Betrieb.

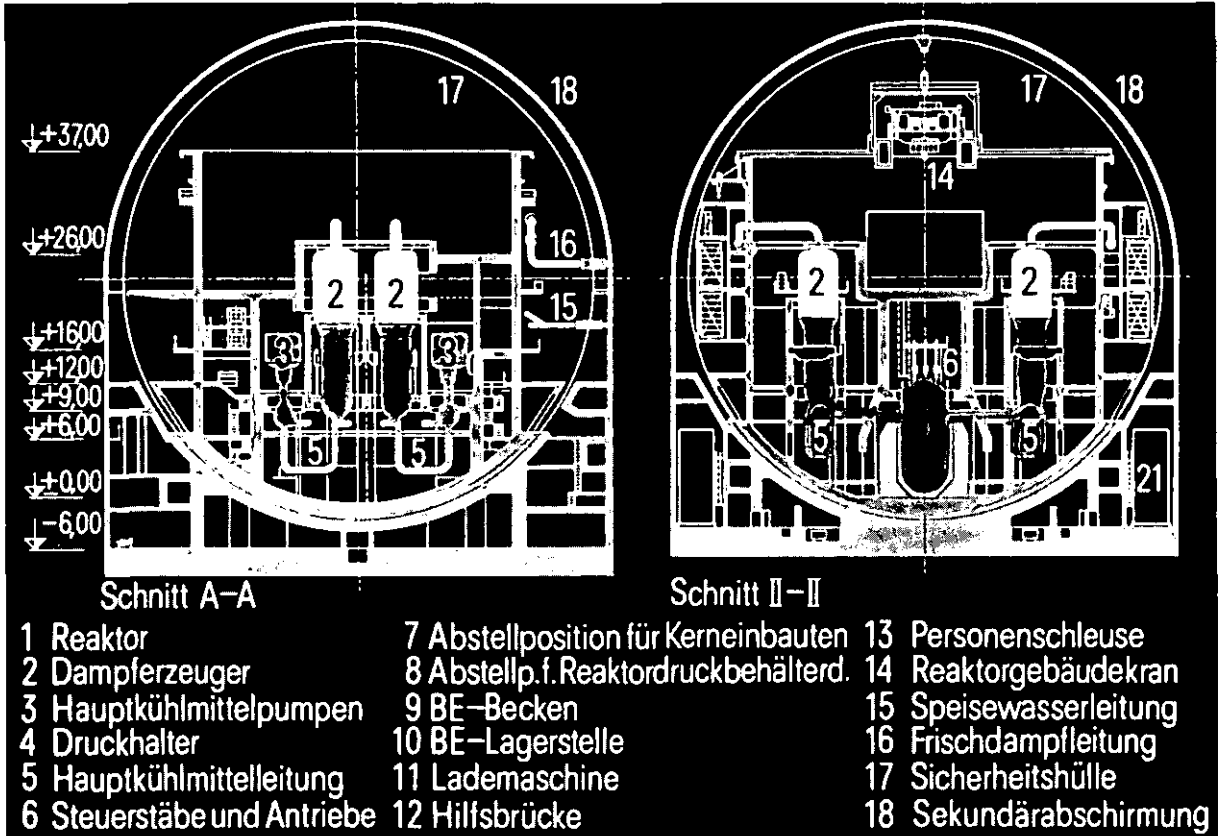


ABB. 1/2-1:

Reaktorgebäude - Schnitt

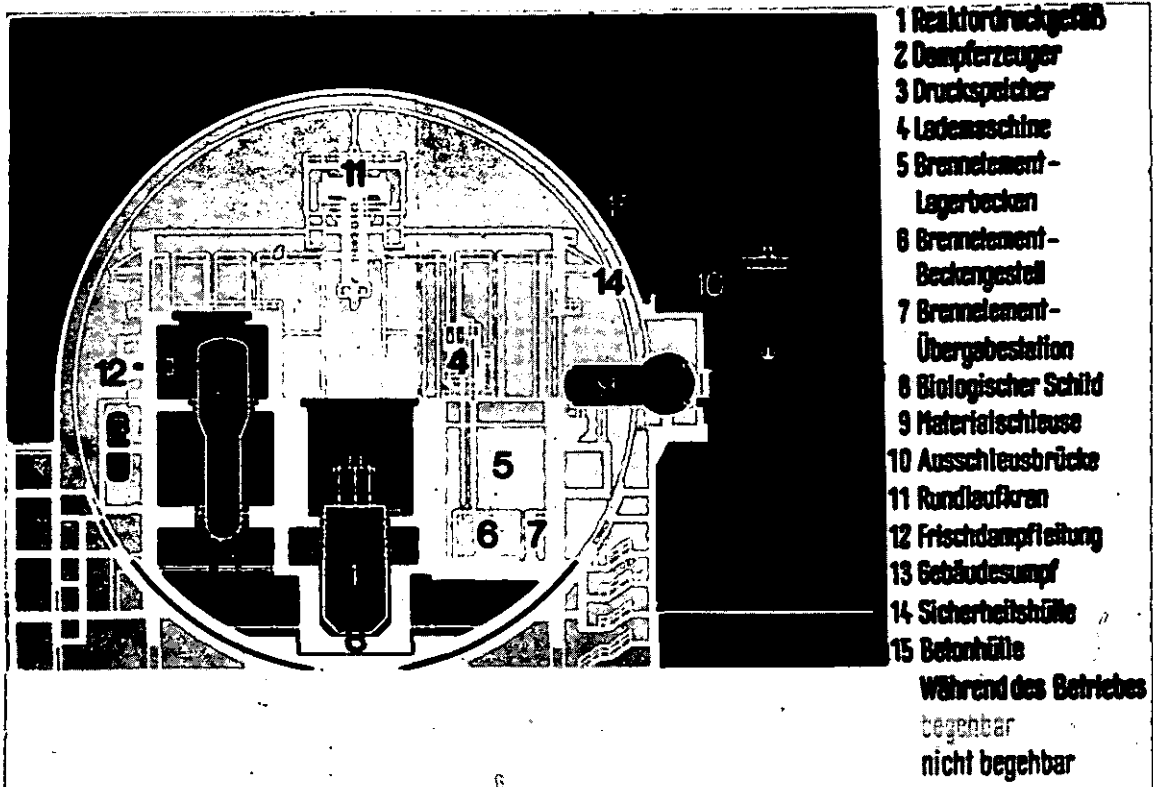


ABB. 1/2-2:

Kernkraftwerk Biblis - Reaktorgebäude

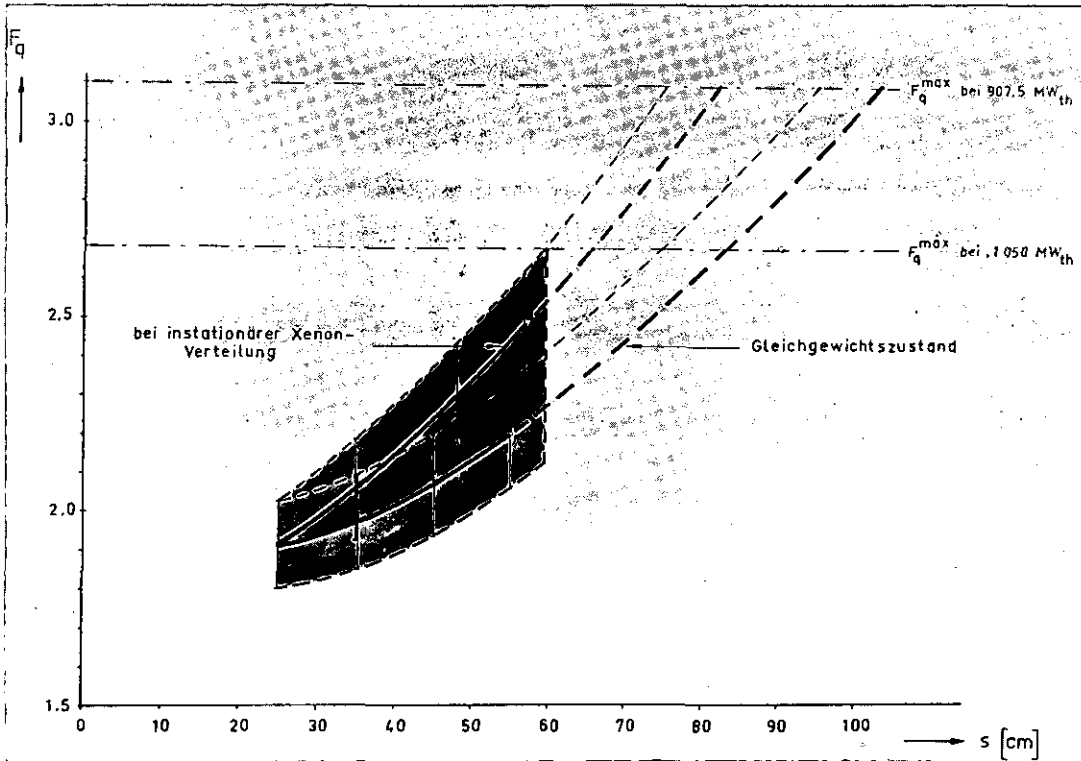


ABB. 1/2-3: Heißkanalfaktor F_q als Funktion der Stabbankeintauchtiefe S

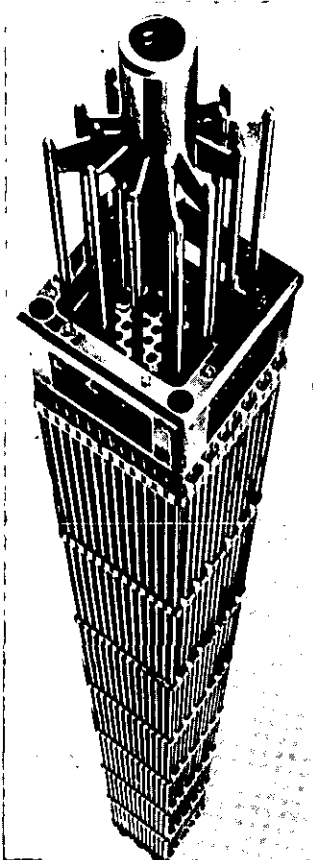


ABB. 1/2-4:

KW0-Brennelement mit Fingerregelstab

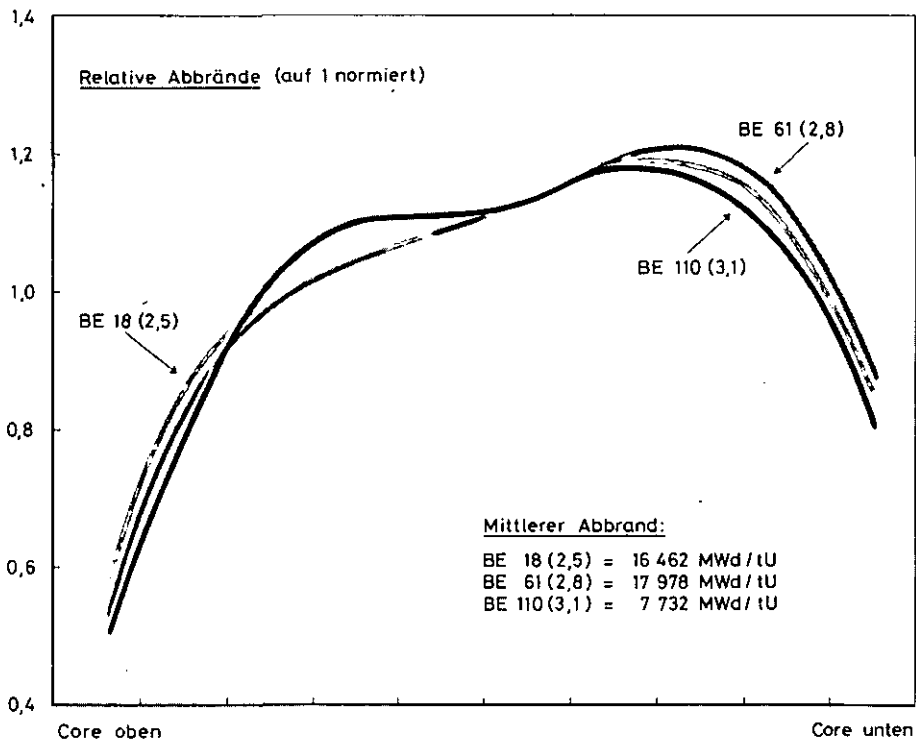


ABB. 1/2-5: Axiale Abbrandverteilung am Ende des ersten KWO-Zyklus

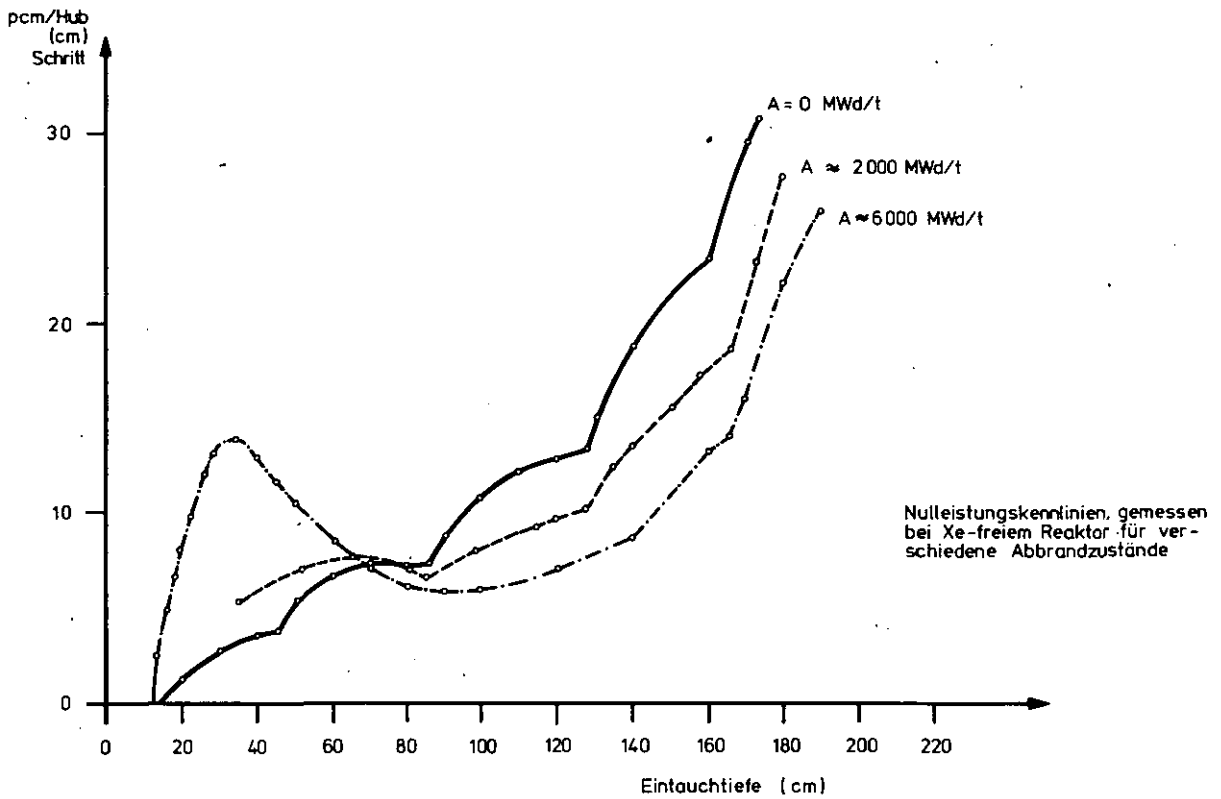


ABB. 1/2-6: Nulleistungskennlinien, gemessen bei Xe-freiem Reaktor für verschiedene Abbrandzustände

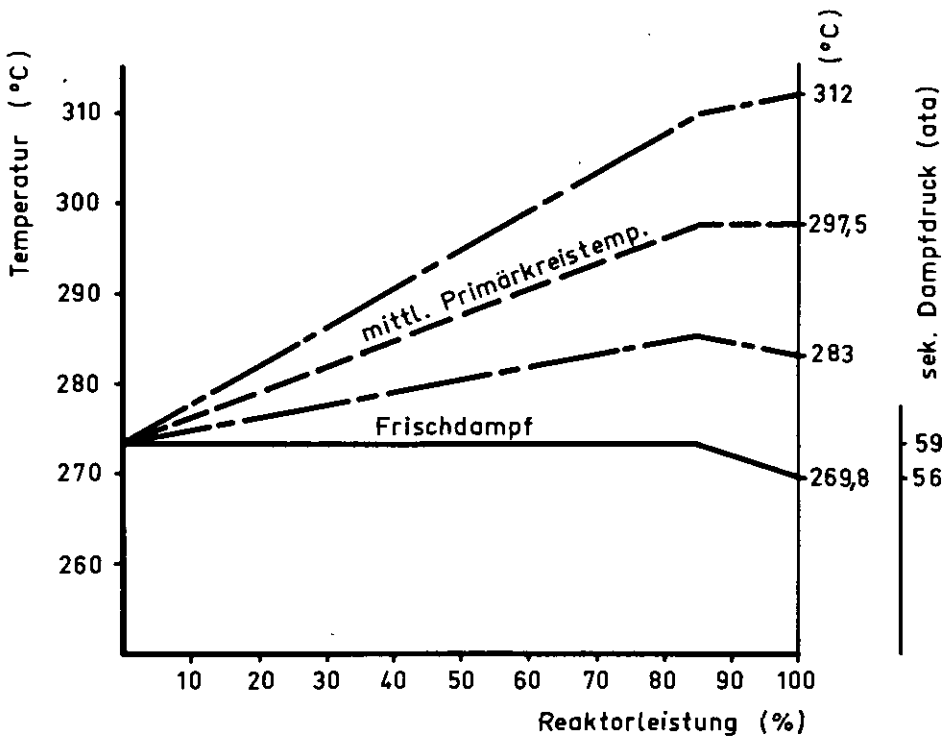


ABB. 1/2-7: Teillastdiagramm des KWO

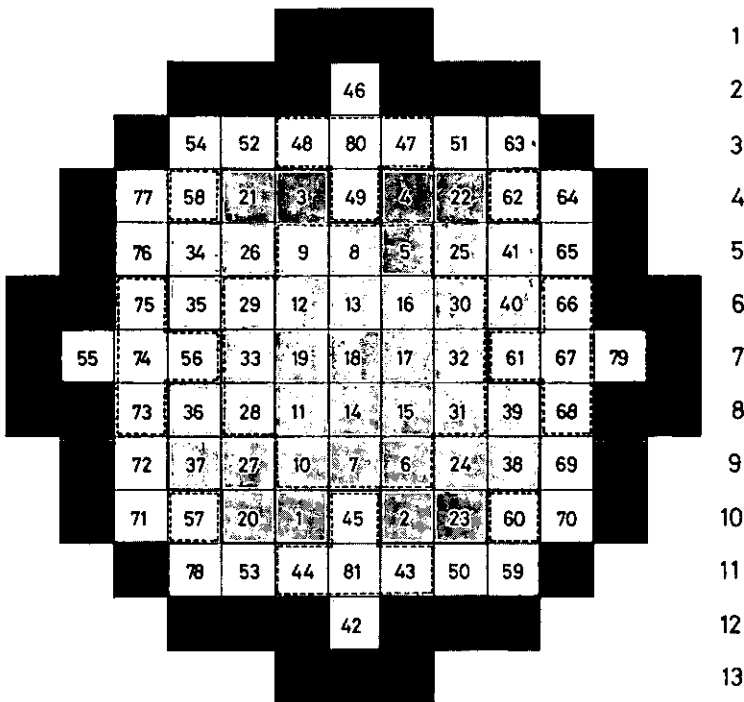


ABB. 1/2-8: Verteilung der Brennelemente im 1. Kern

ABB. 1/2-9:

Verteilung der Brennelemente im 2. Kern

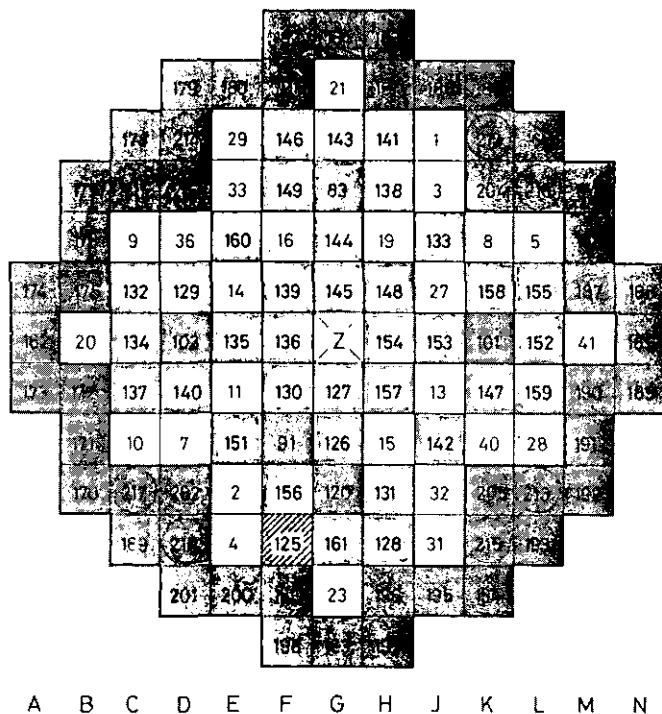
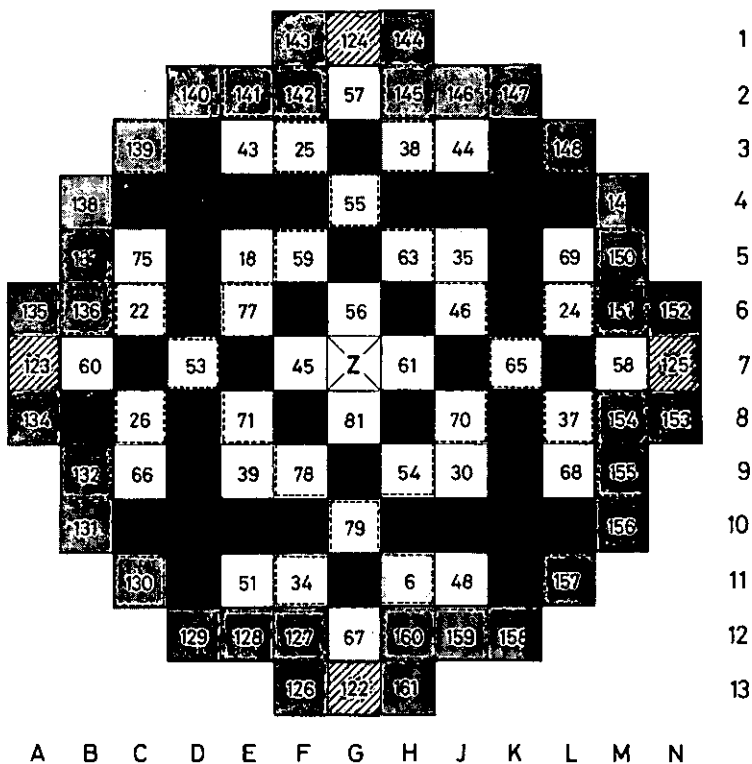


ABB. 1/2-10:

Verteilung der Brennelemente im 3. Kern

- 1
- 2
- 3
- 4
- 5
- 6
- 7
- 8
- 9
- 10
- 11
- 12
- 13

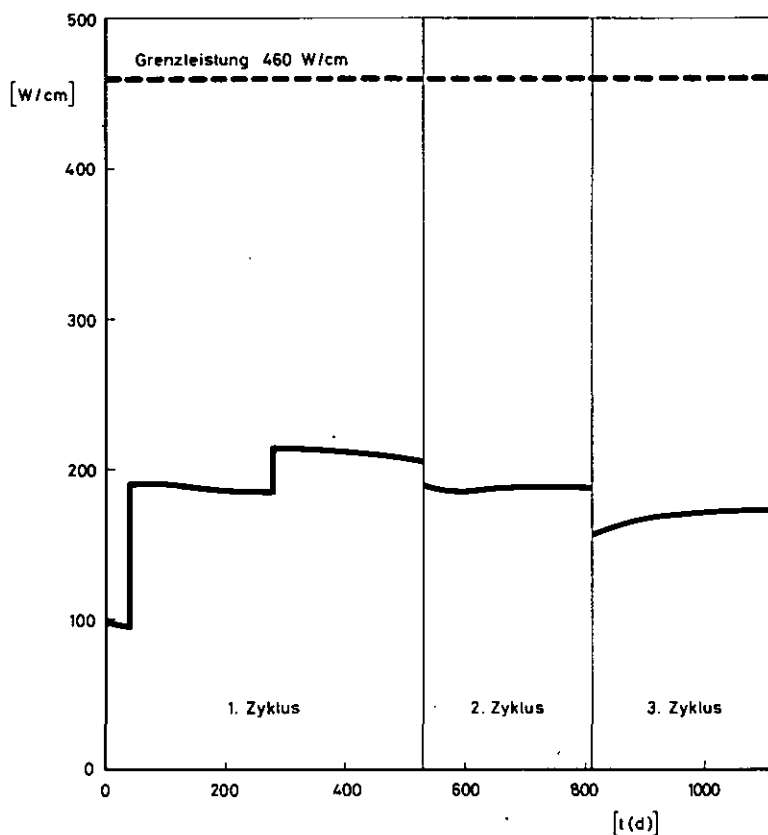


ABB. 1/2-11:

Wärmeleistungen des ent-
ladenen BE Nr. 91 in den
3 Zyklen

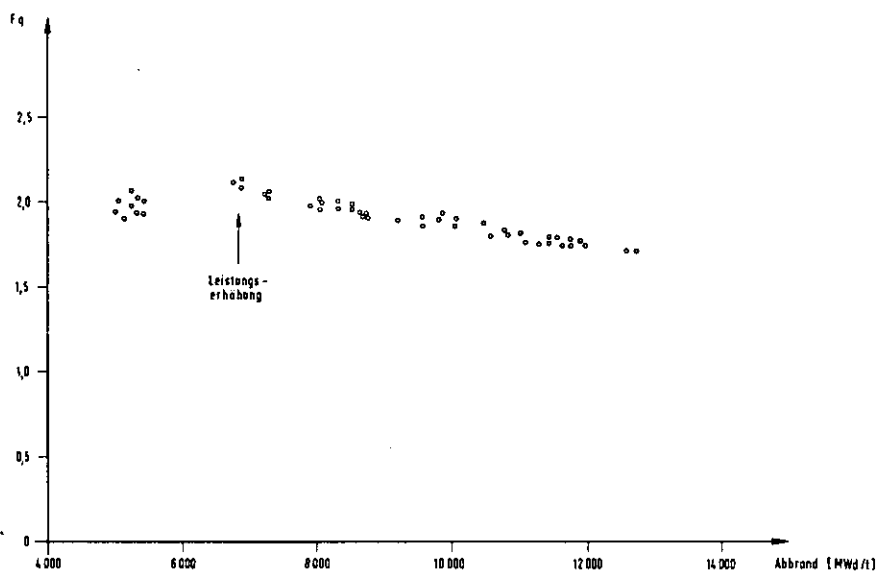


ABB. 1/2-12: Heißkanalfaktor F_q als Funktion des
Abbrandes im ersten KWO-Zyklus

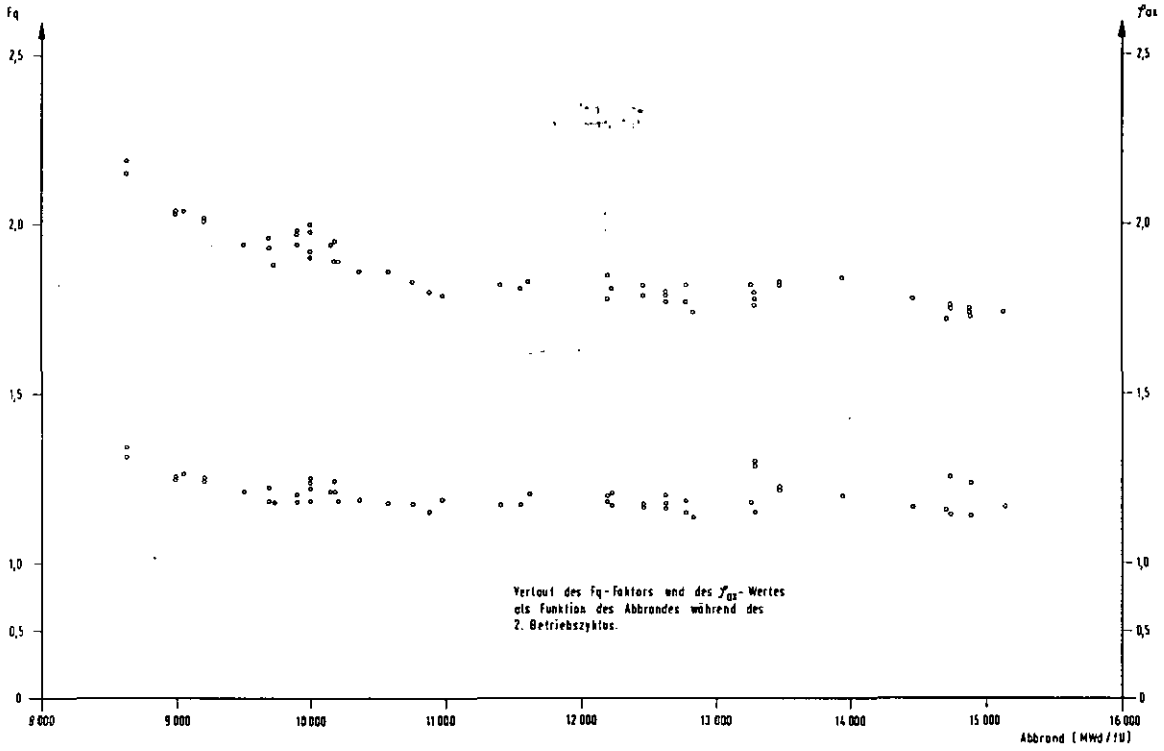


ABB. 1/2-13: Verlauf des Heißkanalfaktors und des axialen Formfaktors im 2. Betriebszyklus

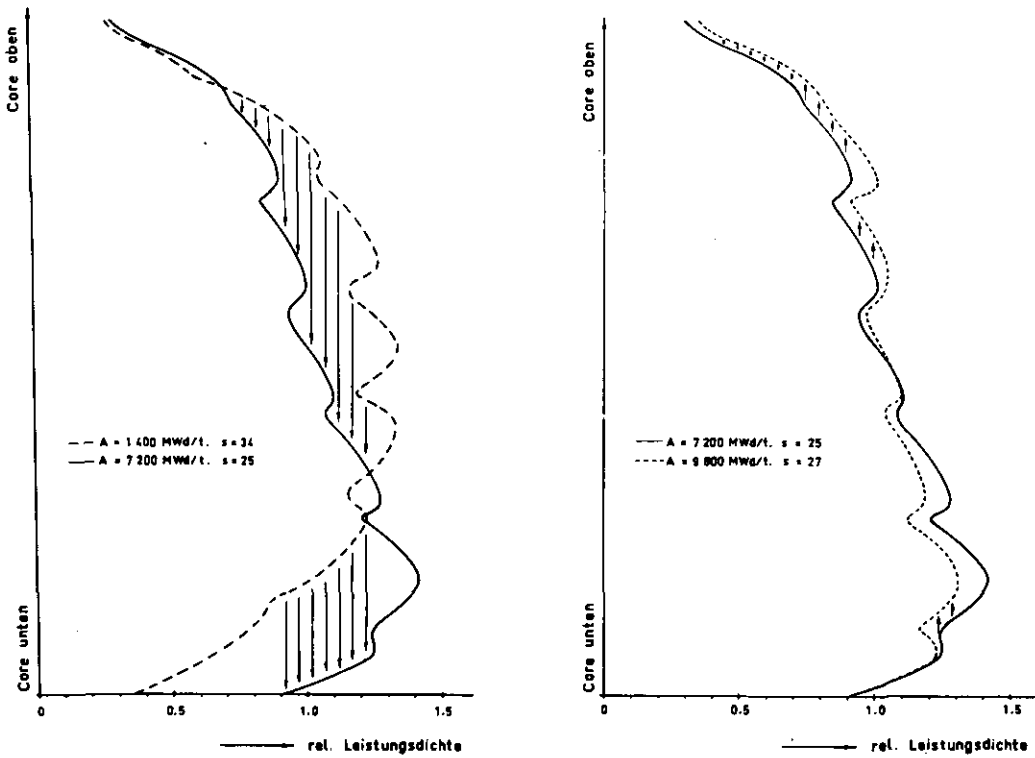


ABB. 1/2-14: Axiale Leistungsdichteverteilung bei verschiedenen Abbrandzuständen

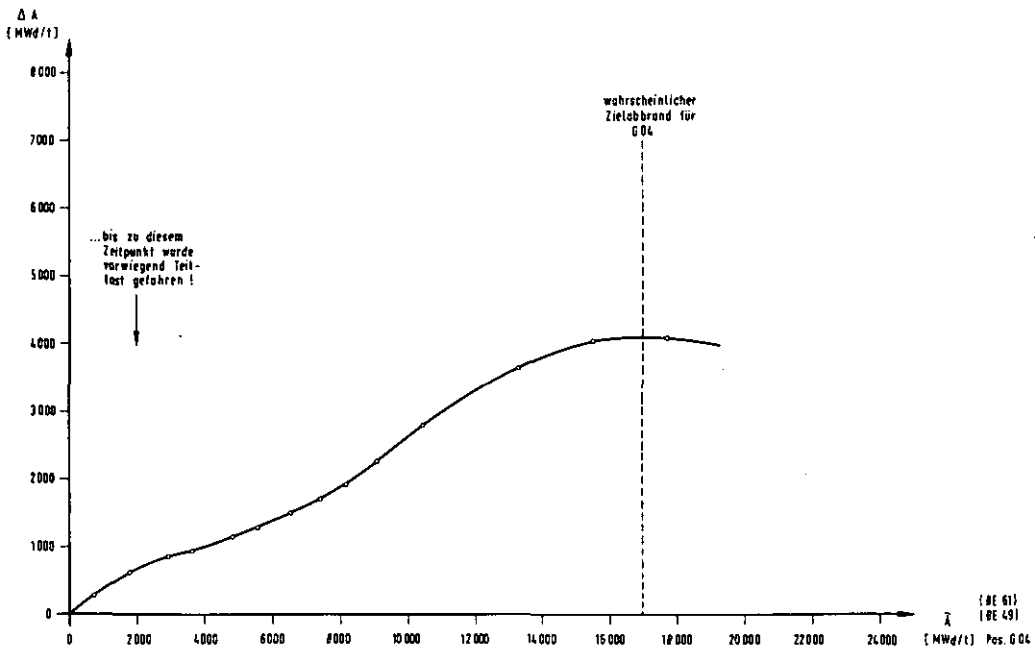


ABB. 1/2-15: Abbranddifferenz zwischen oberer und unterer BE-Hälfte als Funktion des mittleren BE-Abbrandes (Pos. G 04)

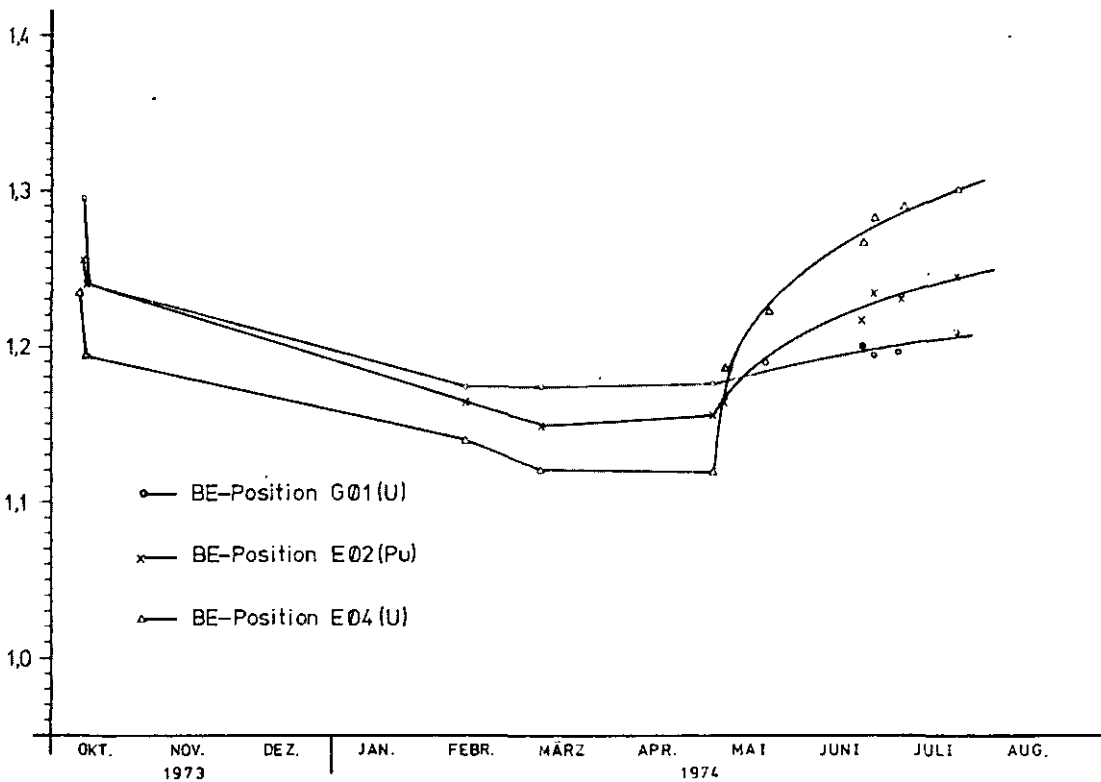


ABB. 1/2-16: Zeitlicher Verlauf des axialen Formfaktors im 5. Zyklus

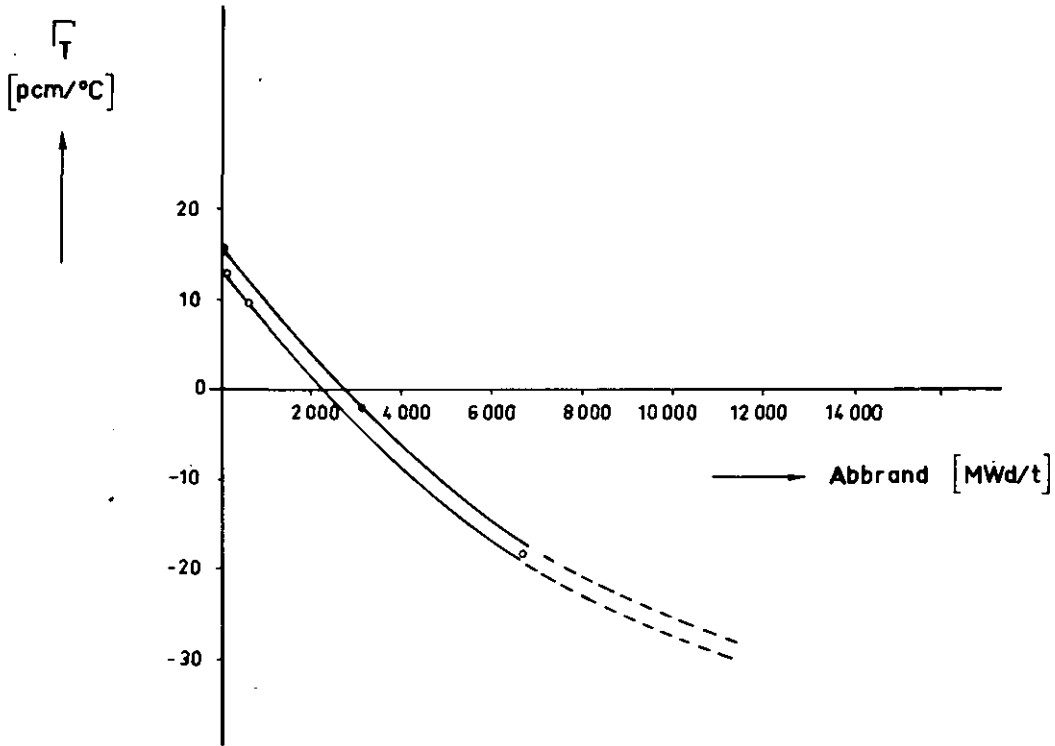


ABB. 1/2-17: Kühlmitteltemperatur-Koeffizient als Funktion des Abbrandes

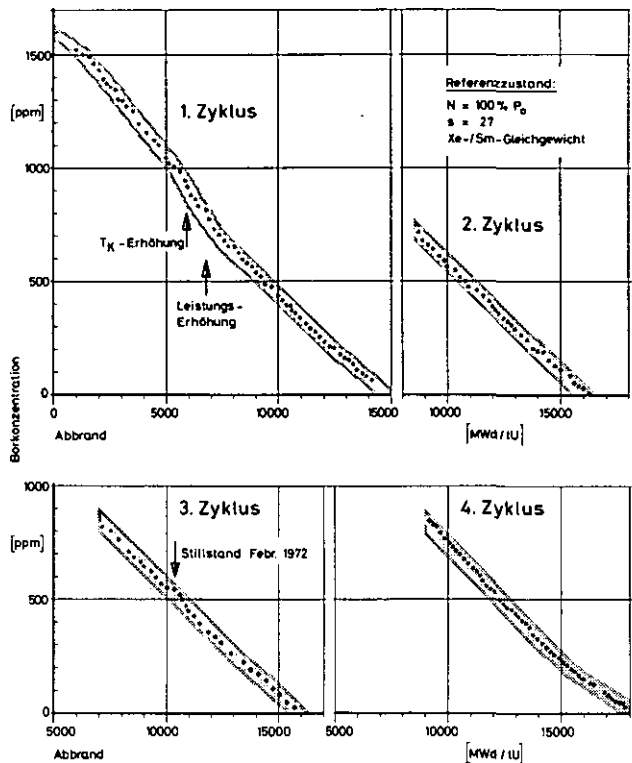


ABB. 1/2-18:

Verlauf der Bor-Konzentration in Abhängigkeit vom mittleren Kern-abbrand

CHARAKTERISTIKA DER KERNAUSLEGUNG VON HOCHTEMPERATURREAKTOREN

S. Brandes
Hochtemperaturreaktor-Bau GmbH
Mannheim

G. Lohnert
Gesellschaft für Hochtemperaturreaktortechnik mbH
Bensberg

Einleitung

Hochtemperaturreaktoren verwenden im Bereich des Reaktorkernes ausschließlich Graphit als Strukturmaterial und führen die durch Kernspaltung erzeugte Wärme über Helium ab.

Durch diese Kombination sind hohe Kühlgastemperaturen erreichbar, so daß bei einer Verwendung dieses Reaktors zur Stromerzeugung Frischdampfzustände erzeugt werden können, wie sie in fossil beheizten Kraftwerken heute üblich sind. Sie ermöglichen eine uneingeschränkte Verwendung der herkömmlichen Heißdampftechnik im Sekundärteil des Kraftwerkes.

Die Fähigkeit des Erzeugens hoher Gastemperaturen führt zu einer Reihe von unterschiedlichen Verwendungszwecken des HTR, die sich im Bereich des Reaktorkernes vornehmlich in der Höhe der Gasaustrittstemperaturen bemerkbar machen. Im einzelnen kann man unterscheiden:

- Zweikreisanlagen zur Elektrizitätserzeugung; die Gasaustrittstemperaturen aus dem Reaktorkern liegen bei etwa 750 °C.
- Einkreisanlagen zur Elektrizitätserzeugung mit angekoppelten Prozessen zur weiteren Abwärmenutzung (Fernwärme etc.); die in Aussicht genommene Gasaustrittstemperatur einer ersten Proto-

typanlage liegt bei 850 °C.

- Prozeßwärmeanlagen zur Vergasung von fossilen Brennstoffen; Gasaustrittstemperaturen von etwa 950 °C werden angestrebt.

In allen Fällen wird die Energie über Kühlgas, das den Reaktorkern aus Gründen hoher Stabilität von oben nach unten durchströmt, an Wärmeübertrager abgegeben, wobei das Gas dabei um 400 bis 700 °C abgekühlt wird.

Die Hochtemperaturreaktorentwicklung hat nun für die Auslegung des Reaktorkernes zu zwei unterschiedlichen Brennelementkonzepten geführt - Kugel und Block -, die sich beide für Gastemperaturen bis 950 °C eignen.

Das kugelförmige Brennelement (Abb. 1), welches eine kontinuierliche Be- und Entladung während des Reaktorbetriebes erlaubt, kann mit zwei unterschiedlichen Beschickungsstrategien eingesetzt werden:

- Mehrfachdurchlaufbeschickung (MEDUL)
- Einwegbeschickung (OTTO)

Der Mehrfachdurchlauf der Brennelemente wird im AVR und THTR realisiert. In Planung befindliche Projekte gehen von der Einwegbeschickung aus.

Das blockförmige Brennelement wird derzeit nur für Off-Load-Betrieb eingesetzt. Das erfordert jährlich ein Abschalten des Kraftwerkes für etwa zwei Wochen zum Austausch von Kernbrennelementen.

Allen gebauten und geplanten HTR gemeinsam ist die Verwendung des Thorium-Uran-Brennstoffkreislaufes. Wirtschaftlichkeitsanalysen haben immer wieder gezeigt, daß eine Rückführung des aus Thorium erbrüteten Uran-233 nach einer Aufarbeitung des bestrahlten Brennstoffes vorteilhafter ist als ein reiner Uran-Brennstoffkreislauf.

Die Untersuchungen haben gezeigt, daß für einen Th/U-Zyklus homogene Brennstoffverteilung Voraussetzung für einen hohen Bruteffekt im Thorium ist. Konversionsraten zwischen 0,55 (THTR) und 0,68 (Erstkern HTR-1160) werden je nach Reaktorgröße und Auslegung heute erreicht.

Grenzen für Kühlgastemperaturen werden einmal durch das Bestrahlungsverhal-

ten des Brennelementes bei höherer Temperatur gesetzt und zum anderen durch die anwachsende Beweglichkeit der Spaltprodukte bei höheren Temperaturen, die in einer überproportional anwachsenden Spaltproduktfreisetzungsrates ihren Ausdruck findet.

Kernauslegung mit kugelförmigen Brennelementen

Der Reaktorkern des Kugelhaufenreaktors besteht aus einer ungeordneten Schüttung von kugelförmigen Brennelementen, die in einem Zylinder aus Graphit eingebettet sind (Abb. 2). Der Bodenreflektor ist trichterförmig ausgebildet und mündet entweder in einem Kugelabzugsrohr oder bei großen Reaktoren in mehreren Abzugstrichtern, oder es wird ein mit sog. Fließkegel versehener zentraler Abzug benutzt. Die Wanddicken des Reflektors im zylindrischen Teil betragen etwa 100 cm. Sie sind nicht ausbaubar und bestehen aus vielen einzelnen Blöcken. Der Deckenreflektor ist in der Regel als Hängekonstruktion ausgeführt, mit Schlitzfenstern für den Kühlaustritt. Der Bodenreflektor ist mit Bohrungen für den Kühlgasaustritt versehen.

Es werden keine hohen Anforderungen an die Formhaltigkeit des Graphitaufbaues gestellt, da im Kugelhaufenreaktorcore ein Festklemmen von Brennelementen nicht auftreten kann und das Kugelfließen auch bei Unregelmäßigkeiten im Reflektoraufbau gewährleistet ist.

Die vorhandene Absorberstabeinrichtung dient zum Regeln und Abschalten. Sie besteht aus frei in den Kugelhaufen eintauchenden Stäben. Als Absorber werden B_4C -Sinterkörper zwischen zwei konzentrischen Stahlrohren verwendet.

Das Direkteinfahren der Stäbe ist bei allen Betriebszuständen des Reaktors möglich. Für Stabfahren auf große Tiefen bis auf etwa 50 cm über den Bodenreflektor für Langzeitabschaltungen wird Ammoniak dem Kühlgas beigegeben, um die Reibung zu reduzieren.

Mehrfachbeschickung

Die Mehrfachbeschickung soll am Beispiel des THTR-300 erläutert werden. Sie erfordert eine leistungsfähige Beschickungsanlage, die einerseits ein stän-

diges Umwälzen der Brennelemente durch das Core gewährleistet, wie auch die Versorgung des Cores mit frischen Brennelementen und das Ausschleusen abgebrannter Brennelemente übernimmt.

Abb. 3 zeigt schematisch den Kreislauf der Brennelemente. Nachdem sich die Brennelemente im Core durch Schwerkraft abwärts bewegt haben, treten sie durch das Kugelabzugsrohr am Boden aus und gelangen über einen Vereinzelter zu einem Abscheider. Hier werden nach Form und Abmessung schadhaft gewordene Brennelemente ausgeschieden. Der Schrott wird in besonderen Behältern gesammelt. Die guten Brennelemente gelangen einzeln zu einer Abbrandmeßanlage, die den Abbrandzustand der Brennelemente über ihren Spaltstoffgehalt mißt und darüber hinaus zwischen Brenn-, Blind- und Absorberkugeln unterscheidet. Die Steuerung der BEAN erfolgt automatisch über einen Prozeßrechner. Die Rückförderung der Kugeln in das Core geschieht pneumatisch. Sie fallen dann aus geringerer Höhe von oben wieder auf die Kugelschüttung herab. Im Mittel durchlaufen Brennelemente beim THTR diesen Kreislauf sechsmal, bevor sie ausgeschieden werden. Ein Durchlauf durch den Reaktorkern erfordert dabei im Mittel ein halbes Jahr.

Bei dieser Beschickungsart ergibt sich als axiale Leistungsverteilung der in Abb. 4 gezeigte Verlauf, bei dem das Maximum der Leistung in der oberen Hälfte des Reaktorkernes liegt. Dies ist eine Folge der von oben nach unten hin abnehmenden Spaltstoffdichte durch den nach unten hin steigenden Abbrand der Brennelemente während eines Durchlaufes. Bei der Einweg-Beschickung ist diese Tendenz wesentlich verstärkt.

Aus wirtschaftlichen Gründen wird in radialer Richtung eine Abflachung der Leistungsverteilung angestrebt. Dieses wird durch den Aufbau eines Zweizonencores erreicht. Beim MEDUL kann das Zweizonencore unter Verwendung nur eines Kugeltyps verwirklicht werden. Dabei werden die rückgeführten Kugeln so aufgeteilt, daß Kugeln ab eines vorgegebenen Alters nur ins Innencore zurückgegeben werden, während frische Kugeln vorzugsweise ins Außencore eingeführt werden. Durch diese Maßnahme wird auch ein besseres Abbrandspektrum der ausgeschiedenen Kugeln erreicht, da das Innencore eine kürzere Durchlaufzeit zuläßt.

Das Erstcore enthält neben etwa 360.000 Brennelementen 276.000 Graphitvollkugeln und 380.000 Absorberkugeln. Der Absorbereinsatz besteht aus etwa 4 g

Hafnium und 40 mg Bor je Absorberkugel. Durch den Abbrand dieser Absorbermischung wird näherungsweise die Reaktivität freigesetzt, die durch den Aufbau der Spaltprodukte und durch die Thoriumzufuhr während der anfänglichen Betriebszeit benötigt wird. Uranabbrand und Uranzufuhr sind dabei etwa gleich groß.

Im Erstcore werden die beiden Corezonen axial ohne Änderung der Kugelmischung aufgebaut, um einen einfachen Einfüllvorgang zu erreichen und ein Ummwälzen des Cores beim Auffüllen ohne Reaktivitätsänderung ermöglichen zu können.

Während der Einlaufphase, die etwa drei Jahre dauert, werden ständig frische Brennelemente zugegeben und zunächst Graphitblindkugeln ausgeschieden. Die Korrektur der Kritikalität wird durch Zugabe oder Ausscheiden von Absorberkugeln vorgenommen.

Durch die kontinuierliche Zufuhr frischer Brennelemente kann auf eine Überschussreaktivität zum Kritischhalten des Reaktors verzichtet werden. Da jedoch Kraftwerke wenigstens im Bereich 100-40-100 % Last regelbar sein müssen, ergibt sich auch beim Kugelhaufenreaktor die Notwendigkeit, ständig etwa 2 % Überschussreaktivität in Stäben zu speichern, die beim Lastwechselfahren eingesetzt werden. Diese Reaktivität ist notwendig, um die bei Lastabsenkung vorübergehende Erhöhung der Xe-135-Vergiftung kompensieren zu können. Die Überschussreaktivität wird beim THTR mit Reflektorstäben kompensiert, die im Reflektor in Corenähe frei verfahren werden können.

Einwegbeschickung

Das Prinzip der Einwegbeschickung eines Kugelhaufenreaktors besteht darin, daß das kugelförmige Brennelement das Core unter dem Einfluß der Schwerkraft einmal von oben nach unten durchläuft. Bei Ankunft am Kugelabzugsrohr hat es bereits seinen vollständigen Endabbrand erreicht. Bei dieser Beschickungsweise wird die Leistungsdichte des Reaktors axial stark unsymmetrisch, ein Effekt, der bei vielen anderen Reaktoren durch entsprechende axiale Beladung angestrebt wird, jedoch nicht so elegant, einfach und ausgeprägt realisiert werden kann. Gründe, diese Beschickungsweise zu bevorzugen, sind, daß neben den bekannten kugelspezifischen Eigenschaften diese Beschickungsweise noch folgende wesentliche Vorteile besitzt:

- Wegfall der Wiederbeschickungsanlage,
- Wegfall der Abbrandmeßanlage,
- Erzielung höherer Gasaustrittstemperaturen mit gleicher Zentraltemperatur der Brennelemente,
- Möglichkeit, auch große Reaktoren durch Fahren des Stabsystems zu regeln, ohne mit den Absorbern in den Kugelhaufen einfahren zu müssen und ohne radiale Verschiebungen des Temperaturprofils in Kauf nehmen zu müssen,
- Verzicht auf eine Gegenstromkühlung des Abzugsrohres, da die kurzlebigen Spaltprodukte schon im unteren Teil des Cores weitgehend abklingen,
- Geringe Dosisbelastung des heißen Bodenreflektors.

Mit der Einwegbeschickung handelt man sich jedoch auch einige zusätzliche Probleme ein. Der eine Effekt ist die Verschärfung des Reflektorproblems. Durch die Erhöhung der Leistungsdichte im oberen Teil des Cores wird zwangsläufig auch die schnelle Dosis an den Reflektorrändern erhöht.

Das zweite Problem ist das generelle Fließverhalten des Kugelhaufens. Bekanntlich variiert die radiale Fließgeschwindigkeit der Kugeln recht stark. Im THTR können die verschiedenen Abbrandunterschiede, die durch unterschiedliche Coreverweilzeiten zustande kommen, durch geschicktes Platzieren der Kugeln beim erneuten Beschicken fast völlig ausgeglichen werden. Bei der Einwegbeschickung müssen, soll der Reaktor wirtschaftlich arbeiten, alle Kugeln schon nach einmaligem Durchlauf den optimalen Abbrand besitzen. Um dies zu erreichen, hat man bis jetzt versucht, das Kugelfließen durch das Anbringen von mehreren Abzugslöchern auf Teilkreisen zu vergleichmäßigen. Es hat sich durch Versuche gezeigt, daß das Verweilzeitenprofil auf diese Art nicht vollständig befriedigend geglättet werden konnte.

Die GHT schlägt deshalb die Entwicklung des sogenannten Fließkegels vor (Abb. 5). Bei diesem Konzept erhält das zylindrische Core - selbst für große Reaktoren - nur einen zentralen Abzug, der schirmartig durch den sogenannten Fließkegel aus Graphitblöcken abgedeckt wird. Modellversuche haben ergeben, daß durch dieses Konzept selbst bei sehr flachen Reaktoren mit einem H/D-Verhältnis von 0,5 das Kugelfließen bis ins untere Drittel des Cores absolut gleichmäßig verläuft.

Kernauslegung mit blockförmigen Brennelementen

Der Reaktorkern der HTR-1160-Anlage wird aus den blockförmigen Brennelementen aufgebaut, wobei jeweils acht übereinander gestapelte Blöcke eine BE-Säule bilden (Abb. 6). Jeweils sieben werden aus Gründen des BE-Wechsels zu einer Brennstoffregion zusammengefaßt. Für jede Brennstoffregion - es gibt 73 im HTR-1160 - ist ein Steuerstabpaar sowie eine Kühlgasdrosseleinrichtung vorgesehen. Die Kühlgasdrossel steuert individuell den Kühlgasstrom durch die Brennstoffregion.

Im Unterschied zum Kugelhaufenreaktor bleiben beim Blockreaktor die Brennelemente auf den einmal gewählten Plätzen. Die Beschickungsstrategie sieht vor, daß der Reaktor einmal jährlich abgeschaltet wird, um die am stärksten abgebrannten Brennelemente gegen frische auszutauschen. Dadurch ergeben sich - wie beim LWR - Abbrandzyklen, für die Überschußreaktivität zur Verfügung gestellt werden muß. Durch die gute Konversion des Th/U-Brennstoffzyklus kann sie jedoch in erträglichen Grenzen gehalten werden.

Die Brennelementstandzeit beträgt unter Berücksichtigung eines jährlichen Ausnutzungsfaktors von 0,8 vier Jahre. Jährlich wird ein Viertel des Kernes entladen und durch frische Brennelemente ersetzt. Dabei wird ein Streubeladeschema angewendet, so daß eine gleichmäßige Verteilung über den Reaktorkern erreicht wird (Abb. 7). Ein Umsetzen von Brennelementen wird nicht durchgeführt.

Die einzelnen Beladeregionen enthalten nun Brennstoff unterschiedlichen Alters, beispielsweise von null bis drei Jahren unmittelbar nach einem Brennelementwechsel. Frische Regionen weisen relativ hohe Leistungsdichten auf. Um Auslegungswerte für maximale Leistungen nicht zu überschreiten, sind in radialer Richtung Zonen mit unterschiedlichem Brennstoffgehalt nötig. Die einzelnen Nachladungen sind daher in zwei unterschiedliche Chargen aufgeteilt. Eine spezielle Pufferzone am Kernrand verhindert lokale Leistungsspitzen durch rückgestreute Neutronen aus dem Reflektor.

Mit einer Wiederbeladung wird genügend Überschußreaktivität für einen Abbrandzyklus von 300 d bereitgestellt. Der Reaktivitätsverlust durch Abbrand des Spaltstoffes und Aufbau der Spaltprodukte wird durch Zugabe von abbrennbarem Gift in Form von Bor weitgehend ausgeglichen. Der Abbrand des Giftes

erfolgt so, daß eine weitgehend konstante Überschußreaktivität während 80 % der Zykluszeit erreicht wird (Abb. 8).

Während des normalen Leistungsbetriebes befinden sich daher nur sieben Stabpaare im Reaktorkern. Das zentrale Stabpaar dient dabei zum eigentlichen Regeln, während ein Kranz von sechs Paaren die Überschußreaktivität von etwa 2 % kompensiert.

Abb. 9 zeigt die relativen Regionenleistungen für eine typische Steuerstabstellung in der Mitte eines Abbrandzyklus. Axial ist der Brennstoff in drei Zonen unterteilt. Jede Brennelementsäule besteht aus acht übereinander gestapelten Blöcken, wobei die obere Zone aus vier, die mittlere aus drei und die untere aus einem Block besteht. Es ergibt sich der in Abb. 10 gezeigte axiale Leistungsverlauf, der aus thermodynamischen Gründen wünschenswert ist.

Das Erstcore ist im Vergleich zum Gleichgewichtscore mit mehr Thorium und weniger Spaltstoff beladen. Die radiale Zonung wird über den Einsatz unterschiedlicher Mengen abbrennbaren Giftes erreicht. Insgesamt werden im Erstcore nur vier Brennstoffsticks und vier Giftsticks benötigt, um die erforderliche Zonung zu realisieren.

Beim Einbrennen in die Gleichgewichtsphase zeigen sich keine Schwierigkeiten.

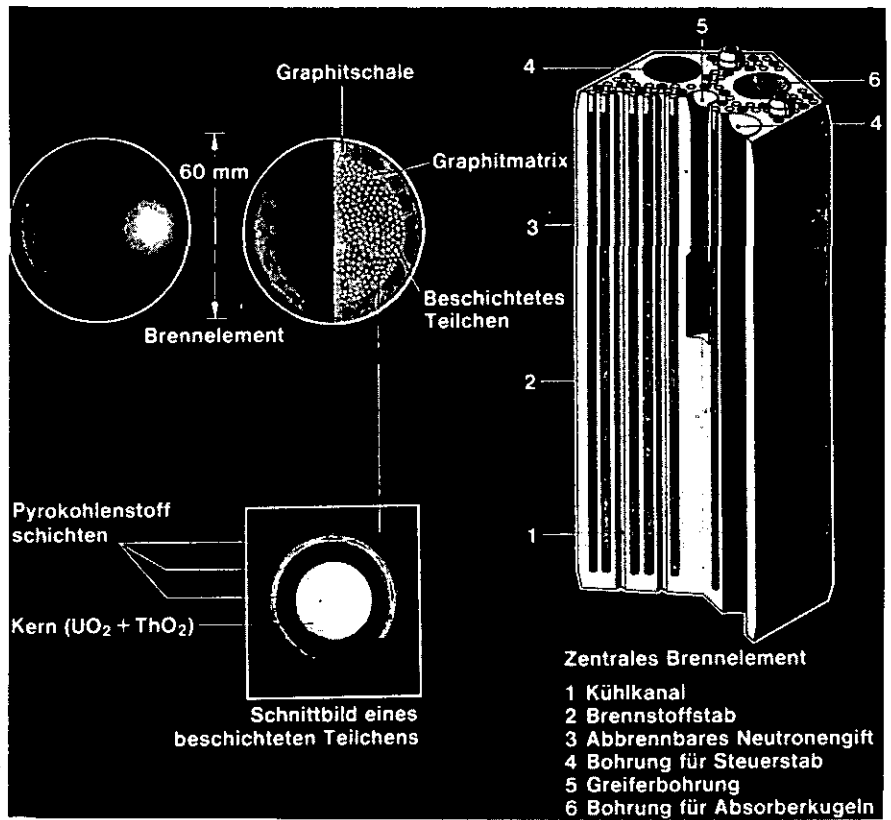


ABB. 1/3-1: HTR-Brennelemente

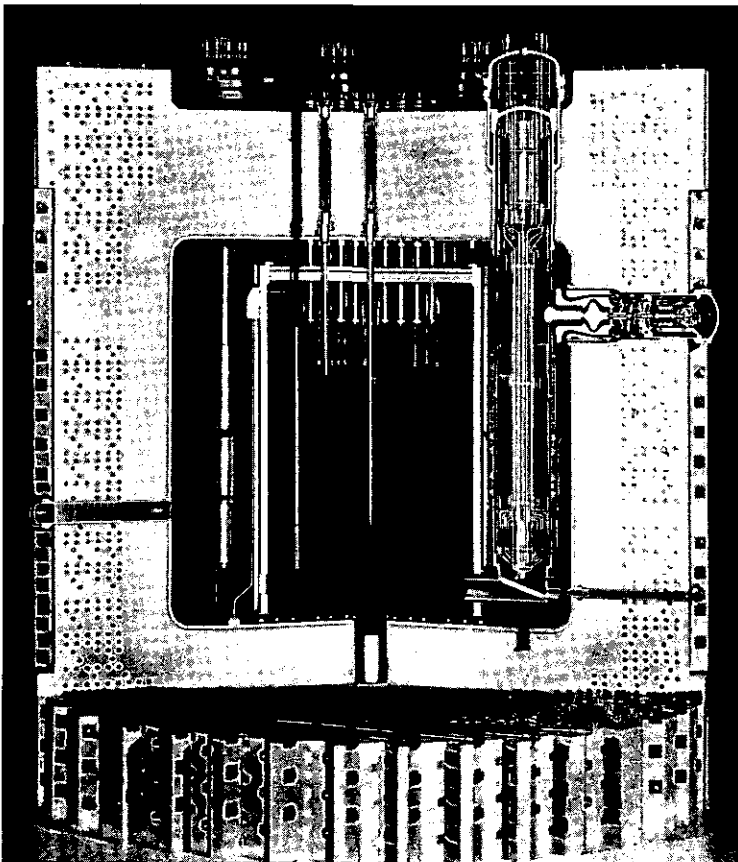


ABB. 1/3-2:

Schnittdarstellung eines THTR-Druckbehälters

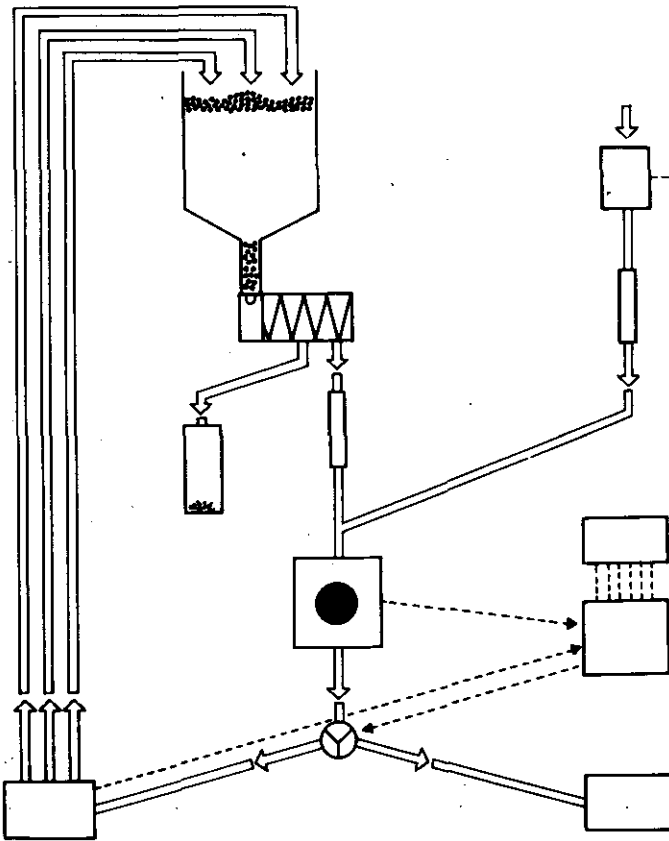


ABB. 1/3-3: THTR-Beschickungsanlage

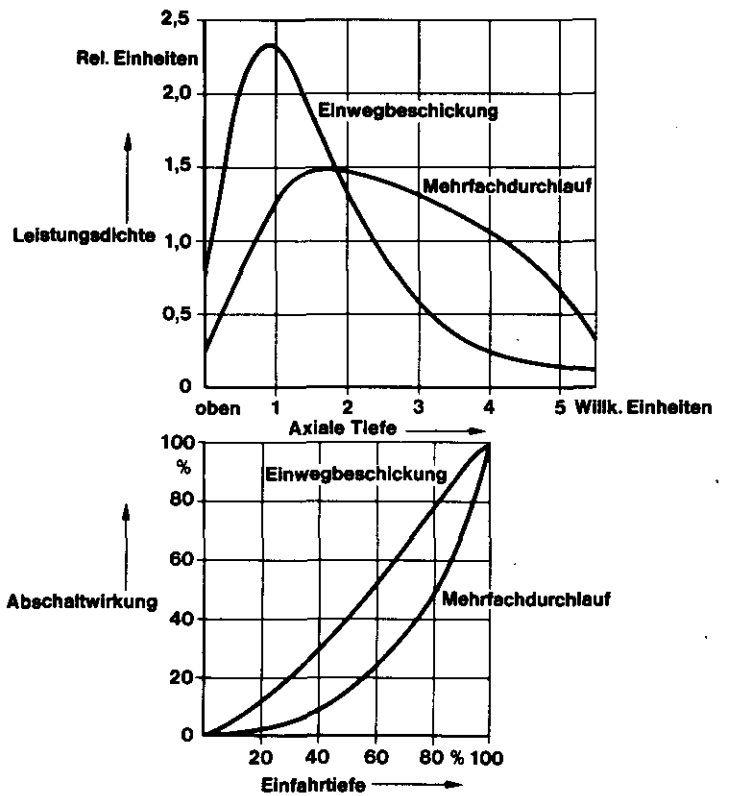


ABB. 1/3-4: Leistungsverteilung und S-Kurven beim Kugelhaufenreaktor, Mehrfachdurchlauf und Einwegbeschickung

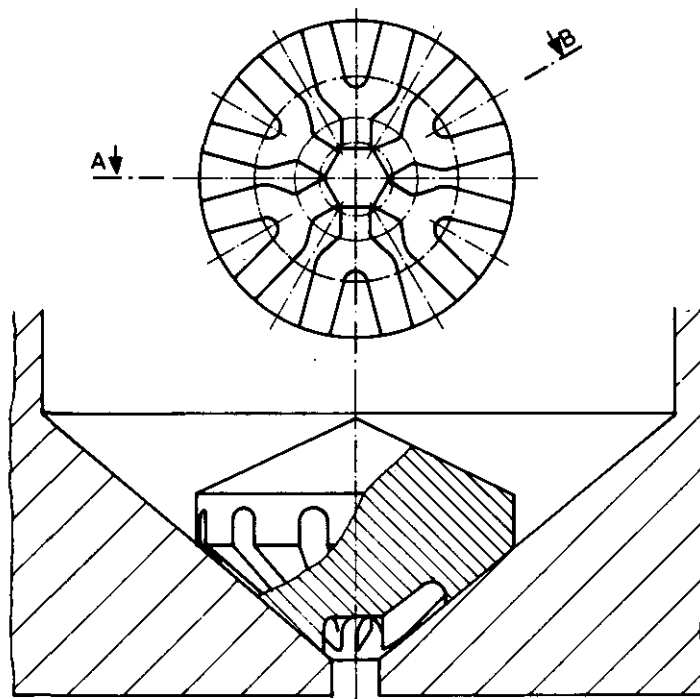


ABB. 1/3-5: Fließkegel

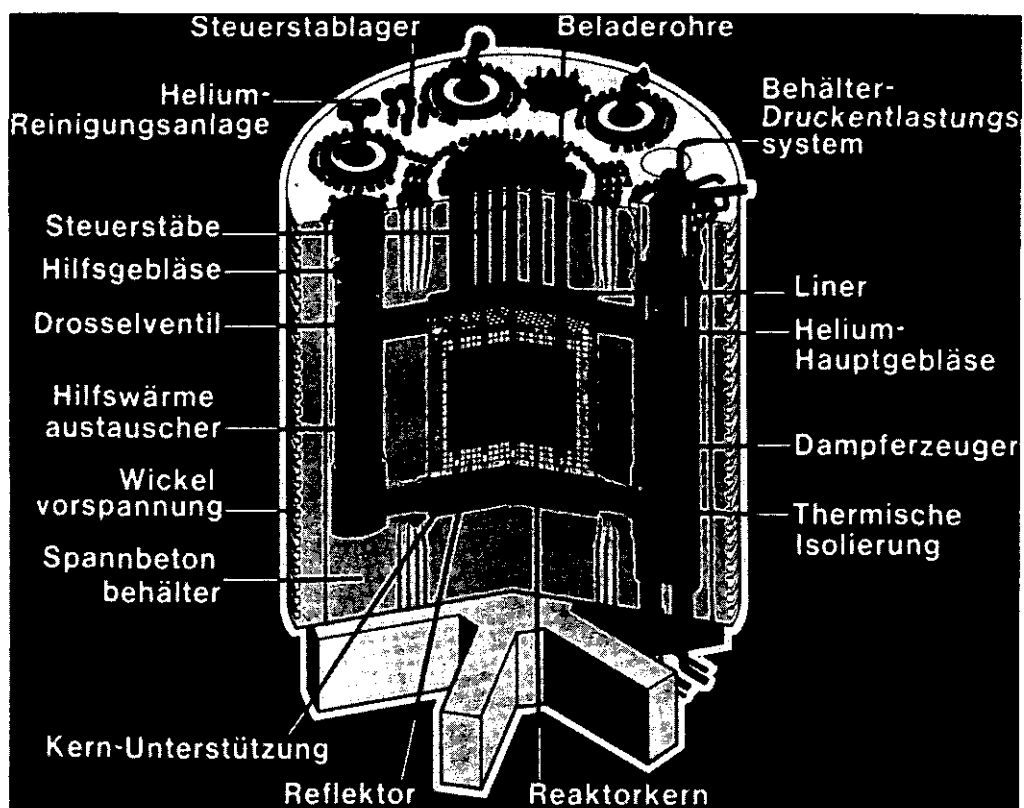


ABB. 1/3-6: Hochtemperaturreaktor

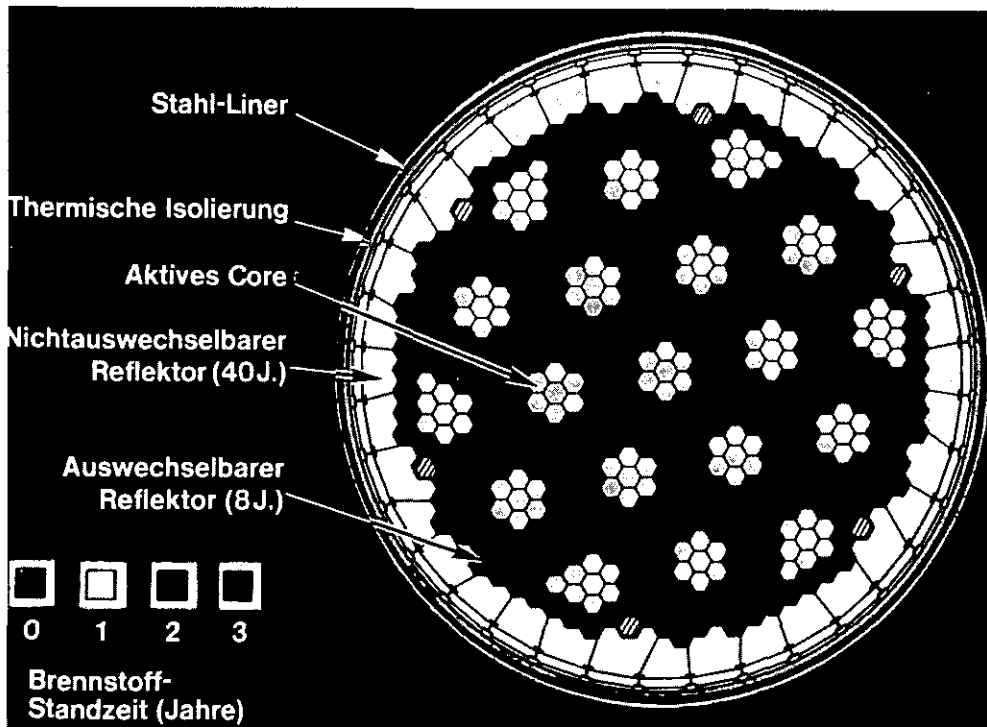


ABB. 1/3-7: 300 MWth-Core; Querschnitt

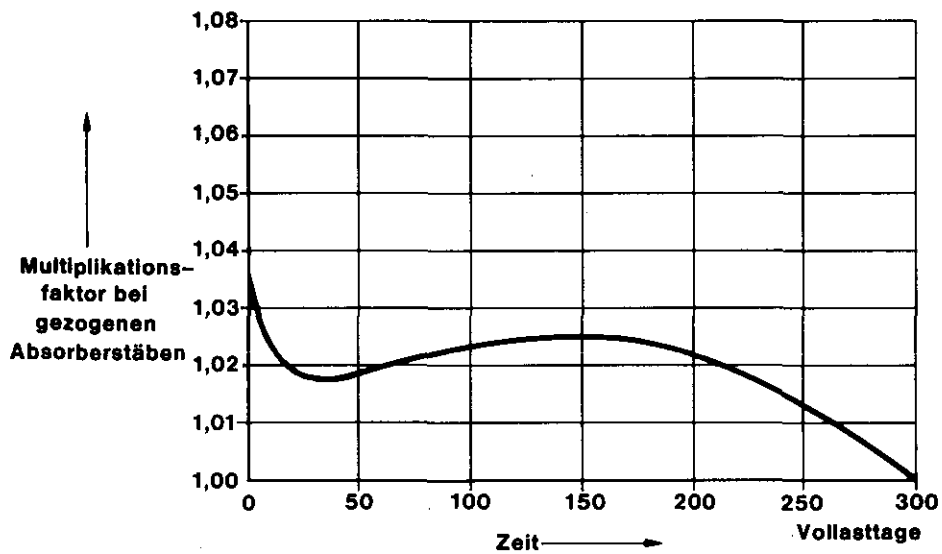


ABB. 1/3-8: Verlauf der Überschussreaktivität über einem Abbrandzyklus

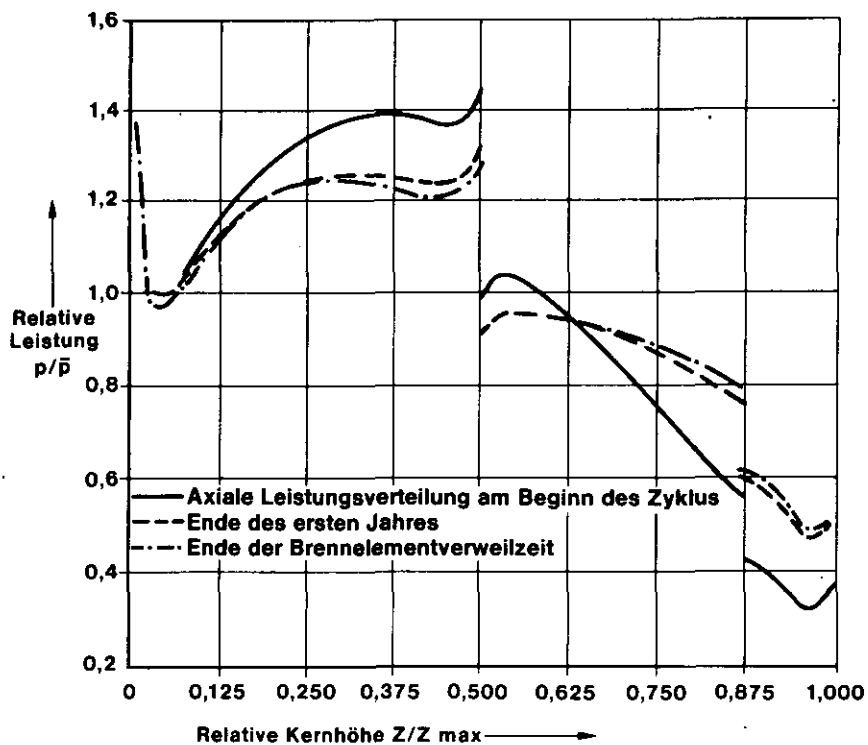


ABB. 1/3-9:

Axiale Leistungsverteilung bei verschiedenen Abbrandzuständen

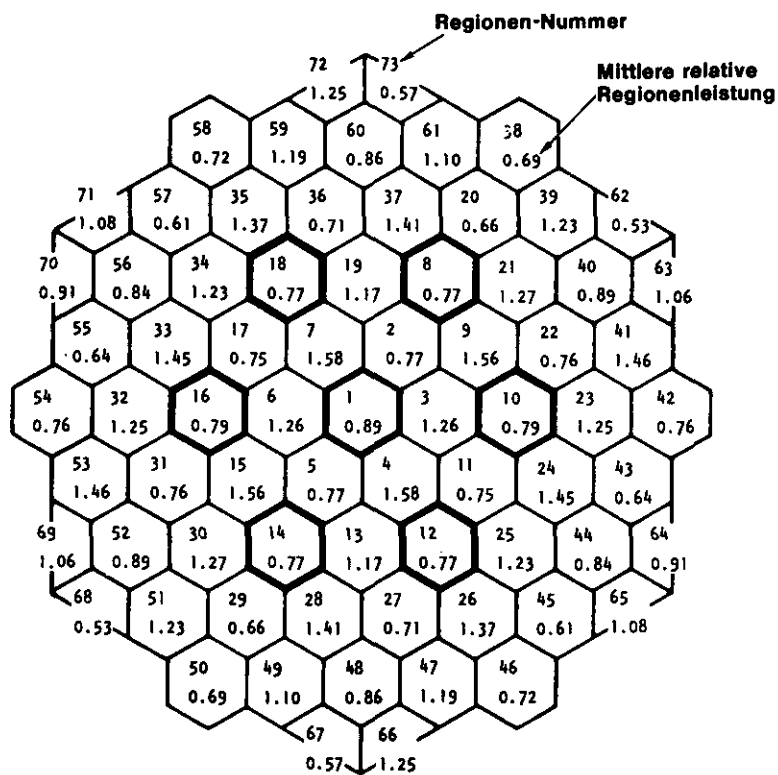


ABB. 1/3-10:

Relative Regionalleistungen (MDZ)

DAS KERNKRAFTWERK KALKAR

M. Köhler
INTERATOM
Internationale Atomreaktorbau GmbH
Bensberg

Einleitung

Das zur Zeit in Kalkar am Niederrhein im Bau befindliche Kernkraftwerk, bekannt als das Projekt SNR 300, gehört zur Gruppe der Prototypkraftwerke der 300 MWe Leistungsklasse mit einem Schnellen Natriumgekühlten Reaktor, die mit gewissen Zeitunterschieden in allen großen Industrieländern errichtet werden. Die folgenden Ausführungen bilden die Grundlage für das Verständnis der wesentlichen Charakteristika dieser Baulinie, das bei der Behandlung der Brennelementauslegung notwendig ist. Sie konzentrieren sich daher auf die Natriumeigenschaften und die Auslegung des Wärmeübertragungssystems, den Reaktortank und die Brennelement-Handhabung sowie auf die Organisation und den Stand des Projektes.

Die Natriumeigenschaften und die Auslegung des Wärmeübertragungssystems

In Tabelle 1 sind wesentliche Eigenschaften von Natrium und die hierdurch bedingten Auslegungskonsequenzen auf die Anlage zusammengestellt. Die Zusammenstellung dieser Eigenschaften zeigt, daß Natrium eine Reihe sehr positiver Eigenschaften besitzt, die erst den Bau wirkungsvoller Brüter ermöglichen und zum anderen eine Reihe negativer Eigenschaften hat, die allerdings durch heute technisch realisierbare Auslegungsmaßnahmen kompensiert werden können, so daß man eine der heutigen modernen Kraftwerkstechnik entsprechende Anlage mit den notwendigen Betriebs- und Sicherheitseigenschaften bauen kann.

Das Wärmeübertragungssystem des SNR 300 ist in Abb. 1 in sehr vereinfachter Weise dargestellt. Auf der linken Seite der Abbildung befindet sich das Schema des Primärsystems mit Reaktortank, Pumpen und Zwischenwärmetauschern, in der Mitte das Schema des nicht aktiven Sekundärsystems mit Pumpen und Dampferzeugern sowie auf der rechten Seite das Schema des konventionellen Wasser-Dampf-Systems. Für das Primärsystem Schneller Natriumgekühlter Reaktoren gibt es verschiedene Anordnungen. Beim SNR 300 wurde das sogenannte Loop-System, d.h. getrennte Primärkreise, gewählt.

Tabelle 2 zeigt die wesentlichen Auslegungsmerkmale der Haupt-Wärmeübertragungssysteme.

Der Reaktortank und die Brennelement-Handhabung

Die Abb. 2 zeigt den Aufbau des Reaktortanksystems. Der Reaktortank ist ein zylindrischer Behälter von etwa 7 m Durchmesser und 14 m Höhe. Das Natriumsystem hat im Reaktortank und in den Pumpen eine freie Oberfläche, die mit einem Gasdruck, der nur etwas oberhalb des Atmosphärendrucks liegt, abgedeckt ist. Die Eintrittsleitungen durchdringen die Reaktortankwand oberhalb des Natriumspiegels. Es sind drei Stück auf dem Umfang angeordnet. Die Leitungen sind innerhalb des Tanks nach unten geführt und münden in einen Sammelbehälter, von dem aus das Natrium durch den Kern strömt, wo es aufgeheizt wird. Der obere Sammelraum wird gebildet von einer inneren Druckumschließung (Schildtank). Durch die Perforation des Schildtanks strömt das Natrium in einen Ringraum, von dem aus die drei Austrittsleitungen abgehen. Die innere Druckaufschließung hat eine wesentliche sicherheitstechnische Funktion. Sie bildet einen Schutz bei den zur Zeit aus Prototypgründen hypothetischerweise angenommenen nuklearen Kernexkursionen.

Unabhängig von allen Wärmeabführungssystemen besitzt der Reaktortank noch ein eingehängtes Notkühlsystem aus sechs Tauchkühlern, die in dem Ringspalt angeordnet sind. Die Nachwärme des Reaktorkerns im abgeschalteten Zustand kann hiermit über einen Luftkühler an die Außenluft abgegeben werden.

Abgeschlossen ist der Reaktortank durch ein Drehdeckelsystem, das aus Abschirmgründen und thermischen Gründen aus einer Reflektorschicht, einer Basaltabschirmung und einer oberen Stahlgußtragplatte besteht.

Abb. 3 zeigt den Kernaufbau, der dadurch gekennzeichnet ist, daß auf einer unteren Gitterplatte die Brenn- und Brutelemente stehen und der Kern von einem äußeren Kernmantel umgeben ist. Der Kernaufbau beim SNR wird dadurch erschwert, daß die Brennelemente sich infolge des strahlungsinduzierten Stahlschwellens biegen. Diese Verbiegung kann nicht toleriert werden, daher ist der äußere Mantel um den Kern so gestaltet, daß er durch ein passives, wegkontrolliertes System die Verformungen und Kräfte des Kerns begrenzt. Dies erfolgt dadurch, daß der Kernmantel im Gegensatz zu dem gesamten übrigen System zum Kernaufbau selbst aus einem ferritischen Stahl hergestellt ist, so daß bei Aufheizen wegen der geringeren Wärmedehnung des Ferrits der Kernverband geschlossen und bei Handhabungszustand wiederum etwas entspannt wird. Beaufschlagt wird der Kern von verschiedenen Plenas. Das Natrium tritt mit dem Druck des unteren Plenums (ca. 5 bar) in die Brutelementfüße ein, die durch eine hydraulische Niederhaltung in der Gitterplatte festgehalten werden. Die Steuerstäbe und die Brutelemente werden von einem Mitteldruckplenum, das sich innerhalb der Gitterplatte befindet, gespeist. In diesem Plenum herrscht ein Druck von ca. 1 bar. Die Drosseln, die die Kühlmittelzuführung in dieses Plenum bestimmen, können ausgewechselt werden.

Das Schema der Handhabung bestrahlter Elemente ist in Abb. 4 dargestellt.

Die Handhabung im Reaktortank wird mit zwei Maschinen durchgeführt. Dies ist einmal eine Umsetzvorrichtung, welche alle Elemente aus dem Reaktorkern entnimmt und sie in eine äußere Umsetzposition setzt, von wo aus sie dann in natriumgefüllten Büchsen mit einer Wechselmaschine heraustransportiert werden. Die Umsetzvorrichtung ist eine ganz einfache Hub-Zug-Maschine mit gerader Führung. Für den SNR wurde ein Dreifach-Drehdeckelsystem gewählt, das es erlaubt, jede Position der Brenn- und Brutzone direkt anzufahren. Dies ist ein wesentlicher Gesichtspunkt für natriumgekühlte Reaktoren. Die Brennelementverbiegung führt dazu, daß nur gewisse Entspannungen des Kerns zugelassen werden können, damit sich die Köpfe der Brennelemente immer noch innerhalb eines bestimmten Toleranzbereiches ihrer spezifizierten Position befinden. Dies bedeutet, daß nach einer bestimmten Betriebszeit der Anlage ständig ein Kraftschluß zwischen den Elementen besteht und man sowohl das Einsetzen als auch das Ziehen der Elemente mit bestimmten Kräften durchführen muß. Umfangreiche Experimente und Rechnungen haben gezeigt, daß diese Kräfte bei max. 6000 N liegen werden. Die Elemente haben beim Ziehen eine Nachwärmeleistung von etwa 12 kW. Mit dem natriumgefüllten Kanister werden sie in das Natriumlager eingesetzt. Je nach Anforderung und Möglichkeiten der

Wiederaufbereitungsanlage kann eine weitere Zwischenlagerung in einem Gaslager erfolgen, in das die Elemente nach Abklingen bis auf ca. 2 kW eingesetzt werden können. In einer Beobachtungszelle können die äußeren Konturen der Elemente vermessen werden, und zwar einmal auf grobe Art nach kurzer Zeit ungewaschen bei einer Elementleistung von etwa 8 kW und eine etwas genauere Vermessung und Beobachtung der Oberflächen nach dem Waschen und einer weiteren Abklingzeit bei einer Leistung von 1,5 kW. Nach einer bestimmten Abklingzeit werden die Elemente dann in einer Station verpackt und in einen Transportbehälter, der 12 Elemente aufnimmt, zur Wiederaufbereitungsanlage verschickt.

Die Organisation und der Stand des Projektes

Die Organisation des SNR-Projektes ist gekennzeichnet durch die internationale Zusammenarbeit. Es wird von der Bundesrepublik Deutschland, dem Königreich der Niederlande und dem Königreich Belgien gemeinsam finanziert. Entsprechend der Finanzierung ist also die Vergabe der Aufträge in den einzelnen Ländern. Gebaut wird der SNR 300 in Kalkar am Niederrhein, nahe der holländischen Grenze. Die Abb. 5 zeigt eine Architekturskizze des Kraftwerkes, projiziert auf die Landkarte der beteiligten Länder, sowie die beteiligten Firmen.

Entsprechend der Tradition des RWE, das auf der EVU-Seite den wesentlichen Partner abgibt, gibt es drei getrennte Aufträge für das Kraftwerk. Einmal den Anlagenauftrag an die INB (Internationale Natriumbrutreaktor-Gesellschaft), an der INTERATOM mit 70 %, Belgonucléaire in Brüssel mit 30 % und Neratoom in Den Haag mit ebenfalls 30 % beteiligt ist. Der zweite Auftrag bezieht sich auf das Bauwerk selbst. Auch hier gibt es eine Arbeitsgemeinschaft aus drei Gruppierungen; federführend Hoch-Tief mit 70 %, dann eine holländische Baugesellschaft mit 15 % und eine belgische Baugesellschaft mit ebenfalls 15 %. Der Brennelementvertrag ging ebenfalls an die INB, wobei hier INTERATOM, Belgonucléaire und die Reaktor-Brennelement-Union die Hauptlieferanten sind.

Der zeitliche Ablauf des SNR-Projektes ist in Abb. 6 dargestellt. Die Entwicklungsarbeiten begannen etwa 1960 im Kernforschungszentrum Karlsruhe. Sie führten dann ab 1966 zu einer industriellen Bearbeitung des Projektes und seit Mitte 1973 zu aktuellen Bauarbeiten in Kalkar. Die erste Kritikalität wird nach heutigen Plänen 1979 erreicht sein.

Auf der Abb. 7 ist der aktuelle Stand der Bauarbeiten etwa Anfang September 1974 in Kalkar dargestellt. Das Bild gibt einen Gesamtüberblick über das Reaktorgebäude.

Die Abb. 8 zeigt den Reaktortank in der Fertigung. Die Fertigung wird bei der Firma Vöest in Linz durchgeführt. Das Bild zeigt den unteren Boden des Reaktortanks nach dem Zusammenbau.

Tabelle 1

Natrium-Eigenschaften	Auslegungs-Konsequenzen
Ist zwischen 100 und 900 °C flüssig bei Atmosphärendruck.	Ermöglicht drucklose Systeme bei Dampfzuständen und Wirkungsgraden wie bei fossilbeheizten Kraftwerken, erfordert Beheizung der Na-Systeme.
Hat sehr gute Wärmeübertragungseigenschaften bei 1/3 der Wärmekapazität von Wasser.	Erlaubt hohe Leistungsdichten im Kern, erfordert hohe Aufwärmespannen, Auslegung gegen Temperaturschocks!
Hat sehr geringe Neutronenmoderation.	Ermöglicht Kernauslegung mit hoher Bruterate.
Ist bei relativ großer Reinheit, insbesondere geringem Oxidgehalt, wenig korrosiv.	Erfordert Kontrolle der Verunreinigungen durch Reinigungssysteme.
Reagiert exotherm mit dem Sauerstoff in Wasser und Luft.	Erfordert Inertisierung der Primäranlagenräume und Druckentlastungssysteme für die Dampferzeuger.
Bildet unter Neutronenbestrahlung die radioaktiven Isotope Na-24 (Halbwertszeit 15,4 h) und Na-22 (Halbwertszeit 2,6 a).	Erschwert die Zugänglichkeit, erfordert möglichst wartungsfreies und abgeschirmtes Primärsystem und Anordnung eines Natriumzwischenkreislaufs.
Steht in großen Mengen für ca. 2 DM/kg zur Verfügung.	Kein wesentlicher Einfluß auf Anlagekosten.
Ist undurchsichtig.	Erschwert Handhabung und Inspektion.

Tabelle 2Primärnatrium-Kreisläufe

Abzuführende Wärmeleistung	762 MW
Na-Temperaturen	377 - 546 °C
Durchsatz / Druckverlust	3500 kg/s / 12 bar
Kreisläufe	3 (Loop-Typ), NW 550, 1.4948
Pumpen	1 pro Kreis, 2400 kW Kreiselpumpe, einstufig, vertikal
Zwischenwärmetauscher	3 pro Kreis, 400 m ² , Gegenstrom, Geradrohr, stehend

Sekundärnatrium-Kreisläufe

Na-Temperaturen	340 - 525 °C
Durchsatz / Druckverlust	3250 kg/s / 7 bar
Kreisläufe	3, NW 550 / NW 300
Pumpen	1 pro Kreis, 1600 kW
Verdampfer	3 pro Kreis, ca. 240 m ² , 1.6770 Gegenstrom, stehend (6 Geradrohr, 3 Wendelrohr)
Überhitzer	3 pro Kreis, ca. 180 m ² , 1.6770 (Bauart wie Verdampfer)

Wasser-Dampf-Kreislauf

Frischdampf	346 kg/s, 165 bar, 495 °C
Turbosatz	einwellig (HD einflutig, MD und ND doppelflutig)
Brutto Leistung / Wirkungsgrad	327 MWe / 43 %

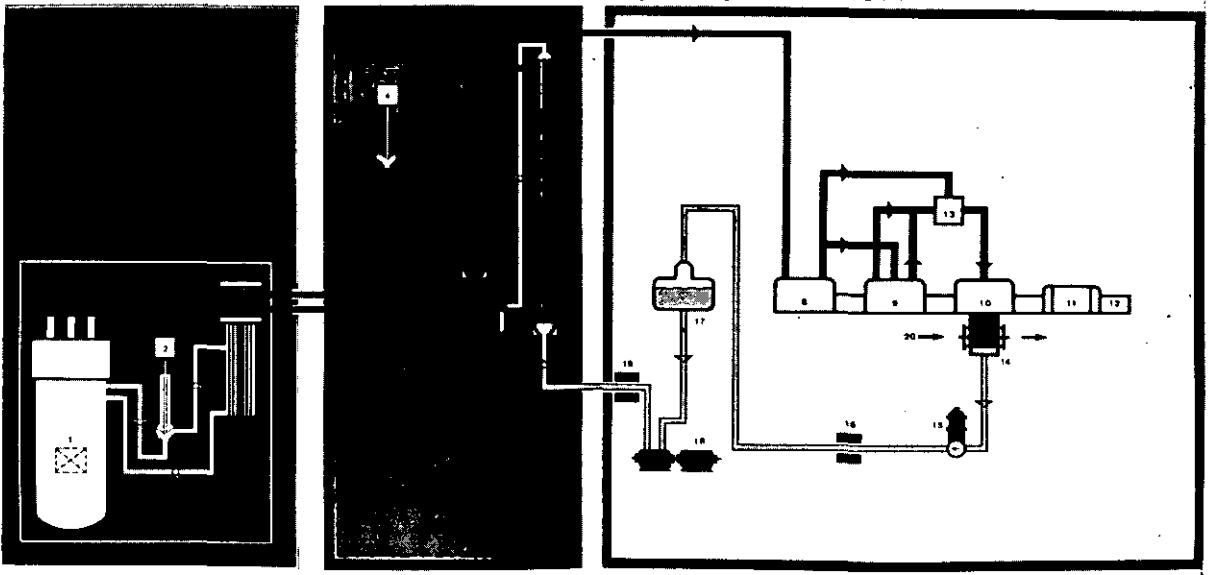


ABB. 1/4-1: Wärmeübertragungssystem

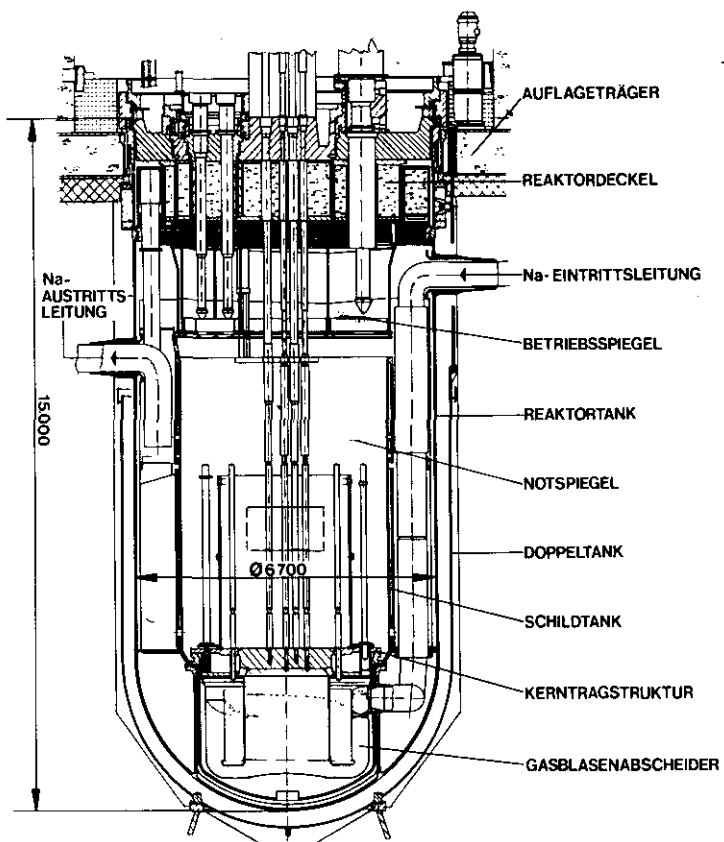


ABB. 1/4-2:
Reaktortanksystem

ABB. 1/4-3:

Kernaufbau

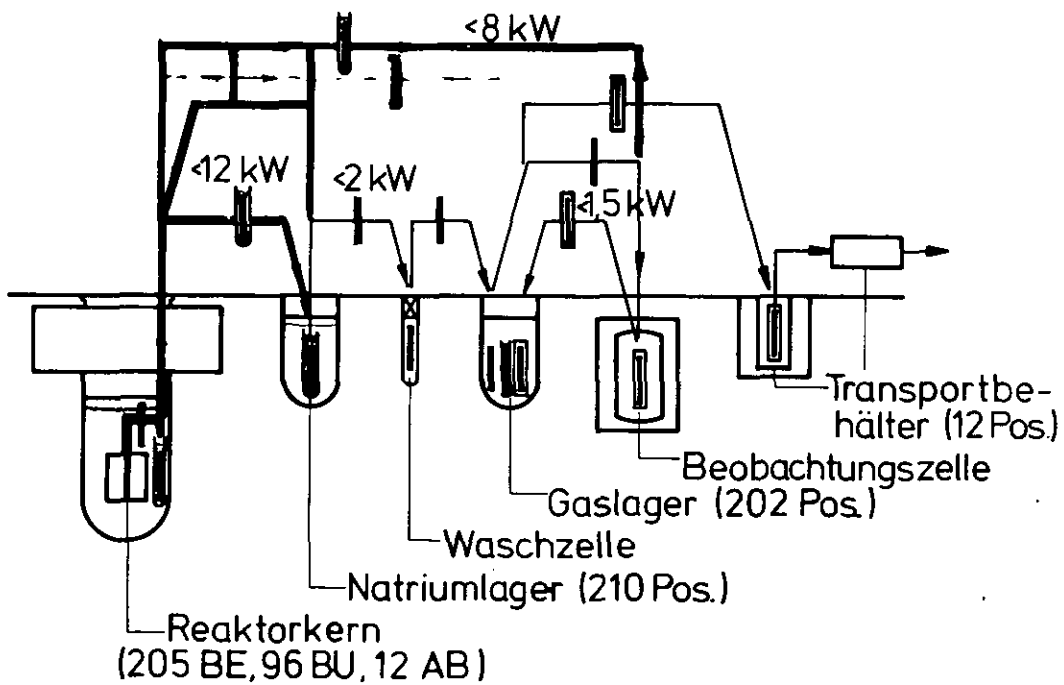
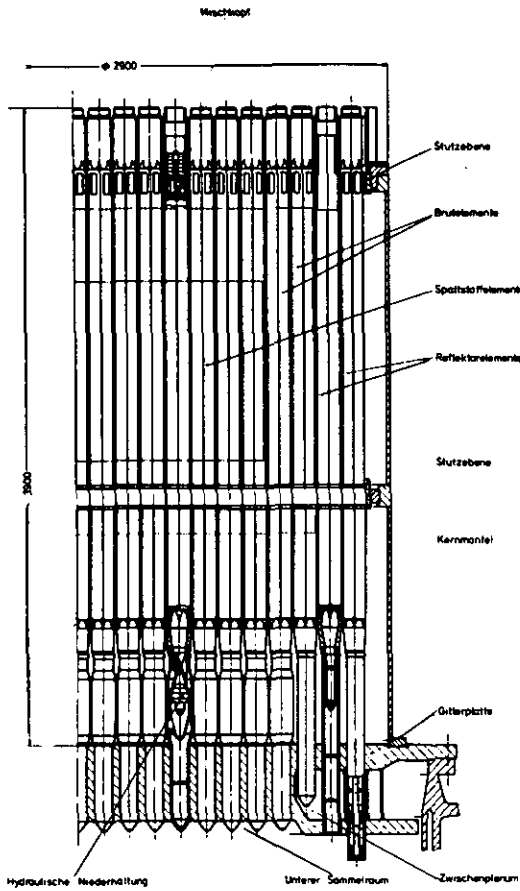


ABB. 1/4-4: Handhabung bestrahlter Elemente

Das Projekt SNR 300 Internationale Zusammenarbeit

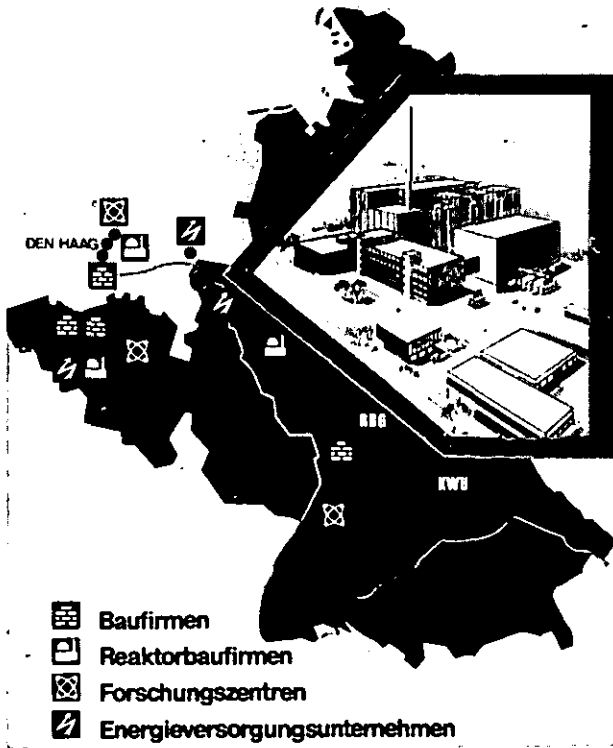


ABB. 1/4-5:

Das Projekt SNR 300

Internationale Zusammenarbeit

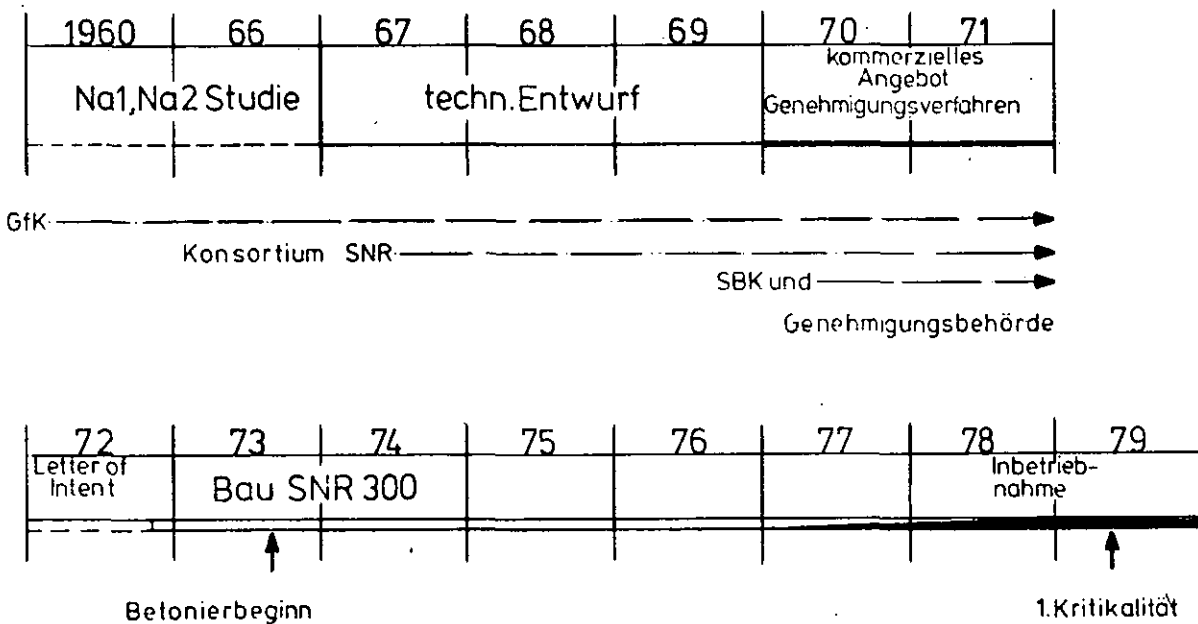


ABB. 1/4-6: Zeitplan SNR 300

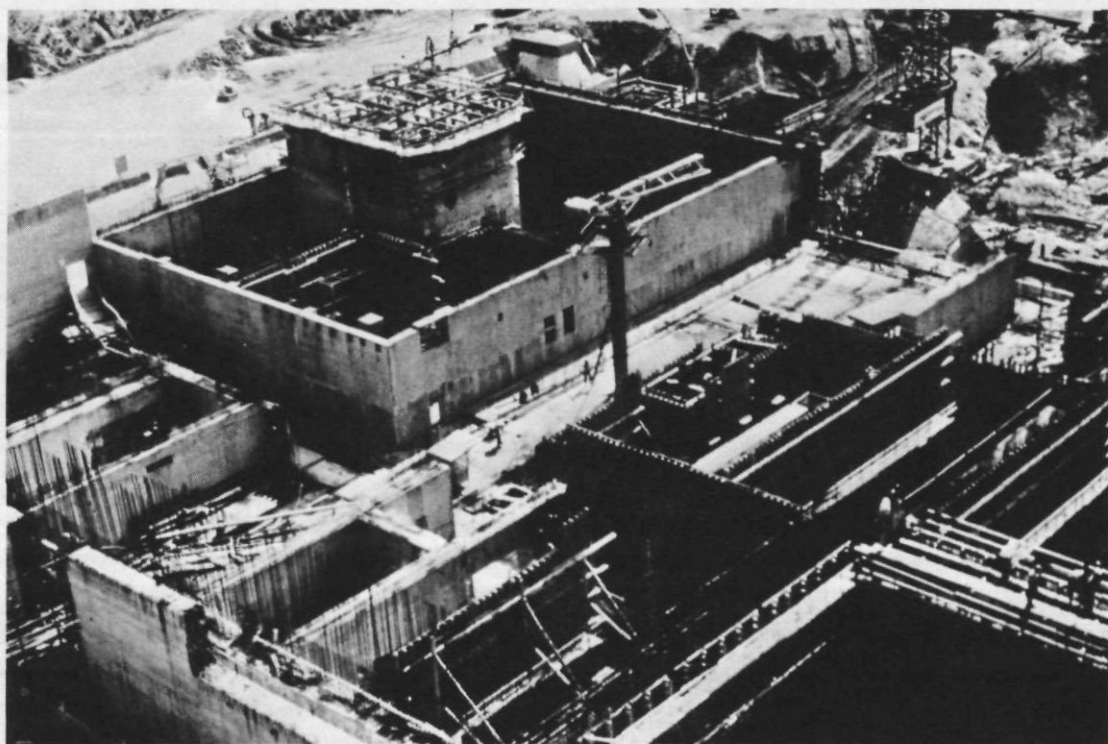


ABB. 1/4-7: Stand der Bauarbeiten; September 1974

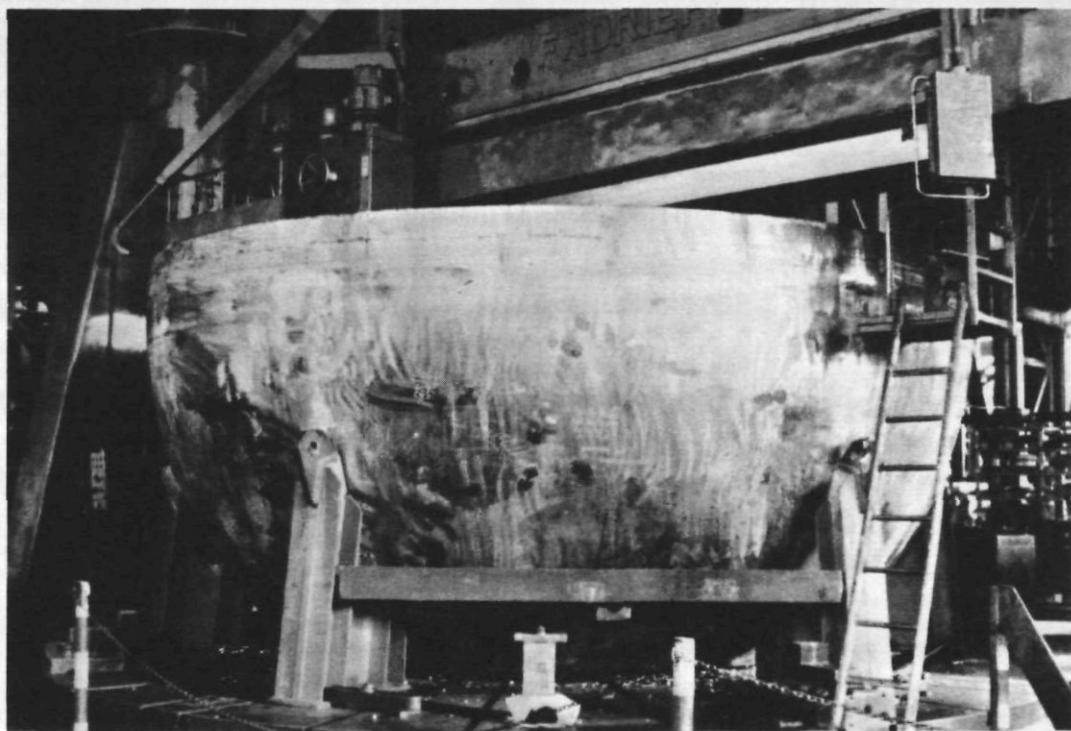


ABB. 1/4-8: Tankfertigung

DAS KONZEPT DES
1000 MWE HELIUMGEKÜHLTEN SCHNELLEN BRUTREAKTORS
GSB

C.A. Goetzmann
Kraftwerk-Union Erlangen
Erlangen

Einleitung

Lassen Sie mich, meine Damen und Herren, Sie mit einem Zitat zum Thema Gasbrüter führen. Professor BETHE faßte die Ergebnisse des Cornell Workshop über die zukünftige Energiesituation in den USA u.a. wie folgt zusammen:

"If we do not have a good breeder or fusion, the problem of uranium ore supplies may become serious in twenty or thirty years. High-grade uranium ores in the US are being rapidly depleted. Medium grade ores are not well explored. Eventually we may have to fall back on low-grade ores. The urgency of developing breeder reactors with short doubling times is obvious" /1/.

Nehmen wir diese Mahnung ernst - wie wir es sollten -, dann dürfen wir am Konzept des Gasbrüters nicht vorbeigehen. Denn von allen bekannten Brüterkonzepten weist es den höchsten Brutgewinn und, bei entsprechender Auslegung, die kürzeste Verdopplungszeit mit dem bisher bevorzugten oxidischen Brennstoff auf. Dies ist die direkte Konsequenz der geringen Wechselwirkung zwischen den im Reaktor erzeugten Neutronen und dem Kühlmittel Helium. Die wichtigsten weiteren Gründe für die Wahl von Helium als Kühlmittel liegen in der Tatsache,

- daß Helium praktisch nicht aktiviert wird,
- daß Helium chemisch inert, also ein relativ problemloses Kühlmittel ist und

- daß Helium unter Reaktorbedingungen nur in einer Phase vorkommt, so daß plötzlich auftretende Veränderungen der Wärmeabfuhrbedingungen aus dem Kern mit den resultierenden Problemen nicht auftreten können.

Diese Gründe sind Ihnen alle bekannt. Wie wir, das heißt die KWU, in den beiden Forschungszentren Jülich und Karlsruhe und - vor allem auch - bei General Atomic in den USA, mit der wir durch Zusammenarbeitsverträge verbunden sind, die sich mit der Verwendung von Helium als Brutreaktorkühlmittel ergebenden Nachteile auszugleichen gedenken, möchte ich im nachfolgenden Hauptteil meines Vortrag erläutern. Diese Nachteile bestehen zusammengefaßt darin,

- daß der Kühlmitteldruck vergleichsweise hoch ist,
- daß eine relativ hohe Pumpleistung aufgebracht werden muß,
- daß nach einem Druckverlustunfall praktisch keine nennenswerte Naturzirkulation im Primärkreislauf vorhanden ist, und
- daß schließlich der bisher speziell für den Gasbrüter betriebene Entwicklungsaufwand klein ist gegenüber demjenigen für vergleichbare andere Konzepte.

Auswahl des Systemkonzeptes ⁺⁾

Beginnen wir mit diesem letzten Punkt. Um die noch notwendigen Entwicklungsarbeiten sowohl zeitlich als auch kostenmäßig zu beschränken, verfolgen wir ein konservatives Gasbrüterkonzept, welches sich bei der Brennelemententwicklung soweit wie möglich auf die Entwicklungen für den Natriumbrüter abstützt, und welches sich - in der Zielsetzung entsprechend - in der Anlagentechnik auf die HTR-Entwicklung bezieht. Bei Beachtung dieses Grundsatzes scheiden gewisse potentiell attraktive GSB-Konzepte vorerst aus, wie z.B. der von der GBRA in Brüssel u.a. vorgeschlagene Gasbrüter mit Coated Particles oder die in der Sowjet Union untersuchten Konzepte mit extrem hoher spezifischer Spaltstoffbelastung und den daraus resultierenden außerordentlich kurzen Verdopplungszeiten.

⁺⁾ Auf das Brennelementkonzept und die dazu durchgeführten Arbeiten wird in gesonderten Vorträgen dieser Veranstaltung eingegangen werden.

Die Schwerpunkte der in den letzten 3 Jahren in der BRD durchgeführten Arbeiten betrafen vor allem die Vorbereitung von GSB-spezifischen Bestrahlungsexperimenten, die Erstellung eines Referenzentwurfs für ein 1000 MWe Gasbrüterkraftwerk, sowie die Analyse wichtiger Sicherheitsprobleme.

Daten des ausgewählten Konzepts

Die gewählte Anlehnung an den HTR wird aus Abb. 1 deutlich. Wie bei diesem basiert unser Konzept auf einem voll in einen Spannbetonbehälter integrierten nuklearen Dampferzeugungssystem. Um die Reaktorkaverne sind acht Hauptloops in individuellen Pods angeordnet. In weiteren Pods sind vier Hilfsloops als Backup zum Hauptkühlsystem vorgesehen.

Das Kühlmittel durchströmt den an seinem oberen Ende fest eingespannten Kern von oben nach unten. Diese Kernanordnung wurde gewählt, um zu gewährleisten, daß bei einem extremen Störfall wie "Schmelzen in einzelnen Brennelementen" die Schmelzfragmente in den völlig freien Raum unter dem Kern fallen können. Die gewählte Kernanordnung bedingt eine Beladung von unten durch die gezeigten Beladeöffnungen. Die Befestigung der Brennelemente und der Regelstäbe sowie deren Antriebe erfolgt in Standrohren in der Decke des Spannbetonbehälters.

Da aus Sicherheitsgründen eine Aufwärtsverdampfung im Verdampferenteil des Dampferzeugers bevorzugt wird, wird das Heißgas nach Durchströmen des Nachüberhitzerbündels im Zentrum des gewickelten Verdampfers nach oben und dann durch dessen Bündel nach unten geführt. Durch den Außenspalt gelangt es an den einstufigen Axialkompressor, von wo aus es verdichtet dem Kern wieder zugeführt wird. Jedem Loop ist also ein Gebläse zugeordnet, welches durch den Dampf des zugehörigen Dampferzeugers angetrieben wird. Diese Antriebsart gewährt ein hohes Maß an inhärenter Sicherheit, da auf eine externe Quelle für die Ummwälzenergie verzichtet werden kann. Aus Gründen der Diversität wird die Gasummwälzung in den Hilfsloops durch elektrisch betriebene Radialgebläse vorgenommen. Die Außendimensionen des SBB sind trotz des wesentlich höheren Druckes von 120 at vergleichbar mit denjenigen eines grossen HTR, da beim GSB die Corekaverne einen nennenswert geringeren Durchmesser als bei diesem besitzt.

Abb. 2 zeigt den prinzipiellen Wärmeschaltplan des GSB. Ich beschränke mich im wesentlichen auf drei Teilsysteme:

1. das normale Sekundärsystem mit Speisewasserbehälter, Verdampfer, Gebläseantriebsturbine, Nachüberhitzer, Hauptturbine,
2. das Hilfskesselsystem, welches die Dampfversorgung für die Gebläse sicherstellt, wenn die Nachwärmeleistung des Kerns nicht mehr ausreicht, Dampf von genügender Qualität für die Gebläse zu liefern und
3. das unabhängige Hilfsloopsystem als Back-up zu dem Hauptloop-system.

Das gesamte nukleare Dampferzeugungssystem ist samt der notwendigen Hilfsanlagen in einem Doppelcontainment untergebracht, welches in Anlehnung an Entwicklungen für den DWR konzipiert worden ist (Abb. 3).

Lassen Sie mich nun zu den Hauptauslegungsdaten für den GSB kommen. Charakteristisch für große GSB-Cores ist der weite zur Verfügung stehende Auslegungsspielraum. Abb. 4 zeigt eine Zusammenfassung der wichtigsten Ergebnisse von zahlreichen Parameterstudien, die unter Festhaltung gewisser Grundgrößen durchgeführt worden sind. Die beiden wichtigsten festgehaltenen Grundgrößen sind:

- eine maximale Heistellentemperatur von 700 °C in der Mitte der Hüllrohrwand und
- eine maximale lineare Stableistung von 492 W/cm.

Das wichtigste Resultat aus diesen Rechnungen ist dieses, daß auch mit dem GSB hohe spezifische Spaltstoffbelastungen, z.B. 1,3 MWth/kgsp bei 16 % mittlerer Anreicherung für einen 1000 MWe Reaktor verwirklicht werden können, sollte dies bei der Markteinführung von Bedeutung sein.

Aus unserer nun schon einige Jahre alten Referenzauslegung wurden die in Abb. 5 dargestellten Parameter ausgewählt. Aus dieser Tabelle möchte ich hervorheben

- die lineare Verdopplungszeit von 11,8 Jahren,
- die niedrige mittlere Anreicherung von 12,5 % mit dem daraus resultierenden niedrigen Abbrandhub von 1,6 \$ per Zyklus des im Dreierhyth-

mus betriebenen Kerns,

- das vergleichsweise niedrige Rating von 0,78 mit dem resultierenden günstigen Stabdurchmesser und der Standzeit von 2,1 Vollastjahren sowie
- den Nettowirkungsgrad des Kraftwerks von 37 % bei Verwendung von Naßkühlung.

Nicht gezeigt, aber doch zu erwähnen für das Verständnis des Wirkungsgrades ist die Pumpleistung von knapp 140 MW.

Meine Damen und Herren, die Antwort bezüglich drei der erwähnten Nachteile lautet:

1. Abstützung auf Natriumbrüter- und HTR-Entwicklung.
2. Die Integration des Primärsystems in einen Spannbetonbehälter ermöglicht die Anwendung eines hohen Systemdrucks.
3. Die notwendige hohe Pumpleistung kann mit Hilfe von kompakten dampfgetriebenen Axialverdichtern aufgebracht werden.

Sicherheitsfragen

Die vierte Frage ist noch unbeantwortet. Sie bezieht sich auf die Sicherstellung der Wärmeabfuhr nach einem Druckverlustunfall und führt uns direkt zu dem für den GSB wichtigen Bereich von Kühlungsstörungen, denn der andere große Bereich der Reaktivitätsstörfälle spielt eine vergleichsweise untergeordnete Rolle. Untergeordnet deshalb, weil beim GSB keine raschen, den Reaktor in einen promptkritischen Zustand bringenden Störungen möglich sind.

Die den Abbrandhub kompensierenden Regelstäbe haben individuelle Reaktivitätswerte, die unter einem Dollar liegen. Lokale Kühlstörungen können wegen des verwendeten Kühlmittels nicht zu steilen und hohen positiven Rampen führen. Das denkbare Eindringen von Dampf in den Primärkreislauf führt zu einer Reaktivitätsabnahme. Der maximal mögliche Kühlmittelverlust bringt zwar eine positive Reaktivitätszufuhr mit sich, diese bleibt aber deutlich unter einem Dollar und kann sich zudem nur langsam aufbauen. All diese Aussagen sind durch entsprechende Untersuchungen für das vorliegende Referenzkonzept belegt.

Bleiben also in erster Linie Störfälle in der Wärmeabfuhr und hier diejeni-

gen zu definieren, die zum raschest möglichen Druckverlust führen. Im Unterschied zum LWR können jedoch die Hauptloops für die Wärmeabfuhr während des Unfalls benutzt werden.

Beim Referenzentwurf tritt der raschest mögliche Kühlmittelverlust mit dem schlagartigen Versagen der Dampferzeugerdeckeldichtung auf. Die Zeitkonstante des Kühlmittelverlustes beträgt 100 Sekunden. Sie kann durch geeignete Konstruktion des Deckelsystems verwirklicht werden. Unter Voraussetzungen, auf die noch eingegangen wird, ergeben sich Folgen für den Auslegungsunfall wie im linken Pfad von Abb. 6 dargestellt. Bei intakten Hauptloops steigt die Temperatur der Heißstelle im Reaktor von 700 auf 820 °C. Bei zusätzlichem Versagen von weiteren Hauptloops treten stufenweise höhere, aber immer noch vertretbare Temperaturen auf. Vertretbar, wenn man die geringere Eintrittswahrscheinlichkeit des Unfalls in Rechnung stellt. Das gezeigte Resultat beruht auf drei Voraussetzungen:

Ersten muß die Intaktheit des Containments gewährleistet sein. Zweitens muß die Abschaltung sicher erfolgen, wobei diese nicht sonderlich schnell erfolgen muß, eine z.B. 10 Sekunden betragende Verzögerung bewirkt eine Hüllrohrtemperaturerhöhung von ca. 30 °C. Die wichtigste Voraussetzung ist jedoch die, daß die Hauptloops sicher in den Betriebszustand "Abgeschalteter Reaktor" gefahren werden können. Die dazu notwendigen Umschaltungen sind auch beim Auslegungsstörfall im Prinzip nicht anders als bei einer normalen - viel häufiger auftretenden Schnellabschaltung des Reaktors. In zwei Phasen werden folgende Maßnahmen vorgenommen:

- Phase 1: Betrieb der Gebläse-Antriebsturbinen mit Dampf aus den Dampferzeugern:
- Schnellschluß der Hauptturbine
 - Teilweises Schließen der Regelventile der Gebläse-Antriebsturbinen
 - Schließen der normalen Speisewasserregelventile
 - Anfahren der Niedriglast-Speisewasserpumpen
 - Anfahren der Hilfskessel
- Phase 2: Betrieb der Gebläse-Antriebsturbinen mit Dampf aus den Hilfskesseln:
- Umschaltung der Gebläse-Antriebsturbinen auf Dampf von den Hilfskesseln.

Der Betrieb in der ersten Phase erstreckt sich über ca. 30 Minuten, so daß insbesondere genügend Zeit vorhanden ist, die Hilfskessel anzufahren. Sobald man in Phase 2 ist, kann die Nachwärme beliebig lange abgeführt werden. Während beider Phasen stehen die vorgesehenen Hilfsloops für den Fall bereit, daß der Betrieb der Mehrzahl der Hauptloops nicht aufrecht erhalten werden kann. Um uns von dieser rein qualitativen Betrachtungsweise zu lösen, haben wir - vor allem mit der Hilfe von INTERATOM - detaillierte Zuverlässigkeitsanalysen für den Nachwärmeabfuhrbetrieb durchgeführt. Auf diese - ca. 350 Komponenten und Umschaltvorgänge beinhaltende - Untersuchung kann hier aus Zeitgründen nicht eingegangen werden. Eine summarische Schlußfolgerung ist aus Abb. 7 ersichtlich, welche zeigt, daß die kumulative Ausfallwahrscheinlichkeit für die Nachwärmeabfuhr unter Auslegungsunfallbedingungen über einen Zeitraum von 3000 h etwas unter 1×10^{-3} liegt. Sie ist damit etwa von der gleichen Größenordnung wie der entsprechende Wert bei einem LWR für dessen Auslegungsunfall. Die der GSB-Analyse zugrunde liegende Grenztemperatur für den heißen Stab beträgt 1200 °C. Ebenso wie für die Reaktivitätsstörfälle sind für die Kühlungsstörfälle zahlreiche, das transiente und stationäre Verhalten der Anlage beschreibende Rechnungen durchgeführt worden, von denen ich nur noch 3 kurz diskutieren werde. Die maximalen Temperaturen als Funktion der Leckgröße sind in Abb. 8 gezeigt. Abb. 9 zeigt die transienten Temperaturen der Heißstelle im Reaktor als Funktion der Zeit nach Auftreten des Unfalls mit der Leckgröße als Parameter. Das wichtigste Ergebnis der Analyse ist dies, daß die maximalen Temperaturen im Kern frühestens nach ca. 10 Minuten auftreten. Anfänglich wird der Kern stets unterkühlt. Diese Unterkühlung kann durch schnelle Rücknahme der Drehzahl der dampfgetriebenen Gebläse begrenzt werden, wie aus Abb. 10 ersichtlich ist.

Meine Damen und Herren, lassen Sie mich die Parforce Tour zum Warum und Wie des gasgekühlten schnellen Brüters wie folgt zusammenfassen:

Der Gasbrüter verspricht

- versorgungsstrategische,
- betriebliche und
- sicherheitstechnische Vorzüge,

die seine spezifischen Nachteile

- hoher Kühlmitteldruck,
- hohe Pumpleistung und
- relativ hoher Aufwand zur Sicherstellung der Nachwärmeabfuhr

weitaus überwiegen.

Es ist nun an der Zeit, dies durch den Bau einer Demonstrationsanlage unter den letztlich zählenden Beweis zu stellen.

Literaturnachweis

/1/ BETHE, Hans A.:

Report of the Cornell workshops on the major issues of a national energy research and development program.

Advanced Nuclear Power, Chapter IV, p. 169.

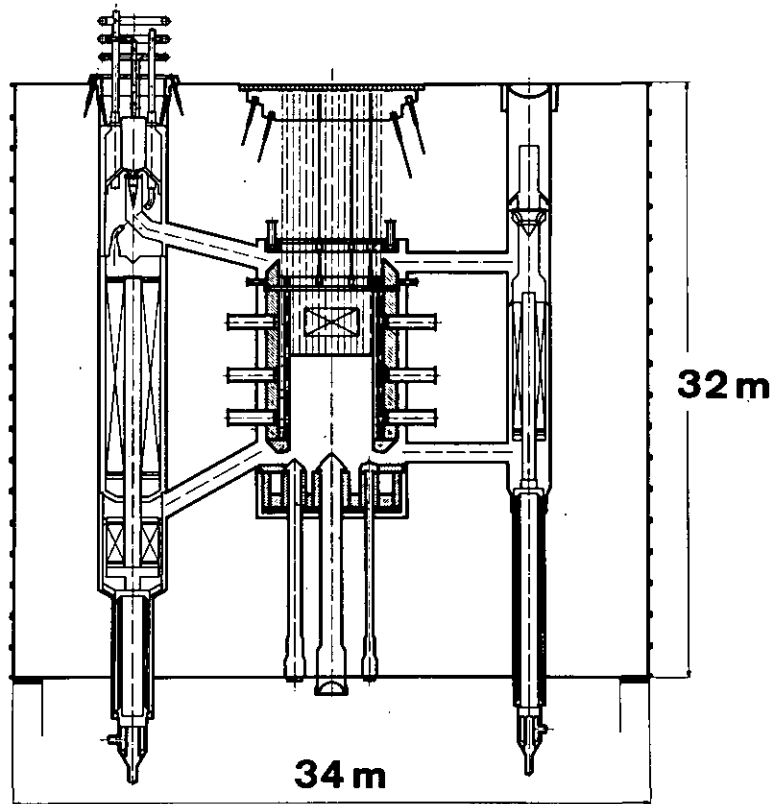


ABB. 1/5-1: Nukleares Dampferzeugungssystem des 1000 MWe GSB

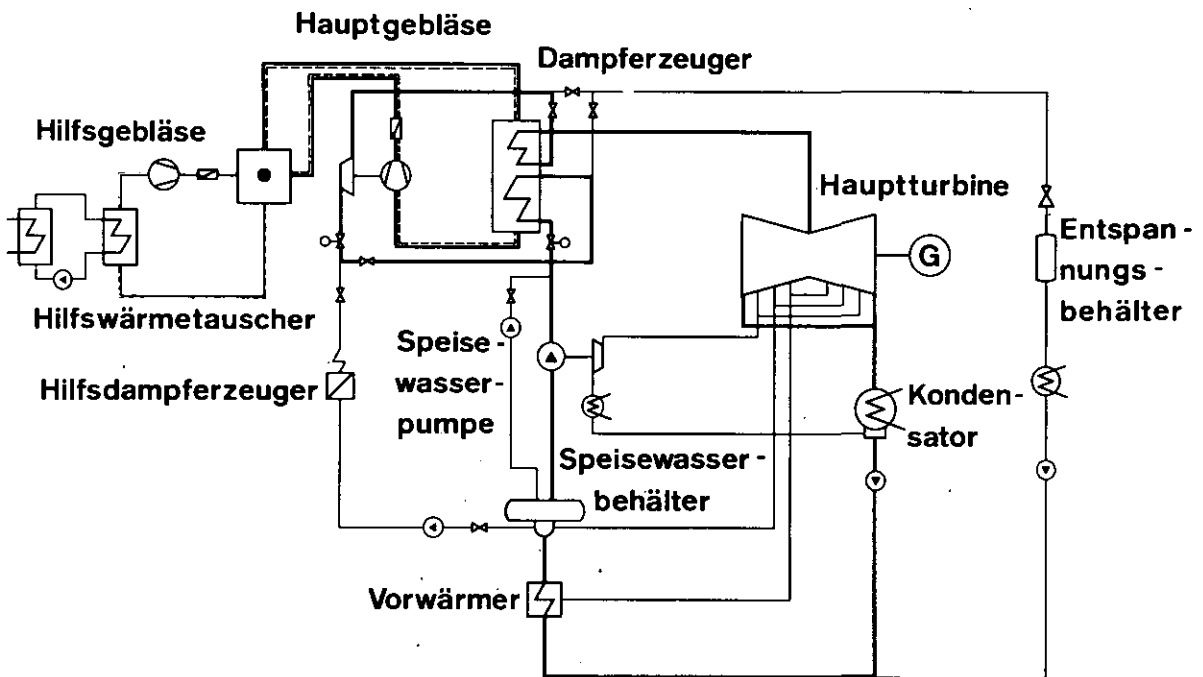
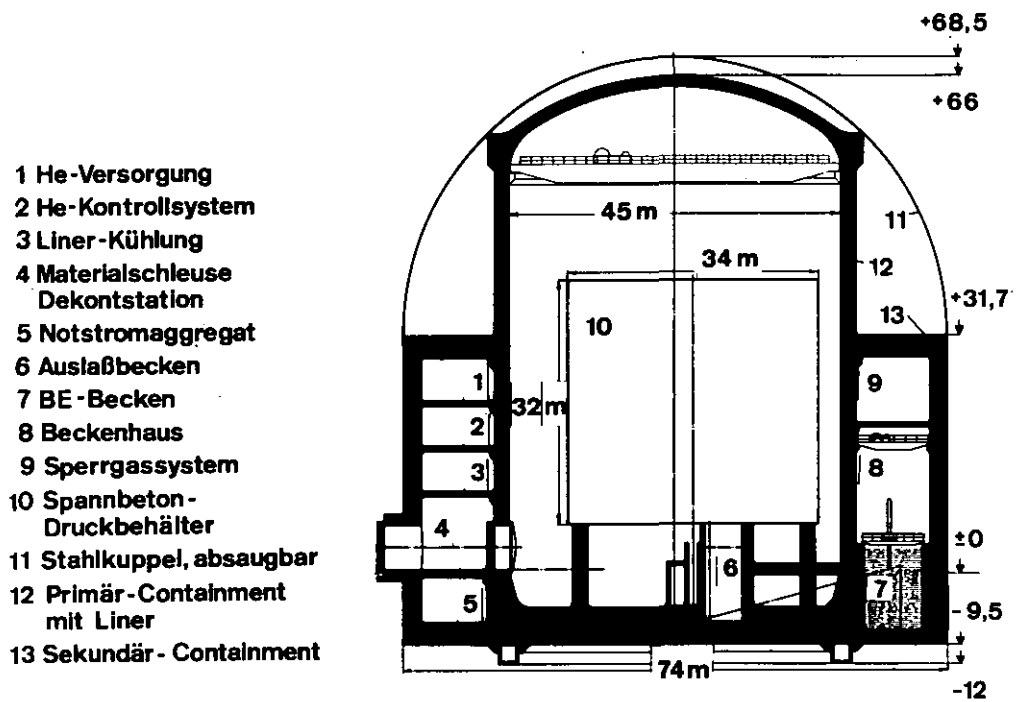


ABB. 1/5-2: Prinzipieller Wärmeschaltplan des 1000 MWe GSB



- 1 He-Versorgung
- 2 He-Kontrollsystem
- 3 Liner-Kühlung
- 4 Materialschleuse Dekontstation
- 5 Notstromaggregat
- 6 Auslaßbecken
- 7 BE-Becken
- 8 Beckenhaus
- 9 Sperrgassystem
- 10 Spannbeton-Druckbehälter
- 11 Stahlkuppel, absaugbar
- 12 Primär-Containment mit Liner
- 13 Sekundär-Containment

ABB. 1/5-3: Sicherheitshülle des 1000 MWe GSB

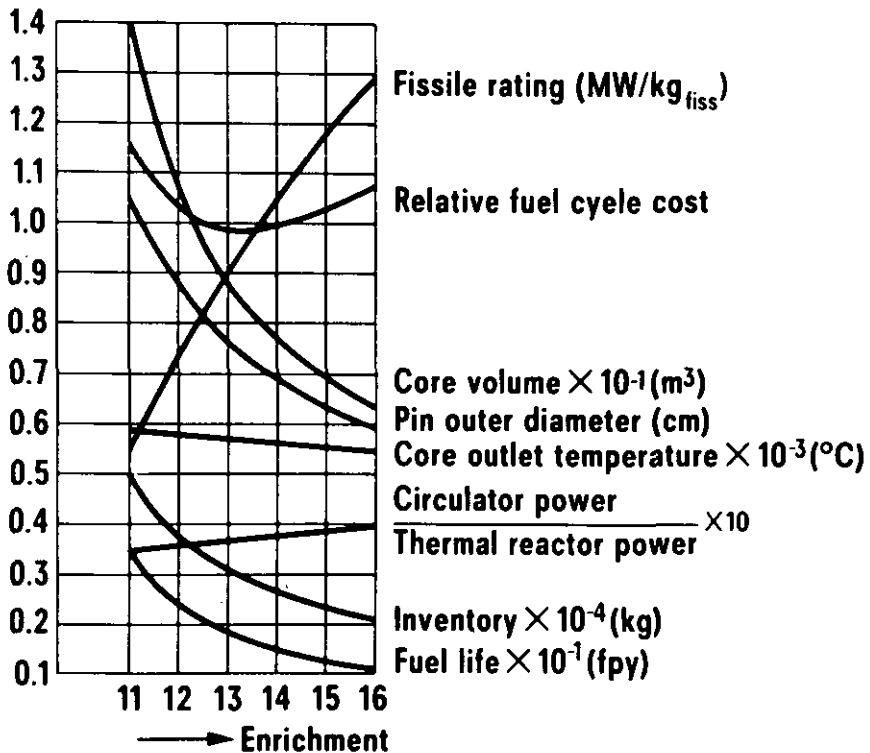
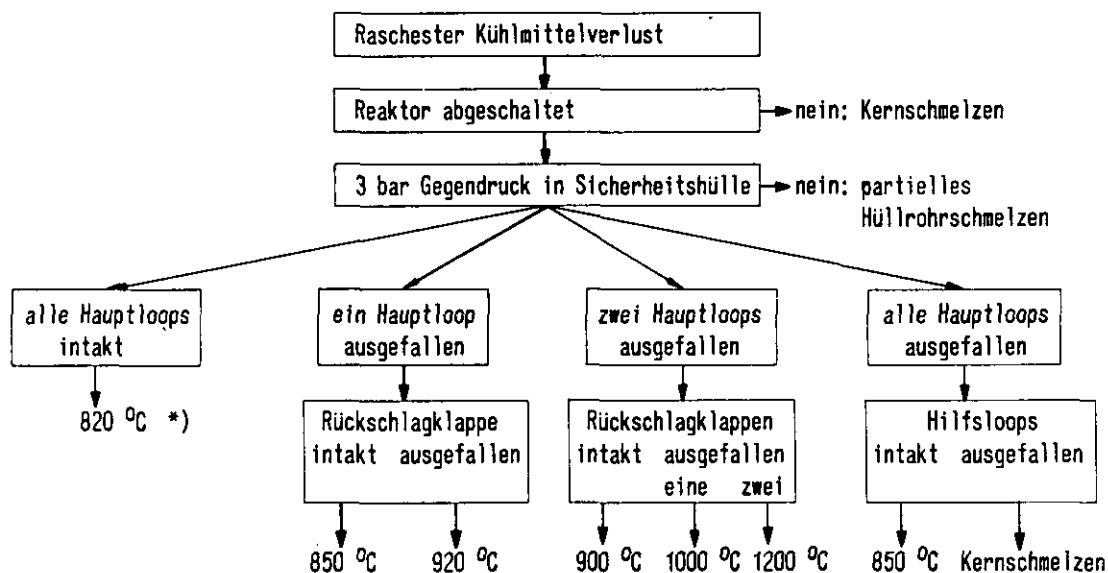


ABB. 1/5-4: Reactor Performance as a Function of Enrichment

Max. Abbrand, MWd/t	100 000	Kühlmitteldruck, bar	120
Lineare Verdopplungszeit, a	11,8	Kernhöhe, cm	148
Mittl. Spaltstoffbelastung MW/kg	0,78	Kern H/D	0,5
Mittl. Anreicherung, %	12,5	Brennstabdurchmesser, cm	0,82
Abbrandreaktivität pro Zyklus, \$	1,6	Brennstabteilung, cm	1,1
Kühlmittelreaktivität, \$	0,88	Max. lin. Stableistung, W/cm	492
Dopplerkonstante, $T \frac{dk}{dT}$	$-6,1 \times 10^{-3}$	Heißkanaltemperatur Hüllrohrwandmitte, °C	700
Leistungskoeffizient (prompt) MW ⁻¹	$-1,5 \times 10^{-6}$	Reaktoreintrittstemperatur, °C	273
Wert eines Regelstabs, \$	0,83	Reaktoraustrittstemperatur, °C	555
Wert eines Abschaltstabs, \$	3,3	Anlagenwirkungsgrad (Na8kühlturm)	0,37

ABB. 1/5-5: Auslegungsdaten für den 1000 MWe GSB



*) Die Temperaturen gelten für die Heißstelle

ABB. 1/5-6: Mögliche Störfallkette beim Auslegungsunfall

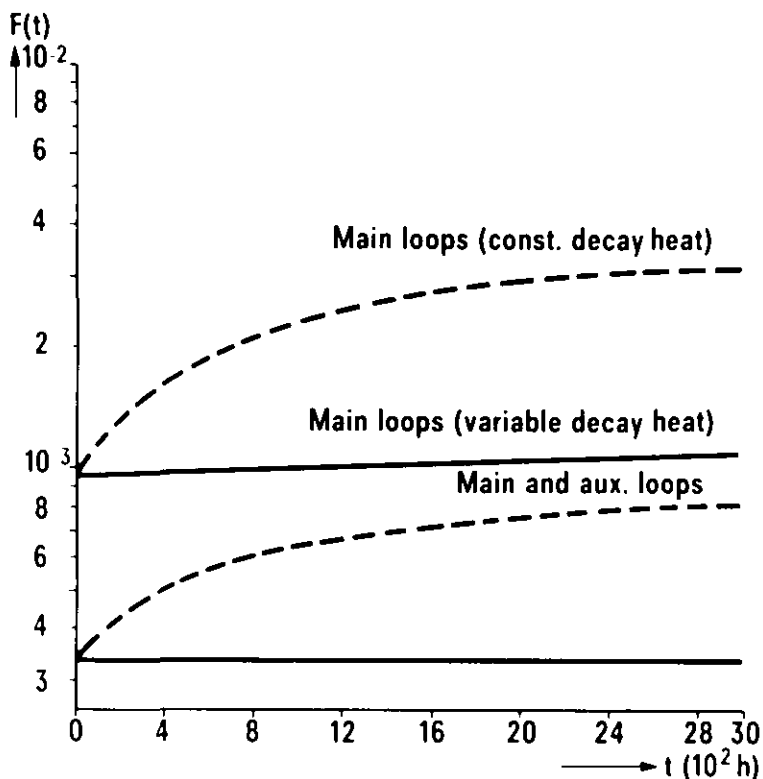


ABB. 1/5-7: Cumulative Failure Probability for Decay Heat

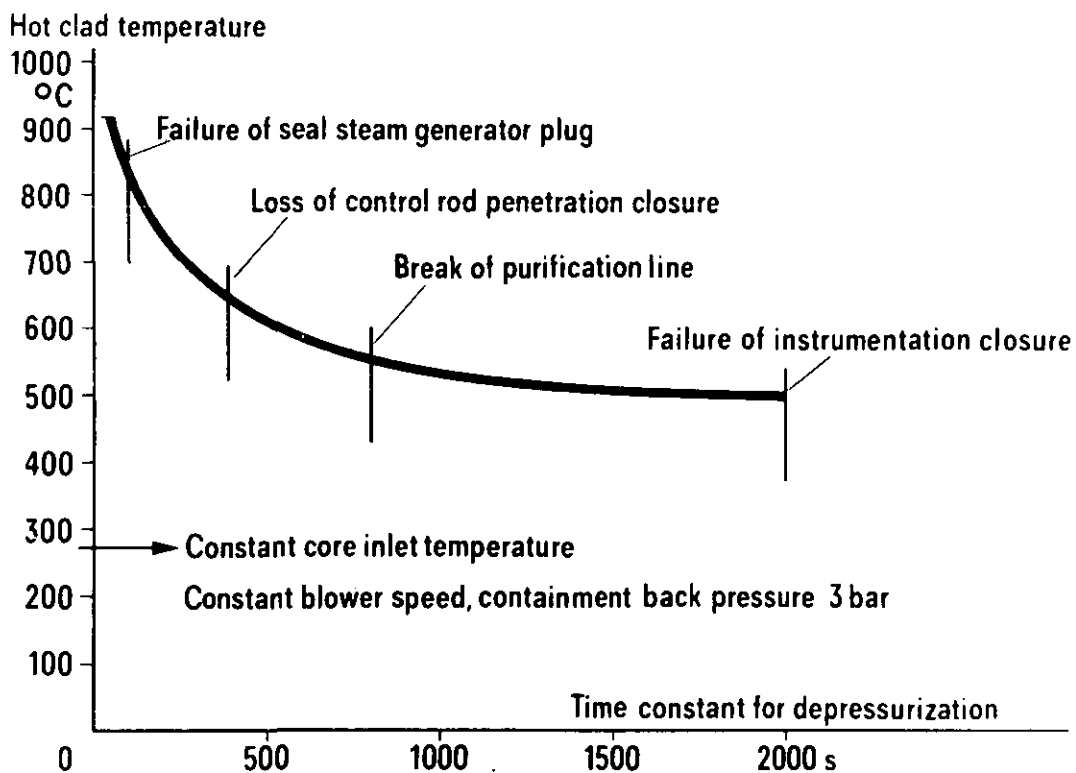


ABB. 1/5-8: Peak Cladding Temperatures after Depressurization Accident Depending upon Depressurization Time Constant

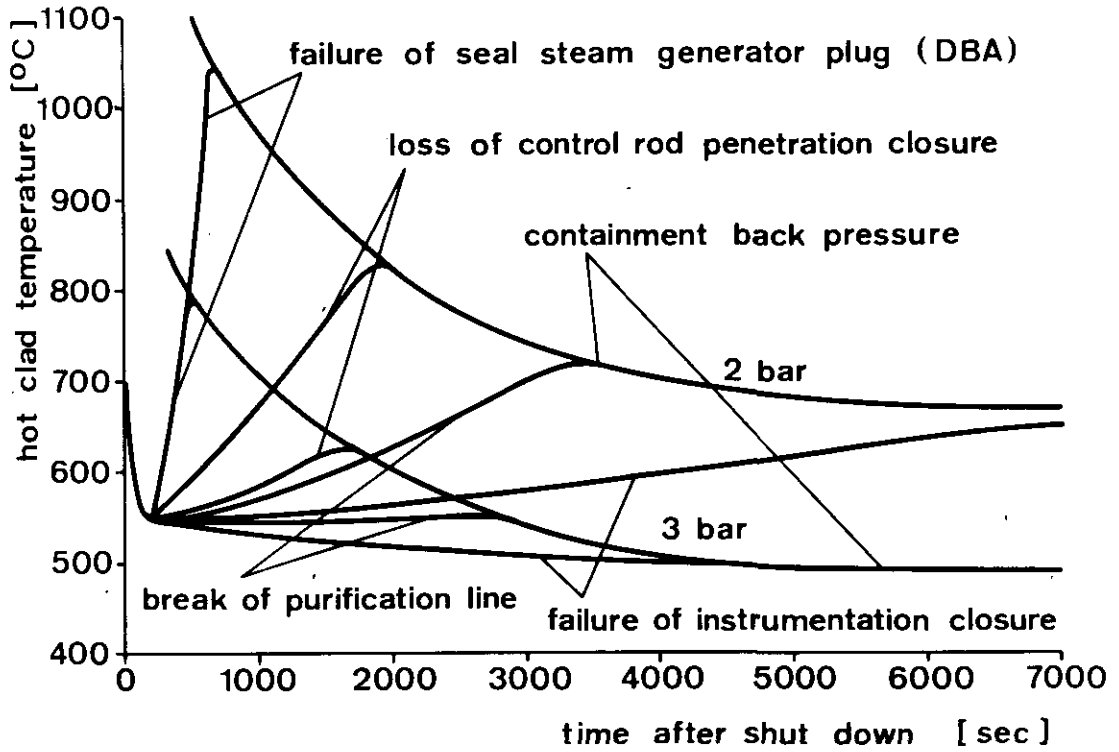


ABB. 1/5-9: Peak Cladding Temperatures after Depressurization Accident

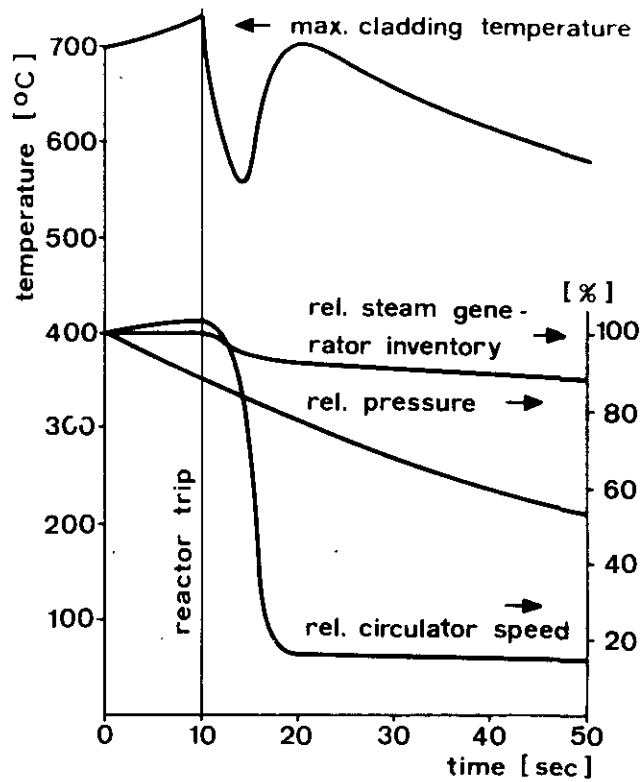


ABB. 1/5-10: System Response during Design Basis Accident

DISKUSSION NACH DEN EINZELVORTRÄGEN

Berichterstatter:
S. Krawczynski,
KFA Jülich

L W R - Leichtwasserreaktor

Krug, KFA: Herr Wallenwein hat in seinem Vortrag den Siedewasserreaktor als das modernere System dargestellt. Läßt sich das auch in Zahlen ausdrücken, beispielsweise im Wirkungsgrad, in der Verfügbarkeit der Reaktorsysteme?

Wallenwein, HEW: Natürlich habe ich den Siedewasserreaktor als das modernere System dargestellt. Es gibt nicht so viele Hersteller von Siedewasserreaktoren wie von Druckwasserreaktoren. Es gibt mehr Druckwasserreaktoren auf dieser Welt sowohl im Betrieb als auch im Bau. Die Verfügbarkeit ist bei europäischen Siedewasserreaktoren etwas niedriger als bei amerikanischen, und sie ist dort auch niedriger als bei den entsprechenden Hochtemperaturreaktoren. Die Verfügbarkeit der amerikanischen Siedewasserreaktoren ist leicht höher als die der Druckwasserreaktoren. Ich hoffe, daß mir niemand widerspricht, ich kann das belegen. Der Wirkungsgrad, da müssen Sie vorsichtig sein, der Wirkungsgrad wird normalerweise bei uns definiert als der Anlagewirkungsgrad, und hier können Sie sagen, daß beide Reaktorsysteme 4 bis 5 % Eigenbedarf haben. Der Wirkungsgrad ist für mich persönlich kein Dogma. Wenn Sie an die Umweltprobleme mit der Abwärme denken, dann ist die Frage zu stellen, ob man den Wirkungsgrad immer mehr erhöhen soll oder ob man überhaupt hier noch an den Wirkungsgrad denken soll. Ich glaube, der Anlagewirkungsgrad von Siedewasserreaktoren ist ein bißchen höher als der von Druckwasserreaktoren, aber ich würde dem kein Gewicht beimessen.

Mayr, KKW Obrigheim: Vielleicht darf ich dazu noch ein paar Bemerkungen machen. Speziell in den letzten 10 Jahren sind darüber sehr viele Diskussionen geführt worden, welche grundsätzlichen Vor- und Nachteile Siede- und Druckwasserreaktoren haben. Aus einer Reihe von Untersuchungen und Erfahrungen, die sich in der Zwischenzeit ergeben haben, muß man feststellen, daß grundsätzliche Unterschiede vom Standpunkt des Betreibers, also der Benutzer dieser Anlagen, wohl nicht gegeben sind. Das wohl Entscheidende ist der Entwicklungsstand, die gesammelten Erfahrungen an Systemen, die Ausgereiftheit einzelner Komponenten, die sich damit in Verfügbarkeit und damit ganz wesentlich in den Kosten niederschlagen; das sind eigentlich die wichtigen Punk-

te. Es ist recht müßig, darüber nachzudenken, ob wohl Siedewasserreaktoren als Direktkreislauf moderner oder nicht moderner sind, ob sie wohl deswegen besser sind oder nicht. Es ist wesentlich festzustellen, wie gut laufen sie, d.h. wieviele Betriebsstunden können Sie in einem Jahr damit machen, wie lange muß man sie abschalten, um Brennstoff zu wechseln, um die Anlagen wieder instand zu kriegen, um Prüfungen, Revisionen und solche Dinge durchzuführen. Das entscheidet im wesentlichen über die Qualität von Kraftwerken, nicht so sehr der grundsätzliche Unterschied zwischen den beiden. Soviel vielleicht dazu.

Sommer, KKW Obrigheim: Ich habe eine Frage an Herrn Wallenwein. Sie haben vorhin deutlich gemacht, worin sich der Siedewasserreaktor vom Druckwasserreaktor im Direktkreislauf unterscheidet. Würden Sie einmal Ihre Meinung bezüglich der Probleme bei einem Plutonium-Recycling unter diesem Aspekt geben, unter dem Aspekt des Direktkreislaufs?

Wallenwein, HEW: Das werde ich gerne tun. Damit ändert sich meines Erachtens weder an der Sicherheit als solcher noch an der Verfügbarkeit etwas. Plutonium erzeugen wir im Siedewasserreaktor, wie Sie wissen, ja auch am Ende jedes Zyklus in nicht unerheblichen Mengen. Ich würde keinen Unterschied machen zwischen späteren Zeiten, wo wir kaltes Recycling durchführen, und dem Ende des ersten und des zweiten Zyklus.

H T R - Hochtemperaturreaktor

Krug, KFA: Sie haben ausgeführt, daß für die Kugel und den Block gleiche Dampfaustrittstemperaturen erreichbar sind. Soweit ich weiß, hat man bisher der Kugel ein höheres Temperaturpotential zugeschrieben, wodurch sie für Prozeßwärmeerzeugung prädestiniert wäre. Dazu hätte ich gerne etwas gehört. Sie haben ferner von zukünftigen Planungen gesprochen, für die der OTTO-Prozeß angewendet werden soll. Ich möchte gerne wissen, welche konkreten zukünftigen Planungen gibt es für Kugelhaufenreaktoren, und wie schätzen Sie die Situation der Kugel gegenüber dem Block ein, welche Chance hat die Kugel in der Zukunft? Kann die Kugel den Vorsprung des Blocks noch kompensieren und aufholen?

Brandes, HRB: Zu Ihrer ersten Frage zur Erhöhung der Kühlgasaustrittstemperatur habe ich in meinem Vortrag ausgeführt, daß bis 950 °C Kugel und Block gleichwertig sind. Ich lasse es also offen, ob oberhalb dieser Temperaturen die Kugel besser ist. Ich persönlich glaube das. Jedoch liegen die Schwierigkeiten oberhalb 950 °C mehr im konventionellen Bereich, wenn Sie z.B. an die Werkstoffprobleme denken, die allein schon bei 950 °C auftreten, und so wird man auch bei der Prozeßwärmeentwicklung wesentliche Aufmerksamkeit gerade auf diese konventionellen Probleme zu lenken haben. Zu Ihrer Frage "Kugel oder Block" kann man heute schon sagen, daß die Entwicklung zunächst dahin geht, daß große Anlagen zur Stromerzeugung mit blockförmigen Elementen geplant werden. Für Kugelhaufenreaktoren ist daran gedacht, sie im Bereich von Prozeßwärmerektoranlagen einzusetzen. Die Diskussion darüber ist noch im Gange. Ich will nicht vorgreifen, aber ich glaube doch, darin sicher zu sein, daß langfristig gerade für Prozeßwärmeanlagen die Kugel noch eine reelle Chance hat.

Buttgereit, KFA: Wie lang ist der Durchlaufzyklus für THTR-Brennelementkugeln?

Brandes, HRB: Im Mittel benötigen die Brennelemente für einen Durchlauf durch den THTR ein halbes Jahr. Wir haben dabei ein radiales Fließprofil, d.h. Kugeln, die nun unmittelbar im Zentrum in den Reaktorkern fallen, werden recht kurz - zwei/drei Monate - durch den Reaktorkern laufen. Am Rande des Reaktorkerns selbst ist die Durchlaufzeit weit länger, sie liegt bei einem drei Viertel oder einem Jahr. Im Mittel kann man also mit einer Durchlaufzeit von einem halben Jahr rechnen. Insgesamt durchläuft die Kugel bei einer Standzeit von drei Jahren den THTR sechsmal. Damit nun auch jede Kugel die Standzeit von drei Jahren erreicht, wird man Kugeln, die schon einen größeren Abbrand erreicht haben, bei der Zugabe nur noch ins Zentrum des Cores geben, wo sie relativ schnell durchlaufen.

Buttgereit, KFA: Die Daten, auf denen Ihre Annahmen basieren, sind das Daten, die vom AVR herkommen oder sind das Daten, die Sie aus Modellversuchen entnommen haben?

Brandes, HRB: Die Daten sind aus Modellversuchen entnommen. Wie Sie vielleicht wissen, ist der AVR nun ganz anders gebaut, so daß man das Fließverhalten des AVR nicht ohne weiteres auf den THTR übertragen kann. Hierzu sind also spezielle Versuche notwendig gewesen, die wir durchgeführt haben.

S N R - Schneller Natriumgekühlter Reaktor

Pott, KFA: In England gibt es den "Schnellen Brüter" PFR, in Frankreich den Phenix. Gibt es zwischen SNR und diesen beiden Reaktoren, die schon in Betrieb sind, Unterschiede?

Köhler, INTERATOM: Sie wissen, daß zur Zeit in nahezu allen großen Industrieländern - und nicht nur in England und Frankreich - ähnliche Reaktoren gebaut werden. Immerhin arbeiten an diesen Projekten so größenordnungsmäßig 20.000 Leute in aller Welt. Es gibt einige Unterschiede, und zwar gerade der englische und der französische Prototyp sind als Pool-Typen aufgebaut, der SNR ist ein Loop-Typ, d.h. im Primärteil des Natriumsystems besteht ein Unterschied, der allerdings insgesamt die Anlagenauslegung nicht sehr wesentlich beeinflusst. Diese Frage ist natürlich bei Fachleuten sehr heftig diskutiert worden, aber insgesamt ist dieser Teil der Anlage sowohl hinsichtlich der technischen Probleme als auch an der Frage der Kosten und den übrigen Gesichtspunkten mit einem so verschwindend kleinen Anteil beteiligt, daß die Frage, ob man nun Leitungen zwischen verschiedenen Großkomponenten anbringen soll oder sie in einen gemeinsamen Topf setzt ohne Zwischenleitungen, von nicht entscheidender Bedeutung ist. Die übrigen Gesichtspunkte der Anlagenauslegung, d.h. die Größenordnung der Leistung, die Gesamtphilosophie der Auslegung, sind im wesentlichen gleich.

Mauil, VEW Dortmund: Wie hoch ist die Brutrate eines solchen Reaktors?

Köhler, INTERATOM: Das ist eine Frage, die natürlich in jeder Diskussion über den Schnellen Brüter gestellt wird. Das Potential des Reaktors, wenn wir das einmal so sagen, liegt natürlich bei relativ hohen Brutraten. Ich glaube, das ist den meisten, die einen physikalischen Hintergrund haben, bekannt. Sie sind sicherlich in der Lage, Brutraten deutlich über 1 zu verwirklichen. Sie wissen alle aus der Diskussion, die in der Fachpresse stattgefunden hat, der erste Kern des SNR hat eine deutlich kleinere Brutrate, und die Entscheidung dafür ist aus einer Reihe von wirtschaftlichen und technischen Gesichtspunkten erfolgt. Aber es ist, glaube ich, ganz klar, daß man bei Veränderung der Kerngeometrie die Brutrate auf Werte deutlich über 1 erhöhen kann.

Mauil, VEW: Warum steigen die Kosten des Reaktors so immens?

Köhler, INTERATOM: Das ist eine Frage, die sicherlich sehr interessant ist. Es gibt natürlich in der Presse ständig Informationen über Kostensteigerungen, die aber - das muß man hier ganz deutlich sagen - nicht von europäischen Reaktoren, damit meine ich weder von englischen noch den französischen und auch nicht von den deutschen Reaktoren herkommen, sondern diese Informationen kommen hauptsächlich aus Amerika und werden dann meistens fälschlicherweise auf die europäischen und auf die deutschen Verhältnisse übertragen. Seit dem Vertragsabschluß des SNR, der Anfang 1973 stattgefunden hat, hat es beim SNR 300 keine Erhöhung der Gesamtprojektierungskosten gegeben, d.h. es gibt bis zur Zeit weder Anzeichen noch sonstige Informationen, daß die Gesamtprojektierungskosten, die bereits Ende 1972 festgelegt wurden, sich bis heute erhöht haben. In Amerika hat die Kostensteigerung natürlich einmal bewirkt, daß die Inflationstendenzen nicht in dem Maße ausgeschöpft wurden, die sind in Amerika ja nun besonders hoch, zum anderen hat man den Lieferumfang der Anlage erheblich geändert. Man kann über Kosten eines solch komplizierten Projektes nicht reden, ohne genau zu sagen, was in dem Lieferumfang enthalten ist. Und in Amerika ist es also so, daß man den Lieferumfang gerade im Hinblick auf weitere Forschungsarbeiten erheblich erweitert hat, und dadurch hat es natürlich auch eine relativ spektakuläre Kostenerhöhung ergeben.

Buttgereit, KFA: Herr Köhler, wie hoch beziffern Sie bei gleichem Projektumfang die Kostensteigerung seit Ende 1968 bis zu dem Zeitpunkt, den Sie als denjenigen bezeichnet haben, seit dem keine Kostensteigerung mehr erfolgt ist?

Köhler, INTERATOM: Die Projektierung des SNR ist ein relativ langwieriger Prozeß, der eigentlich bereits 1960 in Deutschland begonnen hat. Dieses geschah damals im wesentlichen in Karlsruhe und wurde dann 1966 fortgeführt mit der Einschaltung der Industrie. Es ist ganz klar, daß - wenn man in einer so kurzen Zeit und zu zugegebenermaßen neuartigem Projekt Kostenschätzungen macht - diese Kostenschätzungen heute nicht mehr relevant sind. Wir haben damals einen Vorentwurf gehabt, der sicherlich in weiten Gesichtspunkten nicht dem heutigen Anlagenentwurf entsprach. Und auch wir haben damals Kostenschätzungen gemacht, diese Zahlen sind auch publiziert worden; sie lagen in der Größenordnung

von 600 Mio DM. Mittlerweile liegen natürlich die gesamten Projektkosten bei einer ganz anderen Größenordnung. Sie dürfen aber nicht vergessen, daß der wesentliche Teil der Projektkosten, nämlich ein ganzes Drittel von der hohen Zahl von 1,7 Mrd, die - glaube ich - in allen Zeitungen genannt wird, nur darauf zurückzuführen ist, daß man Reserven eingebaut hat, und zwar für mögliche Kostensteigerungen und für Rückstellungen zur Erfüllung evtl. zusätzlicher Sicherheitsauflagen. Und diese Rückstellungen sind natürlich in den damaligen Zahlen in keiner Weise enthalten gewesen.

Föglein, NKH: Eine der vorigen Fragen zielt auf die verschiedenen Systemvariationen ab, die zur Zeit im Bau oder Betrieb sind, Pool oder heterogene Bauweise. Haben Sie diese Konzepte auch daraufhin überprüft, ob sie später für den Betreiber mehr oder weniger Verfügbarkeitseinschränkende Störungen zur Folge haben könnten, d.h. welche Variante ist anlagenstörempfindlich und damit stark beschränkt für die Verfügbarkeit dieser Anlage zum einen, und zum anderen, wie ist die Sicherheit der Anlage vom Gesichtspunkt der größeren Störungen, z.B. größerer Leckagen, die sicherheitstechnisch für den Kern bedeutsam werden können? Welche dieser beiden Varianten hat in Ihren Systemuntersuchungen besser abgeschnitten?

Köhler, INTERATOM: Das ist eine sehr komplexe Frage. Wir haben also zum Zeitpunkt dieser Entscheidung "Pool oder Loop" alle zur Verfügung stehenden Informationen ausgewertet. Und das muß ich sagen: Das war keine Aktivität, die ich alleine gemacht habe, sondern wir haben zum Teil durch unsere guten Kontakte mit den Engländern alle die Erfahrungen aus dem Bau des PFR mit eingebaut. Wir sind beide gemeinsam, d.h. die Engländer und INTERATOM, zu dem Schluß gekommen, daß die Unterschiede eigentlich relativ geringer Natur sind, und daß andere Gesichtspunkte, z.B. die Kontinuität einer Entwicklung - vor allem das "Know how", zum Bau des einen und des anderen Typs zu jenem Zeitpunkt wesentlich entscheidend waren. Wir haben keine durchschlagenden Argumente für den einen oder den anderen Typ gefunden, d.h. natürlich auch keine, die von der Betreiberseite her entscheidend gewesen wären. Sie dürfen nicht vergessen, wir haben ja sehr früh mit dem RWE zusammengearbeitet. Wir haben auch keinen Punkt gefunden, der von der Sicherheitsseite her durchschlagend war, und auch keinen von der Kosten- seite. Natürlich gibt es kleine Unterschiede. Der Loop-Reaktor hat eine wesentlich bessere Nachwärmeabfuhereigenschaft und Naturkonvektion bei geringerer Wärmekapazität. Es ist eine Frage der Prioritäten, die man nun diesen einzelnen Gesichtspunkten einräumt.

Föglein, NKH: Sind die betreiberseitigen Gesichtspunkte tatsächlich recht frühzeitig in Ihre Überlegungen eingeschlossen worden? Der Betreiber ist doch erst in dieses Konzept eingetreten, nachdem in Karlsruhe das Konzept schon längst "gelaufen" war.

Köhler, INTERATOM: Ja, aber Sie dürfen nicht vergessen, daß die kleinen Reaktoren alle in der gleichen Bauart ausgeführt wurden, d.h. die Frage einer Entscheidung hängt auch sehr stark von dem jeweiligen Entwicklungsstand ab. Es ist wesentlich komplizierter und für den Bauablauf und die gesamte Anlage wesentlich komplexer, einen Pool-Reaktor zu bauen. Für den Bau eines Pools benötigt man wesentlich mehr Know how,

weil eine viel kompliziertere Verkoppelung zwischen den einzelnen Teilsystemen besteht. Darum haben wir uns in Abstimmung mit den Betreibern entschlossen, ein Loop zu bauen, weil man bei diesem Typ die Komponenten entkoppeln kann und weil dann auch die auftretenden Schwierigkeiten bei der Modifikation einzelner Komponenten wesentlich geringer sind.

Schwarz, EVS: Ich glaube, man sollte gerade hier einmal ein Wort zu den Kosten sagen. Das, was in den Zeitungen steht, ist - wie schon Herr Köhler sagt - gewöhnlich eine "nackerte Zahl" ohne jedes Gewand. Sie sieht mal hübsch, mal schiach aus, was dahinter steckt, sieht man, genau genommen, nicht. Wenn Sie ganz normal ein Kraftwerk bauen und anfangen zu planen und Ihre Kostenrechnungen machen und dann bei Halbzeit oder gegen Ende der Bauphase schauen, was Sie nun wirklich gezahlt haben, nun ja, man könnte dann einen kleinen Schreck kriegen; man wird auch da allerdings abgebrüht. Das heißt also, die Zahlen, die dort genannt worden sind, die zum Teil durch eine - nun ja - etwas übertriebene Publicity dieses Schnellbrüterprojektes der staunenden Umwelt eingehämmert wurden, die kommen selbstverständlich jetzt als Bumerang zurück, was mal wieder beweist, daß die gesteigerte Publicity nicht immer ein Vorteil ist.

Kraehe, GBRA Brüssel: Die Natrium-Reaktoren haben einen positiven Void-Koeffizienten. Dieses beinhaltet Probleme, die bei noch größeren Reaktoren noch ernsthafter werden könnten.

Frage 1: Gibt es Möglichkeiten, einen Na-Brüter so auszulegen, daß es keinen positiven Void-Koeffizienten mehr gibt?

Frage 2: Hat man die Absicht, den SNR-2000 so auszulegen, daß bei diesem in keinem Fall mit einem positiven Void-Koeffizienten zu rechnen ist?

Frage 3: Wie ist dann (falls die Frage 2 bejaht wird) für diesen Reaktor die Anreicherung, das "breed performance", die Kosten für das "fuel cycle" und insgesamt die "displacement dosis"?

Köhler, INTERATOM: Sie haben eine ganze Reihe von Fragen gestellt, bei denen ich leider passen muß. Wir haben uns die Frage des Void-Koeffizienten sehr genau überlegt, und es gibt in der Tat, und es gab in der Frühphase der natriumgekühlten schnellen Reaktorentwicklung, eine Reihe von Kernkonzepten, die durch einen speziell gewählten Kernaufbau dieses Problem vermeiden. Man hat, da die technischen Lösungen unökonomisch sind (z.B. flache Kerne), damals in Abstimmung mit den Genehmigungsstellen den Standpunkt erarbeitet, daß der positive Void-Koeffizient für die weitere Brütereentwicklung nicht entscheidend ist. Sie müssen immer den Gesamtleistungskoeffizienten sehen, und dann stellt sich heraus, daß auch der SNR selbstverständlich einen negativen Leistungskoeffizienten hat. Deshalb haben wir die Frage solcher exotischer Kerne zur Vermeidung des positiven Void-Koeffizienten nicht weiter verfolgt und auch keine genauen Studien vorgelegt über die möglichen Konsequenzen, die aus Ihren Einzelfragen resultieren würden. Ich darf allerdings weiter erwähnen, man hat eine besondere Vorkehrungsmaßnahme getroffen. Wir haben wegen der Möglichkeit eines Void-Effektes oder wegen der Konsequenzen eines Void-Effektes einen Gasblasenabscheider unter dem Reaktortank angeordnet, so daß selbst im hypothetischen Fall, daß durch irgend einen Umstand Gas in das Reaktorsystem eindringt, dieses Gas in keinem Fall in den Kern eindringen kann. Es gibt beim SNR von dieser Seite her keinen vorstellbaren Mechanismus, der einen solchen Void-Effekt auslösen kann.

G S B - Gasgekühlter Schneller Brüter

Karsten, GfK: Herr Götzmann, die von Ihnen eingangs angeführte Prämisse bekommt natürlich ihr volles Gewicht dann, wenn Sie auch ein kleines Inventar für den Gasbrüter haben. Sie haben in einem Diagramm aufgezeigt, daß es im Prinzip möglich wäre, wenn Sie z.B. auf 1,4 MW/kg spaltbares Plutonium kämen. Können Sie kurz skizzieren, wie eine solche Leistung für den Gasbrüter verwirklichtbar wäre?

Götzmann, KWU: Das Wichtigste ist, daß man die Anreicherung anhebt. Da die Stablängenleistung die gleiche bleibt, muß dann der Stabdurchmesser natürlich reduziert werden. Bei dieser hohen Anreicherung kommt man auf einen Stabaußendurchmesser von 6 mm. Bei unserer gegenwärtigen Auslegung haben wir einen Stabdurchmesser von 8 mm zugrunde gelegt. Um die Wärme bei dieser Bedingung aus dem Core ausführen zu können, muß die Gebläseleistung etwas angehoben werden, also von 0,35 (in willkürlichen Einheiten) auf 0,4, d.h. wir müssen die Gebläseleistung um 10 bis 15 % anheben und verlieren ca. 40° im Kern in der Reaktoraustrittstemperatur (von 590 auf 540 °), was sich dann bei der erhöhten Gebläseleistung in einem um 1,5 bis 2 Punkte reduzierten Wirkungsgrad niederschlägt.

Mauil, VEW: Was passiert, wenn der Kern geschmolzen ist? Was zieht das an Konsequenzen nach?

Götzmann, KWU: Ich gehe davon aus, daß der Kern nicht schmilzt. Ich habe davon gesprochen, daß vereinzelte Brennelemente, z.B. durch Verstopfung eines einzelnen Brennelementeinlaufs, schmelzen, obwohl das sehr unwahrscheinlich ist. Ich habe nicht von massivem Kernschmelzen gesprochen. Ich glaube, daß der Nachweis, daß man massives Kernschmelzen verhindern kann, eben dadurch erbracht wird, daß man sagt, wir nehmen die gleichen Methoden, mit denen wir das zwar andersartige Leichtwassersystem untersuchen, wenden diese aber auf den GSB an, und wenn wir finden, daß man in der Zuverlässigkeit für die Nachwärmeabfuhr zu gleichen Ergebnissen kommt, dann sollte man dazu auch das gleiche Vertrauen haben. Ich muß der Ehrlichkeit halber dazu sagen, daß die Daten für die Zuverlässigkeitsanalyse, die in diese Analyse eingehen müssen, für den Gasbrüter natürlich noch nicht so bekannt oder vertrauenswürdig sind wie für den Leichtwasserreaktor, weil einfach für einen Teil der Komponenten noch nicht genügend Betriebserfahrung vorliegt.

Schwarz, VEW: Ich möchte noch darauf hinweisen, daß häufig die Kombination von Hochtemperaturreaktor und Gasgekühltem Schnellen Brüter als besonders vorteilhaft hervorgehoben wird, einmal, weil man dieselbe Technologie hat, also Helium, Spannbetonbehälter usw., und zum anderen, weil man hier eine Kombination hat, wo ein Brüter mit einer hohen Brutrate Spaltstoff für den Hochtemperaturreaktor brüten kann - auch zu einer Zeit, wo Uran knapp werden sollte - und damit ein Gesamtenergiesystem aufrechterhält, wobei der Brüter im wesentlichen die Stromerzeugung übernimmt und der Hochtemperaturreaktor im wesentlichen die Nichtstromenergieerzeugung, letztlich die nukleare Gas-erzeugung. Das ist also eine langfristige Perspektive, die den Gas-

brüter im Zusammenhang mit dem Hochtemperaturreaktor besonders interessant macht.

Alexas, GfK: Herr Götzmann, welche Brutrate lag bei der Berechnung der Verdopplungszeit von 12 Jahren zugrunde?

Götzmann, KWU: Die Brutrate für den - wie schon gesagt - ca. über zwei Jahre alten Referenzentwurf wurde mit dem jetzt etwas veralteten Mox-tot-Satz in Karlsruhe gerechnet. Er ergab einen Wert von 1,4. Wir haben es jetzt neu gerechnet, aber noch nicht so in das System eingebracht, wie in dieser Darstellung. Ich glaube sagen zu können, daß die 1,4 realistisch sind.

Alexas, GfK: Ist Ihnen bekannt, daß zur Zeit eine Arbeit abgeschlossen wurde, nach der für den GSB die Brutraten bei 1,34 liegen?

Götzmann, KWU: Für den Gasbrüter? Ist mir nichts bekannt. Bitte, sagen Sie mir, wer es gesagt hat.

Alexas, GfK: Es liegt eine holländische Arbeit vor. (Alexas führt dann fort:) Wie sähe die Verdopplungszeit bei dieser Brutrate aus?

Götzmann, KWU: Sie würde um 20 % hochgehen, weil die Verdopplungszeit in erster Näherung proportional dem Brutgewinn ist. Das heißt, die lineare Verdopplungszeit würde von 12 Jahren auf 15 Jahre gehen, wenn die Brutrate von 1,4 auf 1,34 fällt.

Stehle, KWU: Es tritt bei Brütervorträgen die Frage auf, wie empfindlich die Brutraten auf die konkreten Änderungen des Reaktorkerns sind, die evtl. noch auf uns zukommen können. (Die Frage ist an Götzmann und Köhler gerichtet.)

Götzmann, KWU: Ich will nicht die Munition von Herrn Jung vorwegnehmen. Konstruktive Änderungen, die zum Beispiel dadurch bedingt sind, daß man die Brennelemente weiter auseinander stellt, sind bei Helium keine Affäre wegen der Transparenz des Kühlmittels gegenüber den Neutronen. Etwas mehr Helium im Core schadet also nicht, degradiert das Spektrum nicht nennenswert. Und das wäre die eine Möglichkeit. Die andere Möglichkeit ist, daß man z.B. aus den Gründen des Strukturmaterialschwellens vielleicht auf andere Materialien gehen möchte, wie z.B. SS 316, das würde bei unserem Reaktor, wenn man die Brennelementkessel aus diesem Material machen würde, um ca. 4 Punkte reduzieren, also die gleichen Auswirkungen haben, wie das die neugerechnete Brutrate hat. Und wenn beides zusammenkommt, dann geht die positive Verdopplungszeit auch noch nicht astronomisch in die Höhe, dann kommen wir vielleicht auf 18 Punkte.

Köhler, INTERATOM: (für den SNR sprechend:) Ich möchte auf die brennelemententechnologischen Möglichkeiten natürlich nicht eingehen, das wird

ja im weiteren Verlauf noch behandelt werden. Ich denke z.B. an Uran-Karbid und andere Sachen, die insgesamt die Brutrate verbessern. Der SNR ist so gestaltet, daß zwischen dem Kernbereich und dem Brutzonbereich in weiten Grenzen eine Veränderung stattfinden kann, d.h. auch die bestehende Anlagenauslegung erlaubt zu jedem späteren Zeitpunkt eine Veränderung des Kerndurchmessers und eine Veränderung der Brutzonendicke; beides ist möglich. Ich habe Ihnen vorhin die verschiedenen Kühlmittelzonen erklärt. Die Reflektorzone z.B. ist noch so dick, daß man zugunsten der Brutzone diese Zone wieder verringern kann, so daß da auch für weitere Entwicklungen (und das ist im wesentlichen eine Frage des Stabkonzeptes und ist nicht anlagenbedingt) die Möglichkeiten einer weiteren Erhöhung der Brutrate gegeben sind.

Kummerer, GfK: Wir sind jetzt in einer Zeit, wo plötzlich die Brutrate aktuell wird, einfach wegen der Diskussion über die Brennstoffknappheit. Ich möchte aber in diesem Zusammenhang davor warnen, einfach den Blick nur auf die Brutraten zu konzentrieren. Es ist schon angeklungen, daß man schon auf das Spaltstoffinventar achten muß. Ich will einmal versuchen, ganz kurz eine andere Überlegung anzustellen. Wenn Sie einen Gasbrüter nehmen mit dem Auslegungspunkt, den Sie bisher gewählt haben, nämlich - soweit ich mich erinnere - mit 8 mm Stabdurchmesser und 0,7 bis 0,8 MW/kg fissile, dann brauchen Sie zuerst einmal eine Verdopplungszeit von 10 Jahren, um überhaupt den Nachteil einer besseren Spaltstoffbelastung für den eigenen Brüter erst einmal aufzuholen. Also brauchen Sie die ersten 10 Jahre trotz guter Brutrate dazu, um den Nachteil, der in der spezifischen Spaltstoffbelastung liegt, erst einmal aufzuholen. Wenn Sie überlegen, daß so ein Kraftwerk möglicherweise eine Lebensdauer von 30 oder 40 Jahren hat, dann frage ich mich, wieviel nützt dann die sehr gute Brutrate noch. Ich meine, das ist gar keine irgendwie polemisch geartete Bemerkung, sondern ich will nur den Blick darauf richten, daß man nicht einfach auf die Brutrate blicken und sagen darf, wenn die Brutrate hoch ist, dann ist alles gut. Sondern man muß also wirklich genau darauf achten, wie hoch die spezifische Belastung plus Brutrate sind.

Götzmann, KWU: Das ist richtig, man muß 10 Jahre warten, aber wie lange müssen Sie warten bei einem Reaktor, der eine Verdopplungszeit hat, die größer ist als 12 oder 15 Jahre? Wir haben gerade aus diesem Grunde nur von der Verdopplungszeit gesprochen, weil nämlich zwei Dinge notwendig sind: die Brutrate und die spezifische Leistung. Die Brutrate ist bei uns nur hinterher ins Kalkül hereingekommen. Wir sind davon ausgegangen, daß genügend Plutonium vorhanden sein wird. Dieses erlaubt uns ein niedriges "rating", das vorteilhaft ist hinsichtlich der Fabrikationskosten, vorzuschlagen. Bei einem maximalen Abbrand von 100.000 MWd/t erreicht man mit einem solchen Brennstab 2,1 Vollastjahre. Unsere Auslegung sieht einen jährlichen Beladezyklus mit einem Faktor von 0,7 vor. Das waren die Gründe für unsere Wahl eines größeren Brennstabdurchmessers. Wir können jedoch jederzeit, falls dieses die Versorgungsstrategie erfordert, zu kleineren Brennstabdurchmessern gehen, um die Verdopplungszeit zu reduzieren. In diesem Falle muß man die Anlagekosten etwas erhöhen.

Kummerer, GfK: Ich wollte etwas mehr das Augenmerk darauf richten, daß man beide Dinge betrachten muß. Es ist natürlich jetzt nicht möglich, jetzt wirklich diese beiden Systeme gegeneinander völlig auszurichten. Aber man muß dieses wohl oder übel eines Tages tun.

Karsten, GfK: (an Herrn Kummerer gerichtet:) Herr Götzmann hat ja gesagt, bei diesen ganzen Strategien setzt man zunächst einmal voraus, daß das Plutonium von anderswo her zur Einführung da ist. Deshalb spielt der Gedanke, den Sie gerade äußerten, in jenen Überlegungen keine primäre Rolle, obwohl Sie im Prinzip recht haben.

(An Götzmann gerichtet:)

Dann zu Ihrer Verdopplungszeit, Herr Götzmann, Sie haben, glaube ich, immer diese "compound doubling times" gegeben.

Götzmann, KWU: Nein, lineare, das ist ganz schlicht Inventar des Reaktors.

Karsten, GfK: Dann ist es natürlich phantastisch, was Sie da sagen.

Götzmann, KWU: Aber die lineare Verdopplungszeit in dieser Definition enthält nicht das Excore-Inventar. Wenn man also auf die Systemverdopplungszeit geht und berücksichtigt z.B. ein Drittel Excore-Inventar, dann kommt also nicht die phantastische Zeit heraus, von der Sie sprachen.

Karsten, GfK: Das sollte man seriöserweise immer dabei sagen. Mir sind mittlerweile fünf verschiedene Begriffe über die Verdopplungszeit bekannt, und da kann man ein bißchen falsche Eindrücke erwecken. Aber Sie sagen es, unter der Voraussetzung, daß alles mit drin ist, kommt man natürlich auf etwas längere Zeiten; von denen spricht man allgemein.

Götzmann, KWU: Aber allgemein spricht man auch wieder von der Systemverdopplungszeit.

Karsten, GfK: Ich glaube, zu diesen Zahlen sollte man jeweils einen Kommentar abgeben.

PLENARDISKUSSION

L W R - Leichtwasserreaktor

Teuchert, KFA: Mich interessiert die Anwendung von verschiedenen Brennstoffzyklen in den Wasserreaktoren, und zwar wenn man Plutonium einsetzt oder auch wenn man den Thoriumzyklus betrachtet. Es ist eine gewisse Modifikation der Auslegungs- und Betriebsdaten erforderlich, und es ergibt sich eben vom Reaktor her eine Modifikation der verschiedenen Daten. Die Brennelementbeladung mit Spalt- oder Brutstoff wird wahrscheinlich sehr anders sein, die Leistungsspitzen (die Power-peak-Faktoren) werden sich vermutlich irgendwie ändern, das Abbrandverhalten wird sich ändern und das Regelverhalten - und viele andere Zahlen auch. Die Frage ist nun: Inwieweit ist das alles schon untersucht, und gibt es da unter diesem Gesichtspunkt gewisse Bevorzugungen für den Druckwasserreaktor oder für den Siedewasserreaktor? Kann man etwas sagen über das Entwicklungspotential dieser beiden Reaktoren im Hinblick auf andere Brennstoffzyklen als den niedrig angereicherten Zyklus?

Sommer, KKW Obrigheim: Für den Druckwasserreaktor möchte ich sagen: Wir haben in Obrigheim im letzten Zyklus 8 Pu-Elemente eingesetzt, und diese Pu-Elemente haben zwei Anreicherungsstufen gehabt; am Rande des Elementes von 2,0 Gew.-% und im Zentrum von 3,2. Dieses Konzept geht davon aus, daß die Pu-Elemente ständig als Inselemente in einer Uranumgebung stehen; deshalb muß man diesen Übergang entsprechend glätten. Hinsichtlich der Unterschiede zwischen Pu-Elementen und Uran-Elementen haben wir festgestellt, daß wir im ersten Betriebszyklus die Pu-Elemente so hoch wie möglich belasten müssen, denn bei anderen Einsatzvarianten, also wenn wir z.B. im ersten Zyklus die Elemente stark schonen würden, bekämen wir in der zweiten Einsatzzeit Schwierigkeiten in den Heißkanalfaktoren. Im Prinzip verringert sich dabei die Wirksamkeit der Steuerstabbank; allerdings hängt dieses auch sehr stark von der Position dieser Elemente im Core ab. Wir haben im ersten Zyklus diese Elemente außen an der Peripherie eingesetzt und deshalb keinen Unterschied feststellen können. Aus Versuchsgründen haben wir dann diese lokale Wirksamkeit von Pu und den lokalen Einfluß von Pu auf die Steuerstabwirksamkeit untersucht, und zwar haben wir die Wirksamkeit des Steuerstabes in einem Plutonium-Element verglichen mit der Wirksamkeit in einem homologen Uran-Element für unterschiedliche Temperaturstufen. Wir haben festgestellt, daß mit zunehmender Kühlmitteltemperatur die Wirksamkeit des Pu-Elementes gegenüber dem Uran-Element abnimmt. Ein weiterer Einfluß, den man noch sehen kann, ist der stärkere lokale Kühlmitteltemperaturkoeffizient. Diese Frage versuchte ich schon in meinem Vortrag anzudeuten. Wir haben festgestellt, daß bei neuen Elementen in der unteren Kernhälfte die Verschiebung der Leistungsdichte stärker ist als bei neuen Uran-Elementen;

aber das beinhaltet - wie gesagt - keine zusätzlichen Sicherheitsprobleme. Einen Einfluß auf den generellen Temperaturkoeffizienten, der dann z.B. bei Sicherheitsbetrachtungen wie Frischdampfleistungskurve usw. ausschlaggebend ist, haben wir bisher nicht feststellen können.

Wallenwein, HEW: Reaktorphysikalisch gilt für den Siedewasserreaktor im Prinzip das gleiche, nämlich Verringerung der Steuerstabwirksamkeit infolge des veränderten Neutronenspektrums. Aber das sind wohl Dinge, die den Physikern alle bekannt sind. Es gibt in Ergänzung dessen, was Herr Sommer sagte, eine für nicht alle von Ihnen bekannte relativ lange Historie hinsichtlich Pu-Elementen in Leichtwasserreaktoren, die schon fast vor 15 Jahren angefangen hat. Liegen die Vorteile in diesem Fall beim SWR oder beim DWR? Die Druckwasserreaktorhersteller werden manchmal verführt, einen Kostenvorteil für ihren Reaktor auszurechnen. Das gleiche gilt auch für die Siedewasserreaktorhersteller. Für mich als Betreiber ergibt sich in der Zusammenfassung aller vorliegenden Informationen ein vollkommen ausgeglichenes Feld. Was die Sicherheitstechnik anbetrifft, erinnere ich an ein diesbezügliches USAEC-Statement, aber ich glaube, diese Dinge sind im Prinzip ausgestanden. Sie betrafen hauptsächlich die Frage, wie man Plutonium transportieren kann. Für die Zukunft sind beide Reaktorsysteme so betreibbar, daß sie Plutonium im Rahmen der Eigenerzeugung wieder einsetzen können - und das für viele Jahre. Das ist unsere Politik. Und bei der Uranbeschaffung, bei der Beschaffung der Anreicherungsdienste wird im allgemeinen davon ausgegangen, daß Plutonium-Recycling im Rahmen der Eigenerzeugung die Basis der Planung sein soll. Lassen Sie mich noch etwas zum Thorium sagen. Man sollte die Frage stellen, ob man Thorium in Leichtwasserreaktoren verwenden kann. Man kann! Es gibt in der Bundesrepublik sogar einen Reaktor, wo man ein Thoriumelement eingesetzt hat. Herr Richter, Sie werden mich unterstützen; es gibt im KWL - oder gab es zumindest einmal - ein Element, wo alle drei möglichen Brutstoffe, nämlich U-235, Pu und Th, in einem Brennelement verwendet worden sind. Thorium hat im Prinzip zwei Vorteile, erstens gibt es sehr viel Thorium auf dieser Welt, vor allen Dingen in Brasilien, und zweitens hat es einen relativ höheren Schmelzpunkt. Die übrigen thermischen und sonstigen Eigenschaften sind, in Oxidform jedenfalls, denen des Urans sehr ähnlich. Pauschal würde ich sagen, in die heutigen Wasserreaktoren ist Thorium ohne große Schwierigkeiten einsetzbar, ohne daß man dabei gravierende oder sicherheitstechnische Änderungen durchführen müßte. Allerdings gibt es, wie Sie wissen, eine große Schwierigkeit in der Zukunft, das ist die Wiederaufarbeitung. Von dieser Seite her, die uns Betreiber ja das nächste Jahrzehnt oder noch länger beschäftigen wird, sehe ich keine Chance für Thorium, einfach deswegen, weil das Entsorgungsproblem ja auch gelöst werden muß.

Knödler, KWU: Herr Teuchert, wenn ich Ihre Frage richtig verstanden habe, ging es um eine vergleichende Betrachtung der beiden Reaktorsysteme Druck- und Siedewasserreaktor im Brennelementzyklus für Plutoniumrückführung. In erster Näherung, d.h. wenn man also die Neutronenphysik theoretisch betreibt und auch die Einsatzplanung theoretisch betreibt, sind beide Systeme gleichwertig. Diese Gleichwertigkeit kann sich auch in Zukunft bei einem wirklichen Markt für Plutoniumrecycling einstellen, weil dann wirklich entsprechende Puffer und auch entsprechende Fertigungskapazitäten vorhanden sind. Ich möchte Ihnen auch

gleich eine Zahl nennen für diese Zukunft. Diese Zukunft wird erst eintreten, wenn an einer Plutonium-Brennstäbe-erzeugenden Fabrik ein Volumen von etwa 200 t Pu/a durchgesetzt wird. Das ist also ein gewaltiges Volumen in Anbetracht der Misere, die wir heute bei der Aufarbeitung haben. Dieses Plutoniumrückführen wird zur Zeit gehandicapt durch die Verzögerungen im Anlauf der Aufarbeitungsanlagen. Bei dem heutigen Anfall von Pu, das - nicht übertrieben - tröpfchenweise anfällt, ist es leider so, daß die geringste Pönale der Brennelementfertigungskosten dann auftreten wird, wenn wir nur in einem Reaktortyp dieses Plutonium zurückführen würden, und es wäre noch geringer, wenn wir jetzt nach dem physikalischen Nachweis, der ja von meinen Vorrednern gut erläutert wurde, danach übergehen können, das Plutonium in Erstkerne zurückzuführen. Dann können wir nämlich auf einen Schlag, jeweils den Plutoniumberg, der dann kommen wird, wenn die Anreicherungsanlagen anlaufen oder echt angelaufen sind, wegarbeiten mit den geringsten Pu-Verarbeitungspönalen. Zu den Pu-Brennern möchte ich noch sagen, daß darüber Untersuchungen laufen, daß es aber sehr stark davon abhängig sein wird von der Zeit, bis sich so ein Pu-Brenner rentiert und wie weit sich die Rückführung von Plutonium in Erstkerne durchsetzen wird. Zum Thorium-Zyklus kann ich nur Herrn Wallenwein zupflichten, wir sind sehr daran interessiert, als Trägermaterial Thorium zu benutzen. Hier gibt es vielleicht hinsichtlich der Möglichkeit, die Überschußreaktivität besser durch das Chemical-Shim-System zu beherrschen, gewisse Vorteile für den Druckwasserreaktor. Es gibt Brüter-Entwicklungen, die auch Thorium benutzen und die vielversprechend sind. Wir aber sind sehr vorsichtig geworden mit dem Thoriumzyklus, nachdem die Erfahrungen auf dem Gebiet des normalen Brennstoffkreislaufes nicht gerade ermutigend sind. Mit der Aufarbeitung wollen wir erst einmal abwarten, welche Konstellation sich für den Thoriumzyklus in der Aufarbeitung ergeben wird.

Teuchert, KFA: Ich habe wirklich den Eindruck gewonnen, daß offensichtlich in beiden Reaktoren die Rückführung des Plutoniums recht gut machbar ist und daß man sich nur überlegt, wie man es am allerbesten macht. Offensichtlich sind keine Pönalen im Abbrand damit verbunden, weil hier auch der Jahreszyklus eingehalten wird. Hinsichtlich des Thoriums hätte ich noch weitere Fragen. Sie sprachen vorhin von dem "near breeder concept" in Amerika, wahrscheinlich meinen Sie dieses "feed blanket concept", was in Druckwasserreaktoren untersucht wird. Sieht man hier hinsichtlich weiterer Entwicklungen Unterschiede zwischen Druck- und Siedewasserreaktoren? Es ist ja so: im Thoriumzyklus wird Uran-233 erbrütet, und dieses Uran-233 hat gegenüber dem Uran-235 und auch gegenüber dem Plutonium ein sehr viel besseres η , also eine sehr viel bessere Ausnutzung der Spaltneutronen. Und dieses Material ermöglicht eben eine bessere Konversionsrate. Aber um die Konversionsrate (das haben wir bei Hochtemperaturreaktoren gefunden) hochzukriegen, ist es erforderlich, einen sehr viel höheren Einsatz an Schwermetall, an Thorium, im Reaktor vorzusehen, als es für den niedrig angereicherten Zyklus sonst nötig ist. Jetzt die Frage, kann man in den Wasserreaktoren einen solch hohen Thorium Einsatz bewerkstelligen oder gibt es Probleme? Kann man mit beiden Typen von Reaktoren "near breeder Konzepte" erreichen oder ist für den Siedewasserreaktor ein Problem damit verbunden, was nicht zu lösen wäre?

Knödler, KWU: Ich glaube, wir sind von diesem Thorium-Konzept im Brenn-

stoffzyklus noch zu weit entfernt, um sagen zu können, daß hier wirklich prinzipielle Unterschiede sind zwischen dem Druck- und dem Siedewasserreaktor. Ich kann mir sehr wohl vorstellen, wenn es sein müßte, d.h. wenn der Markt aufgrund der Brennstoffversorgung danach fragt, daß man einen Siedewasserkern genauso umbauen kann. Das ginge dann natürlich evtl. so weit, daß man Siedewasserkern mit Fingerbaut, daß man dort auch das "near breeder Konzept" verwirklichen könnte. Es gibt keine prinzipiellen Unterschiede in der Physik der beiden Reaktorsysteme, die - in erster Näherung gesprochen - das "near breeder Konzept" bei beiden Linien nicht ermöglichen würden. Andererseits haben wir heute bereits mehrfach gehört, daß der Entwicklungs- und Erfahrungsstand entscheidend ist. Wenn es also z.B. in fünf Jahren im "near breeder Konzept" beim Druckwasserreaktor eine erfolgreiche oder erfolgversprechende Entwicklung geben würde, dann wird man natürlich die Frage zu klären haben, wieviele Reaktoren dieses Typs werden benötigt? Meiner Meinung nach wird diese Zahl nicht über 50 liegen. Lohnt sich das, um eine neue Reaktorlinie aufzunehmen? (Man müßte eine Marktchance von mindestens 50 Reaktoren von mindestens je 1000 MW haben, um die Aufnahme einer neuen Linie wagen zu können.) Andererseits sind im gewissen Grad Einsparungen im Brennstoffzyklus - gemeint ist die Versorgung durch Natururan - eben auch mit den vorhandenen Reaktortypen möglich, hauptsächlich wenn man das entsprechende Pooling zwischen den verschiedenen Ländern und zwischen verschiedenen Reaktorgenerationen zustande bringt.

Wahba, LRA Garching: Herr Götzmann hat im Zusammenhang mit der Frage der Nachwärmeabfuhr beim Gasbrüter den Vergleich mit den Leichtwasserreaktoren angestellt. Für die Wärmesenke nannte er eine Ausfallwahrscheinlichkeit von 10^{-3} . Wie sind die Zahlen bei LWRs?

Mayr, KKW Obrigheim: Lesen Sie bitte mal im Rasmussen-Report nach, das steht dort schwarz auf weiß. (Antwort Götzmann siehe unter GSB.)

Amrouni, FRAMATOME: What happens to fuel decay problems and core activity in case of Pu recycling in light-water reactor? (Diese Frage ist an Herrn Sommer gerichtet.)

Sommer, KKW Obrigheim: Wenn ich Sie richtig verstanden habe, sprechen Sie das Thema der Aktivitätsausbrüche oder überhaupt der Kühlmittel- ausbrüche beim Recycling von Plutonium an. Wir hatten in Obrigheim bei einem Einsatz von 8 Plutonium-Elementen eine Zunahme der Kühlmittelaktivität beobachtet, die aber nur zu einem sehr geringen Teil von dem Plutonium selbst kam. Die Aktivität teilt sich auf drei Elemente auf, wobei bei den drei Elementen eines ein Testelement war, das andere war ein Prototyp-Plutonium-Element, das echte Fehler hatte.

Wallenwein, HEW: Ich habe das Gefühl, es wird nach einer sicherheitstechnischen Zielrichtung gefragt; meines Erachtens gibt es hier keine grundsätzlichen Unterschiede zwischen Uran- und Thoriumbrennelementen, die sollte es nicht geben. Wir Betreiber und auch die Hersteller bemühen uns ja, Brennelemente herzustellen und zu betreiben, die nicht kaputt gehen - das ist jedenfalls das Ziel.

Kummerer, GfK: Durch die letzte Bemerkung bin ich zu einer kleinen Stellungnahme angeregt worden. Ich glaube, bei der Plutonium-Rückführung sollte man sich schon grundsätzlich klar sein, daß man beim Siedewasserreaktor immerhin einen Direktkreislauf hat, während beim Druckwasserreaktor man immerhin noch einen Sekundärkreislauf dazwischen hat. Ich möchte den Gedanken hier jetzt nicht ausspinnen, aber bei der ganzen Plutonium-Diskussion wird man um diesen Unterschied nicht herumkommen. Zur Frage im Zusammenhang mit dem Coreschmelzen, die ja immerhin durch alle Zeitungen hindurchgeistert: Es wird oft die Häufigkeit des größten anzunehmenden Auslegungsstörfalles, der mit 10^{-3} oder 10^{-5} eintritt, verwechselt mit dem Coreschmelzen. Ich möchte darauf hinweisen, daß dazwischen auf jeden Fall eine große Sicherheitsspanne ist. Und es wurde beim GSB ein Vergleich zum Leichtwasserreaktor gemacht. Natürlich wurde für beide Systeme diese Sicherheitsspanne als gleich angesehen. Man würde nämlich in dieser Spanne die Maßnahmen der Notkühlung einzusetzen haben. Und die Notkühlungskonzepte, wie sie heute für die Leichtwasserreaktoren sozusagen durch alle Sicherheitsgremien gelaufen sind, das kann man sicher annehmen, werden auch für diesen Gasbrüter dann wohl anzunehmen sein, obwohl sie im einzelnen noch nicht ausgeheckt sind. Und von da aus kann man natürlich durchaus sagen, daß das Coreschmelzen bei einem Gasbrüter dieselbe Wahrscheinlichkeit haben wird wie das Coreschmelzen bei einem Leichtwasserreaktor, unter der Voraussetzung, daß man die äquivalenten Notkühlungseinrichtungen bzw. Notkühlungsmaßnahmen hier einsetzen wird und einsetzen kann, was natürlich zuerst noch zu prüfen sein wird. Aber das ist ja auch der Grund, warum dieses Gasbrüterkonzept eben heute noch nicht so weit ist, daß man unmittelbar einen Reaktor bauen könnte. Aber bitte, versuchen wir wenigstens hier in dieser ganz öffentlichen Diskussion, immer diese ewigen Verwechslungen zu vermeiden, daß der größte anzunehmende, der Auslegungsstörfall, immer mit dem Coreschmelzen gleichgesetzt wird. Das ist wichtig, ich meine, das mag für andere Leute immer etwas schwierig sein, aber wir müssen unsere gedanklichen Überlegungen sauber definieren und sauber unterscheiden.

Szeless, KPG Wien: Meine Frage bezieht sich auf ein Charakteristikum des Leichtwasserreaktors, und zwar habe ich vor ganz kurzer Zeit einen AEC-Bericht gelesen, und in diesem Bericht wurde die integrale Strahlenbelastung des Betriebspersonals für Siedewasserreaktoren und Druckwasserreaktoren in den Vereinigten Staaten verglichen. In dieser Studie ist der Druckwasserreaktor eigentlich sehr schlecht weggekommen, und zwar mit einem Faktor von ungefähr 2 über dem Siedewasserreaktor. Jetzt würde ich gerne die Herren Sommer und Wallenwein fragen, ob in Deutschland diesbezügliche Berichte vorliegen bzw. wie die Erfahrungen zu diesem Problem ausschauen.

Mayr, KKW Obrigheim: Ich kann keinen Vergleich geben zwischen Siedewasserreaktor und Druckwasserreaktor. Ich habe selbst noch keinen gemacht. Ich kann also von unserer Seite (DWR) sagen, daß die relativ hohen Strahlenbelastungen, ungefähr ein Viertel der Belastungen, vom Brennelementwechsel und allen damit zusammenhängenden Problemen - ja, der Rest ist schon sehr diffus. Für die Betriebsmannschaft, muß man sagen, rührt etwa noch einmal derselbe Anteil (nicht ganz) - in unserem Falle 18 % - von der Aufbereitung von Leichtwasser im weitestens Sinne her. Der Rest ist quer durch die Anlagenaufgaben verstreut. Diese Zahlen habe ich im Gedächtnis. Genauere Untersuchungen liegen

im Grundsatz vor. Die könnten Sie, soweit sie Sie interessieren, gern einsehen.

Wallenwein, HEW: Ja, zu diesen Untersuchungen gibt es natürlich Gerüchte. Ich möchte vor allem auf die Informationen des LWR-Ausschusses verweisen, die meines Erachtens nicht sehr instruktiv sind, und natürlich geben auch die Kernkraftwerke selber Auskunft. Da wir, HEW, keinen Reaktor in Betrieb haben, kann ich nur über die Dinge von anderen Leuten berichten. Sicherlich ist es ganz klar, daß die Strahlenbelastungen des Personals nicht nur von Brennelementschäden, sondern ganz wesentlich auch von aktivierten Korrosionsprodukten und Kontaminationen und ähnlichen Dingen herrühren. Die Strahlenbelastungen, die aus den Brennelementen kommen, kann man m.E. am besten dadurch reduzieren, indem man die Brennelemente dicht macht. Die Strahlenbelastungen aus den Korrosionsprodukten und aus ähnlichen Dingen kann man aber auch verringern, wir tun das ja auch bei dem etwas fortgeschrittenen Siedewasserreaktor, z.B. durch fernbediente Anordnungen, durch spezielle Absaugsysteme an Armaturen und ähnliches. Man hat also schon Ideen gehabt, wie man diesem Problem zu Leibe rücken kann und will. Man wird ja noch Erfahrungen sammeln müssen, und ich möchte ein bißchen die jetzt laufenden Demonstrationsreaktoren - diese sind ja im wesentlichen unser heutiges Quellenmaterial der Erfahrungen - als nicht zu repräsentativ hinstellen, weil einfach die Verbesserungsmaßnahmen an den Folgereaktoren noch keine Chance hatten, ihre Wirksamkeit zu zeigen.

H T R - Hochtemperaturreaktor

Schwarz, VEW: Ich möchte einen kurzen Situationsbericht aus der Sicht des Betreibers zum Stand des HTR geben. Aus Zeitungsberichten ist, glaube ich, allgemein bekannt, daß in den Vereinigten Staaten sehr viele Kernkraftwerksprojekte verschoben worden sind, darunter auch die Hochtemperaturprojekte, zumindest die großen Typen mit beträchtlichen Megawatt. Der einzige, der einigermaßen termingerecht weiterläuft, ist ein 770 MW-Typ. In Deutschland sind die Arbeiten in gewisser Weise davon abhängig; sie sollen zügig weiterlaufen, und - wenn der Zeitplan eingehalten wird - kann es sogar sein, daß wir den ersten 1160 MW Hochtemperaturreaktor in der Welt bauen werden. Das bringt natürlich zusätzliche Risiken mit sich, zusätzlich zu den Risiken der Übertragung von den Vereinigten Staaten nach Deutschland. Wir haben die Risiken anderer Standards und andere und, wenn wir den ersten bauen, haben wir noch zusätzlich die Risiken, daß wir eben die ersten sind. Diese Risiken müssen wir eben nach Kräften abzudecken versuchen. Vorläufig bisher paßt der Zeitplan noch so, daß wir zügig weitermachen, wobei es durchaus sein kann, daß zügig nicht heißt, daß es ausreichend schnell ist. Wir brauchen 1981 etwa 1200 MW, es kann sein, daß wir selbst bei zügigem Fortschreiten das nicht mit einem Hochtemperaturreaktor schaffen. In dem Falle werden wir zuerst einmal einen Leichtwasserreaktor bestellen müssen. Das zur allgemeinen Situation. Jetzt zum Brennelement. Wir haben gerade von General Atomic in den Vereinigten Staaten erfahren, daß das Referenzbrennelement für die großen Hochtemperaturreaktoren nunmehr festgelegt wurde; ich glaube, es gab eine große Variations-

breite karbidischer, oxidischer Feed-breed-Partikeln und verschiedener Beschichtungen, verschiedener Matrizen usw. Jetzt hat man sich festgelegt auf karbidische Feed-Elemente und oxidische Breed-Elemente, also nahezu reine Uran- und Thorium-Elemente. Dieser Brennstoff ist schon in seinem alten Teil, also in seinen Partikelchen, und auch in den kleinen "sticks" sehr ausführlich getestet worden. Als ganzes ist er noch nicht getestet worden, und die endgültigen Testergebnisse des Referenzbrennstoffes sind erstmals für 1984 zu erwarten. Das heißt man plant jetzt, ein Referenzbrennelement zu machen und das in den Prototypreaktor von St. Vrain bei der ersten Nachladung einzusetzen. Der Fort St. Vrain Reaktor hat einen 6-Jahres-Zyklus, woraus sich dann diese langen Zeiträume ergeben. Das heißt aber nicht unbedingt, daß man jetzt große Sorgen haben müßte. Die Einzelteile sind recht gut bekannt, und das Vertrauen, daß das Ganze auch gehen wird, ist doch recht groß. Ein weiterer Punkt ist der Brennstoffzyklus. Hier müssen wir unterscheiden nach der technischen Entwicklung, die im vollen Dampf ist. Auch da haben sich Verzögerungen ergeben. Verzögerungen aber gehen im Gleichklang mit der Verschiebung der großen Reaktoren, so daß man nach wie vor der Meinung ist, etwa rechtzeitig fertig zu werden. Eine große Wiederaufbereitungsanlage soll ja in den Vereinigten Staaten etwa 1988 in Betrieb gehen. Das ist für Europa sehr schön, aber nicht allzu hilfreich, denn wir können die großen Brennelementblöcke nicht in die Vereinigten Staaten verschiffen, weil das einfach zu teuer ist. Wir müssen also zumindest hier in Europa eine Verbrennungsanlage bauen für Graphitblöcke, und das ist schon recht teuer, wenn man von einem kleinen Markt ausgeht. Man hat hier in Europa zusätzliche Kostenpönanalen einfach aufgrund der geringen Marktgröße. Wenn man jetzt den Brennstoff verbrannt hat, erhebt sich die Frage, was man mit der Asche macht. Dann gibt es wiederum zwei Möglichkeiten; die Asche könnte man evtl. in die Vereinigten Staaten verschiffen vom Volumen her, man muß allerdings eine Einfuhrgenehmigung für Spaltprodukte bekommen. Wenn man aber die Asche auch hier in Deutschland wiederaufbereiten würde - dasselbe gälte für die Verbrennungsanlagen - dann hätten wir einen relativ kleinen Durchsatz mit relativ hohen Kosten. Diese Fragen müssen selbstverständlich in irgendeiner Form abgesichert werden, bevor wir einen ersten Hochtemperaturreaktor bestellen. Ein weiteres sehr interessantes Problem ist die Sicherung der Bestellung bzw. die Lieferung von hochangereichertem Uran. Wie ich hier schon andeutete, haben wir die Partikeln, die aus hochangereichertem Uran bestehen, und Thoriumpartikeln, die nur aus Thorium bestehen. Wir haben eben nur Uran und nur Thorium. Die Lieferung des hochangereicherten Urans könnte evtl. gefährdet sein, wenn sich die politischen Verhältnisse ändern, denn wir bekommen es zur Zeit nur aus den Vereinigten Staaten. Es könnte auch dann gefährdet sein, wenn z.B. jemand auf die irre Idee kommen sollte, Brennstoff in der Bundesrepublik zu stehlen, woraufhin sich dann die USAEC veranlaßt fühlen könnte zu sagen: Jetzt aber keinen Brennstoff mehr in dieses unsichere Land. Wir sind daher als Betreiber sehr stark daran interessiert, uns abzusichern für diesen Fall. Da gibt es zwei Absicherungsmöglichkeiten, einmal als Mock-up-Variante den niedrigangereicherten Zyklus und als andere Mock-up-Variante die Mischung von Plutonium und Thorium - und hier wäre ich sehr glücklich, wenn auf diesem Gebiete etwas mehr geforscht werden würde. Diese Fragen sind alle vor einer Bestellung eines großen Reaktors - wie gesagt - zu klären. Ich wollte abschließend noch ein Wort zu dem ewigen Streitpunkt "Kugel oder Block" sagen. Wir können uns heute nur mit dem Block beschäftigen, weil nur der Blockreaktor angebotsreif ist. Wir sind aber nach wie vor der Meinung, daß die Kugel einige interes-

sante Eigenschaften hat, die es wert machen, sie weiter zu verfolgen. In der Diskussion heute morgen wurde schon angedeutet, daß das höhere Temperaturpotential der Kugel gegeben ist. Wir sehen darin aber noch ein weiteres Potential, nämlich ein rein wirtschaftliches Potential. Wir glauben, daß ein Brennstoffzyklus mit Kugeln billiger ist. Das ist vielleicht für die USA nicht so interessant, weil dort der Markt groß genug ist und die Marktgegebenheiten andere sind. Die Schwierigkeiten des Head-ends der Wiederaufbereitung etc. fallen hier mehr ins Gewicht, so daß wir hier mehr darauf angewiesen sind, das technische Potential voll auszuschöpfen.

G S B - Gasgekühlter Schneller Brüter

Föglein, NKH: Wie ist die forcierte Entwicklung des Gasbrüters zur Zeit zu verstehen? Ist sie auf dem Hintergrund der zu erwartenden Erfahrungen der Komponenten- und Anlagentechnologie aus dem THTR-Geschäft abzuleiten, oder ist das wirtschaftliche Potential des Gasbrüters allein ein entscheidendes Kriterium für die forcierte Projektforschung beim Gasbrüter? Beim THTR meine ich nicht nur den jetzigen THTR mit Dampfturbinenanlage, sondern den zukünftigen mit der direkten Einkreis-Gasturbinenanlage. Ist hier eine gemeinsame Entwicklung denkbar, und wie ist sie so zu sehen?

Götzmann, KWU: Sie haben drei Fragen gestellt. Die erste haben Sie selbst beantwortet, weil der THTR noch ergänzt wird um den Begriff der amerikanischen Reaktoren, also alle gasgekühlten Zweikreisanlagen. Die zweite Frage, die Frage des wirtschaftlichen Potentials: Ich habe heute morgen mein Augenmerk auf die spaltstoffversorgungsstrategischen Aspekte gelegt. Die Anlagekosten sind in der letzten Zeit bei uns nicht geschätzt worden. Ich kann also im Augenblick dazu nur globale Äußerungen machen, und das sind die, daß wir da für den Gasbrüter ein Potential sehen, weil er in seiner Anlagentechnik so sehr dem HTR ähnelt. Wenn der also entweder schon im Markt ist oder unmittelbar vor der Markteinführung steht, haben wir eine berechtigte Hoffnung, daß wir ein gutes Kostenbild für den Gasbrüter abschätzen können. Die dritte Frage bezog sich darauf, inwieweit HHT-Entwicklung und Gasbrüter-Entwicklung miteinander gekoppelt sind. Eine direkte Kopplung besteht nicht. Gewisse Komponenten haben beide Systeme gemeinsam, z.B. die Wärmeisolation, den Spannbetonbehälter, die Gebläse usw. Es ist auch möglich, einen Gasbrüter mit einer Gasturbine im Direktkreis zu bauen; dieses steht bei uns bereits im Konzept, ist aber nicht das, was wir im Augenblick forcieren. Unsere Entwicklungsphilosophie ist die, nur einen ganz kleinen Schritt zu machen, und das führt uns zu einem Gasbrüter mit Zweikreisanlage.

Brandes, HRB: Darf ich dazu noch einen kleinen Kommentar machen? Wir von HRB und General Atomic sehen den Gasgekühlten Schnellen Brüter als eine konsequente Fortentwicklung des Hochtemperaturreaktors an. Der Gasgekühlte Schnelle Brüter macht Gebrauch von der Technologie Spannbetonbehälter/Helium, und deswegen sind auch in Amerika Überlegungen gemacht worden.

Wahba, LRA Garching: Herr Götzmann hat im Zusammenhang mit der Frage der Nachwärmeabfuhr beim Gasbrüter den Vergleich mit den Leichtwasserreaktoren angestellt. Für die Wärmesenke nannte er eine Ausfallwahrscheinlichkeit von 10^{-3} . Wie sind die Zahlen bei LWRs?

Götzmann, KWU: Wir sagen, daß die Nachwärme im Falle des Druckverlustunfalles beim Gasbrüter mit derselben Wahrscheinlichkeit abgeführt werden kann wie in der entsprechenden Situation beim Leichtwasserreaktor, und das ist der den Auslegungsuntersuchungen zugrunde gelegte große Bruch in der Rohrleitung. Dazu gehört auch das Einspeisesystem beim DWR einschließlich aller zusätzlichen Anordnungen. Deren Ausfallwahrscheinlichkeit ist in der gleichen Größenordnung wie die Ausfallwahrscheinlichkeit für das Nachwärmeabfuhrsystem des Gasbrüters. Um nun auf Ihre Frage einzugehen: Was Sie bewegt, ist die Frage, wie wahrscheinlich ist das Kernschmelzen? In erster Linie muß man auf die Rasmussen-Studie zurückgreifen, da ist das Material am besten zusammengetragen. Aber, um hier nur einmal eine Größenordnung zu diskutieren, wenn man das Versagen als das auslösende Ereignis ansieht, nämlich daß z.B. die Rohrleitung mit einer Wahrscheinlichkeit in der Größenordnung von 10^{-5} reißt, denn auf diesen Fall muß man jetzt wahrscheinlichkeitstheoretisch agieren, dann ist die Wahrscheinlichkeit, daß das System versagt, eine Multiplikation in der Mathematik, und das führt dann bei 10^{-3} zu Zahlen von 10^{-8} oder einer ähnlichen kleinen Zahl.

Teuchert, KFA: Sie leisten auch einen Kommentar zu dem, was Herr Schwarz bezüglich Brennstoffzyklen in Hochtemperaturreaktoren sagte. Wir haben in dieser Beziehung verschiedene Studien gemacht. Mit dem Plutonium/Thorium-Zyklus haben wir uns relativ wenig befaßt, aber wir haben den Kugelhaufentyp des Hochtemperaturreaktors studiert, in diesem Fall den Einsatz von niedrigangereichertem Uran einerseits, andererseits den Einsatz von hochangereichertem Uran und Thorium; den Fall des Recyclierens und den Fall, im Thorium-Zyklus den Einsatz so zu manipulieren, daß wir Konversionsraten im Bereich von 0,9 bis 0,95 kriegen, so daß wir also nahezu ein "near breeder Konzept" haben. Es zeigt sich also, daß der Reaktor für diese Zyklen sehr brauchbar ist. Es zeigt sich auch vor allen Dingen, daß derselbe Reaktor in allen eben genannten Zyklen betrieben werden kann, daß beispielsweise ein Regelsystem für alle Zyklen reicht, das zu Anfang installiert ist. Und es zeigt sich noch in dieser Studie, daß man den Reaktor unter Volllast schrittweise von einem Zyklus in den anderen überführen kann, wobei die Schwierigkeiten eigentlich nicht auftreten. Man muß bisweilen bei diesem kontinuierlichen Beschickungsprinzip, wenn man vom niedrigangereicherten Zyklus zum Thorium-Zyklus übergeht, eine Schicht von Kugeln dazwischenschichten lagern, die also als gewisse Pufferzone dient und um da lokale Leistungspeaks zu vermeiden. Aber im Prinzip ist der Übergang zwischen diesen Zyklen unter Volllast durchführbar.

Schwarz, VEW: Mein Hinweis bezog sich eigentlich mehr auf das Testen von Brennelementen; denn wenn wir plötzlich vor der Situation stehen, daß wir kein hochangereichertes Uran mehr bekommen, müssen wir plötzlich leichtangereichertes Uran nehmen oder Plutoniumelemente. Darf ich noch einmal zu den gesammelten Bemerkungen etwas sagen? Es ist natürlich richtig, daß man zwischendurch auf eine Zwischenstufe einbiegen muß. Das ändert aber nichts an der wirtschaftlichen Seite.

Generelles

Kersting, Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar: Damit Sie sich nicht auch noch weiter fragen, warum ich hier eigentlich sitze, habe ich mir einige Punkte überlegt zu den Charakteristika der Reaktorsysteme, und zwar speziell im Hinblick auf die Brennelemente. Ich möchte jetzt eine Wunschliste nennen der Leute, die nicht, wie Herr Sommer und auch Herr Wallenwein, eine Anlage betreiben, sondern die dabei sind, eine zu bauen und sie irgendwann betreiben möchten - und die vielleicht auch noch mehr Anlagen kaufen möchten. Unser erstes Problem - und das ist eben das Problem der Leute, die eine Anlage noch nicht betreiben - ist die Genehmigung. Die Genehmigungsfähigkeit würden wir deshalb im Augenblick zumindest zeitlich als Priorität ansehen, die Genehmigungsfähigkeit und damit auch die Sicherheit der Brennelemente und automatisch damit der Anlage. Der zweite Punkt, der uns im Augenblick sehr interessiert, weil wir ihn noch nicht kennen, ist die Betriebssicherheit der Anlage, wiederum durch die Brennelemente bedingt, und damit natürlich auch die Verfügbarkeit der Anlage. Der dritte Punkt, der eben zeitlich auch als nächster Prioritätspunkt kommt, ist die Flexibilität der Anlage, die wiederum aus den Brennelementen sich ergibt, und zwar Flexibilität im Hinblick auf die Zyklen, die Sie fahren können, auf die Zyklen im Jahr gesehen und auf die tägl. Lastzyklen, d.h. auf die Flexibilität der Anlage, was die Nutzenanforderungen angeht, auch die Flexibilität, was die Reparaturen angeht. Die Dosisleistungen des Personals wurden schon kurz erwähnt. Das sind alles Sachen, die uns noch sehr große Sorgen machen, weil wir sie noch nicht kennen. Die Handhabung der Brennelemente im Betrieb spielt auch darein, aber auch die Handhabung der Brennelemente nach ihrem Betrieb. Die Wirtschaftlichkeit ist auch nicht gerade unbedeutend, aber ich würde sie zumindest, was ihren Zahlenwert angeht, fast als sekundär bezeichnen, weil all die Punkte, die ich vorher aufgezeichnet habe, meiner Meinung nach viel mehr in diese Wirtschaftlichkeit eingehen können als die Rechnungen, die man mit deren Parametern durchgeführt hat. Ebenso sekundär scheint mir im Augenblick das, was die Leute, die Reaktoren entwickeln, immer wieder betonen: das Entwicklungspotential. Natürlich ist das wichtig, aber nicht so sehr im Augenblick für uns. Ich möchte da nur an das Beispiel der überkritischen konventionellen Anlagen erinnern, die sicherlich auch ein großes Entwicklungspotential haben, die aber dann durch die Entwicklung allgemein überholt wurden. Ich möchte all diejenigen, die damit zu tun haben, sich neue Konzepte auszudenken, die an Projekten arbeiten und die versuchen, diese Projekte dann auch zu vertreiben und zu verkaufen, doch bitten, über diese Punkte ganz intensiv nachzudenken.

Sektion 2

Systembedingte Auslegung der Brennelemente

Vorsitzender: H. Krämer, KFA Jülich
Stellvertreter: W. Theymann, HRB Mannheim
Weitere Panelmitglieder: H. Kummerer, GfK Karlsruhe
W. Uhde, TÜV Hamburg
H. Schmale, RWE Essen

Vorträge

2/1	LWR – Leichtwasserreaktor <i>R. Holzer, KWU Erlangen</i>	103–115
2/2	HTR – Hochtemperaturreaktor <i>A. Mittenbühler, Gesellschaft für Hochtemperaturtechnik, Bensberg</i> <i>R. Röllig, HRB Mannheim</i>	117–132
2/3	SNR – Schneller Natriumgekühlter Reaktor <i>H. Mayer, INTERATOM Bensberg</i> <i>H. Spenke, INTERATOM Bensberg</i>	133–146
2/4	GSB – Gasgekühlter Schneller Brüter <i>W. Jung, KWU Erlangen</i> <i>W. Krug, KFA Jülich</i>	147–159
	Einzel- und Plenardiskussion	161–179

SYSTEMBEDINGTE AUSLEGUNG DER BRENNELEMENTE FÜR LEICHTWASSERREAKTOREN

R. Holzer
Kraftwerksunion Erlangen
Erlangen

Einleitung

Die Analyse der vom System her vorgegebenen Beanspruchungen steht am Anfang der Aktivitäten, die unter dem Begriff "Brennelementauslegung" zusammengefaßt werden. Das Ziel der Brennelementauslegung besteht darin, sicherzustellen, daß die Integrität der Brennstäbe unter allen zu berücksichtigenden Betriebs- und Störfallbedingungen gewährleistet werden kann. Im Hinblick auf diese Forderungen werden zulässige Beanspruchungen definiert und in "Auslegungskriterien" zusammengefaßt. Aus diesen Kriterien resultieren Anforderungen an das Brennelement, die bei der Konstruktion zu berücksichtigen sind und die auch in Werkstoff-, Produkt- und Herstellungsspezifikationen zum Ausdruck kommen.

Kurzbeschreibung der DWR- und SWR-Brennelemente

Da die Konstruktion im wesentlichen als bekannt vorausgesetzt werden kann, möchte ich auf den Aufbau und die wichtigsten Daten der LWR-Brennelemente nur ganz kurz anhand einiger Abbildungen eingehen. Als Beispiele werden die Konstruktionen gewählt, die in den Kernkraftwerken der KWU mit Leichtwasserreaktoren der 1300 MWe Leistungsklasse zum Einsatz kommen.

Die Abb. 1 zeigt das Brennelement eines Druckwasser-Reaktors. Charakteristisch ist die konstruktive Einheit des Brennelements mit dem von oben kommenden Steuerelement. Die einzelnen Steuerstäbe des Steuerelements, die durch

eine Spinne zusammengehalten und gemeinsam bewegt werden, sind über den Querschnitt des Brennelements verteilt und werden im Brennelement in den Führungsrohren aufgenommen. Diese Führungsrohre bilden zusammen mit den Abstandshaltern sowie Kopf und Fuß das Brennelementskelett, in dem die Brennstäbe federnd gelagert sind. Für die 1300 MWe Kernkraftwerke kommt ein Bündel in 16 x 16 Anordnung mit 236 Brennstäben und 20 Führungsrohren zum Einsatz. Die Brennstäbe bestehen aus UO_2 -Tabletten in Zry-4-Hüllrohren. Das Standard-Brennelement hat Abstandshalter aus Inconel und Führungsrohre aus Stahl. Der Stabdurchmesser für alle KWU-DWR-Brennstäbe beträgt 10,75 mm, die Hüllrohrwanddicke ist 0,725 mm. Diese Werte wurden seit dem Erstkern des Kernkraftwerks Obrigheim nicht geändert und gelten für alle Leistungsgrößen.

In Abb. 2 ist eine Kernzelle des KWU-Siedewasserreaktors dargestellt. Das Brennelement der Baulinie 72 besteht aus einem 8 x 8 Bündel mit 63 UO_2 -Zry-2 Brennstäben und einem sogenannten Wasserstab, an dem die Abstandshaltergitter befestigt sind. 8 Brennstäbe werden als Tragstäbe verwendet und stellen die Verbindung zwischen Kopf- und Fußstück her, so daß das Brennelement über den Tragbügel des Kopfes gehandhabt werden kann. Um unterschiedliche Längenänderungen aufzunehmen, sind sowohl die Normal-Brennstäbe als auch die Tragstäbe im Kopf axial gleitend geführt. Der Kühlkanal wird von einem Zry-Kasten gebildet, der das Brennelement strömungsdicht umschließt, jedoch axiale Differenzdehnungen relativ zum Brennelement zuläßt. Die Kästen von jeweils 4 Brennelementen bilden den Führungskanal für einen von unten kommenden kreuzförmigen Steuerstab. Im einzelnen wurde auf diese Konstruktion bereits in einem früheren Vortrag eingegangen.

Die Tab. 1 stellt die wichtigsten Daten der DWR-Brennelemente (Typ KKU) und der SWR-Brennelemente Baulinie 72 (Typ Gundremmingen B und C) zusammen.

Zusammenhänge zwischen der Charakteristik der Reaktorsysteme und den Betriebsbeanspruchungen der Brennstäbe

Auslegungskriterien. Geht man von dem heute etablierten Aufbau der Druck- und Siedewasser-Reaktorkerne aus, so wie er in Sektion 1 und im Vorausgegangenen beschrieben wurde, so läßt sich ein Überblick über die systembedingten Anforderungen und Kriterien am besten am Beispiel der Brennstabauslegung darstellen. Da für die Brennstäbe der Druck- und Siedewasser-Reaktoren im Prin-

zip die gleichen Überlegungen angestellt werden, kann dieser Überblick unabhängig vom Reaktortyp gegeben werden.

In Abb. 3 sind in der linken Spalte einige wichtige vom System vorgegebene Auslegungsvoraussetzungen angegeben. Sie lassen sich in 5 Hauptgruppen zusammenfassen, nämlich:

- Kernaufbau,
- Kernphysik,
- Thermohydraulik des Kerns,
- Eigenschaftsspektrum der im Kern eingesetzten Werkstoffe,
- Kühlmittelchemie.

Diese Auslegungsvoraussetzungen bilden die Grundlage für die Auslegungsrechnungen, die in der Mitte der Abbildung stichwortartig dargestellt sind. Hierzu gehört die Beschreibung der Temperaturverteilung und der Wärmedehnungen von Hüllrohren und Brennstofftabletten ebenso wie die Erfassung der strahleninduzierten Dimensionsänderungen und die Beschreibung der zeitlich veränderlichen Spannungen und Dehnungen der Hüllrohre im Zusammenspiel des Kühlmittel-Außendrucks mit dem Spaltgas-Innendruck. Diese genannten Größen stehen in vielfältigen Wechselbeziehungen sowohl untereinander als auch mit den in der linken Spalte der Abbildung angeführten Auslegungsvoraussetzungen.

Zusammenfassend und vereinfachend kann gesagt werden, daß die Auslegungsrechnungen angestellt werden, um die zu erwartenden Temperaturen und Dimensionsänderungen in den beiden Hauptkomponenten des Brennstabes, also in den UO_2 -Tabletten und in den sie umgebenden Zircaloy-Hüllrohren sowohl einzeln als auch in ihren gegenseitigen Abhängigkeiten quantitativ zu erfassen und vorherzusagen.

In der Spalte ganz rechts in Abb. 3 sind schließlich stichwortartig einige wichtige Auslegungskriterien genannt. Sie ergeben sich, wenn man die verschiedenen Effekte, die bei der Auslegungsberechnung untersucht werden, daraufhin analysiert, in welchen Eigenschaften eine Begrenzung der Einsatzfähigkeit der Brennstäbe begründet sein kann.

Um den Auslegungsanforderungen zu genügen, müssen vor allem die Spannungen und Dehnungen der Hüllrohre wirksam begrenzt werden, so daß sie mit einem

gewissen Sicherheitsabstand innerhalb der zulässigen Auslegungsgrenzen liegen. Dies geschieht durch Anpassung der konstruktiv und auslegungsmäßig wählbaren Parameter (wie z.B. Hüllrohrwanddicke, Brennstabvorinnendruck, Einfüllspiel zwischen Tabletten und Hüllrohr und Spaltgas-Plenum im Brennstab) an die aus den Auslegungsvoraussetzungen resultierenden Beanspruchungen sowie durch die Wahl geeigneter Werkstoffe und die Festlegung der zu fordernden Werkstoffzustände im Rahmen der Spezifikationen. Es ist jedoch wichtig, sich klar zu machen, daß die Überlegungen nicht nur in eine Richtung gehen und gehen dürfen, sondern daß auch rückwirkend aus der Kenntnis der Betriebsbeanspruchungen der Brennstäbe entsprechende Optimierungsbemühungen im Hinblick auf die zugrunde liegenden systembedingten Auslegungsvoraussetzungen angestellt werden. Hierzu gehört z.B. der Brennelement-Umsetzplan und die Betriebsweise des Kernkraftwerks. Es hat sich gezeigt, daß die Umsetzpläne unter Wahrung der reaktorphysikalischen Kriterien sehr wohl auch an die Erfordernisse der brennstabmechanischen Auslegung angepaßt werden können (z.B. Leistungsgeschichte, Lastsprünge) und daß ähnliches für den Einsatz der Steuerelemente gilt.

Insofern ist also die Brennelementauslegung keinesfalls als Einbahnstraße, sondern eher als iterativer Prozeß zu verstehen.

Das allgemeine Ziel der mechanischen Brennstabauslegung kann so formuliert werden, daß die mechanische Integrität der Brennstäbe im Betrieb einschließlich der Auslegungsstörfälle über die ganze Lebensdauer hinweg bis zu einem örtlichen maximalen Auslegungsabbrand von ca. 50.000 MWd/tU sichergestellt sein muß. Diese Forderung nach mechanischer Integrität schließt auch den Brennelementtransport, die Handhabung, das Beladen und die Beanspruchungen beim Brennelementwechsel mit ein.

Für den GaU ist zumindest die Not-Nachkühlbarkeit des Kerns und damit die Kontrolle über die Freisetzung radioaktiver Spaltprodukte nachzuweisen.

Wegen der bereits erwähnten vielseitigen Wechselbeziehungen zwischen Leistung, Betriebsweise, Temperaturverteilung, Spaltgasfreisetzung und Dimensionsänderungen, die in Abb. 3 durch Pfeile und Doppelpfeile angedeutet sind, ist es zweckmäßig, aus der Vielzahl möglicher Leistungsgeschichten gewisse charakteristische Grenzfälle herauszugreifen, die in ihrem Verhalten die Beanspruchungen der Brennstäbe des Kerns überdecken.

In Zusammenhang mit den nun zu diskutierenden Auslegungsgrenzen möchte ich der Auslegungspraxis folgend 3 solche Grenzfälle erwähnen:

- a) den sogenannten Heißkanal, d.h. einen Brennstab, für den hypothetisch angenommen wird, daß er die maximale lokale Stableistung erreicht, die sich aufgrund einer ungünstigsten Kombination der Auslegungsdaten und Toleranzen errechnet;
- b) einen Brennstab, der aufgrund seiner Leistungsgeschichte den maximalen lokalen Abbrand akkumuliert;
- c) einen Brennstab, der eine ungünstige Einsatzgeschichte im Hinblick auf positive lokale Leistungsänderungen aufweist (z.B. Umsetzen beim DWR oder Wechsel des Steuerstabbildes beim SWR).

Es ergibt sich schon aus der Definition dieser Fälle und ist im übrigen auch Gegenstand der Brennelement-Einsatzplanung, daß eine Kombination dieser Grenzbeanspruchungen an einem Stab grundsätzlich ausgeschlossen werden kann. Deshalb sind bei den Auslegungsgrenzen verschiedene Fälle zu unterscheiden oder, anders ausgedrückt, je nach Einsatzgeschichte eines Brennstabes wirkt die eine oder andere Beanspruchung limitierend.

Für den Heißkanal (Fall a) wird so ausgelegt, daß

- die maximale Zentraltemperatur im Brennstab auch bei Überlast unterhalb der Schmelztemperatur des UO_2 bleibt;
- die Spannung im Hüllrohr (Vergleichsspannung nach v. Mises) infolge unterschiedlicher Wärmedehnung von Hülle und UO_2 bei minimalem Einfüllspiel (ohne Berücksichtigung der Strahlungsverfestigung) die 0,2 % Dehngrenze des unverfestigten Hüllrohrs bei Betriebstemperatur nicht überschreitet.

Für das Langzeitverhalten (Fall b) betrachten wir die Verformungen der Hülle. Diese ergeben sich schematisch aus Abb. 4. Aufgetragen sind die rechnerisch ermittelten Durchmesseränderungen von Hülle und Brennstoff in Abhängigkeit von der Einsatzzeit für einen ausgewählten Brennstab-Abschnitt. Die Durchmesseränderung der UO_2 -Tabletten ist dargestellt als Überlagerung von Matrix-Schwellen, Porenschrumpfen (strahleninduzierte Verdichtung) und Wärme-dehnung. Zu Beginn der Einsatzzeit steht das Hüllrohr unter Außendruck. Es

ovalisiert zunächst unter dem Einfluß des Kühlmitteldrucks, wobei infolge Kriechverformung auch der mittlere Durchmesser solange abnimmt, bis der Spalt geschlossen ist und die Hülle sich auf den UO_2 -Tabletten abstützt. Von diesem Zeitpunkt an übertragen sich Volumenzunahmen des UO_2 direkt auf das Hüllrohr. Die gesamte aus diesem Zusammenwirken resultierende langsame axiale und tangentielle Dehnung des Hüllrohrs wird im KWU-Design auf maximal 1,5 % Vergleichs-dehnung begrenzt. Diese Auslegungsgrenze ist strenger als ein anderes Kriterium, das in der Literatur zu finden ist und das die zulässige Hüllrohrdehnung zwar auf einen kleineren Wert, nämlich 1 % statt 1,5 % festlegt, dabei aber in der Regel nur die Umfangsdehnung betrachtet und zwar nur den Teil, der über die Ausgangsabmessungen des Brennstabes im Betriebszustand hinausgeht.

Für positive Leistungsänderungen (Fall c) schließlich gilt als Auslegungsgrenze, daß das Hüllrohr unter dem Einfluß der Wärmedehnung der Tabletten max. bis an die $\hat{\sigma}_{0,2}$ % Dehngrenze aufgeweitet werden darf. Wegen der Abhängigkeit des im Betrieb verbleibenden effektiven Restspiels vom Abbrandzustand bzw. der Leistungsgeschichte hängt die nach diesem Kriterium zulässige Rampe vom jeweiligen Abbrand und der Ausgangsleistung ab.

Beispiele für die Anwendung der Auslegungskriterien

Abschließend soll anhand einiger Beispiele gezeigt werden, wie die Auslegungsüberlegungen in der Konstruktion und in den Spezifikationen ihren Niederschlag finden.

Durchmesseränderungen von LWR-Brennstäben

Die Abb. 5 zeigt die in Nachbestrahlungsuntersuchungen gefundenen Durchmesseränderungen von LWR-Brennstäben. In logarithmischer Auftragung kann die relative Abnahme des mittleren Durchmessers über der Bestrahlungszeit näherungsweise durch eine Schar von Geraden dargestellt werden ($\bar{D}/\bar{D}_0 = \text{const.} \cdot t^{0,45}$), wobei die Konstante von der Spannung, der Temperatur und dem Neutronenfluß abhängt. Daraus läßt sich in Übereinstimmung mit den Auslegungsrechnungen ableiten, daß man die Dimensionsstabilität der Brennstäbe über die wirksame Spannung und damit durch die Wahl des Wanddicken- zu Durchmes-

serverhältnisses und durch die Einführung eines Vorinnendrucks, der dem Kühlmitteldruck entgegenwirkt, entscheidend beeinflussen kann. Die in der Abbildung eingetragenen Punkte für die Brennstäbe des 1. Kerns KWO beziehen sich noch auf eine Konstruktion ohne Vorinnendruck. Heute werden beim DWR mit seinem im Vergleich zum SWR wesentlich höheren Kühlmitteldruck nur noch Brennstäbe mit Vorinnendruck eingesetzt, wodurch die Durchmesseränderungen im Betrieb entscheidend verringert werden konnten.

Eine weitere Folgerung aus den Brennstab-Auslegungsüberlegungen, die in Abbildung 5 ihre experimentelle Bestätigung findet, ist der Einfluß der Werkstoffeigenschaften. Die beiden Gruppen der KWU-Resultate beziehen sich auf verschiedene Hüllrohrhersteller aber auf identische Abmessungen und vergleichbare Betriebsbedingungen. Beim Vergleich mit den entsprechenden out-of-pile-Kriechwerten zeigt sich zwar, wie zu erwarten, ein Einfluß der Bestrahlung auf Kriechgeschwindigkeit; eindeutig ergibt sich aber für die Gruppe der Hüllrohre mit besseren out-of-pile-Kriechereigenschaften auch im Reaktor eine signifikant kleinere Durchmesserabnahme. Aufgrund dieser Tatsache werden die Hüllrohr-Kriechwerte spezifiziert und in einem Abnahmetest geprüft, wobei die zulässige Kriechverformung bei erhöhter Temperatur unter 2-achsiger Beanspruchung limitiert ist.

Strahleninduziertes Wachstum der Hüllrohre und Dimensionsstabilität

Ein Einfluß der Rückdehnung der Hülle nach dem Aufliegen auf dem Brennstoff durch Abbrandschwellen des UO_2 - wie er in den Auslegungsrechnungen für den Brennstab mit maximalem Abbrand angenommen wird - war für die Betriebsbedingungen, die den Meßwerten in Abb. 7 zugrunde lagen, nicht zu erkennen. Daß jedoch auch diese aus den Modellrechnungen abgeleitete Vorstellung prinzipiell zu den Beobachtungen paßt, wenn sie im Sinne konservativer Auslegungsprinzipien in ihren Auswirkungen wohl häufig überschätzt wird, zeigt Abb. 6. Sie zeigt gemessene Längenänderungen der UO_2 -Säulen in LWR-Brennstäben sowie Daten über das gesamte Längenwachstum der Stäbe.

Durch Vergleich der Ergebnisse an Brennstäben mit den Dimensionsänderungen leerer Hüllrohre unter Bestrahlung konnte gezeigt werden, daß unter den hier vorliegenden Bedingungen die Längenänderungen der Brennstäbe überwiegend auf das strahleninduzierte Wachstum der Zry-Hüllrohre zurückzuführen sind.

Das Verhalten des UO_2 -Brennstoffs ist charakterisiert durch das Zusammenwirken von Verdichtungseffekten infolge des Schrumpfens der Poren unter Bestrahlung mit dem Matrix-Schwellen. Die Ergebnisse der Messungen an UO_2 -Säulen zeigen eine Längenabnahme, die nach einem gewissen Abbrand zum Stillstand kommt und dann in eine Zunahme übergeht, und sie sind in sehr guter Übereinstimmung mit einem bei KWU von Abmann und Stehle entwickelten Verdichtungsmodell, auf das hier aus Zeitgründen nicht eingegangen werden soll. Erwähnt sei nur, daß über geeignete Maßnahmen bei der UO_2 -Tablettenherstellung die Mikrostruktur gezielt beeinflusst werden kann und daß aufgrund der Erfahrungen, die bei KWU infolge einer sehr frühzeitigen Beschäftigung mit diesem Fragenkomplex angefallen sind, in den Reaktoren keine Probleme im Zusammenhang mit überhöhter Nachverdichtung des Brennstoffs oder gar Kollabierschäden aufgetreten sind.

Schlußbemerkungen

Die vorstehenden Beispiele konnten naturgemäß bei der Vielzahl der angesprochenen Fragen nur exemplarischer Natur sein. Ich möchte nicht schließen, ohne wenigstens kurz noch einige weitere Stichpunkte zu geben, die eventuell in der Diskussion wieder aufgegriffen werden können. Hierzu gehört, daß die Lebenserwartung der Brennstäbe neben der Festlegung der konstruktiven Daten bzw. der Auslegung im weitesten Sinne naturgemäß auch stark von der Fertigungsqualität sowie von der Betriebsweise des Kernkraftwerkes abhängt. Gerade der letztere Einfluß wird in seiner vollen Bedeutung oft verkannt. Er ist aber unerlässlich zur Interpretation der Betriebserfahrungen. Wie die von Herrn Sommer gezeigte Kurve über die Abhängigkeit der gemessenen Fq-Werte über die Zyklusdauer erkennen läßt, bietet die Anpassung der Brennelement-Umsetzpläne an den örtlich und zeitlich vom System vorgeprägten Leistungsverlauf auch Möglichkeiten zur Reduzierung der Brennstab-Belastung insbesondere bei höherem Abbrand, wo sich Änderungen der Leistung stärker auf die Beanspruchungen der Hülle auswirken als zu Beginn.

Eine sehr wichtige Auslegungsgröße, die aus Zeitgründen nicht ausführlich behandelt wurde, ist die Bemessung der Spaltbreite zwischen Brennstoff und Hülle. Sie hat im Zusammenhang mit den Abbrandeffekten eine große Bedeutung für den Wärmeübergangswiderstand und beeinflusst auch die als Ausgangswert in die GaU-Betrachtung eingehende im Brennstab gespeicherte Energie. In

der Festlegung des Einfüllspiels kommt ein Kompromiß zwischen Gesichtspunkten des Normalbetriebs und der GaU-Sicherheit zum Ausdruck. Schließlich ergeben sich aus den Auslegungsüberlegungen auch Anstöße und Anregungen für weitere Entwicklungsarbeiten. Diese werden aber Gegenstand der Vorträge und Diskussionen einer eigenen Sektion sein.

Tabelle 1

KWU-Leichtwasserreaktoren (1300 MWe) BE und Kern	1	DWR (KKU)	SWR (KRB 2)
Thermische Reaktorleistung	MW	3733	3840
Leistung je kg Uran	kW/kg U	36,7	26
BE-Typ (Geometrie)		16x16-20 (kastenlos)	8x8-1 (mit Kasten)
Anzahl der BE im Kern		193	784
Anzahl der Steuerelemente		61	193
Steuerelement Typ		fingerförmig (Ag80Jn15Cd5)	kreuzförmig (B ₄ C)
Kantenlänge des BE	mm	230x230	140x140
Gesamtlänge des BE	mm	4835	4470
Aktive Kernhöhe	mm	3900	3760
Kerngemittelte lineare Stabileistung	W/cm	206,2	198
q' _{max} 100 % (Auslegungswert)	W/cm	515,5	440
q' _{max} 100 % (Erwartungswert)	W/cm	450	440
Mittl. Entladeabbrand (Gleichgewichtskern)	MWd/kg U	~ 32	~ 27,5
Max. lok. BS Abbrand (Gleichgewichtskern)	MWd/kg U	~ 47	~ 45
Brennstabdurchmesser	mm	10,75	12,5
Hüllrohrmaterial		Zry-4	Zry-2
Hüllrohrwanddicke	mm	0,725	0,85
Tablettendurchmesser / Hüllrohrwanddicke	D/s	12,57	12,45
L/D-Verhältnis der Tablette		1,21	1,13
Kühlmittelbetriebsdruck	bar	155	71,6
Kühlmittel-Ein- (Aus-)trittstemperatur	°C	290 (323)	278 (287)
Kühlmittelgesamtdurchsatz	kg/s	20.000	14.306

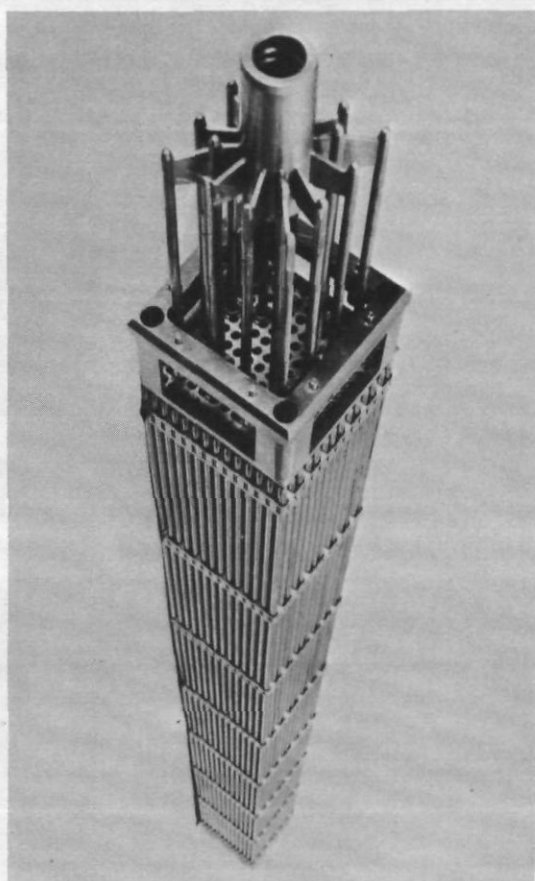


ABB. 2/1-1:

KWO-Brennelement mit
Fingerstabregelung

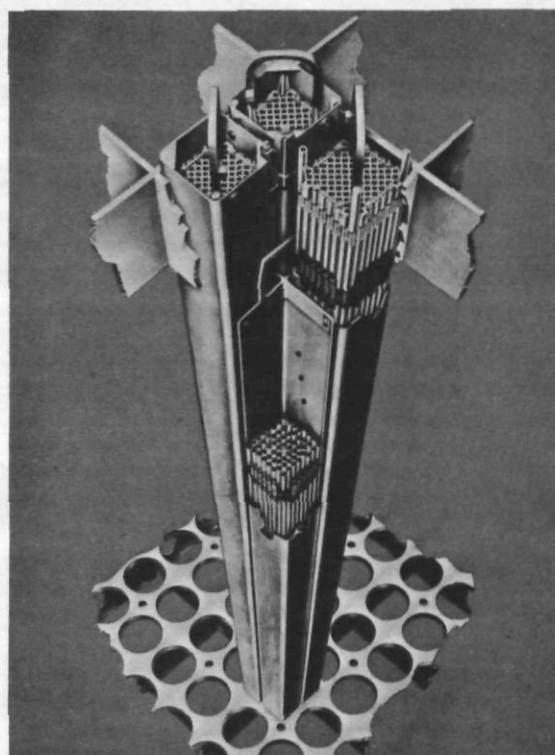


ABB. 2/1-2:

AEG-Siedewasserreaktor
- Kernzelle

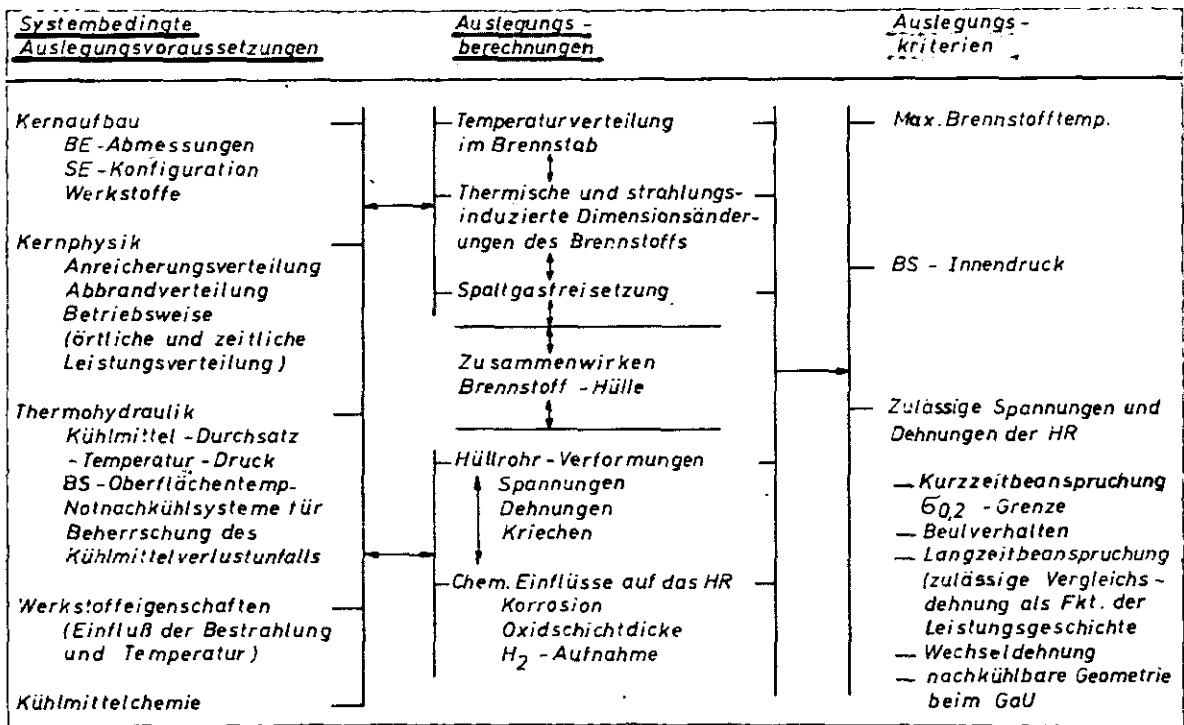


ABB. 2/1-3: Brennstabauslegung

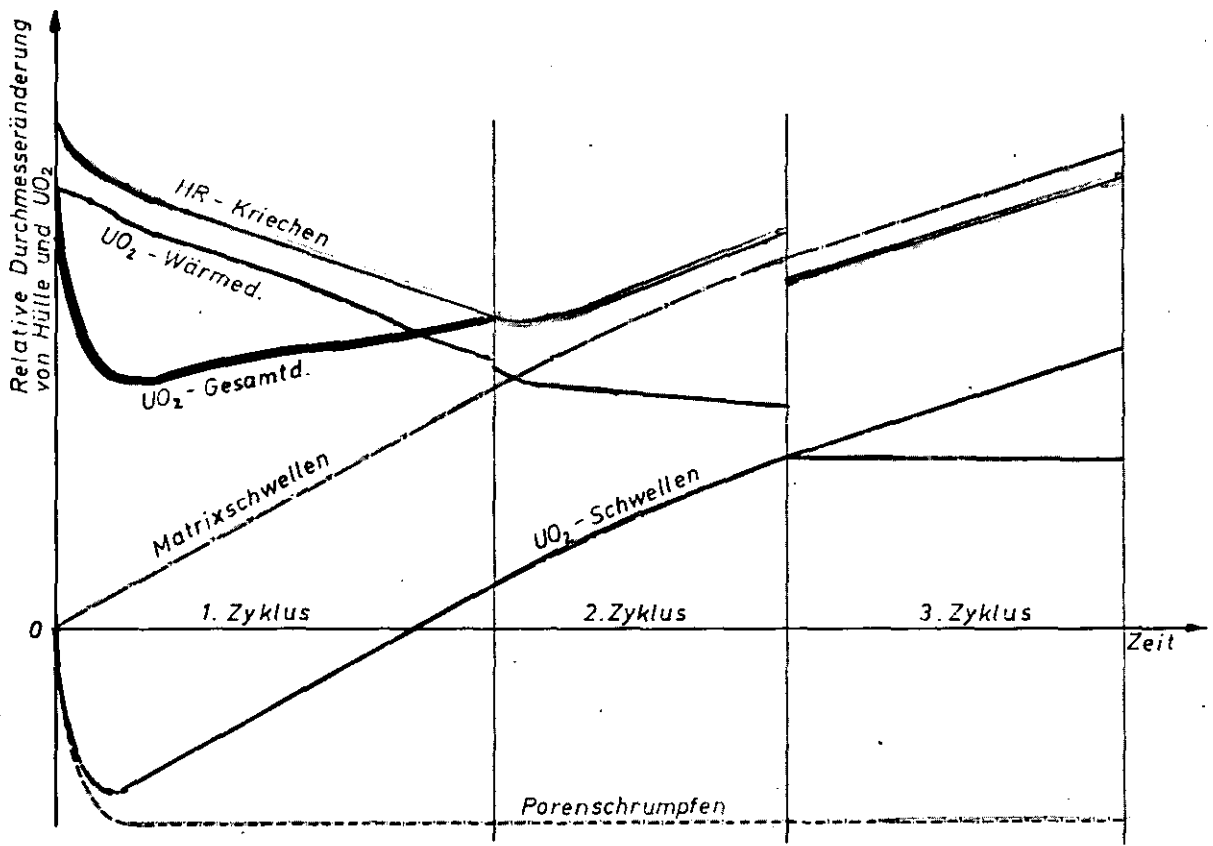


ABB. 2/1-4: Zusammenwirken BS-Hüllrohr - Brennstoff

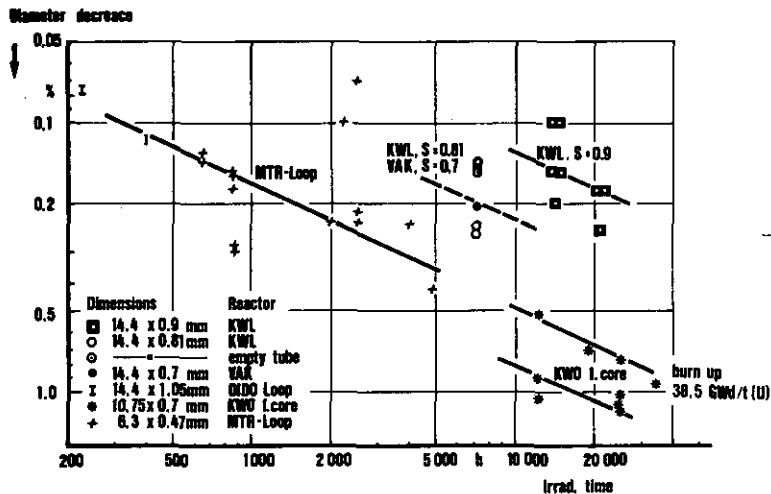
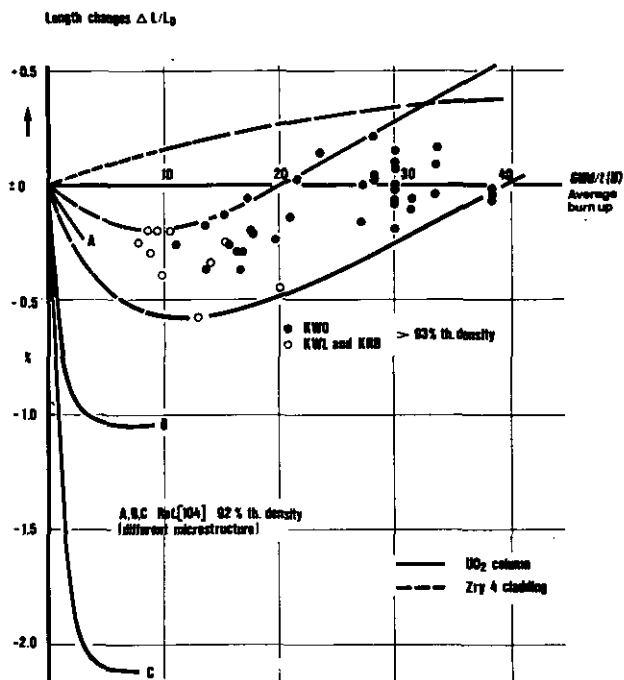


ABB. 2/1-5: LWR Fuel Rods; Changes of outer Diameter



[104] R.M. Ferrari et al.: BNES Conf. London 1973

ABB. 2/1-6: LWR Fuel Rod Length Changes

SYSTEMBEDINGTE AUSLEGUNG DER HTR-BRENNELEMENTE

A. Mittenbühler
Gesellschaft für Hochtemperaturreaktortechnik mbH
Bensberg

K. Röllig
Hochtemperaturreaktor-Bau GmbH
Mannheim

Einleitung

Die Brennelemente des HTR unterscheiden sich von denen anderer thermischer Kernreaktoren vor allem durch den ausschließlichen Einsatz von keramischen Werkstoffen und die Brennstoff-Anordnung innerhalb des Brennelementes. Während bei diesen der Brennstoff kompakt meist in Form von metallummantelten Rohren oder Stäben eingesetzt wird, besteht der Brennstoff für den HTR aus kleinen Kernen. Die Brennstoffkerne können U-Oxide oder U-Karbide sein. Auch der zum Einsatz kommende Brutstoff Thorium wird in Form von kleinen Kernen als Oxid oder gemeinsam mit dem Spaltstoff Uran als Mischoxid oder Mischkarbid verwendet. Die Kerne werden entweder nur mit Pyrokohlenstoff (PyC) oder mit Pyrokohlenstoff und Siliziumkarbid als Zwischenschicht (SiC) beschichtet.

Der Verwendung von beschichteten Brennstoffteilchen liegt der Gedanke zugrunde, eine möglichst kleine Brennstoffeinheit mit der zur Rückhaltung der Spaltprodukte notwendigen Barriere zu umgeben. Ein HTR von 1160 MWe enthält an die 10^{10} Brennstoffpartikeln. Bei allen HTRs bildet das beschichtete Brennstoffteilchen (coated particle) die elementare Einheit der Brennelemente. Eine weitere Gemeinsamkeit besteht bei allen HTR-Brennelementen darin, daß die beschichteten Brennstoffteilchen in einer graphitischen Matrix homogen verteilt eingebettet sind.

Die Brennelementgeometrien können verschieden sein. So kennt man stab-, block- und kugelförmige Brennelemente.

Die brennstofffreien Zonen der Brennelemente können je nach Brennelementtyp aus Matrixmaterial oder aus Graphit bestehen. Die Matrix und der Graphit der Brennelemente haben zwei Funktionen zu erfüllen. Einmal dienen sie als Strukturmaterial und zum anderen als Moderator. Ihr ausgezeichnetes Verhalten bei hohen Temperaturen ermöglicht die hohen Betriebstemperaturen der HTRs.

Der Grundaufbau der beschichteten Brennstoffteilchen

Der Brennstoffkern hat je nach Auslegung einen Durchmesser von 200 bis 800 μm . Den Kern umgibt eine poröse Pyrokohlenstoffschicht, die sogenannte Pufferschicht (buffer) von 30 bis 100 μm . Diese poröse Innenschicht soll das abbrandbedingte Schwellen des Kerns und die bei der Spaltung entstehenden gasförmigen Spaltprodukte aufnehmen. Auf die Pufferschicht folgen eine oder mehrere Schichten aus Pyrokohlenstoff (PyC) hoher Dichte und gegebenenfalls SiC mit einer Gesamtstärke von 70 bis 150 μm . Diese äußeren Schichten bilden den Druckkessel bzw. die Diffusionsbarriere für die Spaltprodukte. Der Druckkessel soll über die gesamte Verweilzeit des Brenn- bzw. Brutstoffes im Reaktor seine mechanische Integrität behalten, so daß spaltbares Material und Spaltprodukte zurückgehalten werden.

Entsprechend der aufgetragenen Schichten unterscheidet man zwischen BISO und TRISO Partikeln (Abb. 1).

BISO-Partikel bestehen aus einem sphärischen Brennstoffkern, einer porösen pyrolytischen Kohlenstoffschicht (PyC) und im wesentlichen aus einer hochdichten, isotropen Pyrokohlenstoffschicht (HDI).

Bei den TRISO-Partikeln umgeben den Brennstoffkern 3 verschiedene Schichttypen: eine innere poröse Pyrokohlenstoffschicht (PyC), eine SiC-Schicht und mindestens zwei hochdichte Pyrokohlenstoffschichten, wobei eine innerhalb der SiC-Schicht liegt und die zweite die SiC-Schicht außen umgibt. Durch den Einsatz von SiC-Schichten wird die Rückhaltung der metallischen Spaltprodukte wesentlich verbessert.

Matrix und Strukturgraphit

Wie oben bereits erwähnt, werden die beschichteten Brennstoffteilchen für die HTR-Brennelemente in eine Matrix eingebettet. Bei der Kugel ist die brennstofffreie Zone aus dem gleichen Matrixmaterial wie die Brennstoffzone. Beim Block wird die Struktur durch einen bearbeiteten Elektrographitblock gebildet. Die Matrix stellt eine für die jeweiligen Anforderungen eigens entwickelte Graphitmischung dar. Sie muß ausreichende Dichte, Festigkeit, Wärmeleitfähigkeit und Korrosionsbeständigkeit unter Reaktorbedingungen haben, und es dürfen keine schädigenden Wechselwirkungen mit den Partikeln auftreten.

Brennelement-Konzepte

Seit den ersten Anfängen der Hochtemperatur-Reaktor-BE-Entwicklung wurde eine Vielzahl von Brennelement-Typen vorgeschlagen. Dazu gehören:

- die Pin-Varianten,
- das Blockbrennelement von GAC mit der Modifikation des gepreßten Blocks der Fa. Hobeg (Monolith) und
- das Kugelbrennelement als Zwei- oder Dreizonentyp.

Für kommerzielle Leistungsreaktoren werden das Blockbrennelement von GAC und das Kugelbrennelement angeboten. Die Pin-Varianten werden nicht mehr verfolgt, der gepreßte Block wird entwickelt.

Pin-Varianten

Die Pin-Varianten sollen nur der Vollständigkeit halber hier erwähnt werden. Es handelt sich dabei um zylindrische Brennstoffkörper in verschiedenen Ausführungen, die mit Graphitbehältern versehen in Bohrungen von Graphitblöcken eingesetzt werden.

Das Block-Brennelement

Elektrographit-Block (nach GAC)

Das Blockbrennelement von GAC (Abb. 2) wird aus Elektrographitblöcken hergestellt. Es stellt ein hexagonales Prisma mit 36 cm Schlüsselweite und 79 cm Höhe dar. Jeweils 6 Standardbrennelemente umgeben ein Zentralelement, in dem 2 axiale Kanäle für die Steuerstäbe und ein dritter Kanal für ein zweites Abschaltssystem vorgesehen sind. Die Brennstoff- und Kühlkanäle des Brennelements bilden ein trigonales Gitter von achsenparallelen Bohrungen. Die Brennstoffkanäle sind als Blindlöcher ausgeführt, in die die zylinderförmigen Brennstoffstäbe eingefüllt werden und die oben durch einen Stopfen verschlossen werden. In der Achse der Brennelemente befindet sich eine Greiferbohrung, die sich am unteren Ende erweitert und damit einen Anschlag für den Greifer der Lademaschine bildet.

Gepreßter Block (Monolith nach HOBEG)

Im Gegensatz zum Elektrographit-Block stellt das monolithische Brennelement einen kompakten Preßkörper ohne Spalten zwischen Block und Brennstoff dar. Dadurch wird ein guter Wärmeübergang vom Brennstoff zum Block-Matrixmaterial sichergestellt. Allerdings wird jetzt zwischen dem Block und dem Brennstoff eine Wechselwirkung ermöglicht.

Kugelbrennelement

Das Kugelbrennelement hat einen Durchmesser von 6 cm. Es wird aus einer Mischung von Brennstoffpartikeln und Matrix semiisostatisch gepreßt. Um den Brennstoffkern liegt eine brennstofffreie Matrixkugelschale von 0,5 cm. Der Brennstoff wird auch hier in Form von beschichteten Brennstoffteilchen eingebracht.

Um die Temperatur innerhalb des Kugelbrennelementes - wenn notwendig - zu senken, kann man im Zentrum der Kugel einen brennstofffreien Kern von 15 mm bis 20 mm Durchmesser vorsehen.

Reaktorbedingte Anforderungen

Der Kugelhaufenreaktor

Hinsichtlich des allgemeinen Aufbaues eines Kugelhaufenreaktors soll auf den Vortrag "Charakteristika der Kernausslegung von Hochtemperaturreaktoren" verwiesen werden.

Kugelhaufenreaktor mit Mehrfachdurchlauf

Beim Kugelhaufenreaktor mit Mehrfachdurchlauf werden die Brennelemente je nach Höhe des Abbrandes entweder wieder in den Reaktor zurückgegeben oder ausgeschieden. Die ausgeschiedenen Brennelemente werden durch Zugabe neuer Elemente ersetzt.

Die Brennelemente durchlaufen das Reaktorcore mehrere Male. Die maximale Brennstofftemperatur und die maximale Brennelement-Oberflächentemperatur werden gegen Ende des ersten Durchlaufs erreicht.

Die stärksten mechanischen Beanspruchungen durch äußere Kräfte entstehen beim Einbringen und beim Rückführen der Brennelemente in der Beschickungsanlage sowie beim Regeln bzw. beim Abschalten des Reaktors mit den Corestäben.

Bei der Beschickung müssen die Kugeln einen freien Fall von ca. 1 m auf den Kugelhaufen im Laufe der Verweilzeit im Mittel sechsmal überstehen. Mit der gleichen Häufigkeit werden sie in der Brennelement-Beschickungsanlage gefördert, wobei häufige Stöße mit der Rohrwandung stattfinden. Beim Einfahren der Stäbe können relativ hohe Kräfte auftreten.

Die Kugelbrennelemente müssen deshalb so ausgelegt werden, daß sie alle hier geschilderten mechanischen Anforderungen ohne Schaden überstehen können. Daneben sind die Temperaturgradienten und das strahlungsinduzierte Schrumpfen, die beide zu Spannungen im Kugel-Brennelement führen, zu berücksichtigen.

Kugelhaufenreaktor nach dem OTTO-Prinzip

Entgegen dem Verfahren beim AVR und THTR durchlaufen die Brennelemente beim

OTTO-Prinzip das Reaktorcore nur einmal und verursachen dadurch ein starkes Abfallen der Leistungsdichte im Reaktor von oben nach unten. Da im unteren Core-Bereich die Leistung der Brennelemente aufgrund des erreichten Abbrandes wesentlich reduziert ist, sind dort auch die Temperaturgradienten im Brennelement und die Temperaturdifferenz zwischen Brennelement-Oberfläche und Kühlgas gering (10 bis 15 °C). Dies ist vor allem bei hohen Gasaustrittstemperaturen, wie sie für die Prozeßwärme notwendig sind, von Bedeutung. Obwohl die Gradienten klein werden, nimmt die Oberflächentemperatur stetig zu.

Da das Regeln des Reaktors mit den Regelstäben im wesentlichen über dem Kugelhaufen im Hohlraum erfolgen kann und das Einfahren der Regelstäbe in den Kugelhaufen nur selten notwendig sein wird und dann nur für geringe Eindringtiefen (1,5 bis 2 m), wird die mechanische Beanspruchung reduziert. Nur in den wenigen Fällen beim Kaltabschalten müssen die Absorberstäbe etwa 4 m in den Kugelhaufen eindringen. Eine weitere Verminderung der mechanischen Beanspruchung bringt der Einfachdurchlauf, da das Brennelement-Fördersystem entfällt.

Während des Betriebes eventuell beschädigte Brennelemente können nicht ausgedockt werden, wie dies z.B. beim THTR nach jedem Core-Durchlauf möglich ist.

Reaktor mit Blockbrennelementen

Das aktive Core eines 1160 MWe Reaktors besteht aus 493 vertikalen Säulen von je 8 aufeinanderstehenden Brennelementen. Jeweils 7 benachbarte Säulen werden zu einer Region zusammengefaßt, deren Kühlgasstrom durch Drosselventile entsprechend des erreichten Abbrandzustandes individuell eingestellt wird. Jeweils etwa ein Viertel der Regionen des Cores wird in jährlichem Abstand wiederbeladen.

Zwischen den einzelnen Brennelementsäulen bestehen Spalte, die bei allen Betriebstemperaturen erhalten bleiben. Die Ausrichtung der Kühlkanäle und der Steuerstabkanäle innerhalb der Säule wird durch 3 Graphitdübel in der Deckfläche jedes Elements sichergestellt, die in Sacklöcher am Boden des folgenden Elementes hineinragen. Die Deckenkonstruktion des Cores gewährleistet da-

bei einem zwangungsfreien Ausgleich von thermischen und neutroneninduzierten Dehnungsunterschieden zwischen den einzelnen Säulen in axialer Richtung.

Als äußere Kräfte wirken auf die Blockelemente i.a. nur das Gewicht der übereinanderstehenden Elemente und der Druckabfall des von oben nach unten strömenden Kühlmediums. Bei seismischen Belastungen werden darüber hinaus im wesentlichen die Dübelverbindungen auf Scherfestigkeit beansprucht. Geometrie und Material der Dübel müssen so gewählt sein, daß beim Auslegungserdbeben die Ausrichtung der Brennelementsäulen durch die Dübel voll erhalten bleibt. Die inneren Spannungen sind im wesentlichen durch das neutroneninduzierte Schrumpfen des Graphits bestimmt.

Auslegung der HTR-Brennelemente

Anhand der derzeit üblichen Auslegungsrechnungen für HTR-Brennelemente soll demonstriert werden, wie sich die systembedingten Randbedingungen bzw. Auslegungsgrenzen in Anforderungen an die Spezifikation und Erprobung der Brennelemente übertragen lassen.

Corephysikalische Auslegung

Die corephysikalische Auslegung des Reaktors führt zur jeweiligen reaktor-konzeptbedingten Schwermetallbeladung in den Brennstoffzonen der Brennelemente. Die maximale Schwermetallbeladung der Brennelemente ist aufgrund unterschiedlicher Herstellungsverfahren bei den semi-isostatisch gepreßten Kugelbrennelementen niedriger als bei den injektionsgepreßten Brennstoffstäben für das Block-Brennelement. Bei den semi-isostatisch gepreßten Brennelementen liegt die obere Grenze der Partikel-Volumenbeladung der Brennstoffzone zur Zeit bei ca. 20 %, bei den injektionsgepreßten Brennstoffstäben bei ca. 60 %.

Matrix und Strukturgraphit haben beim HTR die Aufgabe des Moderators für schnelle Neutronen zu übernehmen. Beim Abbremsvorgang der schnellen Neutronen sollen möglichst wenig Neutronen durch Absorption verloren gehen. Das bedeutet, daß der Absorptionsquerschnitt der Matrix und des Graphits so klein wie möglich gehalten werden muß. Der Kohlenstoff besitzt einen Absorp-

tionsquerschnitt von 3,5 mb. Durch geeignete Reinheitsforderungen muß man dafür sorgen, daß sich dieser Wert nur unwesentlich erhöhen kann. Allgemein gilt, daß ein hohes Raumgewicht und ein hoher Reinheitsgrad im Hinblick auf günstige Neutronenökonomie und wirtschaftlichen Betrieb anzustreben sind.

Spannungsanalyse

Die Vorhersage des mechanischen Verhaltens der Brennelemente setzt die Kenntnis wesentlicher Eigenschaften der Matrix und des Elektrographits voraus. Dabei muß durch statistisch abgesicherte Bestrahlungsversuche das Verhalten dieser Materialien in Abhängigkeit von der Dosis und der Temperatur bekannt sein.

In Tab. 1 sind die Anforderungen an die thermischen und mechanischen Eigenschaften der Matrix und des Elektrographits zusammengestellt. Die Daten stellen Richtwerte dar, mit denen die Anforderungen an kugel- und blockförmige Brennelemente erfüllt werden können.

Aus den Daten der unbestrahlten Matrix oder des unbestrahlten Graphits ist eine Ableitung der Eigenschaftsänderungen unter Bestrahlung zur Zeit nur bedingt möglich. Daraus ergibt sich die Notwendigkeit umfassender Bestrahlungsversuche.

Die Einflüsse der Bestrahlung auf das Materialverhalten sollen anhand des A3-Matrixmaterials gezeigt werden.

- Dimensionsänderungen.

Die strahlungsinduzierten Dimensionsänderungen werden in Abb. 3 als Funktion der Bestrahlungsdosis für einige Temperaturen wiedergegeben.

- E-Modul.

Die relative Änderung des E-Moduls als Bestrahlungsdosis zeigt Abb. 4. Der E-Modul steigt während der Bestrahlung, unabhängig von der Kornorientierung, zunächst an und erreicht bei relativ geringen Dosen (ca. $2 \cdot 10^{21} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2}$ ($E > 0,1 \text{ MeV}$)) sein Maximum, um dann wieder abzunehmen.

- Wärmeleitfähigkeit.

Die Wärmeleitfähigkeit fällt unter Bestrahlung bis zu Dosen von

$2 \cdot 10^{21} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2}$ ($E > 0,1 \text{ MeV}$) stark ab und ändert sich dann nur noch wenig. Die Abnahme der WLF ist zwischen 500 und 1000 °C stärker als bei 1200 °C (Abb. 5).

- Kriechkonstante.

Die Kriechkonstante für das strahleninduzierte Kriechen ist bei der Standardmatrix A3 um 50 bis 100 % höher als bei den üblichen Reaktor-graphiten.

Die wesentlichen Materialparameter, die in die Spannungsrechnungen eingehen und die durch die laufenden Qualitätskontrollen überwacht werden, sind z.B. Wärmeausdehnung, E-Modul, Wärmeleitfähigkeit.

Die Eigenschaftsänderungen unter Bestrahlung können als dem jeweilig spezifizierten Material eigen angesehen werden, so daß nach Festlegung eines bestimmten Materials keine wiederholenden Kontrollen durchgeführt werden müssen.

Als zulässige Grenze der Spannungen bei graphitischen Materialien wird heute die Zugfestigkeit gewählt. Dieser Vergleich der gerechneten maximalen Spannungen mit den gemessenen Zugfestigkeiten kann im Falle von inneren Kräften als konservativ betrachtet werden.

Analysen der thermischen und der neutroneninduzierten Spannungen im Kugel- und Blockelement haben gezeigt, daß die Eigenschaften sowie das Schrumpf- und Kriechverhalten der Matrix bzw. des Graphits das Auftreten von Betriebs- und Abschaltspannungen in zulässigen Grenzen halten.

Die Art des Beladens der Kugelbrennelemente und das Regeln mit den Corestäben im Kugelhaufen machen es notwendig, daß ein minimaler Wert für die Fallfestigkeit und die Zerdrückfestigkeit der Kugelbrennelemente vorgegeben sein muß. Beim Reaktor mit Mehrfachdurchlauf ist die Fallfestigkeit aufgrund der während der Lebensdauer des Brennelementes häufiger auftretenden Fälle in das Reaktorcore höher festzulegen als beim OTTO-Reaktor.

Die Zerdrückfestigkeit der Kugelbrennelemente sollte für beide Reaktorkonzepte gleich angesetzt werden, ungeachtet dessen, daß die Core-Stäbe beim OTTO-Reaktor nur äußerst selten in das Core einfahren müssen. Dadurch sollte der Kugelbruch durch mechanische Einwirkung weitgehend ausgeschlossen wer-

den können. Diese Forderung ist deshalb sinnvoll, weil der Brennelementbruch, der im OTTO-Reaktor entsteht, nicht aussortiert werden kann und für den Rest der Lebensdauer im Core verbleiben würde. Die bisherigen guten Erfahrungen lassen jedoch erwarten, daß Brennelementschäden weit unterhalb zulässiger Grenzen bleiben werden.

Für das Blockbrennelement sind keine besonderen Anforderungen an die Druckfestigkeit zu stellen. Die bei den üblichen Reaktorgraphiten vorliegenden Druckfestigkeiten genügen den Anforderungen.

Radiale Zwangskräfte zwischen den blockförmigen Brennelementen sind durch entsprechende Herstellungstoleranzen der Blockabmessungen und durch die Auswahl des Graphits auszuschließen. Ebenso muß eine ausreichende Kühlgasführung in den Kühlkanälen sichergestellt werden. Eine typische Herstellungstoleranz für die Schlüsselweite der Blockelemente beträgt $\pm 0,25$ mm.

Für das Kugelbrennelement ist die Maßhaltigkeit beim Mehrfachdurchlauf vor allem für die pneumatische Förderung von Bedeutung. Beim OTTO-Reaktor spielen die Anfangstoleranzen und die Änderungen der Kugelabmessungen während des Durchlaufs durch den Reaktor eine untergeordnete Rolle.

Korrosion

Die Korrosion setzt im allgemeinen die Festigkeit der Brennelemente herab. Im Falle des THTR hat die Begrenzung dieses Effektes für den Störfall Wassereintrich zur Festlegung der Oxidationsrate von $1,5 \text{ mg/cm}^2\text{h}$ bei 1000°C unter standardisierten Bedingungen geführt.

Wegen der im Mittel höheren Temperaturen beim Prozeßwärmereaktor werden die Anforderungen an die Oxidationsbeständigkeit der Brennelemente sicherlich nicht erleichtert, sind jedoch erfüllbar.

Hinsichtlich der Volumenreaktion haben Untersuchungen, die die Abhängigkeit der Zerdrückfestigkeit vom Korrosionsgrad zum Ziele hatten, gezeigt, daß für Kugel-Brennelemente die Bruchlast zwischen zwei planparallelen Platten bei einem Korrosionsgrad von 0,3 Gew.-% bei 800°C um ca. 10 % abnimmt. Im Reaktor werden die Verhältnisse günstiger, da die Warmzerdrückfestigkeit um ca.

25 % höher liegt als bei Raumtemperatur und außerdem unter Neutronenbestrahlung die Festigkeit des Graphits um ca. 20 % zunimmt.

Die Oxidationsbeständigkeit, die mit Oxidationstests überprüft wurde, zeigt durch die Bestrahlung keine Änderung.

Spaltproduktfreisetzung

Die Auslegungsrechnungen zur Spaltproduktfreisetzung dienen dem Nachweis, daß die Aktivitätsabgabe von den Brennelementen bei allen Betriebszuständen bestimmte maximal zulässige Grenzwerte nicht überschreitet. Diese maximal zulässigen Grenzwerte für die Freisetzung von den Brennelementen sind abhängig von den verschiedenen Übergangsfunktionen zwischen dem Primärkreis und der Umgebung und sind damit letztlich auch systemabhängig. Für HTR-Anlagen ist ein Anteil von 10^{-4} des Spaltproduktinventars ein typischer Wert für die von den Brennelementen freigesetzte Aktivität.

Die Berechnung der Spaltproduktfreisetzung setzt einen vollständigen Satz von gemessenen Transportparametern sowie die Kenntnis der wesentlichen Freisetzungsquellen voraus. Die Transportparameter können als inhärente Materialeigenschaften angesehen werden und unterliegen demnach nach getroffener Materialauswahl keiner wiederholenden Spezifikationsprüfung. Als wesentliche Quellen für die Freisetzung wirken die herstellungsbedingte Schwermetallkontamination der Partikelbeschichtung und der Matrix sowie der Anteil von zerstörten Partikeln.

Die Kontaminationswerte werden in der Brennelementspezifikation direkt erfaßt und unterstehen der laufenden Qualitätskontrolle. Für Einkreisanlagen und NPW-Anlagen besteht heute das Entwicklungsziel, die Schwermetallkontamination der Matrix auf einige 10^{-5} des eingesetzten Inventars zu senken. Parallel dazu soll die Kontamination der äußeren Beschichtung auf einen Anteil von höchstens $1 \cdot 10^{-4}$ reduziert werden.

Der Anteil der im Betrieb zerstörten Partikel wird in der Spezifikation mittelbar durch Festlegung der Dimensionen, der chemischen Zusammensetzung, der Dichte von Kern und Beschichtung sowie der Mikrostruktur und der Anisotropie der Beschichtung erfaßt. Diese Festlegungen beruhen auf experimentellen Erfahrungen und auf theoretischen Modellrechnungen.

Partikelverhalten

Als Schadenmechanismen werden bei der Partikelauslegung die chemische Wechselwirkung zwischen Kern und Beschichtung sowie die mechanische Belastung der Beschichtung betrachtet.

Unter dem Einfluß von Temperaturgradienten reagiert bei hohen Temperaturen der Brennstoffkern mit der PyC-Beschichtung und verursacht damit eine einseitige Verringerung der Schichtdicke (Amöbenefekt). Dieser Effekt verläuft unterhalb der maximalen Brennstofftemperatur für UO_2 schneller als für UC_2 und für ThC_2 schneller als für ThO_2 , was zu einer entsprechenden Partikel- auslegung geführt hat. Aufgrund der geringen Temperaturgradienten ist beim Kugelbrennelement bezüglich des Amöbenefektes kein Problem zu erwarten. Als weiterer chemischer Effekt ist unter Störfallbedingungen die Reaktion der Spaltprodukte mit der SiC-Schicht zu berücksichtigen. Beide Effekte beeinflussen die Spezifikation der chemischen Zusammensetzung des Brennstoffkerns.

Die mechanische Belastung der Partikelschichten wird im wesentlichen durch den abbrandbedingten Spaltgasdruck im Inneren, das neutroneninduzierte Schrumpfen und Kriechen der Beschichtung und durch Thermospannungen bestimmt. Die entsprechenden Modellrechnungen werden als Richtlinie für die Partikel- auslegung benutzt. Sie beeinflussen z.B. die Festlegung der Kern- und der Schichtabmessungen sowie deren Toleranzen. Beim heutigen Stand der Kennt- nis lassen diese Modellrechnungen jedoch noch keine Vorhersage der absolu- ten Lebenserwartung der Partikeln unter Bestrahlungsbedingungen zu. Viel- mehr müssen die Rechenergebnisse i. a. mit Versuchsergebnissen normiert wer- den und gestatten dann zumindest Relativaussagen. Damit wird die zentrale Bedeutung von repräsentativen Bestrahlungsversuchen deutlich. Die Forderung nach Repräsentanz bezieht sich hierbei nicht nur auf die Bestrahlungsbedin- gungen, sondern auch auf die Herstellung und Charakterisierung der Testpro- be. Der Spezifikation der Partikeleigenschaften fällt damit letztlich die Aufgabe zu, sicherzustellen, daß die für den Leistungsreaktor produzierten Partikeln mit den vorher hinreichend erprobten Testpartikeln übereinstim- men. Dieses empirische Vorgehen wirft immer wieder die Frage auf, inwieweit einerseits Überspezifikationen und andererseits Nichterkennen verdeckter Einflußgrößen auszuschließen sind. Unter Umständen führen neue, von der KFA entwickelte Untersuchungsmethoden, wie z.B. die Kaltoxidation und die Rönt- gen-Kleinwinkelstreuung, zu einem tieferen Verständnis dieser Probleme.

Tabelle 1

Eigenschafts-Sollwerte von unbestrahlter Matrix
und unbestrahltem Elektro-Graphit

Eigenschaft	Dimension	Matrix für kugelförm. BE	Elektro-Graphit für blockförmige BE
Dichte	g/cm^3	$\geq 1,70$	$\geq 1,74$
Wärmeausdehnung	$^{\circ}\text{C}^{-1}$	$\leq 5 \cdot 10^{-6}$	$\leq 5 \cdot 10^{-6}$
Anisotropie der Wärmeausdehnung		$\leq 1,3$	$\leq 1,3$
E-Modul (dyn)	MN/m^2	$\leq 12 \cdot 10^3$	$\leq 12 \cdot 10^3$
Druckfestigkeit	MN/m^2	≥ 35	≥ 30
Biegefestigkeit	MN/m^2	≥ 15	≥ 15
Zugfestigkeit	MN/m^2	≥ 10	≥ 10
Wärmeleitfähigkeit bei 1000 $^{\circ}\text{C}$	W/cm K	$\geq 0,30$	$\geq 0,34$
Korrosion bei 1000 $^{\circ}\text{C}$ (in 1 at He, 1 Vol.-% H_2)	$\text{mg/h} \cdot \text{cm}^2$	$\leq 1,5$	$\leq 1,5$
Verunreinigungen (Aschegehalt)	ppm	≤ 300	≤ 500

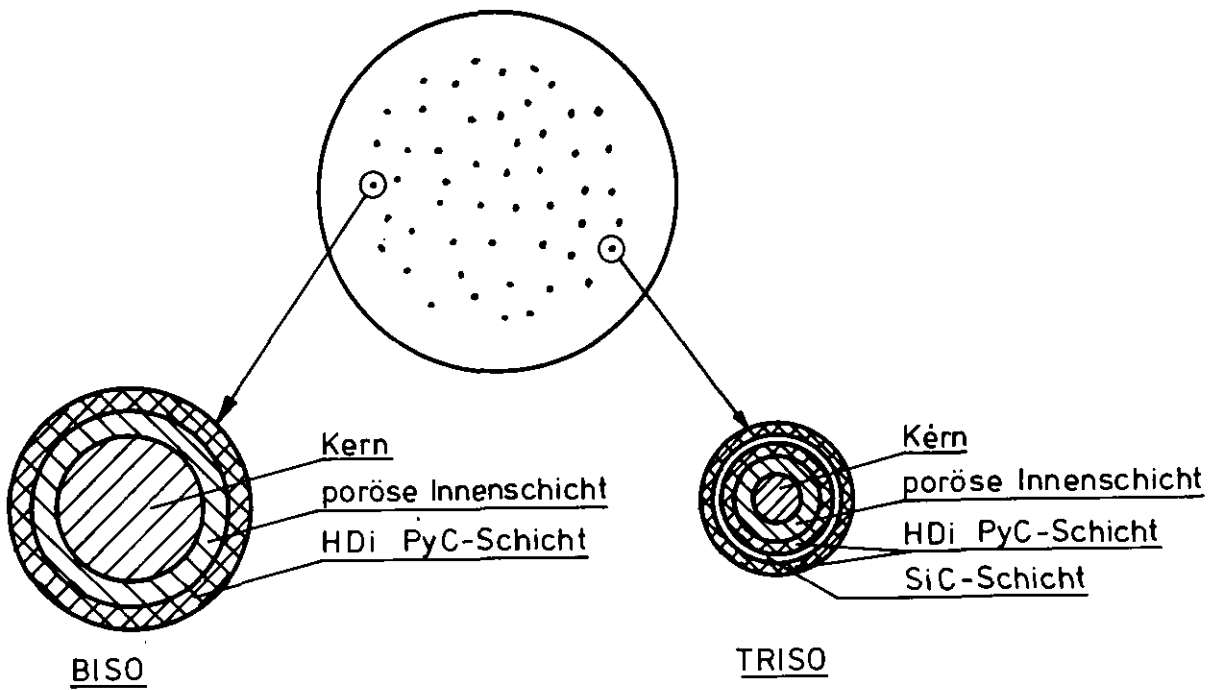


ABB. 2/2-1: Gepreßtes Kugel-Brennelement

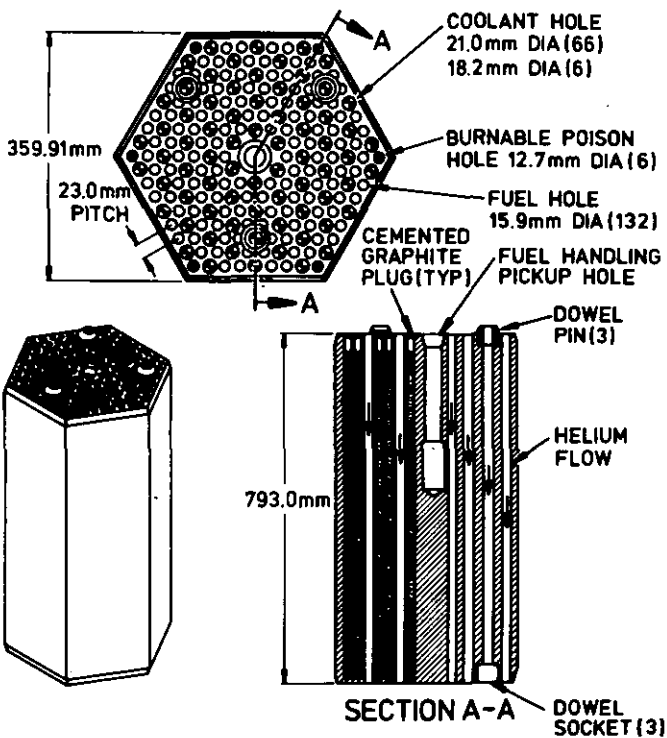


ABB. 2/2-2:

Blockbrennelement
(nach GAC)

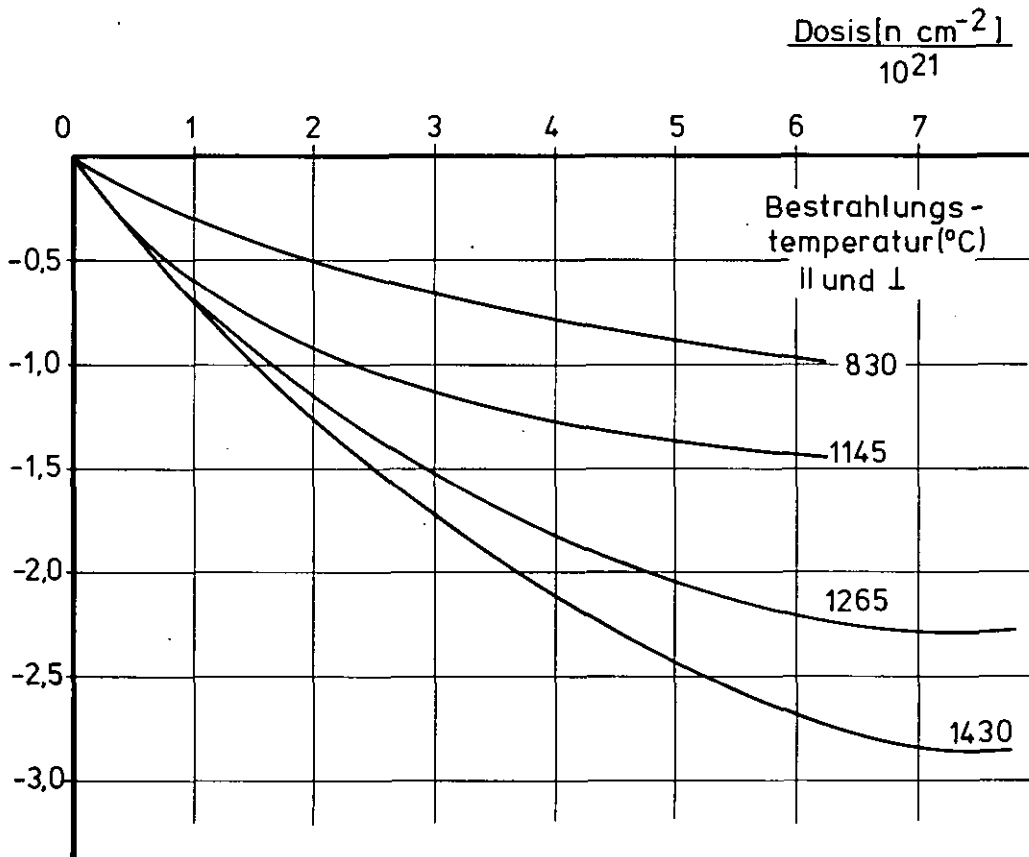


ABB. 2/2-3: Strahleninduzierte Dimensionsänderung von A3-Matrix

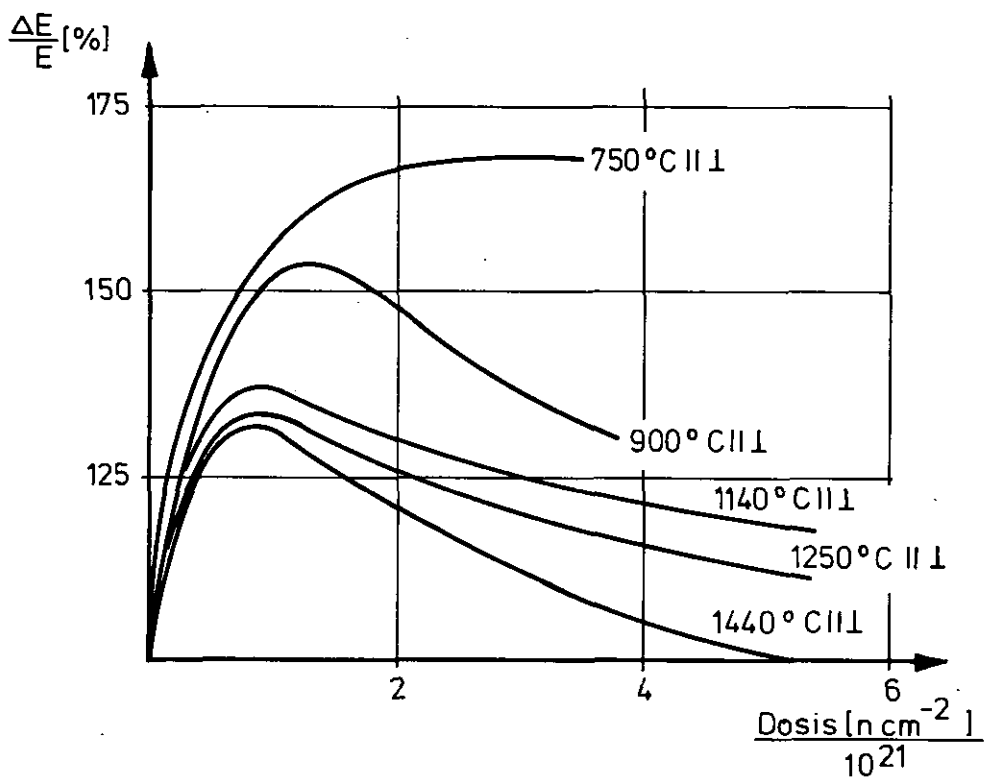


ABB. 2/2-4: Änderung des E-Moduls von A3-Matrix

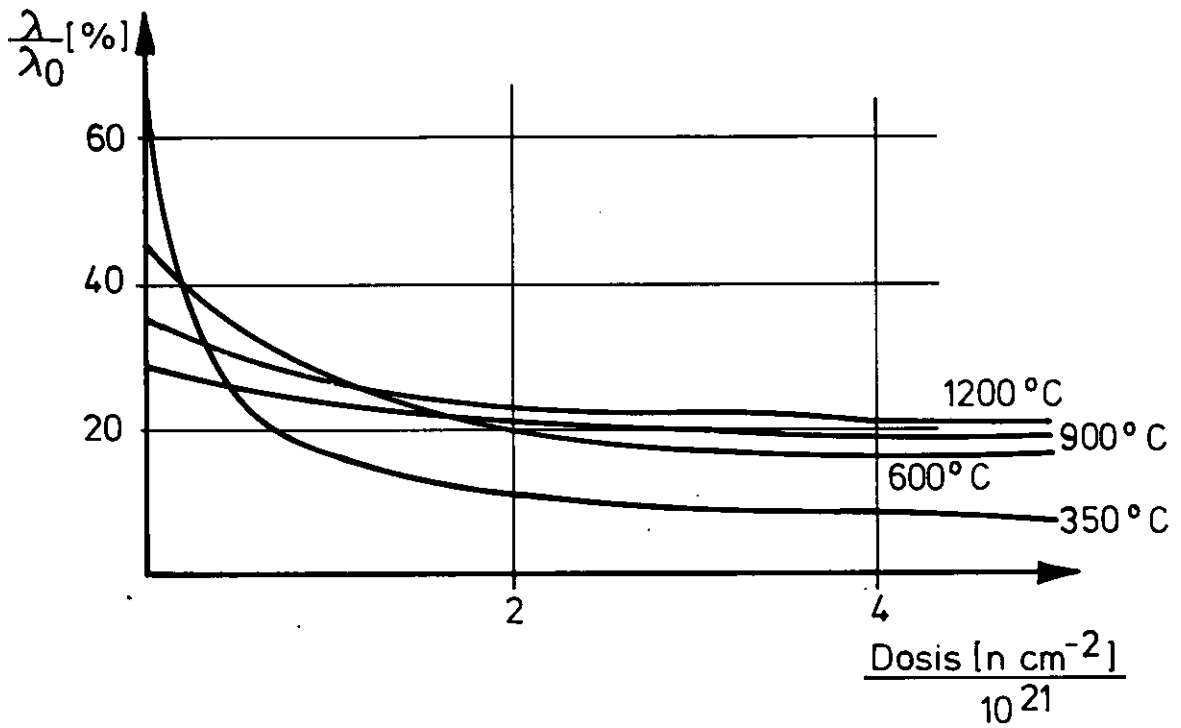


ABB. 2/2-5: Wärmeleitfähigkeit als Funktion der Dosis von A3-Matrix

SYSTEMBEDINGTE AUSLEGUNG VON SNR-BRENNELEMENTEN

H. Mayer
H. Spenke
INTERATOM
Internationale Atomreaktorbau GmbH
Bensberg

Einführung

Ein freistehendes Bündel mit Gitterabstandshaltern (langfristig: die in der Gestaltung nahezu frei wählbaren funkenerodierten Gitter) und drei Strukturstäben steht in einem hexagonalen Kasten. Die Kastenauslegung muß insbesondere die Handhabungsvorgänge nach Bestrahlung berücksichtigen.

Der Brennstab selbst muß vor allem im Hinblick auf hohe Abbrände ausgelegt werden; wobei derzeit der Schwerpunkt der Arbeiten auf der Analyse der mechanischen Brennstoff-Hülle-Wechselwirkung liegt; diese Analyse erfolgt mit dem Code IAMBUS.

Für Anlagen größerer Leistung (SNR-2, = 2000 MWel) ist der Übergang von jetzt 6 mm Brennstabdurchmesser auf 7,6 mm bei sonst gleichem Konzept vorgesehen; damit können niedrigere Fertigungskosten (je kg U + Pu) erreicht werden.

Anforderungen und Stand

Anforderungen vom System

Neben der Vorgabe stabförmiger Brennelemente (= Brennstäbe), die gebündelt in Sechseckkästen gehandhabt werden, sind als weitere Anforderungen vom System her zu nennen (wobei "System" im weitesten Sinn zu verstehen ist, näm-

lich als der Stand der allgemeinen Technik, auf dem soweit wie möglich aufzubauen ist):

Reaktoraustrittstemperatur	550 °C
Reaktoraufwärmspanne	170 °C
Stablängenleistung	≤ 600 W/cm
Brennstoff	U-Pu-Mischoxid
Hülle und Struktur	Cr-Ni-Stahl
BE-Standzeit	440 Vollasttage

Für die genannten Zahlen müßte natürlich stehen "so hoch wie möglich"; es ist aber klar, daß die Beschränkung nach oben zumindest in den Systemtemperaturen von der Festigkeit der Stähle vorgegeben ist. Weiterhin definiert die Analyse der Auslegungsunsicherheiten den Abstand zwischen technologischer Grenze und Auslegungswert.

Technologische und werkstofftechnische Randbedingungen

Die Brennelemente des Prototyps SNR-300 und ebenso die der Anlage größerer Leistung (SNR 2, < 2000 MWe), deren Planung angelaufen ist, basieren auf dem international akzeptierten "Stahl-Oxyd-Konzept". Diese Vorgabe resultiert primär aus der vorhandenen und überschaubaren Technologie (sehr langfristig wird natürlich Karbidbrennstoff und Vanadium- oder Nickel-Strukturmaterial interessanter sein):

- a) Brennstoff: Der metallische Brennstoff wurde aufgrund seiner hohen Schwellraten nie ernsthaft betrachtet, die Oxidtechnologie ist vom LWR her bekannt (auf die Besonderheiten und Schwierigkeiten der Plutonium-Verarbeitung wird hier nicht weiter eingegangen). Für die Auslegung wichtig ist die Tatsache der Verwendung von Mischoxid (d.h. $UO_2 + PuO_2$), da (neben anderen Effekten) die Schmelztemperatur durch die Pu-Zugabe gegenüber UO_2 stark abgesenkt wird (Abb. 1). Die im Extremfall (d.h. einschließlich aller Unsicherheiten) zulässige Brennstablängenleistung ergibt sich hieraus zu 600 W/cm.
- b) Strukturmaterial: Der Werkstoff der Technik ist Stahl, und zwar sowohl von den Eigenschaften wie von der Verarbeitbarkeit her. Gerade

letzterer Punkt ist eine zentrale Forderung für die Realisierung eines Projektes. Die Einführung an sich vielversprechender neuer Werkstoffe scheitert an der nicht ausreichend bekannten bzw. abgesicherten (d.h. nicht über den Labormaßstab hinausgehenden) Technologie.

In den letzten Jahren wurden zwei Effekte näher bekannt und untersucht, die mit normalen Mitteln der Ingenieurtechnik nicht ohne weiteres beherrschbar sind, sondern zusätzliche Maßnahmen erfordern: das Schwellen des Stahls im schnellen Neutronenfluß und die Korrosion der Brennstabhülle durch Spaltprodukte und Brennstoff.

- c) Stahlschwellen: Über dieses Phänomen wurde Ende 1967 berichtet, und zwar nach Auswertung von Bestrahlungsversuchen im DFR (Dounreay Fast Reactor in Schottland). Der gegenwärtige Kenntnisstand läßt sich pauschal wie folgt zusammenfassen: Unter dem Einfluß der schnellen (energiereichen) Neutronenstrahlung kommt es zu einer isotropen Volumenzunahme, die temperaturabhängig ist, mit einem Maximum im Bereich von 500 °C. Diese Temperaturabhängigkeit zeigt Abb. 2 für verschiedene Stähle bzw. Behandlungszustände, und zwar aufgetragen als prozentuelle Längenänderung. Die n-Dosis geht exponentiell ein (~ 2). Es ist unmittelbar einsichtig, daß diese langsam zunehmenden irreversiblen Dimensionsänderungen wesentlich das mechanische Verhalten des Kerns bestimmen, wobei beträchtliche Unsicherheiten in der Kenntnis aller Einflußgrößen in Kauf genommen werden müssen. Die Betrachtung wird durch die Temperaturabhängigkeit insofern verkompliziert, als Bauteile in Temperaturgradienten eben dadurch auch Schwellgradienten unterliegen und es zu den Wärmespannungen überlagerten "Schwellspannungen" kommt.
- d) Korrosion der Brennstabhülle durch Spaltprodukte und Brennstoff: Auch diese Erscheinung ist jüngeren Datums; unseres Wissens wurde 1970 bei der Reaktortagung in Berlin erstmals systematisch darüber berichtet. Bei der Dimensionierung der Brennstabhülle wird eine abtragende Korrosion (d.h. Wanddickenschwächung) von 120 μm in Rechnung gestellt, das sind - im SNR-300 - ca. 30 % der Wandstärke.

Über Einzelheiten zum besseren Verständnis der genannten Phänomene wurde an anderer Stelle ¹⁾ berichtet.

1) G. KARSTEN, H. MAYER: Stand und Ziel der Brennelemententwicklung und Fertigung. KTG-Statusbericht Brennelemente, Sekt. 3 (Jülich, November 1974)

Anforderungen vom Betrieb

Ganz allgemein gilt, daß die Anlage allen Anforderungen des Versorgungsnetzes gewachsen sein muß. Dazu müssen allerdings Maximalwerte definiert werden, die den erreichbaren Eigenschaften von Rohrleitungen, Pumpen, Wärmetauschern, Armaturen etc. Rechnung tragen. Für den SNR 300 sind nachstehend die mit dem RWE (bzw. SBK) ausgehandelten Werte zusammengefaßt:

A. Allgemeine Betriebsweise:

Alle Anlagenteile müssen so ausgelegt sein, daß ein Lastfolgebetrieb im 12 h Rhythmus von 60 auf 100 % Last möglich ist.

B. Anfahr- und Abfahrbetrieb:

Anfahren auf 100 % Last

- aus kaltem Zustand (180 °C Na): 10 h

- aus heißem Zustand (Reaktor kritisch): 2 h

Abfahren:

- von Vollast auf Nullast (Reaktor kritisch): 3 h

C. Maximale Laständerungsgeschwindigkeit:

im Bereich 30 - 95 % Nennlast: ± 10 % pro min

im Bereich 95 - 100 % Nennlast: ± 10 % Nennlast pro min

D. Maximal zulässige Lastsprünge:

im Bereich 40 - 85 % Nennlast: ± 10 %

Für den Reaktorkern dürften weniger die An- und Abfahrbedingungen als die betrieblichen Laständerungen bzw. Laständerungsgeschwindigkeiten wichtig sein. Vorwegnehmend zu Kap. 2 muß ich hier sagen, daß der Abschluß einer detaillierten Analyse des Kernelementverhaltens für alle Lastfälle noch aussteht.

Stand von Konzept, Auslegung und Methodik für SNR 300

Beschreibung des Elementes und seiner Komponenten

In einem sicherheitstechnisch und thermohydraulisch erforderlichen hexagonalen Kasten befindet sich das Brennstabbündel (Abb. 3) in einer Dreieck-

anordnung mit 169 Positionen. 166 Positionen sind von Brennstäben und 3 von Strukturstäben zur axialen Fixierung der Abstandhaltergitter besetzt. Die Brennstäbe selbst sind nur am unteren Ende an einer Stahlhalteplatte befestigt, die ihrerseits wieder am Brennelementfuß fixiert ist. Zur Handhabung, Unterbringung von Thermoelementen und Durchmischungseinrichtung dient ein Kopfstück. Der Kern des Bündels ist die Abstandshalterung der Brennstäbe zueinander, die maßgeblich die optimale Temperaturverteilung und minimale Brennstabelastung (als Konsequenz im wesentlichen der Temperaturverteilung!) bestimmt.

Für die Erstbeladung des SNR 300 wurden Gitterabstandshalter aus punktgeschweißten Blechstreifen ausgewählt, und zwar primär aufgrund der relativ unkomplizierten Fertigung und einer größeren Anzahl abgeschlossener Versuche. Langfristig meinen wir jedoch, daß einerseits im Hinblick auf große anzufertigende Stückzahlen und andererseits aufgrund leicht vorzunehmender geometrischer Variation entsprechend den thermohydraulischen Erfordernissen die mit Funkenerosionsverfahren hergestellten Gitter zum Einsatz kommen müssen (Abb. 4).

Die wichtigsten Brennelementdaten für die Erstbeladung des SNR 300 (Kern Mark Ia) sind:

Elementlänge	3700 mm
Innenschlüsselweite	104,5 mm
Brennstäbe	166
Stabdurchmesser	6 mm
Brennstoffdurchmesser	5,09 mm
Brennstofftablettendichte	86,5 % t.D.
Aktive Säule ($\text{PuO}_2 + \text{UO}_2$)	950 mm
Axialer Brutstoff (UO_2)	2 x 400 mm
Max. nom. Stablängenleistung	355 W/cm
Max. nom. Abbrand	85.000 MWd/t M_{et}
Standzeit	440 Vlt
$\phi_{\text{max(schnell)}}$	$3,5 \cdot 10^{15}$
$(\phi \text{ t})_{\text{max(schnell)}}$	$1,5 \cdot 10^{23}$
Max. nom. Hüllrohrtemperatur	620 °C

Wesentliche Grundlage zur Definition des Bündelaufbaues war die Berücksichtigung des Stahlschwellens. Hier ist eines der zentralen Probleme, die mechanische Wechselwirkung zwischen Kasten und Gitter zu vermeiden oder zu minimalisieren.

Als Ergebnis der bisherigen thermohydraulischen und mechanischen Analysen wurde das freistehende Bündel ausgewählt.

Das Brennstabbündel

Die wesentlichen kühlungstechnischen Randbedingungen sind:

- (1) Temperaturformfaktor nahe 1
(d.h. geringe Abweichung der Kanalaufwärmspannen von der mittleren Austrittstemperatur)
- (2) Minimale Umfangstemperaturdifferenz an Brennstäben
- (3) $T_{\text{Hüllenmitte}} \leq 685 \text{ }^{\circ}\text{C}$ (extremal mit HCF)
- (4) Hohe mittlere BE-Austrittstemperatur
- (5) Minimaler Druckverlust

Im Laufe der Analysen stellte sich heraus, daß die entscheidenden Kriterien sowohl für die Mechanik des Bündels als auch für die Reaktor aufwärmspanne die Forderungen nach niedrigem Temperaturformfaktor und nach niedriger Umfangstemperaturdifferenz an Brennstäben ist. Hier liegen letztlich die Vorteile des funkenrodierten Abstandhaltergitters.

Das genannte Konzept des freistehenden Bündels hat allerdings zur Folge, daß in der Auslegung auch die exzentrische Lage des Bündels im Kasten betrachtet werden muß. Dies führt zumindest im Anfangszustand zu extremen Temperaturverteilungen und damit mechanischen Belastungen vor allem in den Brennelementen am Kernrand. Die Verteilung der Kanalausstrittstemperaturen, berechnet mit dem Code CIA, der INTERATOM-Version von COBRA, zeigt Abb. 5.

Zu vermerken ist, daß dieser ungünstigste Temperaturformfaktor von 1,215 zu vergleichen ist mit dem bestmöglichen realen Formfaktor von 1,018 (zentriertes Zentralelement).

Die mechanische Spannungsanalyse erfolgt mit dem Finite-Element-Programm SAP, das sich inzwischen für eine größere Zahl von Anwendungsfällen bewährt hat. Die Abb. 6 gibt die so errechnete Spannungsverteilung für einen im Kasten exzentrisch liegenden Abstandhalter im Neutronenflußmaximum, und zwar einmal die Wärmespannungen (max. rad. Temperaturdifferenz 40°C) und die Summe aus Wärmespannungen und Spannungen durch differentiell-strukturmaterial-schwellen. Der gravierende Beitrag des Schwellens ist deutlich.

Nach dem gegenwärtigen Kenntnisstand sind die durch das Strukturmaterial-schwellen entstehenden Schwierigkeiten nur zu reduzieren durch "schwellfreundliche" Materialien und vor allem durch eine möglichst gleichmäßige Temperaturverteilung.

Der Brennstab

Alle Anstrengungen zum Verständnis des Verhaltens von Brennstoff, Hüllmaterial und Stab selbst haben das Ziel, unter allen Reaktorbetriebsbedingungen (wenigstens den normalen Betriebsbeanspruchungen) die Integrität der Hülle sicherzustellen.

Die hohen Anforderungen an Brüterbrennstäbe, insbesondere was Temperaturen und Abbrände betrifft, haben schon vor Jahren dazu geführt, daß Rechenmodelle zur quantitativen Prognose des Brennstabverhaltens entwickelt werden mußten. Primär waren es die Fragen nach Temperaturverteilung und Spaltgasinnendruck, die zu beantworten waren. Erst im fortgeschrittenen Projektstadium wurde deutlich, daß das mechanische Verhalten der Hülle gerade bei Laständerungen und bei hohen Abbränden nur dann ausreichend analysiert werden kann, wenn die Mechanik des Brennstoffes in radialer und axialer Richtung quantitativ beschrieben wird. Dies hat uns bei INTERATOM bewogen, das Rechenprogramm IAMBUS zu entwickeln und nunmehr einzusetzen.

Typische Rechenergebnisse zeigt die Abb. 7. Diese Abbildung gibt in einer Brennstoffscheibe den radialen Verlauf von Temperatur und Spannungen im Brennstoff an; die detaillierte Angabe der Spannungen ist ein Kennzeichen für den Code.

Kasten und Kastenverband

Der Aspekt des Kastens geht weit über die reinen Brennelementbezogenen Probleme hinaus und greift in das Verhalten des Gesamtkerns stark ein. Eine detaillierte Aufzählung und Diskussion aller Einzelfragen würde den Rahmen dieses Berichtes sprengen.

Immerhin macht die Abb. 8 deutlich, daß die Einzeleffekte in komplexer Weise miteinander verknüpft sind: Die sechseckigen Elemente des Kerns würden im Idealzustand Fläche an Fläche stehen.

Die drei Phänomene

- Temperaturgradient im Kern,
 - Strukturmaterialschwellen (abhängig von Temperatur und n-Fluß!),
 - bestrahlungsinduziertes Kriechen,
- führen zu einer Verbiegung der Elemente nach außen und zur Ausbildung von "Bäuchen" der Kästen im Flußmaximum, bedingt durch die Kühlmitteldruckdifferenz zwischen Kasteninnen- und -außenseite. Daraus folgt unmittelbar, daß zwischen den Elementen ein ausreichender Spalt vorgesehen sein muß, ebenso wie im oberen Kernbereich Raum zur begrenzten Verbiegung.

Um die Belastung des Einzelelementes im Verband so gering wie möglich zu halten, müssen darüber hinaus die Elemente gegeneinander verschiebbar sein, d.h. die Reibkräfte an den Abstützflächen müssen durch Auswahl geeigneter Materialpaarungen limitiert werden.

Wichtiger als die Begrenzung der Kräfte auf den Einzelkasten und den Kastenverband sind die folgenden beiden Randbedingungen:

- a) die geometrischen Verschiebungen dürfen nicht zu unkontrollierten Reaktivitätsänderungen führen,
- b) die aus ihrer Ideallage bewegten Elemente müssen mit den Handhabungsvorrichtungen zu greifen und zu identifizieren sein (d.h. die Position muß eindeutig anzufahren sein!) und müssen trotz Verbiegung und Ausbeulung aus dem Kern entfernbar und mindestens auf diese Position wieder einsetzbar sein.

Gerade letzter Punkt - die erst im Prototyp zu gewinnende Handhabungserfah-

rung - erlaubt es zur Zeit nicht, eine günstigere Brennstoffausnutzung durch Umsetzen von Brennelementen vorzusehen. Der erst im Prototyp selbst zu gewinnenden Handhabungserfahrung kommt daher höchste Bedeutung zu.

Der Schritt vom Prototyp zur Großanlage

Das Brennelementkonzept

Selbstverständlich ist die Grundvoraussetzung zur gegenwärtig anlaufenden Konzipierung eines SNR-2 die möglichst weitgehende Nutzung der Kenntnisse aus dem SNR 300. Trotzdem haben gerade diese Erkenntnisse zu Änderungen geführt, die zahlenmäßig als einige charakteristische Daten nachstehend aufgelistet und den Werten für SNR 300 gegenübergestellt sind:

	SNR-2	SNR-300 (Erstbeladung)
Anzahl BEs im Kern	511	205
Schlüsselweite (außen)	156 mm	110 mm
Brennstabdurchmesser	7,6 mm	6 mm
Brennstäbe je Elemente	271	166
Aktive Länge		950 mm
Nom. max. Stabileistung	450 W/cm	355 W/cm
Nom. max. Abbrand ($\text{MWd/t}_{\text{met}}$)	110.000	85.000
Standzeit	670 Vlt	440 Vlt
Abstandshalter		Gitter
Brennstofftablettendichte		86,5 %

Für das Brennelement sind zwei Gesichtspunkte deutlich:

- a) Verringerung der Brennstoffzykluskosten durch niedrigere Herstellkosten pro kg Brennstoff (Stabdurchmesser von 6 auf 7,6 mm vergrößert) und durch (wenigstens als Zielvorgabe) Erhöhung des Abbrandes;
- b) Festlegung der BE-Schlüsselweite (d.h. Anzahl der Brennelemente) so, daß nicht nur das Einzelement handhabbar und herstellbar ist, sondern auch so, daß die Anzahl zu hantierender, zu lagernder etc. Elemente möglichst klein ist.

Sicherheitstechnische Rückwirkungen auf das Brennelementkonzept

Die hier dargestellte und bisher übliche Vorgangsweise war ausschließlich die Optimierung nach herstellungsorientierten und betrieblichen Erfordernissen, wobei natürlich die Freisetzung von Spaltprodukten - man dachte primär an Spaltedelgase - zu verhindern war.

Nun zeigt sich für den Brennstab zweierlei: der Spaltgasinnendruck ist relativ einfach beherrschbar durch Vergrößerung des Plenums. Viel schwerwiegender sind Fehler in der Brennstoffzone, die - soweit heute feststellbar - durch Festkörperdruck zumindest ausgelöst werden. Zum quantitativen Verständnis der Konsequenzen ist eine umfangreiche Versuchsserie angelaufen, die Beiträge liefern muß zu:

- Pu-Austritt und Transport im Primärkreis,
- Kühlkanalblockade mit Folgeschäden,
- Reaktion des Brennstoffes (u.U. in Abhängigkeit vom Sauerstoffangebot) mit dem Kühlmittel und Folgeschäden.

Auch das Stabbündel ist dahingehend zu untersuchen, daß es sicherheitstechnischen Forderungen gerecht wird. Soweit bisher absehbar, muß der Kern und damit das Einzelelement im Fall einer Durchflußstörung, z.B. durch Pumpenausfall, allein durch Naturumlauf des Kühlmittels so weit kühlbar sein, daß schwerwiegende Schäden durch Überhitzung ausgeschlossen sind. Weiterhin muß sichergestellt sein, daß Brennelemente nach abnormalen Betriebsfällen (Betriebsstörungen) weiterbetrieben werden können.

Es ist zu vermuten, daß diese Gesichtspunkte die Brennelementauslegung für Na-gekühlte Brüter in steigendem Maße bestimmen werden.

ABB. 2/3-1:

Abhängigkeit der Brennstoffschmelztemperatur vom PuO_2 -Gehalt

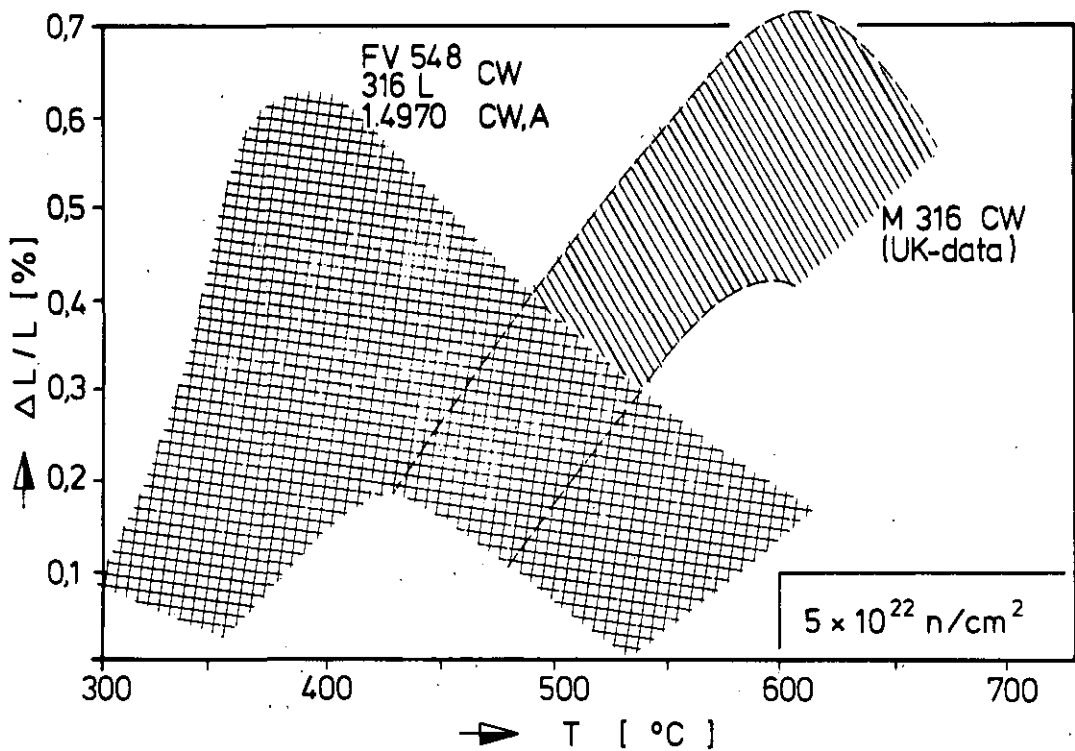
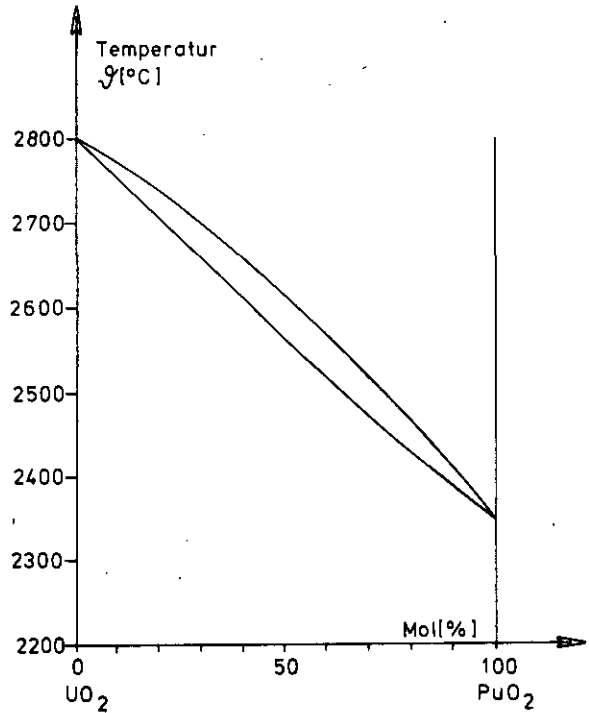


ABB. 2/3-2: Relative Längenänderung bei Neutronenbestrahlung in Abhängigkeit von der Temperatur

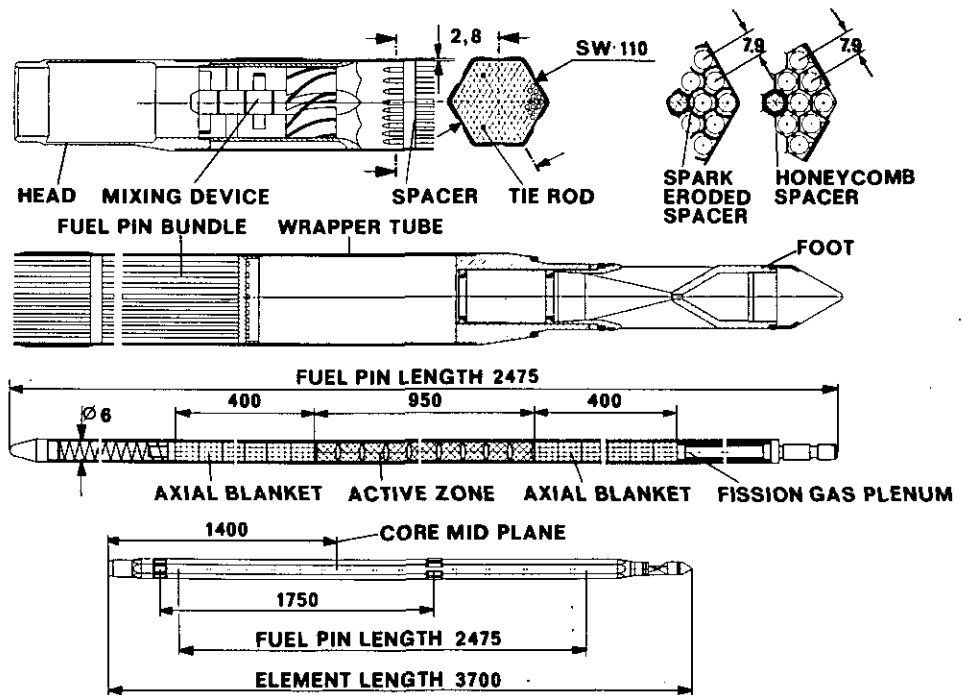


ABB. 2/3-3: Brennelement für die Erstbeladung (Kern Mark I A) des SNR 300

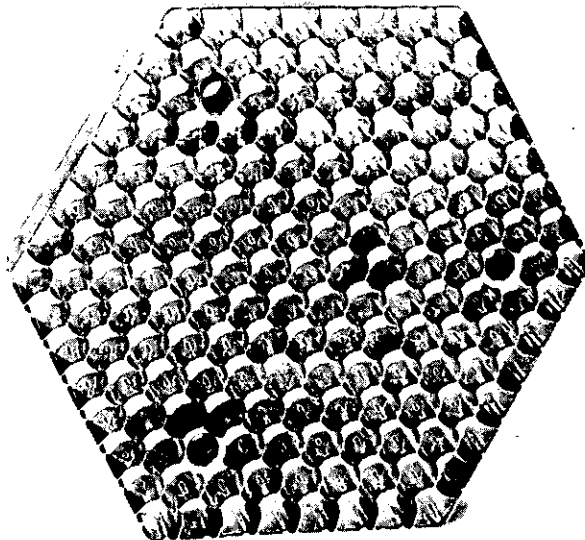


ABB. 2/3-4: Fortschrittlicher Gitterabstandshalter, hergestellt im Funkenerosionsverfahren

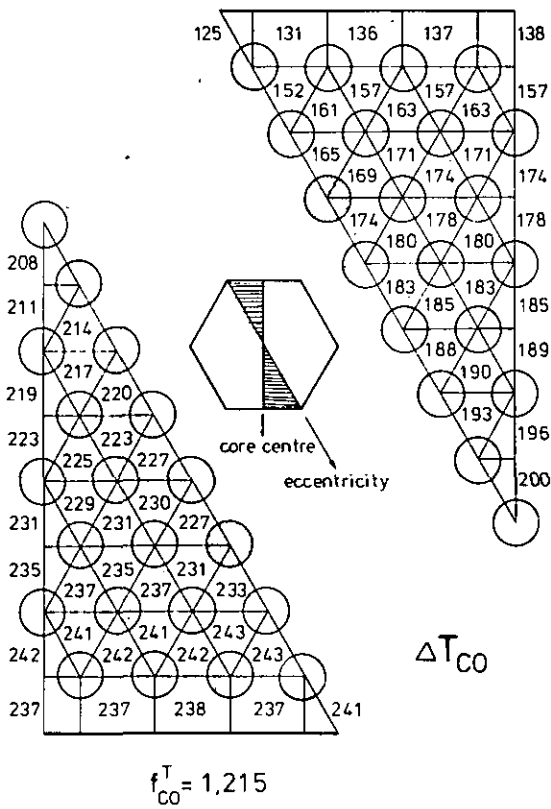


ABB. 2/3-5:

Verteilung der Kühlkanalaustritts-temperaturen eines Randlelementes mit exzentrisch liegendem Bündel

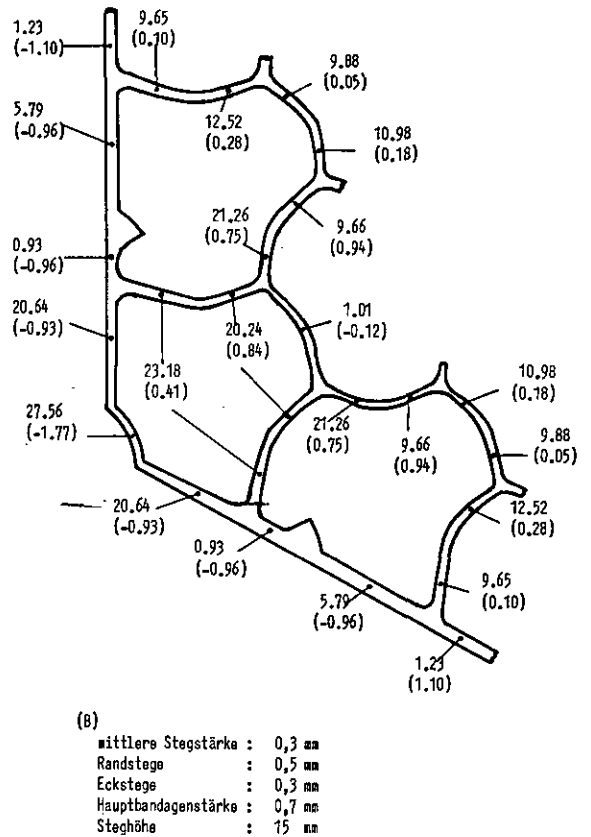
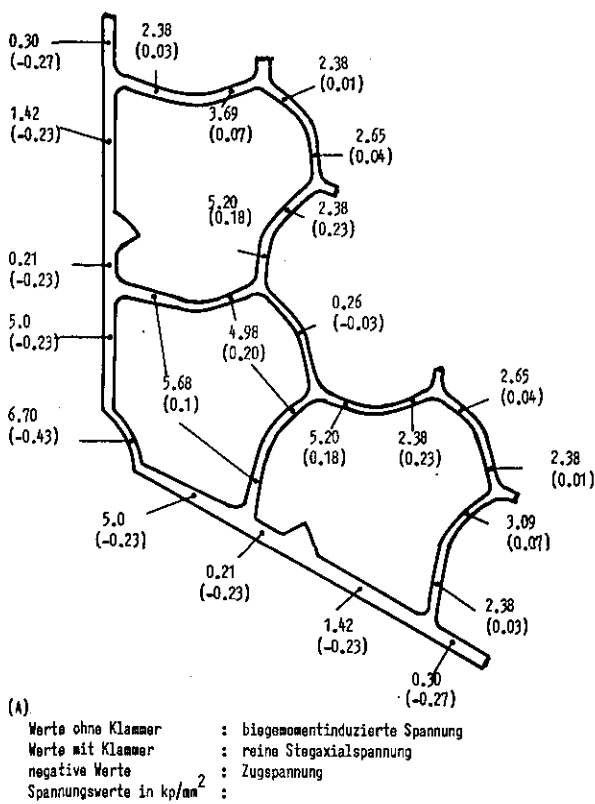


ABB. 2/3-6: Spannungsverteilung im Abstandshalter:

(A) Wärmespannungen; (B) Überlagerung Wärme- und Schwellspannungen

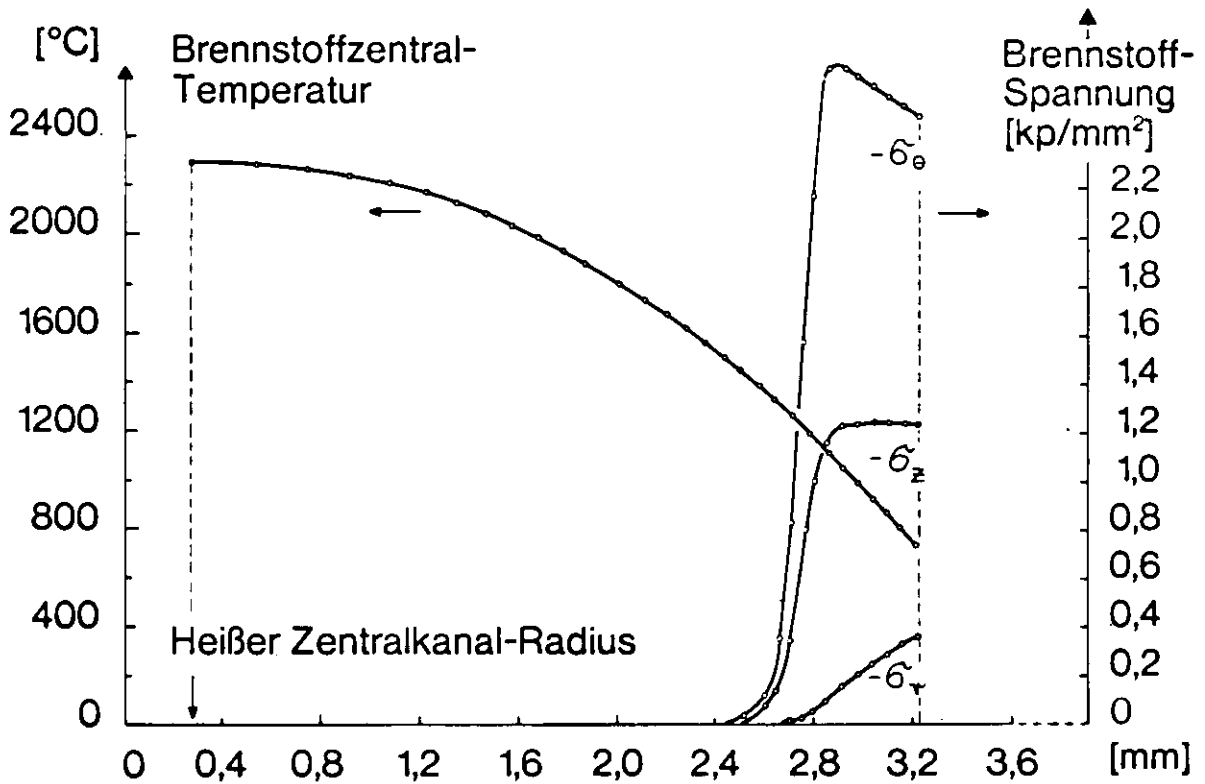


ABB. 2/3-7: Radialer Temperatur- und Spannungsverlauf im Brennstoff nach IAMBUS

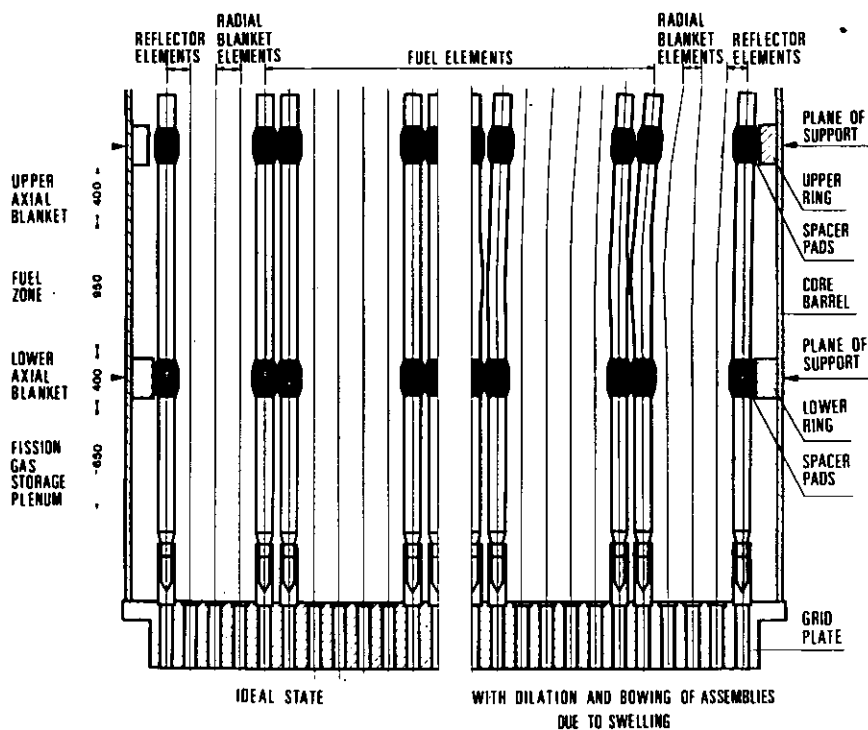


ABB. 2/3-8: SNR-Kernhalterungskonzept
Schematische Darstellung der Kastenverformungen

SYSTEMBEDINGTE AUSLEGUNG DER GSB-BRENNELEMENTE

W. Jung
Kraftwerk Union Aktiengesellschaft
Erlangen

W. Krug
Kernforschungsanlage Jülich GmbH
Jülich

Vorbemerkungen

Sowohl die Kraftwerk Union (KWU) als auch die General Atomic (GA) verfolgen das Konzept des druckentlasteten Stabbündel-Brennelementes für den Gasgekühlten Schnellen Brutreaktor (GSB). Nur dieses Konzept wird hier behandelt. Alternativen wie z.B. das Coated-particle-Konzept der Gas Breeder Reactor Association (GBRA) werden nicht betrachtet.

Das KWU-Konzept dieses Brennelementes ist erarbeitet worden im Zusammenhang mit einer Referenz- und Sicherheitsstudie für ein 1000 MWe GSB-Kraftwerk. Alle folgenden Zahlenangaben beziehen sich auf diese Leistungsgröße; für die prinzipielle Auslegung bedeutet dies jedoch keine Einschränkung der Allgemeinheit.

Das druckentlastete Stabbündel-Brennelement des GSB hat mit dem Brennelement des Schnellen Natriumgekühlten Reaktors (SNR) vieles gemeinsam. Dies ist kein Zufall; das GSB-Konzept ist gewählt worden mit dem Ziel, das in der SNR-Entwicklung bereits gewonnene "know how" weitestgehend auszuschöpfen und den eigenen Entwicklungsaufwand so klein wie möglich zu halten. Wesentliche Unterschiede zwischen beiden Brennelementen liegen in

- der Kühlung mit Helium anstatt Natrium, die eine spezielle wärmetechnische Auslegung des GSB-Brennelementes erfordert, und

- dem GSB-typischen Druckausgleichssystem.

Auf diese beiden Besonderheiten konzentrieren sich die folgenden Ausführungen.

Aufbau des Brennelementes

Den Aufbau des Brennelementes zeigt Abb. 1; die Hauptabmessungen und -Materialdaten sind in Tab. 1 zusammengestellt.

Das Stabbündel enthält 270 Brennstäbe, die auf neun hexagonalen Kränzen angeordnet sind. In der Zentralposition befindet sich ein Leerrohr für die Kerninstrumentierung, z.B. zur Durchführung von Thermoelementen zur Messung der Gastemperatur am Brennelementaustritt. Die Brennstäbe sind oben im Stabhalter fixiert und nach unten durch Abstandshalter ausgerichtet, die ihrerseits im hexagonalen Kasten des Brennelementes axial gehalten sind.

Das Brennelement ist mit seinem zylindrischen Kopfende in die obenliegende Kernhaltestruktur wie ein Kragbalken eingespannt und hängt nach unten frei. Das Kühlgas strömt von oben nach unten, d.h. die Vorrichtungen zur Einspannung und Bypass-Abdichtung, die Drossel zur Einstellung des Durchsatzes sowie die Fallen und Verbindungsleitungen des Druckausgleichssystems (s.d.) befinden sich am "kalten" Ende des Brennelementes.

Zur Verbesserung des Wärmeübergangs auf das Kühlgas sind die Oberflächen der Brennstäbe teilweise "aufgerauht", d.h. mit einem Gewindeprofil versehen. Die Aufrauung erstreckt sich über etwa die untere, austrittseitige Hälfte der aktiven Bündellänge.

Druckausgleichssystem

Das Druckausgleichssystem des GSB ist in Abb. 2 schematisch dargestellt; es besteht aus einem brennelementseitigen und einem anlagenseitigen Teil, die sich beim Einsetzen des Brennelementes in den Reaktor an der "Übertrittsstelle" miteinander verbinden.

Die oberen Endkappen der Brennstäbe sind axial durchbohrt; die Öffnungen

münden in ein System von Querkanälen im Innern des Stabhalters; von dort führt eine gemeinsame Leitung zur Übertrittsstelle. In den oberen Stabenden sowie in der Verbindungsleitung vom Stabhalter zur Übertrittsstelle sind Aktivkohle-Fallen angeordnet.

Die Übertrittsstelle ist in eine von drei Schultern integriert, die das Brennelement in einem konischen Sitz der Gitterplatte fixieren. Anlagenseitig ist die Übertrittsstelle über den "Spaltgasabscheider" - ein System von tiefgekühlten Aktivkohle-Fallen - mit dem Eintritt des Hauptgebläses verbunden.

Der Druckausgleich zwischen dem Kühlgasraum und dem Innern der Brennstäbe erfolgt über das "Solleck", eine definierte Undichtigkeit der Übertrittsstelle, in der Praxis realisiert durch eine Bohrung parallel zur Metall-Metall-Dichtung zwischen Brennelement-Schulter und Gitter-Platten-Konus.

Oberhalb der Übertrittsstelle ist der Ringspalt zwischen Brennelementkopf und Bohrung der Gitterplatte durch Kolbenringe abgedichtet. So entsteht ein Kühlgas-Bypass (ca. 0,1 % des Brennelement-Durchsatzes), der am Brennelement-Austritt vom Hauptkreislauf abzweigt, außerhalb des Kastens nach oben führt, durch das Solleck in das Druckausgleichssystem gelangt, über den Spaltgasabscheider verläuft und vor dem Gebläse wieder in den Hauptkreislauf eintritt.

Getrieben wird dieser Bypass durch den Hauptkreislauf-Druckabfall am Dampferzeuger (ca. 1 bar), der sich auf Solleck und Spaltgasabscheider aufteilt. Demzufolge liegt der Druck in der Übertrittsstelle - d.h. der Druck im Innern der Brennstäbe - definiert zwischen dem niedrigsten Kühlgasdruck im Brennelement (Brennelementaustritt) und dem niedrigsten Systemdruck im Hauptkreislauf (Gebläseeintritt).

Aus dem Brennstoff freigesetzte Spaltprodukte können durch das interne Leitungssystem zur Übertrittsstelle gelangen. Im stationären Betrieb ohne Brennstabdefekte erfolgt der Transport durch Diffusion; dabei liegen die Transportzeiten für Spaltgase im Bereich von Tagen, während flüchtige Spaltprodukte schon in der "kalten" oberen Brutzone weitgehend kondensieren bzw. in den Aktivkohle-Fallen im Brennstab und im Brennelement-Kopf nahezu vollständig absorbiert werden. Spaltprodukte, die die Übertrittsstelle erreichen, werden durch den Bypass in den Spaltgasabscheider gespült und dort - bei der Temperatur des flüssigen Stickstoffs - quantitativ abgeschieden. Die

Transportzeiten liegen hier im Bereich von Sekunden, so daß "plate out" im anlagenseitigen Leitungssystem praktisch ausgeschlossen ist.

Im Fall eines Hüllrohrlecks entsteht ein zweiter Bypass durch das Innere des defekten Brennstabes, der sich in der Übertrittsstelle mit dem Solleck-Bypass vereinigt. Dieser Defekt-Bypass wird getrieben durch den Hauptkreislauf-Druckabfall zwischen der Leckstelle und dem Gebläse-Eintritt, d.h. im ungünstigsten Fall - Leckstelle am oberen Ende des Brennstabes - praktisch durch die volle Förderdruckhöhe des Gebläses. Dabei steigen der Gesamtdurchsatz durch den Spaltgasabscheider (max. ca. 1 % des Brennelement-Durchsatzes) und der Druck in der Übertrittsstelle, während der Solleck-Durchsatz zurückgeht.

Diese Verhältnisse sind dargestellt in Abb. 3 und Abb. 4. Die dort angegebenen Zahlenwerte sind nicht repräsentativ, da es sich um ein einzelnes Brennelement in einem Versuchskreislauf handelt; das Prinzip ist jedoch auf den vollständigen GSB-Kern übertragbar.

Die Begrenzung der Leckage im Fall von Brennstabdefekten ist gegeben durch den Strömungswiderstand des Leitungssystems im Kopf des Brennelementes (Stabhalter, Aktivkohlefalle, Verbindungsleitungen zur Übertrittsstelle). Steht dieser Strömungswiderstand zu dem des Spaltgasabscheiders mindestens in demselben Verhältnis wie der Strömungswiderstand des Brennelementes zu dem des Dampferzeugers (s. Abb. 3), dann ist die Umkehr der Strömungsrichtung im Solleck (s. Abb. 4) ausgeschlossen; diese Bedingung wird durch entsprechende Dimensionierung des Leitungssystems im Kopf des Brennelementes erfüllt.

Der Transport von freigesetzten Spaltprodukten im Innern des Brennelementes erfolgt im Defektfall durch Konvektion. Dabei verkürzen sich die Transportzeiten für Spaltgase; auch längerlebige flüchtige Spaltprodukte können die Übertrittsstelle erreichen. Ein Austreten von Spaltprodukten in den Hauptkreislauf wird dadurch verhindert, daß sowohl an den Hüllrohrlecks als auch am Solleck einwärts gerichtete Strömungen aufrechterhalten bleiben.

Qualitativ ähnliche Verhältnisse wie im Defektfall treten auch bei bestimmten instationären Betriebszuständen auf. Leistungserhöhungen (d.h. Temperaturerhöhungen im Brennstab) sowie Druckverluste im Hauptkreislauf führen zum "Ausatmen" des Brennelementes in den Spaltgasabscheider hinein. Diese

Transienten sind jedoch durch die strömungstechnische und aktivitätsmäßige Auslegung des Druckausgleichssystems für den Defektfall quantitativ abgedeckt.

Die Vorteile des beschriebenen Druckausgleichssystems lassen sich in drei Punkten zusammenfassen:

(1) Druckausgleich:

Auf den Hüllen der Brennstäbe lastet weder der Systemdruck des Kühlgases noch ein sich aufbauender Spaltgasdruck. Der verbleibende äußere Überdruck ist - unter stationären wie transienten Betriebszuständen - nach oben begrenzt durch die Förderdruckhöhe des Hauptkreislaufes. Das gewählte Außen- zu Innendurchmesser Verhältnis des Hüllrohres von 1,15 (entsprechend dem SNR-Brennstab) stellt daher eine konservative mechanische Auslegung dar. Ein Spaltgas-Sammelraum im Brennstab erübrigt sich; dadurch kann die Gesamtlänge des Brennelementes kürzer gehalten werden.

(2) Spaltprodukt-Ableitung:

Aus dem Brennstoff freigesetzte Spaltprodukte werden - soweit sie nicht an kalten Stellen kondensieren oder in Brennstab- bzw. Brennelement-falle absorbiert werden - kontinuierlich aus dem Brennelement abgeführt. Die quantitative Abscheidung dieser Spaltprodukte erfolgt außerhalb des Kerns aber innerhalb des Spannbetonbehälters, d.h. an zuverlässig kontrollierbarer und wirksam geschützter Stelle.

In den Brennstäben findet keine Akkumulation frei beweglicher Aktivität statt, die beim Leckwerden der Hüllen zu massiver momentaner Kühlgaskontamination führen könnte. Der weitere Betrieb mit defekten Brennstäben ist ohne Kontamination des Hauptkreislaufes möglich, da die einwärts gerichteten Spülströmungen an den Leckstellen unter allen Betriebszuständen - stationär wie transient - aufrechterhalten bleiben. Die tolerierbare Anzahl von defekten Brennstäben ist nur begrenzt durch die Kühlkapazität des Spaltgasabscheiders, wo die Zerfallsleistung der Spaltprodukte bei der Temperatur des flüssigen Stickstoffs abgeführt werden muß.

(3) Defekt-Ortung:

Das Leckwerden eines Hüllrohres führt zum Anstieg der Aktivität in der

Leitung vom betroffenen Brennelement zum Spaltgasabscheider, da wegen der verkürzten Transportzeiten mehr kurzlebige Spaltprodukte die Eintrittsstelle erreichen. Durch separate Überwachung der Leitungen können daher defekte Brennelemente bereits im Betrieb identifiziert werden.

Wärmetechnische Auslegung

Ziel der wärmetechnischen Auslegung des Brennelementes ist - wie bei allen Reaktorkonzepten - eine möglichst hohe Austrittstemperatur des Kühlmittels. Die Randbedingungen lauten wie beim SNR:

- kein zentrales Schmelzen des Brennstoffes,
- Hüllrohrtemperaturen (Heißstellentemperaturen in der Wandmitte) maximal 700 °C,

und speziell für den GSB, bedingt durch die vorgesehene Verwendung einstufiger Gebläse,

- Hauptkreislauf-Druckabfall maximal ca. 5 % des Systemdrucks, d.h. bei 120 bar Systemdruck maximal ca. 6 bar, wovon ca. 5 bar für das Brennelement zur Verfügung stehen.

Die Ähnlichkeit des GSB- mit dem SNR-Brennelement legt zunächst folgendes Gedankenexperiment nahe: Man setze ein Original-SNR-Brennelement - bei unveränderter Leistung - in einen GSB-Kern ein und vergleiche die sich einstellenden Betriebsdaten mit denen im SNR.

Dabei stellt man folgendes fest:

Im Bereich der mittleren Kühlmitteltemperaturen (ca. 400 bis 500 °C) hat Natrium gegenüber Helium bei 120 bar eine rund 110 mal höhere Dichte und eine rund sieben mal höhere dynamische Zähigkeit, Helium dagegen eine rund vier mal höhere spezifische Wärme. Läßt man im GSB eine um ca. 75 % höhere Kühlmittel-Aufheizspanne zu als im SNR, dann ist der Massendurchsatz bei Natrium rund sieben mal höher als bei Helium. Demnach sind die Reynolds-Zahlen und damit die Widerstandskoeffizienten für beide Kühlmittel gleich; der Druckabfall im Brennelement liegt für Helium zwei bis zweieinhalb mal höher als für Natrium.

Im Bereich der maximalen Kühlmittel- und Hüllrohrtemperaturen (Referenztempe-

ratur für den Wärmeübergang mit ca. 600 °C angenommen) hat Natrium gegenüber Helium eine rund 190 mal höhere Wärmeleitfähigkeit; die Prandtl-Zahl liegt für Helium rund 150 mal höher. Bei den relevanten Reynolds-Zahlen ($1 \cdot 10^5$ bis $2 \cdot 10^5$) ergibt sich für Natrium eine zehn- bis siebenmal höhere Wärmeübergangszahl. Geht man davon aus, daß die Aufrauung der Staboberfläche den Wärmeübergang bei Helium um den Faktor zwei bis zweieinhalb verbessert, dann liegt der Temperatursprung zwischen Hüllrohr- und Kühlmittel bei Helium noch rund vier mal höher als bei Natrium. Dabei erhöht sich der Druckabfall um den Faktor vier bis fünf, jedoch nur in dem relativ kurzen aufgerauhten Abschnitt des Stabbündels.

Dieser grobe Vergleich zeigt, daß die Verhältnisse gar nicht so extrem weit auseinanderliegen, wie man es bei den so unterschiedlichen Kühlmitteln zunächst erwarten sollte.

Für das tatsächliche GSB-Brennelement mit den in Tab. 1 angegebenen Abmessungen läßt sich der in Tab. 2 umrissene Betriebszustand realisieren; der axiale Leistungs- und Temperaturverlauf ist in Abb. 5 dargestellt.

Der gesamte Druckabfall im Brennelement verteilt sich zu rund 50 % auf die aufgerauhte, 30 % auf die glatte Bündellänge und 20 % auf die Brennelementstruktur.

Die maximale Heißstellen-Hüllrohrtemperatur ist das Ergebnis einer statistischen Analyse; die doppelte Standardabweichung als Vertrauensgrenze für das Brennelement besagt, daß die Wahrscheinlichkeit für das Auftreten einer Heißstelle im Brennelement 2,3 % beträgt. Im gesamten Kern (205 Brennelemente) ist demnach mit dem Auftreten von bis zu fünf Heißstellen zu rechnen.

Die mittlere Kernaustrittstemperatur beträgt 569 °C; der geringe Abstand der Mischtemperatur von der Austrittstemperatur des höchstbelasteten Brennelementes wird erreicht durch individuelle Drosselung der Brennelement-Durchsätze.

Schlußfolgerung

Eine im Vergleich zum SNR ähnlich attraktive wärmetechnische Auslegung des

GSB-Brennelementes ist bei hohem Systemdruck des Kühlgases und teilweiser Aufrauung der Brennstaboberflächen im Kernbereich durchaus realisierbar. Etwasige Nachteile des hohen Systemdrucks für das Brennelement werden durch Druckausgleichssystem beseitigt. Letzteres bietet den zusätzlichen Vorteil, den Kühlkreislauf auch bei Brennstabdefekten zuverlässig gegen Spaltprodukt-Kontamination zu schützen.

In allen anderen Aspekten schließt sich die Auslegung des druckentlasteten Stabbündel-Brennelementes für den GSB so eng an die des SNR-Elementes an, daß auf eine Darstellung hier verzichtet werden kann.

Brennstab-Durchmesser	8,2 mm
Hüllrohr-Außen-/Innendurchmesser	1,15
Brennstab-Länge	3100 mm
- davon Brennstoff	1480 mm
- Brutstoff oben und unten je	600 mm
- "aufgerauht"	900 mm
Tiefe der Aufrauung	0,1 mm
Anzahl der Brennstäbe	270
Gitterteilung	11,0 mm
Anzahl der Abstandshalter	11
Kasten-Schlüsselweite außen	197 mm
- Wanddicke	4,0 mm
Brennstoff-Tabletten	UO ₂ /PuO ₂
- mittlere Anreicherung	12,5 % Pu _{fiss} /(U+Pu)
- Schmierdichte	83 % th.D.
Brutstoff-Tabletten	UO ₂ (abgereichert)
Hüll- und Strukturmaterial	W.Nr. 1.4981

TAB. 1: HAUPTABMESSUNGEN UND -MATERIALDATEN DES
GSB-BRENNELEMENTES

Maximale Stableistung (nominal)	430 W/cm
Axialer Formfaktor (Kern)	1,25
(Radialer Kern-Formfaktor)	1,09)
Helium-Systemdruck	120 bar
- Druckverlust im Brennelement ⁺)	4,8 bar
- Durchsatz pro Brennstab	33 g/s
- Eintrittstemperatur	273 °C
- Austrittstemperatur	584 °C
Maximale Hüllrohrtemperatur (mid clad)	
- nominal ⁺)	630 °C
- hot spot ⁺⁺⁾	700 °C

+) Multiplikatoren der aufgerauhten Staboberfläche mit 4,0 für den Druckverlust und 2,0 für den Wärmeübergang angenommen.

++) Doppelte Standardabweichungen als Vertrauensgrenze pro Brennelement vorgegeben

TAB. 2: HAUPTBETRIEBSDATEN DES
GSB-BRENNELEMENTES
(HÖCHSTBELASTETES BRENNELEMENT
IM CORE)

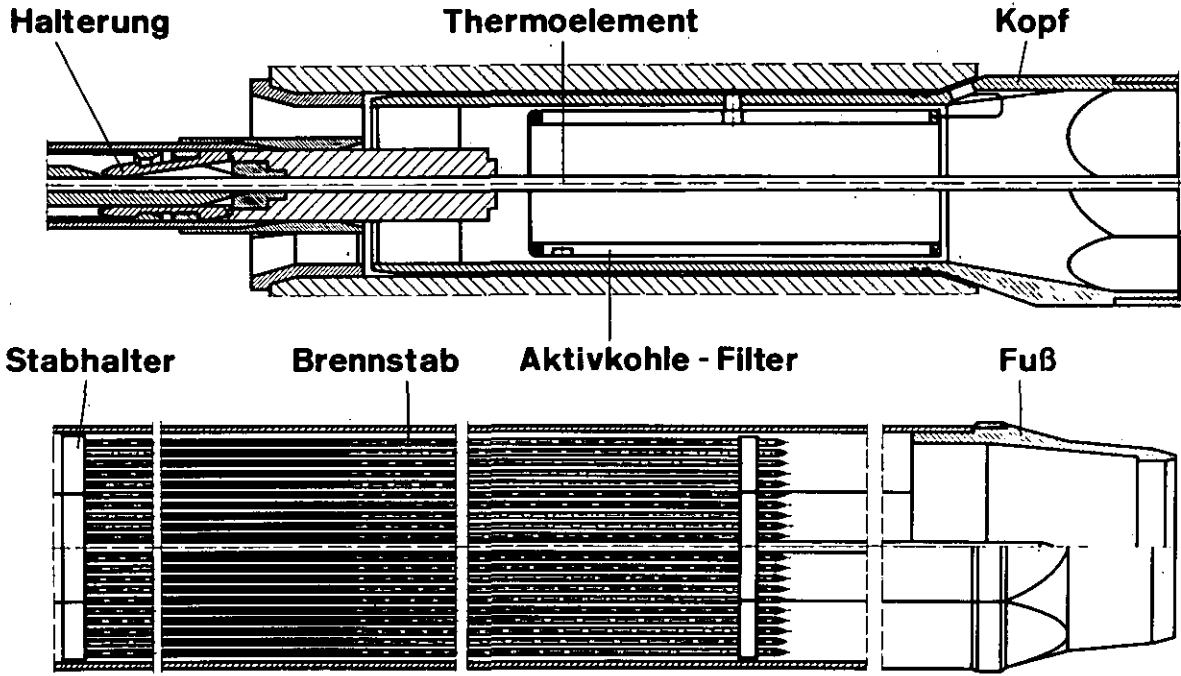


ABB. 2/4-1: Aufbau des GSB-Brennelementes

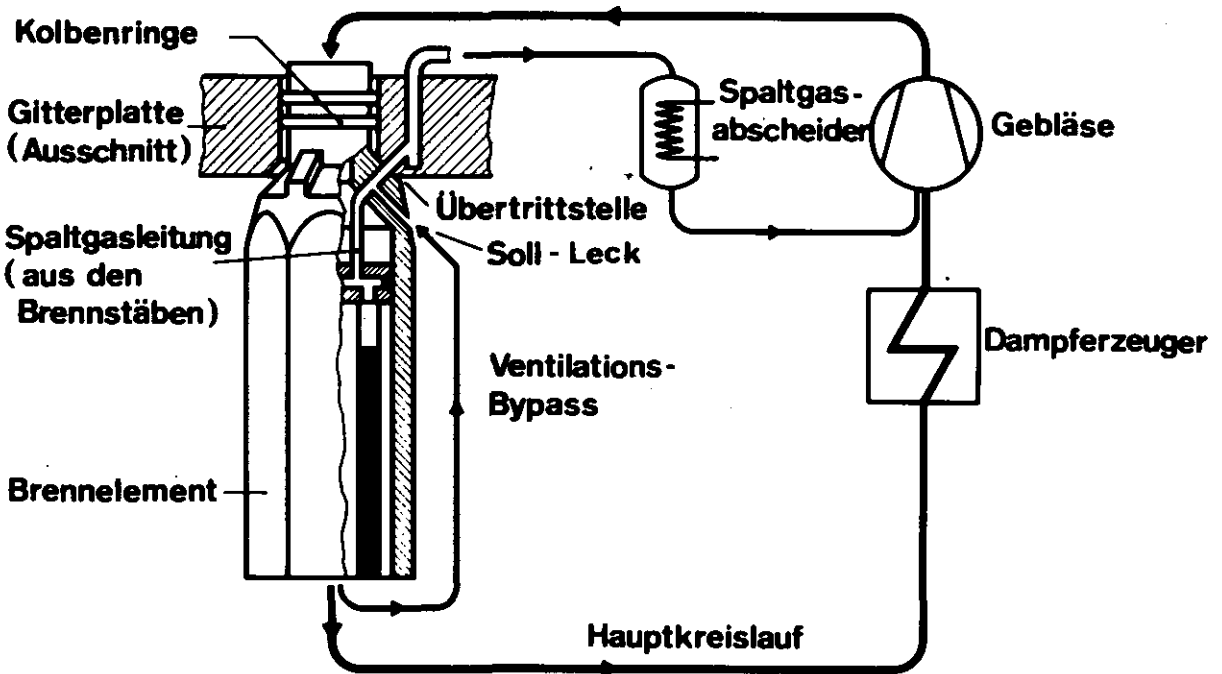


ABB. 2/4-2: Druckausgleichssystem des GSB (schematisch)

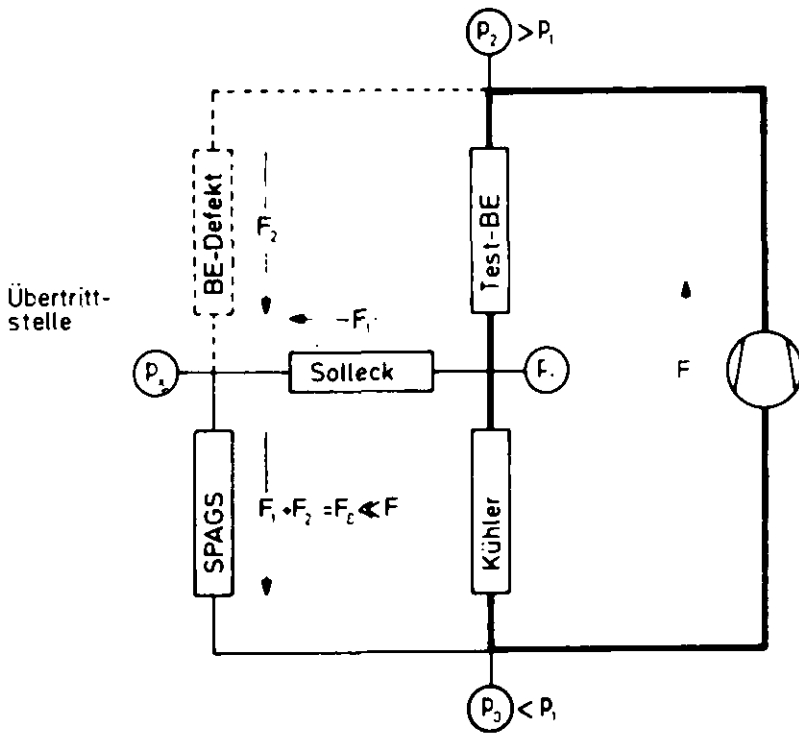


ABB. 2/4-3: Ersatzschaltbild des Druckausgleichssystems (GSB-Bestrahlungsversuch Mol)

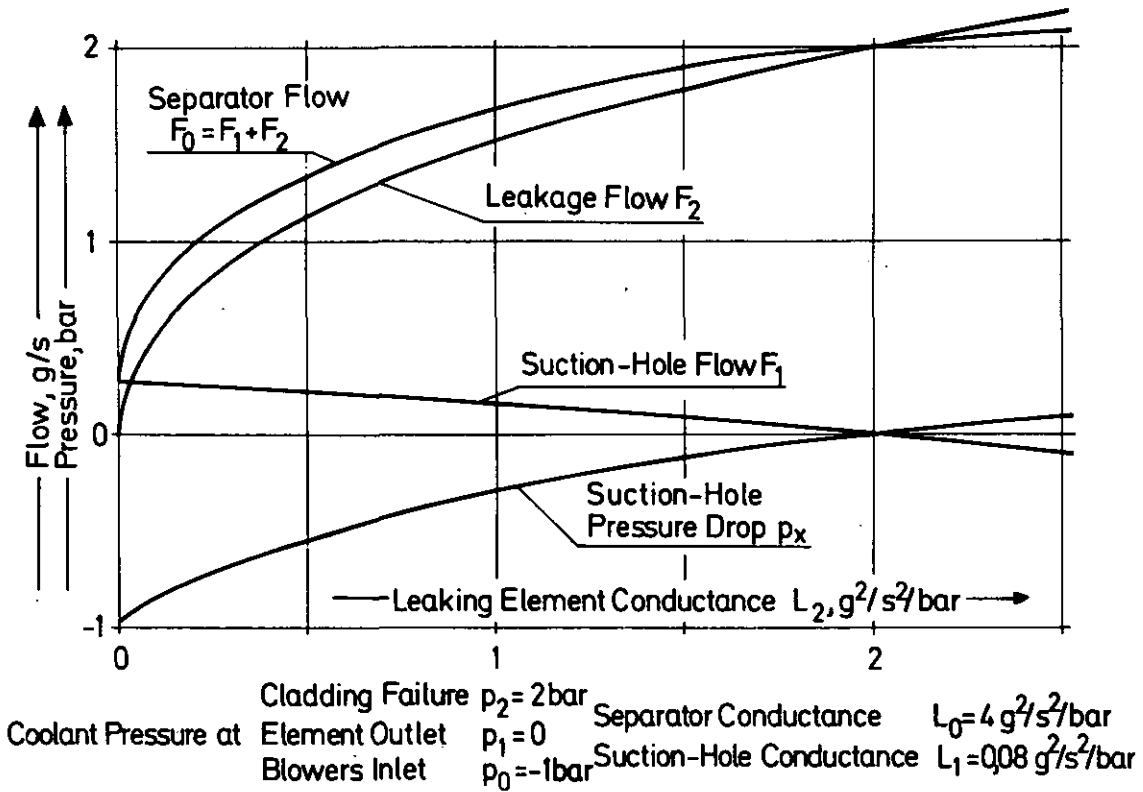


ABB. 2/4-4: Druck- und Durchsatzverlust im Defektfall (GSB-Bestrahlungsversuch Mol)

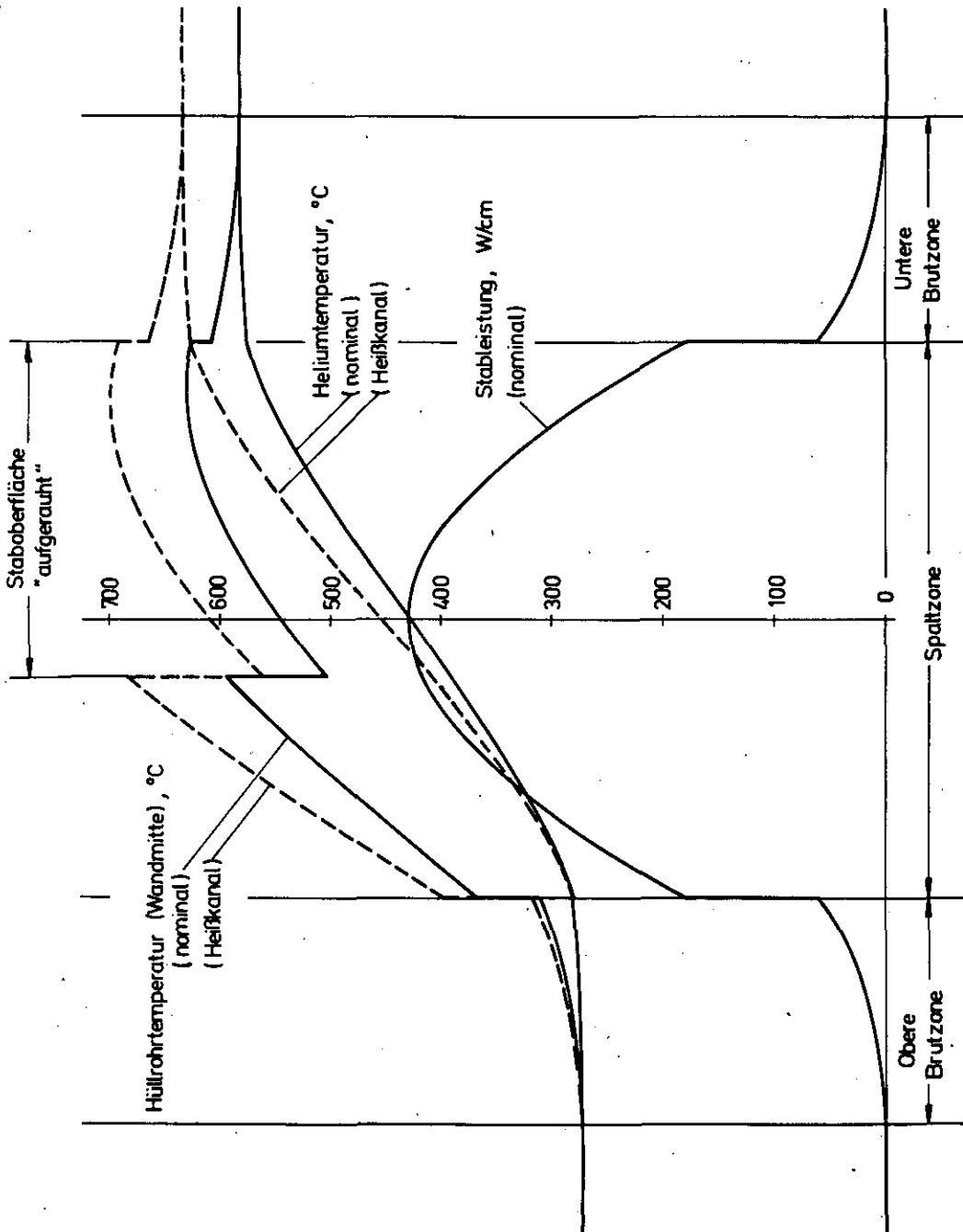


ABB. 2/4-5: Axiale Leistungs- und Temperaturverteilung im GSB-Brennelement

DISKUSSION NACH DEN EINZELVORTRÄGEN

Berichterstatter:
W. Theymann
Hochtemperaturreaktor-Bau GmbH
Mannheim

L W R - Leichtwasserreaktor

Schwarz, VEW: Ich habe eine Frage zur Flexibilität des Brennstoffzyklus. Ich stelle mir einen Zyklus vor, bei dem nach etwa 2 3/4 Jahren gewechselt wird, um z.B. über den Winter zu kommen. Ist für die Brennelemente eine Einsatzzeit von etwa 3 3/4 Jahren möglich?

Holzer, KWU: Das ist ohne weiteres möglich. Wir haben in Obrigheim mehrere Brennelemente, die eigentlich ihren Entladeabbrand erreicht hatten, absichtlich für einen weiteren Zyklus im Reaktor gelassen oder Brennelemente, die eigentlich für die Entladung bestimmt waren, als Ersatz für Defektelemente eingesetzt. Man muß dabei nur darauf achten, daß man den Einsatzplan und die Positionen dieser Brennelemente so bemißt, daß man nicht die Brennelemente bis zum Ende ihrer Einsatzzeit extrem in der Leistung nach oben kitzelt, was aber mehr oder weniger schon etwas systeminhärent ist. Je höher der Abbrand ist, umso geringer ist die Konzentration an spaltbarem Material und damit die Leistung; man muß das noch durch eine optimale Anpassung der Position an die vorangegangene Leistungsgeschichte der Brennelemente unterstützen. Die Nachrechnung der Beanspruchungen wies ausreichende Konservativität bezüglich der Sicherheitsreserve nach.

Wallenwein, HEW: Ich habe eine Frage an die Herren Holzer, KWU, und Wilhelm, GKSS. Wir haben gehört, daß die Widerstandsfähigkeit der Brennelementhüllrohre ganz entscheidend für das Auftreten von Schäden bei Lastwechseln ist. Diese Frage ist für ein EVU von sehr großer Bedeutung im Hinblick auf den Lastwechselbetrieb. Speziell stellt sich hier das Problem der Glühtemperatur. Die drei prominenten Hersteller von Siedwasserreaktoren General Electric, KWU und ASEA haben alle das gleiche System und unterscheiden sich nur in der Frage der Behandlung der Hüllrohre. Die General Electric hat in der letzten Zeit ihre Hüllrohrbehandlungstemperatur erhöht. Die KWU hat ihre Temperatur, soviel ich weiß, erniedrigt. Was ist der Stein der Weisen?

Holzer, KWU: Die KWU hat nicht die Temperatur erniedrigt, sondern die Temperatur hat die Kondition, die für die Druckwasserreaktoren immer eingesetzt war, eingehalten. Wir meinen, aufgrund der sehr positiven Erfahrungen, die wir doch beim Druckwasserreaktor mit dieser Hüllrohrkondition gefunden haben, daß wir damit auf dem richtigen Wege sind. Es paßt auch mit den theoretischen Modellen zusammen, die ich hier kurz anzudeuten versucht habe. Eine gewisse Festigkeit der Hüllrohre ist notwendig, die zulässigen Beanspruchungen sind jedoch nicht allein durch die Duktilität bestimmt.

Wilhelm, GKSS: Beim FDR ist es so, daß diese doppelten Kriechprobleme nicht direkt bestehen. Das Hüllrohr des FDR ist als vollkommen freistehende Hülle ausgelegt, so daß - wenn überhaupt - Probleme nur durch das Schwellen des Brennstoffes von innen entstehen können. Trotzdem möchte ich mich Herrn Holzer anschließen, daß im wesentlichen die Kriecheigenschaften des Hüllrohres als erste Eigenschaft herausgestellt werden müssen. Dazu kann man abschließend etwas sagen, wenn genügend Bestrahlungserfahrungen mit der Kriechbeanspruchung vorliegen. Die Werte, die zur Zeit vorliegen, gelten für unbestrahltes Material. Vielleicht kann man in ca. 1 1/2 Jahren etwas Genaueres sagen.

Holzer, KWU: Vielleicht darf ich kurz ergänzen, daß wir bei der KWU aus dem Diagramm über die Durchmesserabnahme der Hüllrohre gesehen haben, daß die Gruppe der Hüllrohre mit kleineren Durchmesserabnahmen ganz klar auch diejenigen mit der schlechteren Kriechbeständigkeit waren und umgekehrt.

Pöhlitz, KKW Philippsburg: Die maximale Brennstableistung der 69er Baulinie wird mit 600 Watt/cm und die der 72er Baulinie mit 440 Watt/cm angegeben. 600 Watt/cm liegen sehr nahe an der maximalen Brennstabbelastbarkeit, und der Abstand zu möglichen BE-Schäden ist relativ gering. Sind Betriebseinschränkungen bei diesen Reaktortypen - z.B. Preconditioning ist im Gespräch - zu erwarten? Wenn ja, wie vereinbart sich das mit dem sogenannten modernen und fortschrittlichen Konzept des Siedewasserreaktors, was uns Herr Wallenwein heute morgen vorgestellt hat?

Holzer, KWU: Also zunächst ist es richtig, daß die Baulinie 72 durch eine Erhöhung der Stabzahl pro Bündel und damit einer Reduzierung der Stableistung charakterisiert ist. Das hat natürlich auch etwas mit dem Lastwechselverhalten der Brennelemente zu tun, und Sie erwähnten das Preconditioning. In der Zukunft wird es bessere Möglichkeiten für den Betreiber geben. Man ist heute extrem vorsichtig und belastet die Brennelemente nur in dem durch Experimente abgesicherten Bereich.

H T R - Hochtemperaturreaktor

Wallenwein, HEW: Ich habe das Gefühl, daß es bei den Gasreaktoren eines Tages dasselbe Problem wie bei den Wasserreaktoren gibt. Man wird feststellen, daß die dynamische Belastbarkeit nochmal ein ganzes Jahrzehnt Forschungsarbeit eröffnet. Mich interessiert, in welchen Reaktor ein Bestrahlungsprogramm speziell zur Spezifizierung der Lastwechseleigenschaften der verschiedenen Brennelementtypen durchgeführt worden ist oder durchgeführt werden soll und welche Ergebnisse bereits heute gesichert vorliegen.

Balthesen, KFA: Wir haben, bezogen auf den THTR und seine wechselnde Leistungsbeanspruchung der Brennelemente, in einem Testreaktor durch systematisches Zyklieren die Lastwechsel simuliert, und zwar unter verschärften Bedingungen. Mit den kugelförmigen Brennelementen ist das in Rigbestrahlungen einfach möglich. Die Brennelemente haben die Versuche ohne Schaden überstanden.

Krämer, KFA: Ergänzend sei bemerkt, daß ein wesentlicher Vorteil des Hochtemperaturreaktors gerade auch darin liegt, daß der Temperaturabstand zwischen maximaler Brennstofftemperatur und Kühlmittelaustrittstemperatur sehr viel geringer ist als bei jedem anderen Reaktorsystem. Daher führen Lastwechsel zu ganz geringen Änderungen der Temperaturen und damit auch des Temperaturverhaltens des Brennstoffes. Die Aussage wird durch Rechnungen an verschiedenen Stellen gestützt.

Wallenwein, HEW: Bei den Wasserreaktoren wurde festgestellt, daß durchaus einzelne Zyklerversuche zu fantastischen Ergebnisse führen können und andere - das lag vielleicht am Wochentag - haben zu negativen Ergebnissen geführt. Es spielt hier die Statistik eine Rolle. Wie steht es mit der Statistik der Zyklerversuche?

Balthesen, KFA: Der von mir eben angeführte Test enthielt nur wenige Brennelemente. Aber bitte, nehmen Sie den AVR, eine bessere Statistik können Sie gar nicht haben. Dort zeigt sich ein einwandfreies Brennelementverhalten.

Stehle, KWU Erlangen: Herr Wallenwein, welche Zykliererexperimente kennen Sie von Wasserreaktoren?

Wallenwein, HEW: Ich kenne Testreaktoren in Skandinavien und in Amerika, wo man hin und wieder auch Brennelemente kaputtgetestet hat. Bei gleichen Brennelementen, gleichen Randbedingungen und gleichen Systemparametern, und es ist wirklich manchmal eine Frage des Wochentages, ob so ein Test kaputtgeht oder nicht.

Stehle, KWU: Man muß hier um der Systematik willen zwischen Zykliererexperimenten und Rampenexperimenten unterscheiden. Zykliererexperimente sind zeitlich zyklische Laständerungen. Solche Tests wurden in Petten und

in Obrigheim durchgeführt. Wir haben keine Defekte gefunden. Wir haben keine anderen Durchmesser- und Längenänderungen gefunden als bei den nichtzyklierten Brennstäben. Wir haben in den Schliffen hernach gefunden, daß das Rißmuster solcher zyklierter Brennstäbe, bedingt durch Änderungen im O₂-Gefüge, etwas ausgeprägter ist. Die Stäbe haben sich wesentlich besser verhalten als vorausgesagt.

(Sprecher unbekannt): Wie weit sind die Auslegungsparameter der Zykliererexperimente repräsentativ für den gefahrenen Lastwechselbereich der zukünftigen 1200 MWe Anlage? Soweit mir bekannt ist, sind von den 9 oder 8 Stäben im Test weniger als die Hälfte für den lastdichten Bereich und für die geometrischen Auslegungsparameter repräsentativ.

Holzer, LWR: Die Brennstäbe im Test waren bezüglich ihrer Auslegung erheblich verschärft. Wir haben z.B. von diesen 8 Stäben 4 ohne Vorinndruck und 2 von diesen mit dem fertigungstechnisch kleinstmöglichen Anfangsspiel hergestellt, so daß sie schon beim ersten Hochfahren bis zur Streckgrenze oder geringfügig darüber beansprucht waren. Die Anreicherung war so, daß die Stabileistung am Anfang 250 bis 500 Watt/cm und später 200 bis 400 Watt/cm betrug und damit relevant für 1200 MWe Reaktoren war.

Wallenwein, HEW: Ich frage mich allerdings abschließend, wenn die Welt beim Druckwasserreaktor wirklich in Ordnung ist, warum KWU Zykliererexperimente macht.

Theymann, HRB: Auch für die blockförmigen Brennelemente werden und wurden bei GAC und hier Versuche durchgeführt, in denen die Verhältnisse des Leistungsreaktors simuliert sind.

S N R - Schneller Natriumgekühlter Reaktor

Balthesen, KFA: Gibt es spezifisch systembedingte, nicht materialtechnische Gesichtspunkte für die Durchmesser der Brennstoffstäbe?

Mayer, INTERATOM: Entscheidend sind zumindest nach unserem jetzigen Kenntnisstand die Fertigungskosten, die bei einem dicken Brennstab geringer sind.

Pöhlitz, KKW Philippsburg: Ich habe eine Frage zur Wiederaufarbeitung der SNR-Brennelemente. Die Aufarbeitung der LWR-Brennelemente bereitet ja schon Probleme wegen der Strahlenbeständigkeit des Lösungsmittels bei Abbränden von 20.000 bis 30.000 MWd/t. Beherrscht man beim Schnellen Brüter mit Abbränden von 50.000 MWd/t und mehr diese Technologie?

Kummerer, GfK: Ich glaube, man muß in diesem Zusammenhang offen sein, da das Problem der Wiederaufarbeitung weder bei den LWR-Brennelementen bisher voll gelöst noch bei den Brüterelementen gelöst ist. Wir wissen alle von diesen Schwierigkeiten, die auf uns zukommen. Aber die Grundtendenz ist, die Brüterelemente zusammen mit den LWR-Brennelementen aufzubereiten, um auf diese Weise von den hohen Spaltproduktkonzentrationen herunterzukommen. Auch bei einer Mischung mit dem Uranoxid-Brutmantel kann man auf vergleichbare Spaltproduktkonzentrationen kommen.

Krämer, KFA: Auch beim HTR ist das Problem noch nicht gelöst.

Röllig, HRB: Sie hatten in Ihren Auslegungskriterien 600 Watt/cm Stableistung angegeben, haben dann tatsächlich aber maximal unter Einbeziehung aller sonst möglichen Effekte einige 400 Watt/cm erreicht. Haben Sie das jetzt nicht ausgenutzt, um konservativ zu sein, oder haben Sie andere technologische Grenzen erreicht. Wenn ja, welche?

Mayer, INTERATOM: Dieser Wert für die Erstbeladung des SNR ist dadurch entstanden, daß wir diese Grenze für die Nachladungen möglichst weitgehend ausschöpfen wollen. Da die Nachladeelemente anders aussehen, ergibt sich für die Erstbeladung aus Gründen der Optimierung eine Unterschreitung dessen, was möglich wäre.

Wahba, LRA: Sie haben die Verformung der Brennelemente angedeutet. Mich interessieren die Verhältnisse in den Brennstäben bezüglich des Druckaufbaus durch die Gasabsetzung und die Rückwirkung auf die Unterkänäle.

Mayer, INTERATOM: Ich habe den Punkt Brennstab in meinem Referat aus Zeitgründen überschlagen, weil Herr Holzer sich darauf sehr stark konzentriert hat. Aufgrund aller Bestrahlungsversuche sehen wir den Spaltgasinnendruck und die Aufweitung nicht als zentrales Problem an. Das ist beherrschbar, indem man z.B. den Stab länger macht. Wichtig für den Stab selbst ist die mechanische Wechselwirkung zwischen Hülle und Brennstoff. Auf die Thermohydraulik hat die Verbiegung des Stabes den größten Einfluß.

Schmidt, GfK: Herr Mayer, Sie haben auf die Abhängigkeit der Schmelztemperatur vom Zweiphasenzustand hingewiesen. Ist dabei untersucht, inwieweit die Wechselwirkung zwischen Brennstoff und Brennstabhülle Einfluß auf die Schmelztemperatur hat?

Kummerer, GfK: Der Einfluß auf die Schmelzpunktveränderung ist nicht bekannt. Ein schwieriges Problem ist der Einfluß der Spaltprodukte, der sicher größer ist als etwaige Reaktionsprodukte zwischen Brennstoff und Hülle. Man sollte Ihrer Frage aber mal nachgehen.

G S B - Gasgekühlter Schneller Brüter

Kummerer, GfK: Durch das Druckausgleichssystem im Brennelement spart man den Spaltgassammelraum. Um wieviel wird dadurch die Bruterate besser?

Götzmann, KWU: Er hat einen Einfluß. Wir haben ihn bisher nicht explizit ausgerechnet.

Kummerer, GfK: Wie weit ist das Druckausgleichssystem sicherheitstechnisch als Barriere für die Spaltprodukte anzusehen? Müssen Sie irgendwo eine zusätzliche Barriere in Ihr Reaktorsystem einbauen?

Jung, KWU: Wieweit die Brennstabhülle bei einem Vented Fuel noch als erste Schutzhülle um den Brennstab anzusehen ist, kann man nicht so ganz einfach beantworten. Entscheidend hierbei ist, daß keine Ventilation in das Kühlmittel, sondern separat vom Kühlmittel erfolgt. Die Spaltprodukte werden damit in einem separaten Leitungssystem geführt. Natürlich ist das Innere des Brennstabes zum Kühlmittel über das Solleck an der Spaltgasübertragungsstelle offen. Dort gewährleisten wir aber vom System her unter allen Umständen eine einwärts gerichtete Strömung. Man kann die Brennstoffhülle als Barriere betrachten, jedoch überwiegt im Hinblick auf die Sicherheit dieses Ventilationssystem.

Götzmann, KWU: Das Problem tritt nicht in erster Linie im Reaktor auf. Bevor das Element ins Abklingbecken gestellt wird, muß diese Ventilöffnung verschlossen werden.

Jung, KWU: Man kann das Element auch nach Abschalten des Reaktors vor der Herausnahme aus dem Reaktor spülen, um die freigewordene Aktivität weitgehend herauszuholen. Beim Entladen eines solchen ventilierten Brennelementes ist das günstiger als beim Entladen eines nicht ventilierten defekten Brennelementes.

(Sprecher unbekannt:) Mit welchen Leckagen, d.h. mit welchen Brennelementeschäden könnten Sie noch leben?

Jung, KWU: Auf jeden Fall können wir mit 1 % defekter Brennstäbe leben.

Stehle, KWU: Die Kühlleistung im Spaltgasabscheider ist so ausgelegt, daß 1 % der Stäbe ihre Aktivität in dem Spaltgasabscheider spontan entlassen können. Es wird keine Verzögerung mehr angenommen. Die Zerfallsform des aktiven Spaltstoffes muß abführbar sein, ohne daß die Temperatur des flüssigen Stickstoffs in der Aktivfalle überschritten wird.

Karsten, GfK: Haben Sie schon einmal versucht, z.B. mit der Methode der finiten Elemente den Spannungszustand dieses recht komplizierten Brennelementes dahingehend zu untersuchen, ob es während der Bestrahlung zu-

mindest im Bereich des Sollecks und der Spannringe seine geometrische Integrität bewahrt? Die Funktionsweise dieses Elementes hängt ja im wesentlichen davon ab, daß das Kopfstück, d.h. der obere Teil mit seinem Spaltgasaustrittssystem funktionsfähig bleibt. Ich kann mir sehr gut vorstellen, daß durch Verspannungen oder Verbiegungen das nicht sichergestellt ist.

Jung, KWU: Hier sollte man mehr im Detail auf die Art eingehen, wie diese Übertrittsstelle ausgeführt ist und wie die Einspannung des Brennelementes ist. Das Element ist mechanisch am Kopf eingespannt. In dem konischen Übergang zwischen dem Sechseckprofil und dem zylindrischen Profil des Kopfes liegt dies Element an drei Stellen, also nicht auf dem ganzen Umfang, mit drei Füßen im Gegenkonus der Hinterplatte auf. In einem von diesen Füßen ist die Öffnung untergebracht. Die Abdichtung selbst erfolgt durch Kolbenringe im zylindrischen Bereich oberhalb dieser Übergangsstelle. Bei dieser Konstruktion ergibt sich, daß selbst bei gewissen Verspannungen die Auflage immer noch weitgehend erhalten bleibt. Hinzu kommt, daß vorteilhafterweise die Größe des Strömungswiderstandes in diesem Solleck wegen der definierten Einströmung gar nicht entscheidend in die Auslegung eingeht. Der Beiwert dieses Sollecks kann in relativ weiten Grenzen variieren, ohne daß die Funktion dadurch gestört wird. Daher resultiert eine sehr große Sicherheit.

Stehle, KWU: Am Brennelementkopf herrscht ein relativ niedriger schneller Neutronenfluß, und General Atomic versucht, den schnellen Neutronenfluß noch weiter herunterzusetzen, indem im oberen Blanket gewisse hydridhaltige Moderatorpellets eingebaut werden, um das schnelle Flußniveau noch weiter abzusenken. Die Übertrittsstelle selbst ist so gemacht, daß sie ein kugeliges Gelenk enthält und sich die Winkel zwischen Konus und Übertrittsstelle auf diese Weise beweglich anpassen können. Der Kopf hat eine große mechanische Stabilität. Er liegt auch auf der Gaseintrittsseite.

Mayer, INTERATOM: Das zentrale Problem ist die Dichtigkeit der Kolbenringe, zumal dort Bewegungen ausgeführt werden müssen. Das SNR-Element ist untergelenkig gelagert, das Gasbrüter-Element ist obergelenkig gelagert. Es hängt also nach unten mehr oder minder frei, so daß man es handhaben kann. Es muß allerdings trotz dieser Bewegungen dicht sein.

Jung, KWU: Es muß nicht dicht sein. Ein Bypaß bis zu einem Prozent ist ohne große Wirkungsgradeinbuße zulässig. Wenn man die Kolben hier ganz wegläßt, ist der Kühlmittelstrom durch den Spalt zwischen den Elementkästen gedrosselt. Der Durchsatz beträgt 1 %.

Götzmann, KWU: Man sollte erläuternd etwas zum "hängenden Core" sagen. Damit verbindet sich die Vorstellung, daß das Element lose hängt. Das geht aus Reaktivitätsgründen bei einem schnellen Core nicht. Das Element ist fest eingespannt. Es hat je ein Auflager im unteren Teil der Gitterplatte mit den erwähnten drei Füßen und am oberen Ende der Gitterplatte, die etwa einen halben Meter stark ist. Dadurch ist das Element in der Tat wie ein Balken über eine größere Länge eingespannt.

Roth, Fichtner: Kann jemand etwas zu der Reinheit des Heliums im Gasbrüter sagen? Vom Hochtemperaturreaktor her ist bekannt, daß in sehr reinem Helium Materialprobleme auftauchen. Insbesondere durch ein Verschleifen verschiedener Werkstoffe, die unter mehr oder weniger Druck aneinanderliegen oder aneinanderreiben, ergeben sich Probleme. Das könnte auch bei diesen Brennelementen auftreten, die durch Verbiegungen aneinanderdrücken und dann vielleicht verschweißen könnten.

Jung, KWU: Ich möchte eigentlich die Frage auf morgen vertagen, wenn über den Entwicklungsstand berichtet wird, wo auch die Probleme der Heliumreinheit und des Verhaltens der Kontaktstellen unter Helium zur Sprache kommen werden.

PLENARDISKUSSION

L W R - Leichtwasserreaktor

Uhde, TÜV Norddeutschland: Ich möchte auf die Genehmigungsfähigkeit von LWR-Brennelementen zurückkommen, die heute vormittag abschließend von Herrn Kersting, GKN, angesprochen wurde. Ich glaube, daß sowohl das DWR- als auch das SWR-Brennelement zur Zeit sehr weitgehend standardisiert ist. Es wäre schön, wenn andere Komponenten der Druckwasserreaktoren auch so weit standardisiert wären. Das führt direkt zu der Feststellung, daß es keine prinzipiellen Genehmigungsschwierigkeiten gibt. Sie sind zumindest nicht für die LWR erkennbar, die im Grundlastbetrieb gefahren werden. Diese Erfahrungen sind natürlich sowohl negativ als auch positiv. Meines Wissens gibt es in Deutschland nur einen Leistungsreaktor mit Wasserkühlung, der bislang am Brennelement gescheitert ist, und das ist der Heißdampfreaktor in Großwelzheim. Soweit zu dem Punkt von Herrn Dr. Kersting. Ich habe bewußt den Punkt der Grundlast als Basis der Erfahrung aufgeführt. Ich glaube, das war schon in der Diskussion anschließend an den Vortrag von Herrn Holzer zu spüren, daß ein berechtigtes Interesse vorliegt, noch einmal etwas zum Lastwechselverhalten zu sagen. Beim jetzigen Wissensstand oder besser, meinem Wissensstand, der sich durchaus von dem Wissen der Hersteller unterscheiden kann, gibt es also experimentell Nachweise für die Lastwechselanfälligkeit von Brennelementen bzw. das Versagen bei Lastwechsel. Für das Versagen bei kritischen Leistungssprüngen gibt es zusätzlich noch Erfahrungen aus Leistungsreaktoren. Mit Experimenten kann man zweifellos tragbare Einzelnachweise erbringen, es gibt aber zwei entscheidende Mängel bei Experimenten. Der eine Mangel besteht darin, daß die Übertragbarkeit von Experimenten nur innerhalb eines gewissen Bereiches gesichert ist. Der zweite und meines Erachtens entscheidende Mangel ist der, daß man mit Experimenten keine Statistik machen kann. Man kann nicht von 10 oder 20 Prüflingen, meinetwegen auch 30 Prüflingen, behaupten, daß man eine statistisch fundierte Grenze für Ausfallraten oder für Wahrscheinlichkeiten des Versagens ableiten kann. Ich meine, Statistik läßt sich letztlich nur am Leistungsreaktor erzeugen. Wie sieht KWU langfristig die Lösung dieses Problems? Sieht KWU die Lösung darin, die Laständerungsgeschwindigkeit und bzw. oder den Stabileistungsbereich zu begrenzen, d.h. also letztlich die Reaktorfahrweise einzuschränken? Oder ist KWU der Auffassung, daß dieses Problem langfristig durch Modifikation der Brennstabauslegung beherrschbar sein wird?

Knödler, KWU: Ich möchte hierzu einige generelle Statements machen. Unsere Brennelemententwicklung hat das Ziel, die Fahrgeschwindigkeit nicht vom Brennelement her zu begrenzen. Das gesamte Kraftwerkssystem mit einem DWR oder SWR muß so aufeinander optimiert sein, daß es keine schwächste Stelle gibt. Zweitens haben wir, glaube ich, noch nicht be-

hauptet, daß wir am Ende der Entwicklung sind. Ich nehme hier etwas voraus, was ich eigentlich morgen sagen wollte. Wir geben jedes Jahr mehrere Millionen aus, allein Rampenexperimente gezielt zu machen oder ungeplante Rampenexperimente zu verfolgen. Hierbei kann man nicht immer zwischen rein sicherheits- und betriebszuverlässigkeitsorientierten Experimenten unterscheiden. Es laufen zur Zeit 31 Aktivitäten, teils in den heißen Zellen, teils in Reaktoren, teils in der Testvorbereitung. Außerdem haben wir für die Verfolgung des Betriebsverhaltens von Brennstäben in Leichtwasserreaktoren jetzt ein System der Datenerfassung und -nachrechnung geschaffen, das noch verfeinert und hauptsächlich in seiner Geschwindigkeit erhöht werden muß. Damit können Erscheinungen in der Leistungsgeschichte von etwa 160.000 Brennstäben verfolgt werden. Das ist unsere Statistik, die wir in einigen Monaten vorlegen können. Wir haben außerdem noch für eine speziellere Statistik, die auf eine bessere Identifizierung der Fertigungsbedingungen zurückgeht. Außerdem läuft ein groß angelegtes Programm mit Pfadfinderbrennelementen, die die Leistungsgeschichte von Leistungsreaktoren sehen werden. Man kann noch nicht sagen, wie weit wir die technologischen Auslegungsgrenzen der Brennelemente ausfahren können. Wir können aber eines sagen, daß wir bislang mit Sicherheitsabständen geplant haben, die - gemittelt über die gesamten Brennstäbe - zu Fehlraten unter 0,1 % geführt haben.

Uhde, TÜV Norddeutschland: Es ist sicherlich ausgezeichnet, daß Sie aufgrund von 160.000 Brennstäben Aussagen machen können. Mein Punkt ist mehr, daß alle zunächst in Deutschland verfügbaren Informationen von Leistungsreaktoren stammen, die im Grundlastbetrieb gefahren wurden. Wenn heute ein Betreiber wirklich gezwungen wäre, Lastfolgebetrieb zu fahren, und zwar nicht Tag-Nacht-Zyklen, bei denen man relativ sicher ist in der Aussage, sondern wirklich Rampen, bei denen andere Hersteller große verzögernde Handhabungsweisen zunächst als Übergangslösung empfohlen haben. Sie sind nicht am Ende der Entwicklung der Technologie und Ausschöpfung der Brennelementauslegung, andererseits sammeln Sie Material über das Betriebsverhalten. Haben Sie trotzdem den sehr ehrgeizigen Anspruch, die Laständerungsgeschwindigkeit einstellen zu können? Das ist die Frage, die Sie, wie ich glaube, nicht mit "ja" beantworten können.

Knödler, KWU: Es ist hier notwendig, die Optimierung in der gesamten physikalischen und thermohydraulischen Auslegung des Kerns zu sehen. Das Brennelement darf nur entsprechend seiner natürlichen Alterungsgeschichte beansprucht werden. Auch 65-jährige Menschen sollte man möglichst nicht mehr in den Steinbruch schicken. Dasselbe versuchen wir im übertragenen Sinne beim Brennelement, unabhängig vom Reaktortyp, zu erreichen. Ich muß Ihnen sagen, daß Brennelemente gerade bei Siedewasserreaktoren, obwohl Grundlast gefahren wurde, wie 65-Jährige beansprucht wurden, die in den Steinbruch geschickt wurden. Hier sind die ersten Maßnahmen getroffen worden. Unter anderem wurde die effektive Stabbelastung auf ca. 450 Watt/cm beschränkt, entsprechend dem heutigen Stand der Kenntnisse am Ende von plötzlichen Lastrampen. Dieser Stand muß noch besser abgesichert und dann ausgeweitet werden, muß also eine gewisse statistische Absicherung haben.

Holzer, KWU: Ich möchte noch etwas zum Komplex Laständerungsgeschwindigkeit ergänzen. Man kann entweder die zulässige Laständerungsgeschwin-

digkeit der Anlage begrenzen oder die Auslegung modifizieren. Ersteres kann nicht die Lösung des Problems sein. Das Stichwort "Preconditioning" stand im Raum. Auch die möglichen Änderungen an den Auslegungsparametern sind beschränkt oder bereits erfolgt.

Skari, KKW Lingen: Unsere Erstkernelemente hatten schon nach dem ersten, relativ langen Zyklus eine ganze Menge von Schäden. Zu dem Zeitpunkt wurde von seiten des Herstellers behauptet, diese Schäden hätten nichts mit der Leistung der einzelnen Bündel zu tun, nur wäre eine Abbrandabhängigkeit festzustellen. Wie aber ein höherer Abbrand bei geringerer Leistung unabhängig zustande kommen könnte, darüber wurde nichts gesagt. Die Schadensverteilung innerhalb eines Bündels folgt genau der Stabileistungsverteilung innerhalb des Bündels. Die hochbelasteten Stäbe wurden häufiger defekt als die niedriger belasteten Stäbe. Stäbe mit höherem Abbrand wurden häufiger defekt als Stäbe mit niedrigerem Abbrand. Wir konnten eine ganz eindeutige Grenze unter 270 Watt/cm setzen. Von dort an nahm die Schadenshäufigkeit eindeutig mit der Stabbelastung zu. Ausnahme war vielleicht nur die allerhöchstbelastetste Gruppe, allerdings war die Statistik doch auch sehr schlecht. Meines Erachtens ist heute die lineare Leistung der Stäbe zu hoch angesetzt, vielleicht ist es heute den Herstellern unbequem, das einfach einzugestehen.

Stehle, KWU: Bei der gesamten Diskussion über Brennstabschäden sollte man im Auge behalten, daß die weitaus größte Zahl von Brennstabschäden bislang durch nicht rechtzeitig erkannte, heute jedoch beseitigte Fabrikationsmängel entstanden ist. Diese hängen insbesondere mit dem durch den Brennstoff eingeführten Wassergehalt zusammen. Auch die Schäden in Lingen sind, soviel ich weiß, vorwiegend durch lokale Hydrierungsschäden der Hüllrohre von innen entstanden. Bei diesen Hydrierschäden besteht eine sehr starke Leistungs- und Abbrandabhängigkeit. Der Hydrierschadensmechanismus läuft wie folgt ab: Der Wasserstoff geht örtlich an einer Stelle des Hüllrohres hinein und schadet zunächst gar nicht. Der Wasserstoff diffundiert aufgrund des Temperaturgradienten zur Außenoberfläche der Hüllrohre durch. Diese Diffusionsgeschwindigkeit ist sehr stark vom Temperaturgradienten abhängig und damit von der örtlichen Stabileistung. Außen verschlechtert sich die Korrosionsbeständigkeit. Heute weiß man, wie man die Feuchte in Brennstäben bei der Herstellung vermeiden kann. Außerdem haben wir in der Zwischenzeit Untersuchungen gemacht, um den Einfluß der Vorbehandlung an der Innenoberfläche der Hüllrohre auf die örtliche Hydrierung festzustellen. Beim Druckwasserreaktor werden die Hüllrohre innen erst gesandstrahlt. Damit wird die Wetterwirksamkeit gegen Wasserstoff erhöht, so daß der Wasserstoff homogen angreift. Die Lokalisierung des Angriffs ist das Hauptproblem.

Skari, KKW Lingen: Bei der ersten Nachladung war die Verteilung des Schadens innerhalb eines Bündels völlig anders als bei den Erstkernelementen. 90 % der schadhafte Stäbe enthielten Pelletes ohne Dishing und nur 10 % der Schäden entfielen auf Stäbe mit Dishing. Damals war noch nicht bekannt, daß der Wassergehalt eine bedeutende Rolle spielt, so daß diese Stäbe nach derselben Methode wie die der Erstkernelemente gefertigt waren. Durch das Dishing konnte man die Schadenshäufigkeit kräftig senken. Bei der nächsten Nachladung hat man durch Eingrenzung der Feuchte keine schlechten Erfahrungen gemacht.

Man spricht immer wieder davon, die Leistung oder die Leistungssprünge zu beschränken. Die auf den Betrieb extrapolierten Versuchsergebnisse der Hersteller zeigen, daß ein Schaden wahrscheinlich ist, wenn die Leistung kurzzeitig über die höchstzulässige Leistung springt.

Weidinger, KWU: Ich wollte auf die Kommentare von Herrn Wallenwein zur Hüllrohrkondition zurückkommen. Es geht darum, daß die Festigkeit des Hüllrohres von der Abschlußglühung abhängt. Mit zunehmender Temperatur im Bereich von 500 bis 600 °C nimmt die Festigkeit ab und erreicht bei etwa 600 °C einen stationären Wert, den man weichgeglüht nennt. Es ist etwas der Eindruck entstanden, als ob man beim SWR zu der Hüllrohrkondition zurückgegangen ist, bei der die Festigkeit noch am oberen Ende des Abfalls ist. Die mechanische Beanspruchung der Hüllrohre im SWR und DWR ist ähnlich. Daraus hat man die Konsequenz einer einheitlichen Hüllrohrspezifikation gezogen, d.h. einer einheitlichen Hüllrohrkondition. Somit beziehen wir uns jetzt für beide Hüllrohrtypen auf die Erfahrungen mit eingesetzten Brennelementen, die dieser Hüllrohrkondition entsprechen. Inzwischen ist man bei General Electric zum sogenannten weichgeglühten Hüllrohr übergegangen. Jetzt stellt sich natürlich die Frage, warum die KWU dieser Entwicklung nicht gefolgt ist. Das kann ich jetzt nicht im Detail ausführen, es ist aber sicherlich nicht sehr sinnvoll, nur einen der mechanischen Parameter herauszugreifen. Man muß alle mechanischen Eigenschaften, wie z.B. das Kriechen, die Duktilität und die Festigkeit betrachten und unter Berücksichtigung des Bestrahlungseinflusses mit den Beanspruchungen vergleichen.

Knödler, KWU: Es geht uns um die Minimalisierung von Dehnungen bei Transienten, nicht zuerst um Spannungen im Hüllrohr. Auch die innere Korrosion muß bei Wasserreaktoren betrachtet werden, die durch hohe Dehnungen an den Oberflächen der Hüllrohre verschärft wird.

Krawczynski, KFA: Man beherrscht die Auslegung der Brennelemente. Die Wahrheit ist aber auch, daß man nicht alle Schäden voraussagen kann. Das weiß Herr Uhde so gut wie Herr Knödler.

Pöhlitz, KKW Philippsburg: Die KWU hat die Konsequenz aus dem 7 x 7 Brennelement gezogen und macht Versuche mit dem 8 x 8 Brennelement. Die KWU bietet diese 8 x 8 Brennelemente aber bereits an, obwohl in Leistungsreaktoren noch gar keine ausreichenden Betriebsergebnisse vorliegen.

Knödler, KWU: Wir haben die Konsequenz gezogen und haben den Stabdurchmesser unter Einbuße von Wirtschaftlichkeit reduziert.

Uhde, TÜV Norddeutschland: Es ist bekannt, daß die GE früher auch nicht diese von den Brennstoffkreislaufkosten bestimmten großen Durchmesser hatte, sondern zunächst mal kleinere Durchmesser. GE hat damit verhältnismäßig gute Erfahrungen gemacht, die sogar eine gewisse statistische Absicherung haben.

Holzer, KWU: Man sollte die Möglichkeiten des Regelsystems nutzen, mit dem man nämlich auch im SWR die Stäbe langsamer und in kleinen Schritten bewegen kann. Man kann sicher erwarten, daß das Betriebsverhalten selbst bei höheren Leistungen der 7 x 7 Brennelemente dadurch verbesserungsfähig ist, daß man Überschwinger, die mit großen Bewegungen der Regelstäbe verbunden sind, heruntersetzt, ohne Verfügbarkeit einzubüßen.

Kramer, IRS: Bei den 16 x 16 Brennelementen, wie sie bei Unterweser gebraucht werden, erreicht man in den äußeren Brennelementen mit der hohen Anreicherung eine ziemliche Schieflast innerhalb der Brennelemente. Die Leistungssteigerung innerhalb des Brennelementes beträgt etwa Faktor 2. Wie werden Sie mit dieser Schieflast innerhalb des Brennelementes fertig, und warum gleichen Sie diese Schieflast nicht beim DWR durch Variation der Anreicherung innerhalb des 16 x 16 Brennelementes aus?

Holzer, KWU: Diese Schieflast innerhalb der Bündel ist kein Spezifikum der 16 x 16 Brennelemente. Es ergaben sich Probleme, weil es im wesentlichen eine Frage der Bemessung der Abstandshalterfederkräfte ist.

Rob, GfK: Wie wirken sich die Untersuchungen über das Unfallverhalten wie z.B. der Kühlmittelverlustunfall auf die Auslegungskriterien der Brennstäbe aus?

Holzer, KWU: Selbstverständlich sind auch Systemanforderungen vom Unfallverhalten her gegeben. Die Geometrie der Brennelemente muß zwecks Wärmeabfuhr auch nach dem größten anzunehmenden Unfall erhalten bleiben. Dabei werden die Brennelemente durch die Druckwellen und Zusammenstöße mit den oberen und unteren Gitterplatten beansprucht. In Deutschland gilt die sehr strenge Auslegungsforderung, daß die Steuerstabführungsrohre nicht ausknicken dürfen. KWU hat dazu einen sogenannten abschlagbaren Kopf in die Konstruktion eingeführt, der einerseits Festigkeitseigenschaften hat, die für den Normalbetrieb genügen, der andererseits beim Zusammenstoß der Brennelemente mit den Gitterplatten sich bei einer Spannung löst, die niedriger ist als die Knickspannung der Führungsrohre. Die zweite Frage ist die Aufweitung der Hüllrohre im Laufe des GaU, die nicht nur vom Brennelement allein, sondern eng mit dem Notkühlsystem zusammenhängt. Die maximalen Dehnungen der Hüllrohre werden durch die gespeicherte Energie (Innendruck) und durch den Temperaturzeitverlauf beim GaU bestimmt. Ich möchte hier nur auf die gespeicherte Energie eingehen. Die Auslegungsrechnungen sind konservativ, indem man den Anfangsspalt als eine sehr wärmehemmende Schicht betrachtet. Zu diesem maximalen Anfangsspalt kommen die Effekte der Verdichtung und die Durchmesserabnahme hinzu. Durch Experimente weiß man jedoch sehr genau, daß der Wärmeübergangswiderstand im Spalt in dieser Weise nicht auftritt. Das UO_2 hat immer die Tendenz, das zur Verfügung stehende Volumen voll auszufüllen. Im Zuge dieser GaU-Analysen sollte man von diesem quantitativ erfaßbaren Effekt Gebrauch machen.

Knödler, KWU: Wir sind extra bei Stahlführungsrohren für Fingersteuerstäbe geblieben, weil für Zirkonführungsrohre der entsprechende Reaktornachweis noch nicht in der Großzahl erbracht ist. Das Verhalten der Brennelemente mit Stahlführungsrohren ist dagegen bekannt. Wir haben mit den meisten Kunden Übereinstimmung, daß sich die Einsparung durch den Ersatz von Stahl durch Zirkon nicht lohnt, wenn es dadurch zu Genehmigungsschwierigkeiten oder nur zu Verzögerungen von einigen Wochen käme.

H T R - Hochtemperaturreaktor

Krüger, AVR: Ich möchte auf die Frage zurückkommen, ob der Entwicklungsvorsprung des kugelförmigen Brennelementes gegenüber dem blockförmigen überhaupt noch aufzuholen ist. Dazu sollte man den jeweiligen Entwicklungsstand etwas präzisieren. Im AVR-Reaktor sind über 100.000 kugelförmige Brennelemente der verschiedensten Typen bisher zum Teil bis zu Abbrandwerten über 100 % erfolgreich bestrahlt worden. Das geschah einige Jahre lang bei einer Kühlgasaustrittstemperatur von 850 °C, seit Februar 1974 bei 950 °C. Die Brennelemente haben das bisher auch bei den Lastwechseln erfolgreich überstanden. Welche Erfahrungen gibt es nun mit blockförmigen Brennelementen, und zwar mit ganzen Blöcken? Bezüglich der Coated Particles kann man auf die Erfahrungen mit den kugelförmigen Brennelementen zurückgreifen.

Theymann, HRB: Auf die Gemeinsamkeit der Coated Particles für Kugel- und Blockbrennelement haben Sie hingewiesen. Es besteht aber ein gewisser Unterschied in der Matrix. In USA wurden zusammen mit GAC von Oak Ridge repräsentative Blockausschnitte unter Belastungen bestrahlt, die oberhalb der im Leistungsreaktor aufgetretenen Belastungen liegen. Es wurde nachgewiesen, daß dieses integrale System funktioniert. Es sei aber auf folgendes hingewiesen: Die blockförmigen Brennelemente, wie wir sie für den HTR-1160 vorsehen, haben den Vorteil, daß die Unabhängigkeit zwischen dem Brennstoffstab und dem Graphitblock gewährleistet bleibt. Das heißt, wir brauchen nicht unbedingt das integrale System zu testen, sondern wir können uns auf den getrennten Test beziehen.

Wedemeyer, GfK: Herr Mittenbühler hatte vorhin bei seinem Vortrag eine Tabelle mit Auslegungsdaten vorgelegt, wo das kugelförmige mit dem blockförmigen Brennelement verglichen wurde. Es waren eigentlich nur sehr wenige Daten, die Unterschiede zeigten. Diese wenigen Daten waren die Dichte, die höhere Leitfähigkeit für die blockförmigen Brennelemente und zugleich, was eine ökonomische Bedeutung haben mag, höhere zulässige Verunreinigungsmengen. Damit mag die Physik ganz zufrieden sein soweit. Ist bei der Wiederaufarbeitung der Brennstoffe der kugelförmige Brennstoff der geeigneter? Welchen Einfluß haben die Verunreinigungen auf die Leitfähigkeit, und welchen Einfluß haben die Verunreinigungen auf die Kosten bei der Brennelementherstellung?

Theymann, HRB: Die Tabelle, die Herr Mittenbühler in seinem Vortrag vor-

gestellt hat, bezog sich nur auf den Matrix- bzw. Strukturgraphit der jeweiligen Brennelemente. Die Matrix des kugelförmigen Brennelementes ist nur mit einer Dichte von etwa $1,70 \text{ g/cm}^3$ herstellbar, während man bei dem anderen Graphit höhere Dichten erreichen kann. Man hat sich auf diese Situation eingestellt und die Coreauslegungen entsprechend angepaßt. Insofern ist das dann ein Spezifikationswert. Die Spezifikation der Verunreinigung ist auch wieder von der Auslegung her bestimmt. Wenn man die Verunreinigung in der Coreauslegung festgelegt hat, muß man sie natürlich auch in die Spezifikation einfließen lassen. Man kann durchaus Cores mit höheren Verunreinigungen auslegen. Hier ist vielleicht das Blockcore etwas vorteilhafter, weil man sowieso Überschußreaktivitäten durch Gifte kompensieren muß. Für die Leitfähigkeit gilt dasselbe wie bei der Dichte. Da die Verunreinigung im ppm-Bereich liegt, ist ein Einfluß der Verunreinigung auf die Leitfähigkeit nicht vorhanden. Der Einfluß der Verunreinigung auf die Kosten ist natürlich wegen der erforderlichen Reinigungsprozesse gegeben, diese Materialkosten machen aber nicht den wesentlichen Anteil beim Brennelement aus. Die Wiederaufarbeitung unterscheidet sich bei den beiden Elementen nur dadurch, daß man bei den Kugeln auf ein Vorbrechen verzichten kann.

Tillessen, NUKEM: Zweifellos hat die Kugel bei der Wiederaufarbeitung einige Vorteile. Sie läßt sich besser handhaben, man kann sie pneumatisch fördern, und der Zerkleinerungsaufwand ist geringer. Der Effekt ist jedoch marginal, weil die Anzahl der Verbrennungsöfen etwa gleich groß ist. Bei der Refabrikation muß man den Graphit der Kugeln zusammen mit dem aktiven Material durch die heiße Anlage schicken, während man beim Block daran denken kann, die Brennstoffstäbe in kalt vorgefabrizierte Blöcke in den heißen Zellen einzusetzen. Hier dürfte sich ein geringer Kostenvorteil ergeben, der die Kugel-Block-Entscheidung jedoch nicht bestimmt.

Roth, Fichtner: Ich verstehe die Aussage nicht ganz, daß beim Blockelement die Verunreinigungen weniger gravierend sind als beim Kugelbrennelement, da man dort Überschußreaktivität sowieso vorhalten muß. Ich würde es umgekehrt sehen, denn wenn die Verunreinigungen einen reaktivitätsmäßig negativen Einfluß haben, so kommt man auf zu kurze Zyklen, die im Betrieb sehr stark stören. Bei den Kugelbrennelementen wälzt man ein bißchen mehr, um den Effekt auszugleichen. Ich glaube nicht, daß das der wirkliche Unterschied hinsichtlich der Verunreinigungen ist. Wichtiger ist die Frage, ob die Verunreinigungen zur Kontamination beitragen. Gibt es Unterschiede bezüglich des Rückhaltevermögens für aktive Isotope, sei es aus Verunreinigungen im Graphit, sei es aus den Spaltprodukten zwischen Block- und Kugelbrennelement?

Theymann, HRB: Es kann ein Unterschied bestehen, weil die Struktur anders aufgebaut ist, über den ich aber jetzt im Detail nichts sagen kann. Bei den Verunreinigungen im Graphit muß man zwischen zwei Gruppen unterscheiden. Die neutronenabsorbierenden Elemente, auf die ich mich bezogen habe, kann man bei der neutronenphysikalischen Auslegung berücksichtigen und entsprechend weniger Abbrandgift in Form von Bor einbringen. Eine andere Beschränkung für die Verunreinigungen sind die katalytisch auf die Korrosion wirkenden Elemente. Ein qualitatives Maß ist der im Vortrag angegebene Aschegehalt.

Balthesen, KFA: Ich möchte noch eine Ergänzung zur systembedingten Auslegung machen. Etwa 10^{10} elementare Brennstoffeinheiten in Form von Coated Particles sind im Core, und zwar das etwas unabhängig vom Brennelementkonzept. Sie sind in unterschiedlicher Form in die Brennelementtypen eingebracht. In den kugelförmigen Brennelementen können bis zu 20 Vol.-% und in den Blockbrennelementen bis zu 60 Vol.-% eingebracht werden. Um hier Mißverständnisse zu vermeiden, sei darauf hingewiesen, daß man in die Kugel nur bis zu 20 Vol.-% einbringen muß, ja, im THTR-Element hat man nur 12 Vol.-%, was eine homogene und wechselwirkungsfreie Einbettung in die Matrix bedingt und damit zu einer spürbaren Reduzierung der Temperaturbelastung führt. Im Block hingegen sind maximal 50 bis 60 % erforderlich, und dadurch entsteht zweifellos eine gewisse Wechselwirkung und auch eine höhere Temperaturbelastung.

Röllig, HRB: Beim HTR-1160 ist die maximale Volumenladung unter 50 %. Man braucht also auch dort die möglichen 60 % nicht auszuschöpfen. Es ist natürlich richtig, daß man im Block höhere Volumenladungen braucht, weil der Anteil der Brennstoffzonen kleiner ist als bei der Kugel.

(Sprecher unbekannt:) Gibt es konkrete Vorstellungen zum System Thorium/Plutonium, vielleicht mal von der Wiederaufarbeitung abgesehen?

Brandes, HRB: Die Verwendung des Plutonium-Thorium-Hochtemperaturreaktors ist durchaus eine interessante und auch machbare Alternative, die man Anfang der 90er Jahre vorsehen kann. Diesbezügliche Untersuchungen sind insbesondere bei der General Atomic durchgeführt worden. Es läuft auch ein Brennelementerprobungsprogramm. Voraussetzung ist natürlich, daß zunächst die Technologie der Brennstoffhandhabung geklärt wird und entsprechende Erfahrungen vorliegen, für die man noch einige Zeit braucht.

Krämer, KFA: Die Diskussion lief deutlich smoother als beim LWR. Das heißt sicherlich nicht, daß die Probleme beim HTR geringer sind, aber die Wechselwirkung zwischen Betreiber und Hersteller ist nicht in dem Maße etabliert, der Erfahrungsschatz ist deutlich geringer. Das reflektiert eben auch diese Diskussion, und wir sollten uns meines Erachtens hier keine Illusionen machen. Das gleiche trifft sicher auch für die Brennelemente der übrigen Systeme zu.

S N R - Schneller Natriumgekühlter Reaktor

Kuczera, GfK: Gibt es Unterschiede zwischen dem Brennstabkonzept des SNR-300 und den Konzepten für den DFR bzw. Phenix? Wenn ja, kann man diese kurz begründen?

Mayer, INTERATOM: Die Driver- bzw. Standardelemente sind weitgehend un-
seren ähnlich. Sie haben einen Stabdurchmesser von 5 bis 6 mm und verwenden auch den integrierten Brutstoff. Zumindest die Erstbeladung

des Phenix sieht anders aus als beim SNR oder DFR. Die obere axiale Brutzone im Phenix ist von dem übrigen Brennstab getrennt. Man verwendet im oberen Teil ein Bündel von sehr dicken Stäben. Dadurch kann man z.B. sehr viel Brutstoff unterbringen. Nachteilig ist, daß die obere Schweißnaht des Brennstabes nicht nur unter hoher Temperatur, sondern auch unter hohem Neutronenfluß steht. Möglicherweise geht das CEA von dem Konzept weg. Genauer ist nicht bekannt. Weiterhin ist der Stab im französischen Konzept zwecks Abstandshalterung mit einer Drahtwendel umgeben, während im englischen Konzept ein Gitterabstandshalter verwendet wird. Die Abbrände sind im Phenix sehr viel niedriger als bei anderen Systemen.

Karsten, GfK: Der Abbrand beim Phenix ist deshalb so niedrig, weil als Hüllmaterial lösungsgeglühter 316 verwendet wird. Bekanntlich ist das die schwellfreundlichste Form der Austenite.

Krämer, KFA: Wie groß ist die Brutrate im Superphenix?

Karsten, GfK: Die Brutraten bei Reaktoren mit großen Durchmessern, niedrigen Ratings, langen Standzeiten und großen Inventaren sind nahezu eine Naturkonstante geworden. Sie liegen bei 1,17 bis 1,18; der Unterschied der großen Reaktoren untereinander ist bezüglich der Brutrate nur sehr geringfügig.

G S B - Gasgekühlter Schneller Brüter

Krämer, KFA: Worin bestehen die signifikanten Unterschiede in der Brennelemententwicklung zwischen Gasbrüter und Natriumbrüter?

Stehle, KWU: Beim Heliumbrüter entstehen dadurch gewisse Korrosionsprobleme, daß das Helium nicht 100 % rein ist. Dieses hat dazu geführt, einen niobstabilisierten Stahl zu verwenden, während der Natriumbrüter einen titanstabilisierten einsetzt. Zweitens besteht beim Heliumbrüter ein noch vitaleres Interesse, die maximalen Hüllrohrtemperaturen weiter zu erhöhen, um bei maximal möglichen Oberflächentemperaturen den Wirkungsgrad zu verbessern. Hierzu muß hauptsächlich das Schwellen und die Wechselwirkung von Brennstoff- und Spaltprodukten mit der Hüllrohrinnenoberfläche betrachtet werden. Der dritte signifikante Unterschied besteht in der Hüllrohrabrauhung. Diese war lange Zeit als ein wesentliches Problem des Gasbrüters angesehen worden. In der Zwischenzeit ist aber die Technologie so weit gediehen, daß man diese Hüllrohrabrauhung sehr wahrscheinlich zu einem vertretbaren Preis herstellen kann. Der letzte Punkt betrifft die Wechselwirkung zwischen dem Abstandshalter und dem aufgerauhten Hüllrohr. Aus thermodynamischen Untersuchungen weiß man aber, daß der Abstandshalter keinen Hot Spot, sondern einen Cold Spot darstellt. Damit ist die Wechselwirkungsfrage wesentlich entschärft.

Mayer, INTERATOM: Hohe Temperaturen, hohe Leistungen und hohe Abbrände sind kein Spezifikum des Gasbrüters, sondern auch Ziel des Natriumbrüters.

Frendel: Die angestrebte höhere Temperatur führt nach heutigem Kenntnisstand zu einem verstärkten Angriff des Brennstoffs auf die Hülle. Wegen der geringen Druckdifferenzen zwischen Systemdruck und Innendruck braucht man nicht wesentlich auf Spannung auszulegen. Zweitens besteht bei den angestrebten Abbränden das Problem, daß infolge des Heliums die Brennelemente einer höheren schnellen Fluenz ausgesetzt sind.

Stehle, KWU: Ich bin mit Herrn Holzer der Meinung, daß die Innenkorrosion beim Gasbrüter auch temperaturlimitierend sein wird. Die Daten von General Atomic bei höheren Temperaturen als im Natriumbrüter sehen nicht ermutigend aus. Es kann sein, daß eine geringfügige Verbesserung erreicht wird, wenn das Brennstabinnere besser konditioniert wird. Die zweite Frage betrifft in der Tat die schnelle Fluenz. Es ist weiterhin richtig, daß das Verhältnis zwischen schnellem Neutronenfluß und Abbrand etwa 30 % ungünstiger beim Gasbrüter ist.

Götzmann, KWU: Die Angaben zur schnellen Fluenz gelten bei gleichem Abbrand und bei gleicher Stableistung. Da die Anreicherung verschieden ist, ist der Unterschied im Verhältnis Fluenz zu Abbrand zwischen SNR und GSB kleiner als 30 %.

Schlußbemerkungen

Kummerer, GfK: Ein Vergleich der systembedingten Auslegung für die verschiedenen Brennstabkonzepte scheint an dieser Stelle angebracht. Hierzu sollten die folgenden Fragen jeweils beantwortet werden:

1. Wo ist Platz für feste Spaltprodukte?
2. Wo ist der Platz für das Spaltgas?
3. Wie ist es mit dem Festkörperschwellen?
4. Wie steht es mit dem Hüllrohrschwellen?

Jeweils ein Vertreter dieser verschiedenen Konzepte sollte diese Fragen beantworten.

Stehle, KWU: Die festen Spaltprodukte bleiben bei den Temperaturen im wesentlichen in fester Lösung. Auch beim Auftreten eines Lecks wird der Brennstoff nur geringfügig ausgewaschen, sehr wenig Brennstoff gelangt in den Kreislauf. Die Spaltgase bleiben zum größten Teil auch im Brennstoff in fester Lösung und diffundieren zum Teil aus und werden dann im Plenum abgefangen. Der Festkörperpunkt ist bislang bei unseren Experimenten nicht zutage getreten. Bei sehr hohen Abbränden findet man immer noch eine deutliche Abnahme der Brennstabdurchmesser. Bei ganz hoch abgebrannten Stäben gibt es allerdings Anzeichen einer Umkehr, und das ist in der Tat das Festkörperschwellen. Das Hüllrohrschwellen tritt bei den Wasserreaktoren auf.

Theymann, HRB: Beim HTR bleiben die festen Spaltprodukte im Brennstoffkern, in der Schicht oder im Strukturmaterial, im wesentlichen aber im Partikel. Die gasförmigen Spaltprodukte bleiben im Kern und im Leervolumen in der ersten porösen Schicht. Beim HTR tritt im Normalfall kein Schwellen auf. Die Auslegung erfolgt so, daß Schwellen ausgeschlossen ist. Sowohl die Brennstoffzone als auch das Strukturmaterial schrumpfen, und man legt die Brennstoffzone so aus, daß sie immer mehr oder gleich schrumpft als das umgebende Strukturmaterial.

Mayer, INTERATOM: Beim SNR gehen wir in der Regel davon aus, daß die festen Spaltprodukte im Brennstoff bleiben. Es gibt allerdings Spaltprodukte, die gerade bei den hohen und mittleren Temperaturen an Stellen auftreten, wo innere Korrosionen die Folge sind. Das Spaltgas bleibt im Brennstoff oder geht ins Plenum. Festkörperschwellen ist in der Auslegung zu berücksichtigen. Versuche zeigen deutlich, daß die gemessenen Hüllrohraufweitungen zum größten Teil auf Schwellen des Strukturmaterials und zum geringeren Teil auf mechanische Wechselwirkung zwischen Brennstoff und Hülle zurückzuführen sind. Aus dem Hüllrohrschwellen resultierende Verbiegungen sind besonders zu beachten.

Jung, KWU: Für den GSB gilt dasselbe wie beim SNR. Ausgenommen sind die Spaltgase. Soweit sie die Brennstoffmatrix verlassen, werden sie vom Venting-System aufgenommen. Es ist zusätzlich zu berücksichtigen, daß das Schwellen bei hoher Temperatur wieder geringer wird.

Sektion 3

Stand und Ziele der Brennelement-Entwicklung und Fertigung

Vorsitzender:	J. Höchel, INTERATOM Bensberg
Stellvertreter:	A. Kleine-Tebbe, HRB Jülich
Weitere Panelmitglieder:	H. Huschka, HOBEG, Wolfgang/Hanau N. Nickel, KFA Jülich

Vorträge

3/1	LWR – Leichtwasserreaktor <i>D. Knödler, KWU Erlangen</i>	183–190
3/2	HTR – Hochtemperaturreaktor <i>E. Balthesen, KFA Jülich</i> <i>O. Pfahls, HOBEG, Wolfgang/Hanau</i>	191–210
3/3	SNR – Schneller Natriumgekühlter Reaktor <i>G. Karsten, GfK Karlsruhe</i> <i>H. Mayer, INTERATOM Bensberg</i>	211–224
3/4	GSB – Gasgekühlter Schneller Brüter <i>H. Stehle, KWU Erlangen</i> <i>S. Krawczynski, KFA Jülich</i>	225–242
	Einzel- und Plenardiskussion	243–258

STAND UND ZIELE DER Brennelement-ENTWICKLUNG UND -FERTIGUNG IN DER BUNDESREPUBLIK DEUTSCHLAND FÜR WASSERREAKTOREN

D. Knödler
Kraftwerk Union Erlangen
Erlangen

Im Gegensatz zur Reihenfolge in der Themenstellung möchte ich meinen Beitrag mit einer Darstellung der Lage bei der Fertigung beginnen, da damit gleichzeitig der Stand und die Ziele der Entwicklung aus dieser Perspektive deutlich werden.

Fertigung

Seit dem 1. Oktober 1974 werden in der Bundesrepublik Uran-Brennelemente für Wasserreaktoren nur noch bei einer Gesellschaft, der RBU in Hanau, hergestellt. Pu-haltige Brennelemente fertigt die Gesellschaft ALKEM am gleichen Standort. Die Fertigung beginnt mit der Konversion des UF_6 in UO_2 (AUC-Routine).

Abb. 1 gibt einen Überblick über die bisherige Fertigung der RBU im Verhältnis zur derzeit in Erweiterung befindlichen Jahreskapazität der RBU und zum geschätzten Gesamtbedarf aller Wasserreaktoren in der Bundesrepublik 1980. Ohne Exportaufträge bestehen Überkapazitäten. Ein Ausbau der Fertigungsmenge auf Tonnagen gleich oder größer als der Gesamtbedarf der Bundesrepublik ist bis auf weiteres technisch und terminlich bei der bestehenden Infrastruktur gut möglich - der Zubau von ca. 200 t Fertigungskapazität kann in 2 bis 3 Jahren durchgeführt werden. Für die Wirtschaftlichkeit der Brennelementfertigung ist ein solcher Ausbau sehr wünschenswert - auch als Basis für die

Einführung von Entwicklungen, die echte Mengenfertigung zur Voraussetzung haben.

Abb. 2 soll nochmals verdeutlichen, daß auch noch über eine Fertigungsmenge von ca. 600 t U hinaus (dies entspricht dem Fertigungsplan der RBU für 1975) erhebliche Senkungen der Fertigungskosten mit zunehmender Fertigungsmenge möglich sind. Es ergeben sich immer noch z.B. ca. 11 % Kostensenkung, bezogen auf die Kosten für 600 t U/a bei Verdoppelung der Menge auf 1200 t U/a (dies entspricht der Fertigungsmenge großer Fertigungsstätten in USA in 2 bis 3 Jahren).

Hüllrohre aus Zircaloy werden in der Bundesrepublik von drei Gesellschaften hergestellt, von MANNESMANN, SUT und VDM. Die Gesamtkapazität der deutschen Hüllrohrhersteller beträgt (nach KWU-Fertigungsanforderungen) ca. $1,3 \cdot 10^6$ m/Jahr - damit können schon heute ca. 900 t UO_2 -Brennelemente ausgestattet werden (unter der Annahme 50 % DWR - und 50 % SWR-Brennelemente). Diese Fertigungskapazitäten ergeben sich zwangsläufig mit den für eine großtechnische und qualitätsmäßig ausreichende Fertigung von Hüllrohren. Die bereits bestehenden Fertigungskapazitäten erfordern aber auch wie bei der RBU erhebliche Exporterfolge, um erträgliche Auslastungen der Anlagen zu erreichen.

Um in der Hüllrohr- und RBU-Fertigung die Rationalisierungsmöglichkeiten nicht unter der Typenvielfalt unnötig leiden zu lassen, wurden die Spezifikationen und Fertigungsverfahren der KWU für DWR- und SWR-Brennstäbe im vergangenen Jahr vereinheitlicht.

Um die Brennelementfertigung in das richtige Verhältnis zu den Gesamtkosten der Stromerzeugung zu rücken und als Überleitung auf den Punkt Entwicklung möchte ich kurz mit zwei Darstellungen Ihnen folgendes in Erinnerung rufen:

Abb. 3: Das Verhältnis der in der Bundesrepublik beeinflussbaren und derzeit weitgehend unbeeinflussbaren Brennstoffkostenanteile zu den gesamten Stromgestehungskosten.

Abb. 4: Der Einfluß von Preiserhöhungen und Risiken im Bereich der Brennelemente auf die Stromgestehungskosten.

In Abb. 4 ist deutlich zu sehen, daß sich Senkungen der Fertigungskosten durch Einsparungen an erprobten Fertigungs- und Kontrollmethoden oder Ent-

wicklungen mit Risiken der Verzögerung bei Inbetriebnahme oder Brennelementwechsel sich sicher nicht lohnen.

Entwicklung

Der Stand der Entwicklung veranschaulicht in der hier notwendigen Kürze eine Darstellung wie Abb. 5.

Die Entwicklungsarbeiten der 60er Jahre führten zu einem Konzept der LWR-Brennelemente in Werkstoffwahl und Konstruktion, das sich großtechnisch bewährt hat und für das heute keine grundsätzlichen Alternativen notwendig erscheinen. Dieser Nachweis konnte für mittlere Stablängenleistungen zwischen 180 und 250 W/cm und für Abbrände bis zu rund 40 MWd/kg U durch die Auswertung der Betriebsergebnisse vieler Pfadfinder- und Produktions-Brennelemente gewonnen werden. Die roten Punkte stellen z.B. die Bestrahlungserfahrung mit mehr als 150.000 Brennstäben dar, wobei die mittlere Fehler-rate kleiner als 0,1 % war. Die blauen Punkte in Abb. 5 sind typische Beispiele für heutige Entwicklungsanstrengungen. In Lastwechselversuchen (Rampenversuchen) und Hochleistungsbrennelementen sollen die Grenzen der Leistungsfähigkeit und der Zuverlässigkeit bestehender Konstruktionen erprobt werden.

Die hauptsächlich derzeit in der Bundesrepublik laufenden LWR-Brennelement-Entwicklungsarbeiten kann man ihrer Prioritäten nach wie in Abb. 6 gezeigt ordnen.

Zu Punkt 1: Sowohl in den Forschungszentren (GfK-Projekt Nukleare Sicherheit - Projektbereich 4230 und damit auch in der Förderungspolitik des Bundes) als auch bei KWU bindet dieser Programmpunkt mit allen seinen Ausläufern die meisten Mittel. Zwischen Zentren und Industrie besteht gut abgestimmte Zusammenarbeit. Typisches Beispiel: "Beschreibung des Brennstabverhaltens beim Kühlmittelverlustunfall".

Zu Punkt 2: Bedingt durch die hohen Kosten von Bestrahlungs- und Heißzellen-Untersuchungen und dem statistischen Charakter dieser Untersuchungen steht der Aufwand für dieses auf die Betriebszuverlässigkeit ausgerichtete Programm kaum dem für Punkt 1 nach, teilweise ergänzen sich die Unterprogramme.

Der Bund fördert auch Vorhaben dieses Entwicklungsbereichs. Die Entwicklungsziele sind weitgehend zwischen KWU und Reaktorbetreibern ausdiskutiert, zumal für wichtige Experimente die Betreiber Bestrahlungsmöglichkeiten in Leistungsreaktoren zur Verfügung stellen. Es gibt auch gemeinsame Bestrahlungsvorhaben auf diesem Gebiet zwischen KFA Jülich, GKSS Geesthacht und KWU. (Zur Zeit laufen bei KWU 31 aktive Teilvorhaben auf dem Gebiet des Punktes 2).
 Typisches Beispiel: "Vorbestrahlung segmentierter Brennstäbe in Leistungsreaktoren und anschließend Rampenexperimente in Petten oder Halden".

Zu Punkt 3: Zu diesem Entwicklungssektor gehören die vielen theoretischen Untersuchungen und auch reaktorphysikalische Messungen mit dem Ziel, neutronenphysikalische Kernausslegung, Instrumentierungsaussagen und Regelstrategien nebst Brennelementeinsatzplanung mit der Brennstabauslegung und der Brennelementkonstruktion so abzustimmen, daß bei der Betrachtung der Gesamtwirtschaftlichkeit auch die Risiken infolge Versagen von Brennelementen und Störungen an anderen Kernkomponenten voll mit einbezogen werden. Unter diesen Punkt zählen auch begleitende Untersuchungsprogramme zur Pu-Rückführung und zur Erleichterung der Entsorgung.

Typisches Beispiel: "Auswertung der effektiven örtlichen Betriebsbeanspruchungen bisheriger SWR-Brennelemente und daraus abgeleitet Optimierung Kernausslegung und Steuerelementfahrprogramm neuer SWR-Kerne bzw. Betriebsempfehlungen für bereits ausgeführte Kerne".

Zu Punkt 4 und 5: Übergeordnetes Ziel auf diesen Entwicklungsgebieten ist: Konstruktionen, Spezifikationen, Materialwirtschaft, Fertigungs- und Kontrollverfahren müssen voll den Rationalisierungsmöglichkeiten infolge drastischer Zunahme der Mengen beim

- Einsatz in Kernkraftwerke und
- in der Fertigung

angepaßt sein.

Typisches Beispiel: "Vereinheitlichung DWR- und SWR-Brennstabfertigung".

UO₂/Zry-Kernbrennstoff

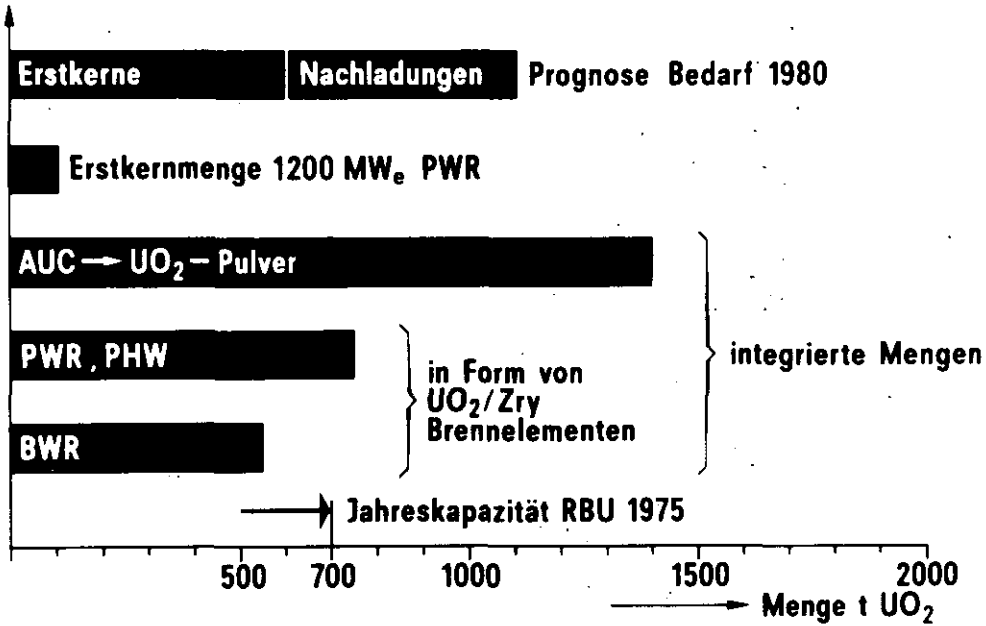


ABB. 3/1-1: Brennelement-Fertigung in der BRD
Stand Oktober 1974

Relative Fertigungskosten

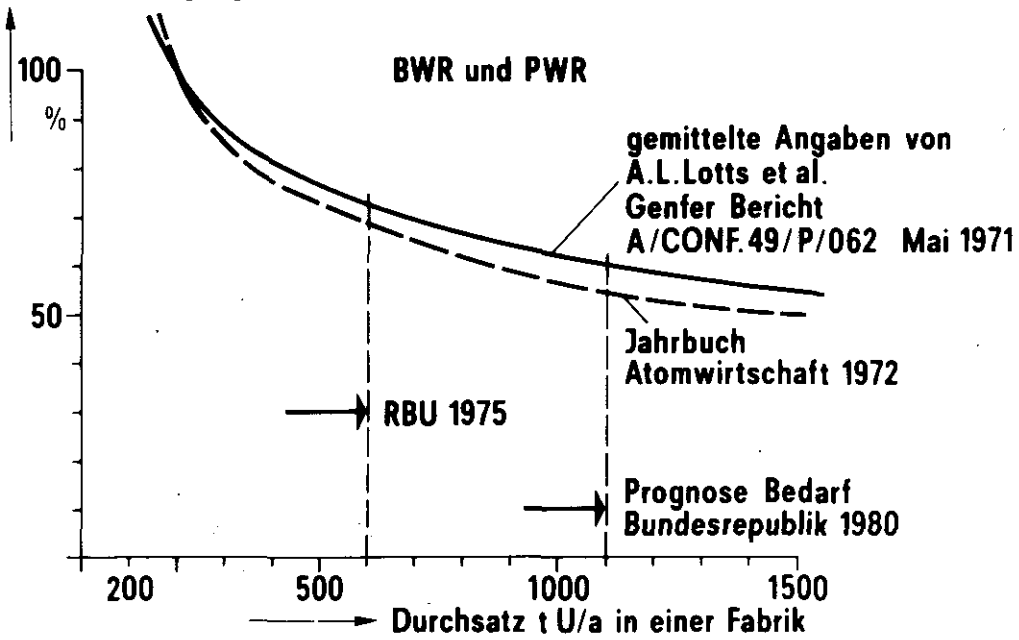


ABB. 3/1-2: LWR-Brennelemente - Fertigungskosten

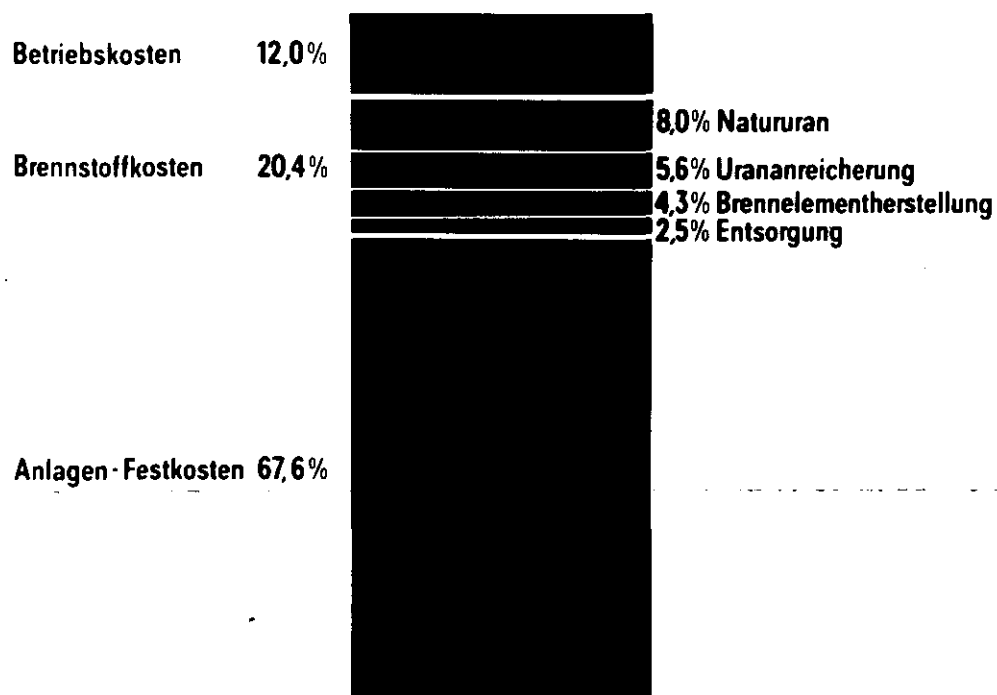


ABB. 3/1-3: Struktur der Stromgestehungskosten eines LWR-Kernkraftwerkes (Stand: Oktober 1974)

	Resultierende Erhöhung der Stromgestehungskosten
Erhöhung des Preises für Natururan um 1 \$/lb U_3O_8 Trennarbeit um 1 \$/kg TAE Brennelementherstellung um 10 DM/kg U	4,9‰ 1,3‰ 1,4‰
Verzögerung der KKW-Inbetriebnahme um 1 Monat	etwa 7,0‰
Verlängerung der BE-Wechseldauer um 1 Woche	5 bis 15‰

ABB. 3/1-4: Einfluß verschiedener Parameter auf die Stromgestehungskosten eines LWR-Kernkraftwerkes

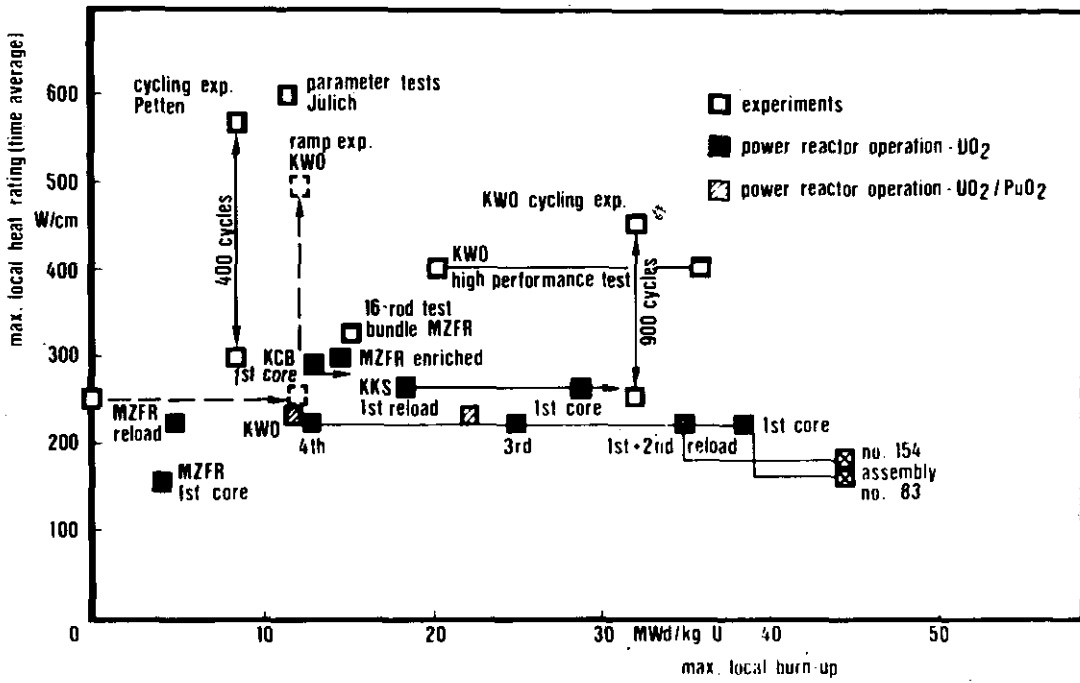


ABB. 3/1-5a: KWU Experience with PWR Fuel, September 1974

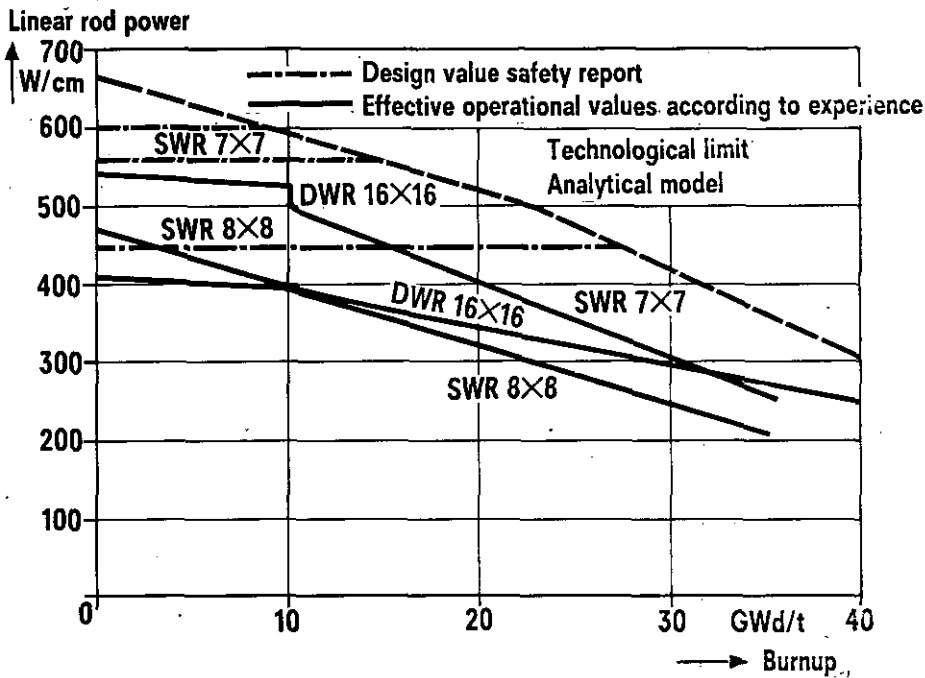


ABB. 3/1-5b: LWR Fuel Rod - Linear Rod Power: Design and Effective Operational Power

- 1. Analyse Verhalten
Brennstab und -element bei Störfällen**
- 2. Analyse Betriebsverhalten
Brennstab im Zusammenhang mit Auslegung,
Effektiver Betriebsbelastung und detaillierter Fertigungs- und
Kontrollmethoden**
- 3. Optimierung Reaktorsystem und Brennelement**
- 4. Standardisierung**
- 5. Fertigungs- und Kontrollmethoden**

ABB. 3/1-6: LWR-Brennelemente - Entwicklungsarbeiten

STAND UND ZIELE DER Brennelement-ENTWICKLUNG FÜR HOCHTEMPERATURREAKTOREN

E. Balthesen
Kernforschungsanlage Jülich GmbH
Jülich

O. Pfahls
HOBEK
Wolfgang/Hanau

Einführende Übersicht

Es sollen im folgenden der Stand und die Ziele der Brennelement-Entwicklung für Hochtemperaturreaktoren aus materialtechnischer Sicht dargestellt werden. In dieser Entwicklung setzen die Anforderungen und die Termsituationen der verschiedenen HTR-Anlagen und Projekte Schwerpunkte mit dem Ziel, für die jeweils in Betrieb, Bau oder Planung befindlichen Anlagen rechtzeitig anforderungsgerechte Brennelemente bereitzustellen. Wenn mehrere Brennelementkonzepte entwickelt werden, so ist dies ein typischer Ausdruck für die materialtechnischen Möglichkeiten, die für diese Brennelemente vorhanden sind.

Drei Konzepte sind in der Vergangenheit bis zur Anwendungsreife entwickelt worden:

1. in der BRD das kugelförmige Brennelement,
2. in den USA das prismatische Graphitblockelement,
3. in Großbritannien das sogenannte Tubular-Blockstabkonzept.

Durch die kommerzielle Entwicklung und den Bau von Prototypanlagen konzentriert sich die weitere Entwicklung nur noch auf kugelförmige und prismatische Brennelemente.

Bei den kugelförmigen Brennelementen wurde aus mehreren materialtechnisch möglichen Varianten das von HOBEG entwickelte, gepreßte Matrix-Element als leistungsfähigster Typ ausgewählt (Abb. 1). Sein Charakteristikum ist das homogene Verbundsystem aus beschichteten Brennstoffteilchen und Matrix-Werkstoff mit einer brennstofffreien Schale. Mit einem überwiegenden Anteil dieses Brennelements wird komplikationslos der AVR betrieben, mit der bekannten Gasaustrittstemperatur von 950°C und maximalen Brennstofftemperaturen von 1250°C . Der AVR zeigt sich dabei als ein hervorragendes Instrument für eine realistische Massenerprobung sowohl von Referenzelementen für den THTR-300 als auch für weiterentwickelte, verbesserte Elemente für die höheren Anforderungen in fortschrittlichen Kugelhaufen-Reaktoren.

Mit diesen Elementen wird zur Zeit komplikationslos und spezifikationsgerecht das Erstcore für den THTR produziert, wobei sich die einzelnen Prozessschritte vom Brennstoffkern bis zum fertigen hochtemperaturbehandelten Element in der neuerstellten, automatisierten Produktionslinie als außerordentlich funktionsfähig erwiesen haben. Dieses Element hat, aus materialtechnischer Sicht, große Reserven für die Steigerung der Kühlgasaustrittstemperaturen bei gleichzeitig verminderter Spaltproduktfreisetzung auch unter veränderten Betriebsbedingungen z.B. bei einem Übergang vom mehrfachen Durchlauf (THTR) zum Einmal-Durchlauf (OTTO-Prinzip).

Bei den prismatischen Brennelementen hat sich allein das von General Atomic entwickelte prismatische Graphit-Blockelement durchgesetzt, das aus einem prismatischen Elektrographitblock (Höhe 80 cm, Schlüsselweite 36 cm) besteht, der mit 204 axialen Bohrungen (8-Reihen-Design) versehen wird, wobei immer ein Kühlkanal von 6 Brennstoffkanälen umgeben ist, in die kompaktierte Brennstoffteilchen eingebracht werden (Abb. 2). Aus Elementen dieses Typs, in einem 10-Reihen-Design, ist das Core des FSV-Prototyp-Reaktors gefertigt worden. Dieses Element ist das Referenzelement für die geplanten 1160 MW-Zweikreisgroßanlagen und für den in enger Anlehnung an diese Anlagen in USA und in der BRD geplanten Heliumturbinenreaktor (Einkreisanlage HHT). Für dieses Element werden zur Zeit in mehreren Ländern nach wirtschaftlichen und technischen Gesichtspunkten ausgewählte isotrope Graphite entwickelt und angebotsreif gemacht. Für die Herstellung und Einbringung der Brennstoffstäbe werden die Verfahren zur Zeit optimalisiert, um für den ab 1976 geplanten Bau der Produktionslinien für die Großanlagen ausgereift zur Verfügung zu stehen.

Für diese Elementgeometrie hat die NUKEM/HOBEG auf der Grundlage der Erfahrungen mit der Herstellung gepreßter Brennstoffkörper das gepreßte, prismatische, sogenannte monolithische Brennelement entwickelt (Abb. 3). Im Gegensatz zum gebohrten Graphitblock ist der Monolith ein kompakter Preßkörper aus einer nahezuisotropen Graphitmatrix. Die Coated Particles sind in die Matrix in Brennstoffzonen eingepreßt, die mit den brennstofffreien Zonen ohne Spalt homogen verbunden sind. Dadurch ist eine hohe Flexibilität in der Auslegung der Brennstoffzonen und der Kühlkanäle gewährleistet. Dieses Element hat ein großes Potential in Hinsicht auf die Temperaturbelastung des Brennstoffs bzw. auf die Temperaturdifferenz zwischen Kühlgas- und Brennstofftemperatur. Es steht jedoch als fortschrittliches Element noch in einer sehr frühen Entwicklungsstufe, so daß es noch nicht für den Einsatz in den konkret geplanten HTR-Anlagen verfügbar sein wird, aber für spätere Nachfolgechargen bereitgestellt werden kann.

Ehe nach dieser Übersicht auf den Entwicklungsstand dieser drei Konzepte - Kugel, Graphitblock, Monolith - näher eingegangen wird, soll über den Stand und die Ziele der Entwicklung beschichteter Brennstoffteilchen als dem gemeinsamen Bestandteil aller Konzepte - oder sozusagen das eigentliche HTR-Brennelement - berichtet werden.

Beschichtete Brennstoffteilchen

Durch die Wahl des Th-U-Brennstoffkreislaufs für den HTR sind zwei Konzepte beschichteter Brennstoffteilchen entwickelt worden:

1. das Th-U-Mischpartikel-Konzept,
2. das getrennte Abbrand-Brut-2-Partikelsystem, in dem bereits der Spaltstoff Uran und der Brutstoff Thorium räumlich in 2 Partikeln im Brennelement voneinander getrennt sind (Abb. 4).

Es muß jedoch an dieser Stelle erwähnt werden, daß, besonders in England, auch ein Partikel für den Low-Enriched-Zyklus mit Uran-Oxid-Kern und Pyrokohlenstoff- und Siliziumkarbid-Beschichtung bis zur Anwendungsreife entwickelt worden ist.

Das besonders in der BRD entwickelte Mischpartikel besteht aus einem Th/U-

Mischoxidkern ($400 \mu \varnothing$) und einer mehrfachen Pyrokohlenstoffbeschichtung. Es ist damit in Aufbau, Herstellung und Belastung dem Brutpartikel, das einen ThO_2 -Kern hat, sehr verwandt.

Das Abbrandpartikel hat, in Abweichung von der Darstellung in Abb. 4, einen $200 \mu \varnothing$ -Urankarbidkern, der neben einer mehrfachen Pyrokohlenstoffbeschichtung eine zusätzliche Schicht aus Siliziumkarbid hat. Obgleich aus Überwiegend wirtschaftlichen Gründen Oxidkerne bevorzugt werden, wird für dieses Partikel der Karbidkern gewählt, weil er bei den hohen Temperaturen und Temperaturgradienten, wie sie im Graphitblockelement auftreten, schwächere Reaktionen mit dem Pyrokohlenstoff (Amöbeneffekt) als UO_2 -Kerne zeigt. Die SiC-Schicht wird nicht nur aus Gründen der besseren Spaltproduktrückhaltefähigkeit zusätzlich aufgebracht, sondern um die Separation des abgebrannten und vergifteten Spaltstoffes im Abbrandpartikel von dem im Brutpartikel enthaltenen erbrüteten Spaltstoff durch Abbrennen der Elemente im Head-end-Prozeß zu erleichtern und einfach die Massenströme in der Refabrikation zu reduzieren, indem man das U-233 nur wieder in Form dieser Abbrandpartikel einbringt.

Diese beiden Partikelkonzepte - oder diese drei Partikelarten - entsprechen dem derzeitigen Stand der Technik. Ihre Verfügbarkeit und Funktionsfähigkeit ist durch umfangreiche Herstellungs- und Bestrahlungserfahrungen abgesichert. Während die umfangreichsten Erfahrungen in den USA mit dem Feed-breed-Konzept mit der Bestrahlung vieler hundert verschiedener Partikelchargen vorerst zu diesem Referenzkonzept für die Blockanlagen geführt haben, wurde in Deutschland das Mischoxidpartikel zur Einsatzreife entwickelt. Schon vor Beginn der THTR-Produktion lagen Produktionserfahrungen von vielen Tonnen Partikeln bei HOBEK vor, die hohe Ausbeuten bei engen Eigenschafts- und Geometrieverteilungen ergaben. Das flexible Kernherstellungsverfahren kann durch Zuschaltung von Fallsäulen kurzfristig jedem Produktionsbedarf angepaßt werden. Die Beschichtung erfolgt reproduzierbar in programmgesteuerten Wirbelbetten. Bestrahlungserfahrungen liegen aus zahlreichen Experimenten, besonders mit kugelförmigen Brennelementen, vor. Als Beispiel sei ein Vergleich des Partikelzustandes dargestellt aus einem Experiment, das in Leistung, Temperatur, Abbrand und Dosis gegenüber THTR-Anforderungen weit überzogen war (Abb. 5).

Trotzdem stellen diese derzeitigen Referenzpartikel noch lange nicht das

Ende der Entwicklung dar. Zahlreiche Möglichkeiten zur Vereinfachung der Herstellung, zur Verbesserung des Bestrahlungsverhaltens und zur Erhöhung der Belastbarkeit sind erkannt worden und heute Gegenstand der Entwicklungsprogramme. Nur wenige Beispiele:

- Unterdrückung des Amöbeneffektes:
Zusätze zu Oxid- und Karbidkernen können die Kinetik der Brennstoff-Kohlenstoffreaktionen so stark verändern, daß praktisch eine Stabilisierung erreicht werden kann. Das kann die Auslegungsgrenzen wieder erweitern oder z.B. den Oxidkern auch für Abbrandpartikeln wieder verwendbar werden lassen (Abb. 6).
- Erhöhung der Spaltproduktrückhaltung:
Zusätze zum Kern, z.B. $\text{Al}_2\text{O}_3 + \text{SiO}_2$, sind geeignet, durch Bildung hochtemperaturstabiler, ternärer Oxide mit den wichtigsten Spaltprodukten (Sr, Cs) eine Verbesserung der Spaltproduktrückhaltung um 2 Größenordnungen zu erreichen. Damit könnte die aus vielen Gründen unerwünschte SiC-Schicht vermieden werden. Abb. 7 zeigt die Cs-137 Freisetzung hochabgebrannter beschichteter Brennstoffteilchen mit und ohne Al_2O_3 - SiO_2 -Zusatz in Nachuntersuchungstemperaturbehandlungen bei 1200 °C.
- Die wirtschaftliche Abscheidung reproduzierbarer Pyrokohlenstoffschichten hat zahlreiche Verbesserungsmöglichkeiten. Der Übergang von Methan zu Propan ist bereits ein Fortschritt bezüglich Wirtschaftlichkeit und Belastbarkeit der Partikeln, jedoch sind Mischgase zur Neutralisierung der unerwünschten Wärmetönungen bei der Zersetzung im Reaktionsraum des Wirbelbetts noch vielversprechender.
- Desgleichen scheint es nicht ausgeschlossen, durch geeignete Trägergasführungen im Kreislauf die Wirbelbett-Technologie gegenüber dem heutigen Stand der Technik wesentlich zu verbessern.
- Die Aufbringung von SiC-Schichten auf alle Partikeln ist geeignet - wenn auch mit wirtschaftlichen Pönalen -, erhöhten Anforderungen an die Spaltproduktrückhaltung zu genügen.
- Dabei ist bei geeigneten Abscheidungsbedingungen eine Erhöhung der

SiC-Festigkeit zu erreichen, die eine höhere Bestrahlungsfestigkeit der beschichteten Brennstoffteilchen verspricht.

- Die materialtechnische Beschreibbarkeit des Pyrokohlenstoffs steht geradezu am Anfang. Neue Methoden zur Untersuchung der heute weitgehend unbekanntem Mikrostruktur lassen vermutlich bessere Spezifizierbarkeiten erwarten.
- Einengungen der Schwankungsbreiten der geometrischen und der Materialeigenschaften ohne Einschränkung der Ausbeuten werden zur besseren Verarbeitbarkeit der Partikeln in den Brennelementen und zur höheren Belastbarkeit bei Bestrahlung führen.
- Die Absenkung der Schwermetallkontamination der Schichten wird zu einer weiteren Reduzierung der kontaminationsbedingten Spaltproduktfreisetzung führen.

Es sollte damit deutlich gemacht werden, daß diese und weitere materialtechnische Verbesserungsmöglichkeiten nach entsprechender Entwicklung die wirtschaftlichen und sicherheitsrelevanten Eigenschaften dieser wichtigsten Brennelementkomponenten erheblich verbessern werden.

Diese Brennstoffteilchen müssen nun, nicht etwa in loser Schüttung, sondern aus Gründen der mechanischen Integrität und der besseren Wärmeableitung, in kompaktierte Brennelemente eingebracht werden:
Kugeln, Graphitblöcke, Monolithen.

Kugelförmige Brennelemente

Die umfangreichsten Erfahrungen in der Herstellung und Bestrahlung eines kompletten HTR-Brennelementes überhaupt wurden mit den von HOBEK entwickelten semihydrostatisch gepreßten kugelförmigen Brennelementen gesammelt. Die Matrix besteht nach wie vor aus 70 bis 80 % Naturgraphit, 10 - 20 % graphitiertem Petrolkokspulver und 10 % Phenolharzbinder.

Die THTR-Elemente haben die bemerkenswert geringe Partikelvolumenbelastung von 12 %, die eine homogene wechselwirkungsfreie Einbettung der Partikeln in die Matrix erlaubt (Abb. 8).

Zur Zeit läuft die planmäßige Produktion der Elemente für das THTR-Erstcore mit 200.000 Stück pro Jahr und wird etwa 1976 bereits abgeschlossen sein. Die Funktionsfähigkeit dieser Elemente wurde - häufig unter gegenüber THTR-Anforderungen verschärften Bedingungen - im AVR-Reaktor (mehr als 60.000), in Langzeitbestrahlungen im DRAGON-Reaktor (85), in Hochflußrig-Tests im R2-Studsvik (24) und speziellen Bestrahlungstests im FRJ-2 Jülich (29) geprüft.

Die Bestrahlungserprobung integraler Brennelemente ist bei diesen Verbundsystemen mit starker Wechselwirkung zwischen brennstoffhaltigen und brennstofffreien Zonen notwendiger als bei anderen HTR-Brennelementkonzepten. Das insbesondere für Elemente mit THTR-Referenzauslegung wiederholt berichtete ausgezeichnete Bestrahlungsverhalten konnte weiter erhärtet werden durch den Abschluß von Tests z.B. im DRAGON-Reaktor mit über 720 Tagen Standzeit von 50 Elementen bei Ausgangstemperaturen über 1400 °C im Brennstoff und überzogenen Abbrand- und Dosisbelastungen sowie weiteren Tests im R2 von 8 Elementen bei verschärften Temperaturbelastungen mit Zyklierungen sowie weit überzogenen Abbrand- und Dosisbelastungen.

Die wichtigsten Ergebnisse:

Die Dimensionsänderungen blieben bei leichter Anisotropie kleiner 2 %, in Übereinstimmung mit Bestrahlungsdaten von reinen Matrixproben. Die mechanische Festigkeit bleibt im Bereich der Streuung der Vorbestrahlungsdaten. Die Integrität des Verbundsystems, der Matrix und der Partikeln bleibt fehlerlos erhalten. Die relative Freisetzung fester Spaltprodukte ist bemerkenswert gering, z.B. Cs-137 stets kleiner 5×10^{-4} , bei R2-K7 kleiner 10^{-5} . Die Gesamtergebnisse bildeten eine ausreichende Basis für die Genehmigung und die Produktionsaufnahme der THTR-Elemente. Die Belastungsgrenzen der gepreßten Elemente hinsichtlich Leistung, Temperatur, Abbrand und Dosis über die THTR-Zielwerte hinaus sind vorerst unbekannt.

Die umfangreiche Bestrahlungserprobung bis zu extremen Belastungen ließ jedoch den Brennelementschaden nicht erkennen, der kürzlich im AVR entdeckt wurde. Eine zunehmende Anzahl von Elementen der gepreßten Variante zeigt nach mehrmaligem Coredurchlauf ein Abplatzen einer ca. 0,2 mm dicken Schicht von Teilen der Oberfläche (Abb. 9). Umfangreiche Untersuchungen an bestrahlten und unbestrahlten Elementen zeigen, daß der Effekt durch gleichzeitige

Korrosion, Bestrahlung und mechanische Belastung erzeugt wird. Obwohl die sicherheitsrelevanten Eigenschaften der Brennelemente nicht beeinträchtigt werden, wurde als erste Gegenmaßnahme die Korrosionsfestigkeit durch Erhöhung der Temperatur der abschließenden Wärmebehandlung in der Fertigung von 1800 °C auf 1950 °C verbessert.

Trotzdem diese Brennelemente alle Voraussetzungen für einen vom Brennelement her sicheren Betrieb des THTR und des AVR und überhaupt von Kugelhaufenreaktoren erfüllen, haben Auslegungsüberlegungen, Herstellungsverfahren, Bestrahlungserfahrungen und Brennstoffkreislaufüberlegungen den Anstoß zu entscheidenden Verbesserungs- und Entwicklungszielen gegeben. Als Beispiele seien nur genannt (Abb. 10):

- Während das Preßpulver üblicherweise - und auch vorerst in der THTR-Produktion - durch Einbringen einer methanolischen Phenolharzlösung in Graphitpulver bei anschließendem Verdampfen des Lösungsmittels erhalten wird, konnten in einer neuen Entwicklung gleichwertige Matrixwerkstoffe durch die Synthese der Binderausgangskomponenten Phenol und Hexamethylentetramin bei der Preßpulveraufbereitung gewonnen werden. Dadurch werden Herstellungsprozeß und Rohstoffbeschaffung wesentlich vereinfacht und verbilligt.
- Zur weiteren Absenkung der Brennstofftemperaturen und damit zur Verminderung der Spaltproduktfreisetzung bei gleichbleibend hoher Heliumaustrittstemperatur bietet sich besonders für fortschrittliche Anlagen die sogenannte Dreizonenkugel an. Es handelt sich dabei ebenfalls um ein gepreßtes Brennelement, das neben der brennstofffreien Außenschale auch einen brennstofffreien gepreßten Matrixkern enthält; dazwischen befindet sich die Brennstoffzone.
- Sollten die weiteren Entwicklungstendenzen zur wirtschaftlichen Schließung des Brennstoffkreislaufs das getrennte Abbrand-Brut-Partikelkonzept favorisieren, so wird sich auch dieses Partikelkonzept in der Kugel schadensfrei realisieren lassen. Dies muß jedoch zuvor in Bestrahlungstests demonstriert werden.
- Desgleichen ist nachzuweisen, daß das ausgezeichnete Bestrahlungsverhalten der Elemente auch unter den veränderten Temperatur- und Lei-

stungsdichten der OTTO-Fahrweise erhalten bleibt.

Dabei wird hier auf die geradezu aufregenden Fernziele der Hochkonverter-Brennelemente oder der Möglichkeit getrennter Feed- und Breed-Elemente, für die die kugelförmigen Brennelemente prädestiniert erscheinen, nicht näher eingegangen.

Graphitblockelemente

Ein wesentliches Charakteristikum des von GAC entwickelten Graphitblockelementes ist das entkoppelte System von Brennstoffeinsätzen und Strukturgraphit (Abb. 11). Dies erlaubt eine getrennte Betrachtung, Entwicklung und Erprobung dieser beiden Komponenten.

Bei der Kompaktierung der Partikeln zu Brennstoffstäben für den Einsatz in die Brennstoffkanäle hat sich besonders aus wirtschaftlichen Gründen das von GAC entwickelte Injection-Rod durchgesetzt (Abb. 12). Es besteht aus Abbrand-, Brut-, Shim-Partikeln (Graphitgranulat) und Verbundmatrix (Pechbinde und Graphitpulver). Bei der Herstellung wird dem injektionsartig eingepreßten heißflüssigen Binder-Matrixmaterial immer eine gleichartig dichte Packung Partikeln und Graphitgranulat angeboten, wobei die unterschiedlichen Partikelvolumenbeladungen durch entsprechende Mengen Graphitgranulat angepaßt werden. Dieser Stab erscheint nach den Herstellungs- und Bestrahlungserfahrungen der GAC für den Einsatz in Zweikreisanlagen ausgereift. Das Verfahren wird von den deutschen Herstellern übernommen werden.

Die wesentliche Aufgabe für die deutsche Entwicklung wird darin bestehen, nach Übernahme des Verfahrens eine Werkstoffanpassung vorzunehmen, d.h. die einzelnen Komponenten des Rods durch inländisch erhältliche Werkstoffe zu ersetzen, sowie - was sich als notwendig erwiesen hat - eine Anpassung der Zusammensetzung und Prozeßschritte an den Graphit vorzunehmen.

Für diese Rods sind ferner neue Prüfverfahren, z.B. für die Homogenität der Brennstoffverteilung, die Wärmeleitfähigkeit u.a. zu entwickeln. Zum Beispiel müssen für die Bestimmung des freien Urans die Nachweisgrenzen der jetzigen Prüfverfahren um eine Größenordnung abgesenkt werden. Durch diese Entwicklungen werden neue Produkte entstehen, deren Änderungen in den Dimensionen und physikalischen Eigenschaften unter Bestrahlung in Abhängigkeit von Dosis und Temperatur, Partikelsystem und Volumenbeladung ermittelt wer-

den müssen. Dabei wird die Wechselwirkung zwischen Matrix und Partikeln und deren Einfluß auf die Partikelschadensquote im Vordergrund der Untersuchungen stehen. Dies erfordert für die endgültige Auslegung und Spezifikation der Brennelemente ein umfangreiches Bestrahlungsprogramm.

Neben diesem Verfahren, das für Zweikreisanlagen gegenwärtig als Referenzverfahren zu betrachten ist, hat die HOBEK auf der Grundlage ihrer breiten Kenntnisse mit der Herstellung von gepreßten Brennstoffkörpern begonnen, ein Alternativ-Rod zu entwickeln, das spezifische Vorteile insbesondere für höhere Anforderungen erwarten läßt.

Es besteht aus einer homogenen Einbettung der Partikeln in eine Naturgraphitmatrix mit niedrigem Bindergehalt (Abb. 12). Die besondere Vorteile sind:

- Verwendung eines billigen Preßpulvers, in dem die Synthese der Binderkomponenten (Phenol und Hexamethylentetramin) im Preßpulver vorgenommen wird,
- Einsparung einer Hochtemperaturendbehandlung (1000 °C anstatt 1800 °C),
- hohe Schwermetalbeladung ohne Partikelbruch (kleiner 10^{-4} U/U_{ges} bei 55 % Volumenbeladung),
- homogene Partikeleinbettung mit gutem Wärmeübergang zur Matrix.

Bestrahlungserfahrungen stehen aus und sind im gleichen Umfang wie bei den Injektionsstäben erforderlich. Es ist beabsichtigt, durch herstellungstechnische und bestrahlungstechnische Vergleichsuntersuchungen eine Entscheidung über die beiden Alternativentwicklungen herbeizuführen.

Bei der Auswahl und Entwicklung der Strukturgraphite wird weltweit angestrebt, daß nur noch wenige anlagenspezifische Graphite zur Produktionsreife bzw. Anwendungreife geführt werden. Die Auswahl der Sorten richtet sich unter Ausnutzung von Freiheiten der Reaktorauslegung nach Wirtschaftlichkeit, Verfügbarkeit und Qualität. In umfangreichen Charakterisierungs- und Bestrahlungsprogrammen werden vollständige Datensätze für die Kernausslegung ermittelt. Aus der ständigen Wechselwirkung zwischen Reaktorauslegung, Verfügbarkeit marktgerechter Graphitqualitäten und der Kenntnis der Materialdaten vor und unter Bestrahlung erwachsen Kriterien für die Graphitspezifikation, die in die weitere Entwicklung steuernd einfließen. Als vollrepräsentativ für gleichartige Entwicklungsprogramme in USA, Frankreich und England sei ein kurzer Überblick über die deutsche Entwicklung gegeben.

Aus mehreren bis zur Produktionsreife entwickelten Nukleargraphiten hat die Firma SIGRI den Pechkoksgraphit AS2-500 aufgrund seines anforderungsgerechten Verhaltens, der langfristigen Verfügbarkeit der Rohstoffe und seiner marktgerechten Kostensituation ausgewählt.

Umfangreiche Erfahrungen zur Fertigung (15.000 t) und Bearbeitung aus dem Einsatz von Pechkoksgraphit für thermische und chemische Zwecke liegen vor. 75 Tonnen reaktorreines Material im Format 450 ϕ x 2000 mm, stranggepreßt, wurden 1973 und 74 in drei Chargen produziert. Die Charakterisierung an mehr als 10.000 Proben ergab enge Eigenschaftsverteilungen, die die gleichmäßige Struktur des Materials beweisen. Die hohe Rohdichte (1,75 gr/cm³) und Reinheit (kleiner 500 ppm Asche) gewährleisten im Hinblick auf günstige Neutronenökonomie einen wirtschaftlichen Brennstoffzyklus, die günstigen mechanischen Eigenschaften (Zugfestigkeit größer 10 MN pro m⁻²) im Hinblick auf die auftretenden Betriebs- und Abschaltspannungen der Graphiteinbauten (5 MN m⁻², gerechnet für AS2-500) einen hohen Sicherheitsfaktor.

Die Bestrahlungserprobung erfolgt in Reaktortests mit und ohne Brennstoff. Statistisch repräsentatives Material wurde mit Hilfe eines umfangreichen Dateninformationssystems nach Kriterien der Materialdaten und der Lage der Proben im Block aus den vorcharakterisierten Rohproben und Blöcken ausgewählt. Die Datenermittlung an Kleinproben beinhaltet die Untersuchung der Temperatur - (400 °C bis 1200 °C) und Dosis (5×10^{21} cm⁻² EDN) - Abhängigkeit der Dimensionsänderungen sowie der thermischen und mechanischen Eigenschaften der Proben und die Aufbereitung der Ergebnisse für die Coreauslegung. Dieses Programm schließt Untersuchungen zum Eigenschaftsverhalten unter wechselnden Bestrahlungstemperaturen und zum Kriechverhalten ein. Die gemessenen Eigenschaftsänderungen bei der bisher erreichten Dosis (über 3×10^{21} cm⁻² EDN) entsprechen den Erwartungen und zeigen eine besonders geringe Streubreite. Zur Demonstrierung der mechanischen Integrität des 1160 MWe Brennelementblocks (8-Reihen-Design) bei Verwendung des AS2-500 und zur Überprüfung der Übertragbarkeit und Gültigkeit des an Kleinproben ermittelten Eigenschaftsverhaltens werden Großproben und Segmente bestrahlt. Ein erstes Blockexperiment mit 24 Brennstoff- und 13 Kühlkanälen läuft mit hochangereichertem UO₂-Brennstoff mit einer Zieldosis von 1×10^{21} cm⁻² EDN seit Januar 1974 störungsfrei im DRAGON-Reaktor. Die Auslegung wurde so gewählt, daß die errechneten, bei 1×10^{21} n cm⁻² EDN auftretenden Spannungen über den in einer Großanlage erwarteten Maximalspannungen bei Verwendung des AS2-500 liegen.

Zur Absicherung der Spannungsrechnungen und zur Ermittlung verbesserter Kriterien für die Spannungsbeurteilung wird neben der Brennelementerprobung ein Graphitblock (140 x 200 x 300 mm) ohne Bohrungen mit definierten Temperaturgradienten (1250 °C bis 750 °C) und Neutronenflußgradienten (Faktor 10) bestrahlt. Dieses Experiment wurde so in das Bestrahlungsprogramm eingeordnet, daß mit dem erwarteten Datensatz aus dem Kleinprobenprogramm das Verhalten der Großprobe vorhergesagt und mit dem experimentellen Ergebnis verglichen werden kann. Darstellungen der erwähnten Bestrahlungsproben zeigt Abb. 13.

Zusammen mit den ausländischen Referenzgraphiten werden damit etwa Ende 1975 mehrere ausgereifte Graphite als Strukturgraphite bereits zur kommerziellen Auswahl bereitstehen, um den bei dem FSV-Erstcore gewählten dem damaligen Stand der Technik entsprechenden Nadelkoksgraphit H 327 abzulösen.

Aber auch hier hört die Entwicklung noch nicht auf. Es zeichnet sich inzwischen ab, daß die graphitherstellende Industrie durch stärkere Einstellung auf Nukleargraphite Neuentwicklungen bereithält, die den gewünschten Eigenschaften des Strukturmaterials für Blockelemente bezüglich den ständig zunehmenden Forderungen ihrer Belastbarkeit in noch höherem Maße entgegenkommen als die gerade zur Angebotsreife gebrachten Referenzgraphite.

Monolithische Brennelemente

Auf der Grundlage der großen Erfahrungen mit gepreßten Brennstoffkörpern hat die HOBEK gepreßte, prismatische Brennelemente entwickelt. Das Element wird nach einem kombinierten Kalt-Heiß-Preßverfahren hergestellt (Abb. 14). Zuerst wird binderharzhaltiges Graphitpulver durch Pressen und erneutes Mahlen zu einem sogenannten Iso-Granulat verarbeitet. Dieses Iso-Granulat wird zu einem Block unter Aussparung von Kanälen für Kühlung und Brennstoffzonen vorgepreßt. Nach Einfüllen der vorgepreßten Brennstoffeinsätze wird der gesamte Block auf Enddimensionen verdichtet und anschließend einer Hochtemperaturbehandlung bis zu 1900 °C unterzogen.

In einer Laboranlage wurden über 100 Blöcke im verkleinerten Maßstab gefertigt und eine außerordentlich isotrope Eigenschaftsverteilung erreicht. Ende 1974 geht eine große Preßanlage für den 1/1-Maßstab in Betrieb. Bestrah-

lungen von Monolith-Segmenten im Peach-Bottom-Reaktor (350 mm, 70 mm ϕ) und im DRAGON-Reaktor (15 Proben, Schlüsselweite 130 mm, Länge 325 mm) verlaufen bisher störungsfrei bzw. konnten teilweise erfolgreich beendet werden. Das weitere Programm wird nun darauf ausgerichtet, die Voraussetzungen für einen Einsatz dieses fortschrittlichen Elements im FSV-Reaktor Ende dieses Jahrzehnts zu schaffen.

Analysen der Herstellungs- und Brennstoffzykluskosten erwiesen die wirtschaftliche Attraktivität dieses Brennelementkonzeptes für Zweikreisanlagen. Aufgrund des guten Wärmeübergangs zwischen Brennstoffzone und Matrix kann beim monolithischen Brennelement die maximale Brennstofftemperatur im Vergleich zu derjenigen beim Elektrographitblock um ca. 200 °C gesenkt werden. Die Vorteile bzgl. Flexibilität, Temperaturpotential und dementsprechender Spaltproduktrückhaltung aus den Partikeln werden wahrscheinlich besonders in fortschrittlichen Anlagen voll zum Tragen kommen.

Zusammenfassung

Zusammenfassend ist festzustellen, daß die Brennelemente für die Zweikreisanlagen bereits mit einem hohen Sicherheitspotential zur Verfügung stehen. Es sollte deutlich gemacht werden, daß die Vielzahl der Werkstoffvariationen und Kombinationen heute bei weitem noch nicht ausgeschöpft sind und in Zukunft zu einer wesentlichen Verbesserung der Brennelemente führen können. Sie stellen eines der wichtigsten Potentiale der HTR-Linie dar. Es besteht nur das Problem, bei einer sehr beschränkten Kapazität eine Auswahl der wirtschaftlich und materialtechnisch meist versprechenden Entwicklungsmöglichkeit zu treffen.

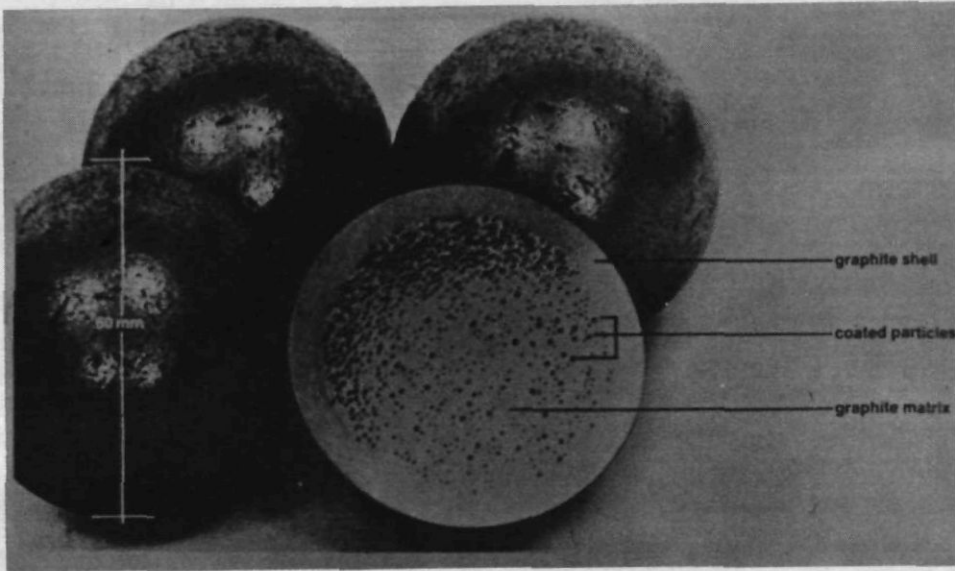


ABB. 3/2-1: Spheric Fuel Element (AVR, THTR)

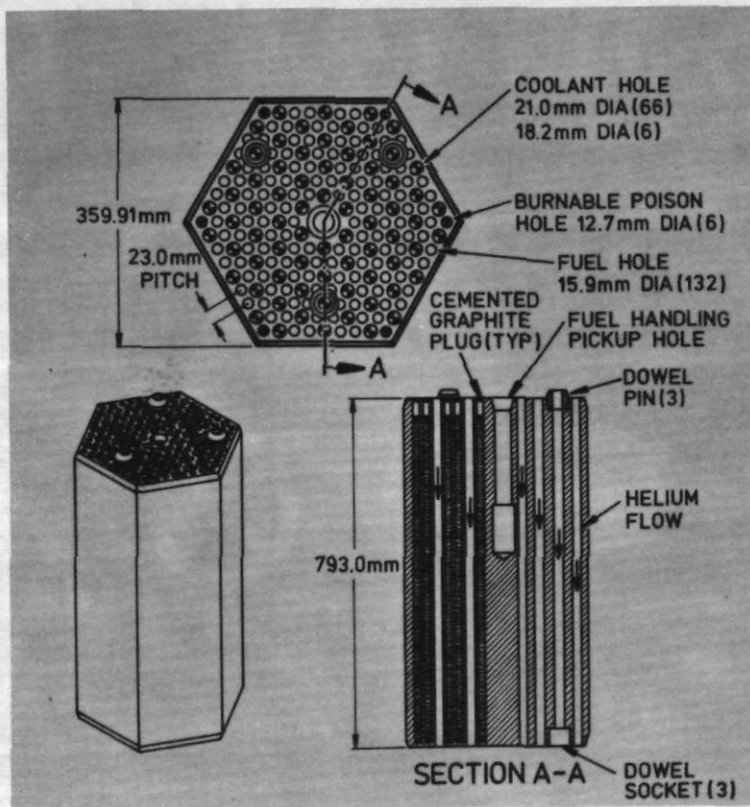
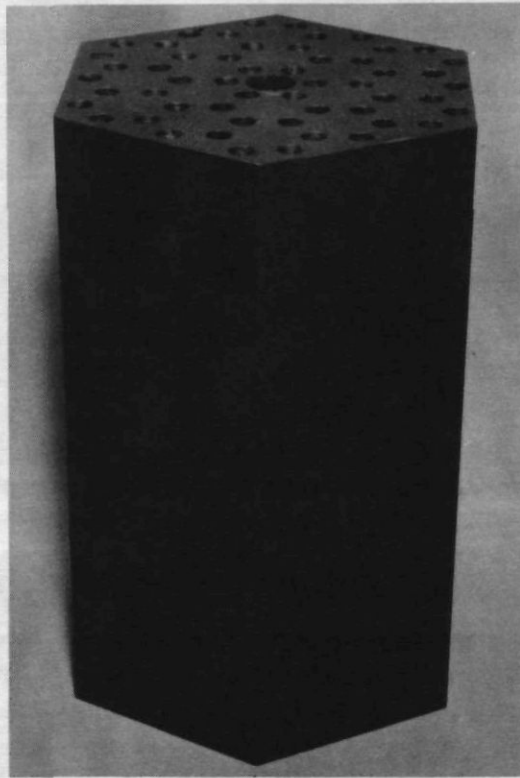
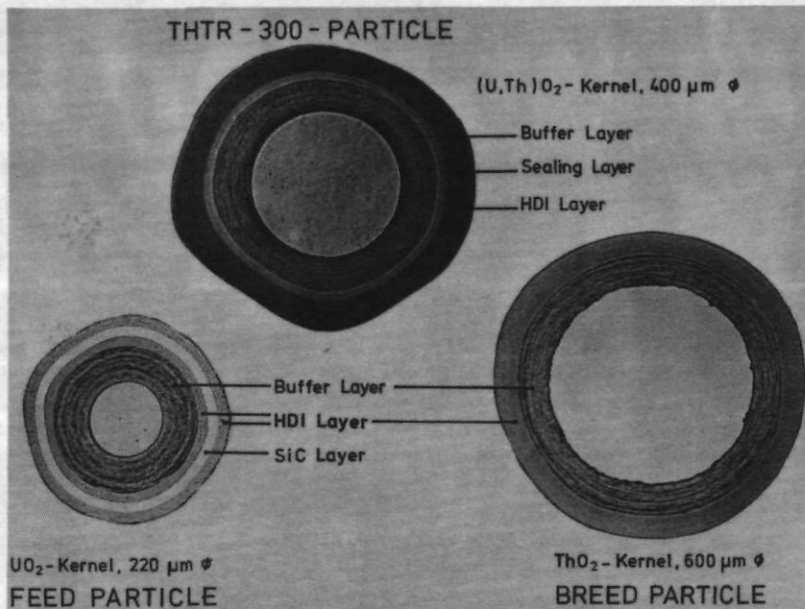


ABB. 3/2-2:

HTGR 1160 MW Plant
Fuel Element



**ABB. 3/2-3: Monolithisches Brennelement
der Fa. HOBEG**



**ABB. 3/2-4: Coated Particles for
U/Th Fuel Cycle**

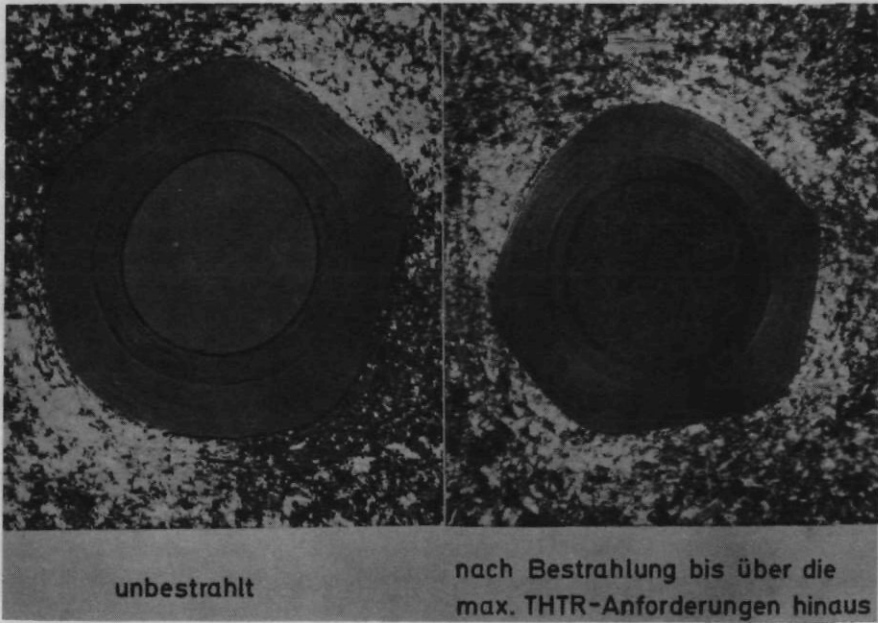


ABB. 3/2-5: THTR-300 Referenzpartikel (Metallographie vor und nach Bestrahlung)

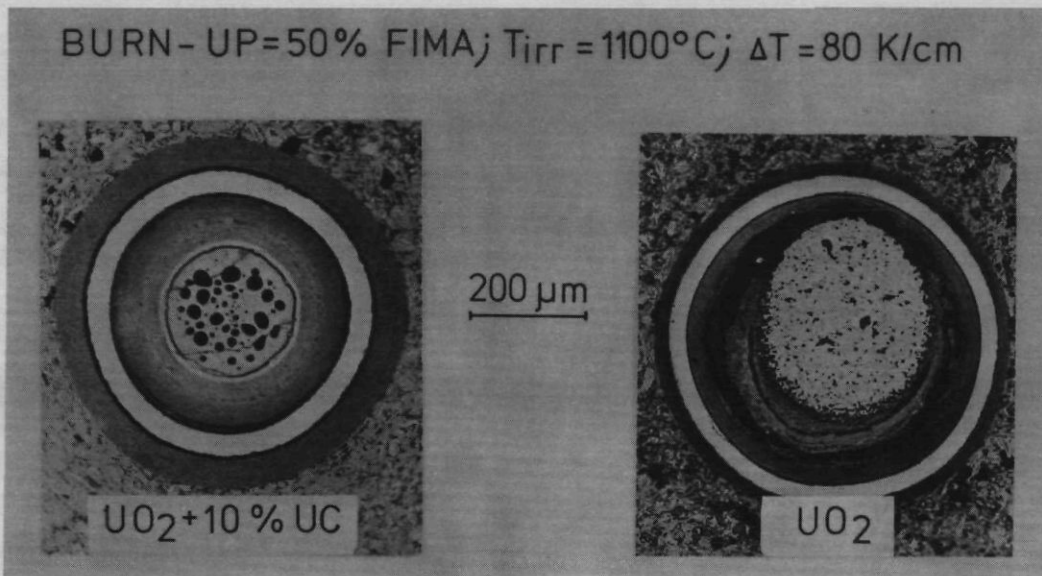
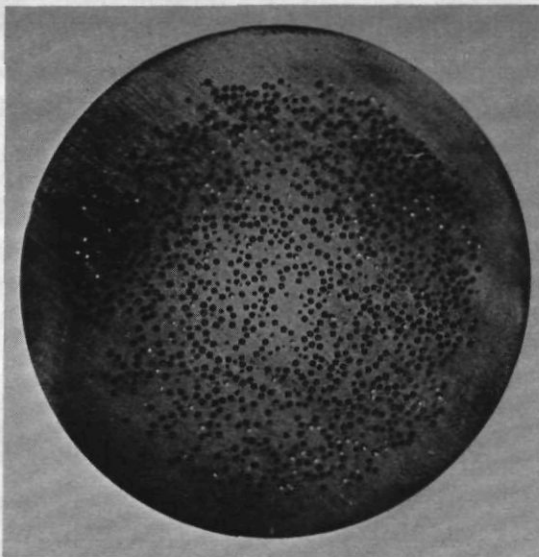
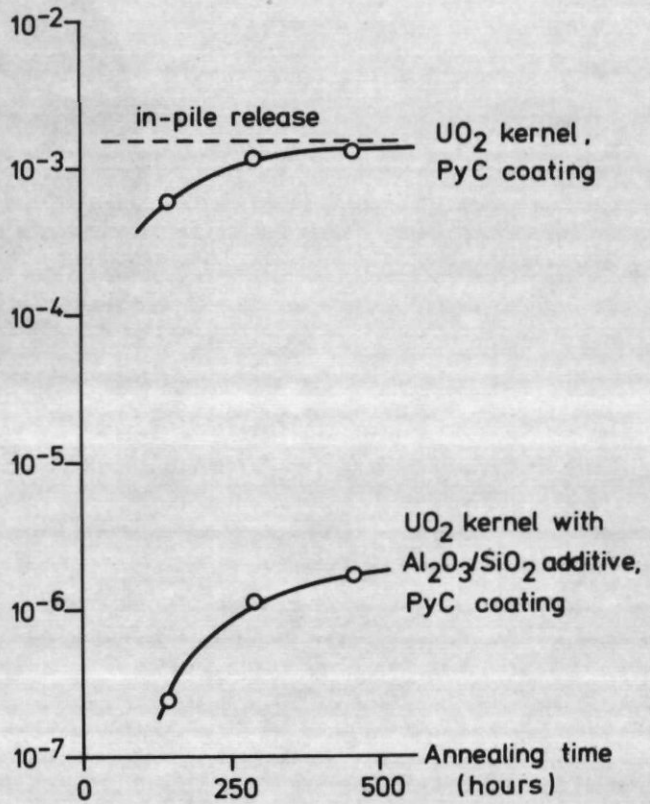


ABB. 3/2-6: Reduction of Kernel Migration by Oxygen Getter Additives

ABB. 3/2-7:

Cs Release from Irradiated
Coated Particles at
1200 °C (FRJ2-P17)

^{137}Cs release
at 1200 °C



Diameter	60 mm
Fuel free shell	5 mm
Coated Particle Type	Oxid / PyC 400/70 - 30 - 80
Th/U ₂₃₅	10.6
Heavy Metal Loading (g/FE)	11.2
Particle Volume Loading	12.1
Number of Particles/FE	ca. 40 000
Matrix Density	1.70 g/cm ³
Irradiation Time (fpd)	1100
Max. Surface Temperature	1000 °C
Max. Fuel Temperature	1150 °C
Max. Power / FE	3,8 kW
Max. Neutron Dose (E > 0,1 MeV)	6.4 · 10 ²¹ /cm ²
Mean Neutron Dose	4.8 · 10 ²¹ /cm ²
Max. Burn Up	14.1 % fima
Mean Burn Up	12.0 % fima

ABB. 3/2-8: THTR Fuel Element

ABB. 3/2-9:

Peeled Surface of
Pressed Fuel Element



ELEMENT 11/1, 6,5 % FIMA

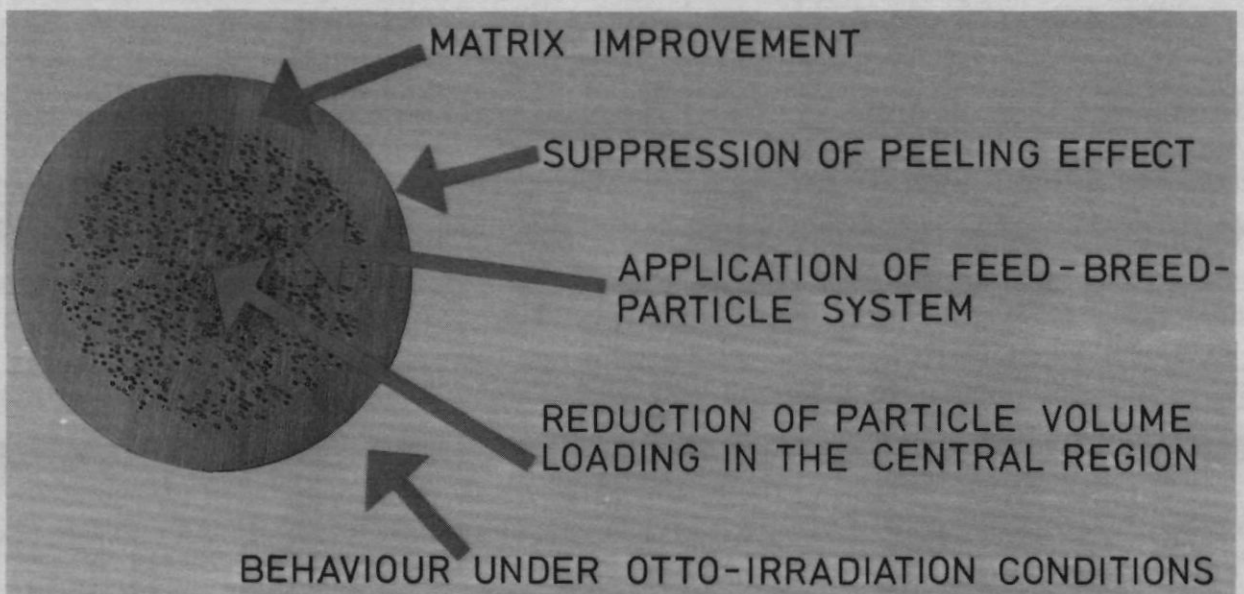


ABB. 3/2-10: Development Objectives for Spherical Fuel Elements

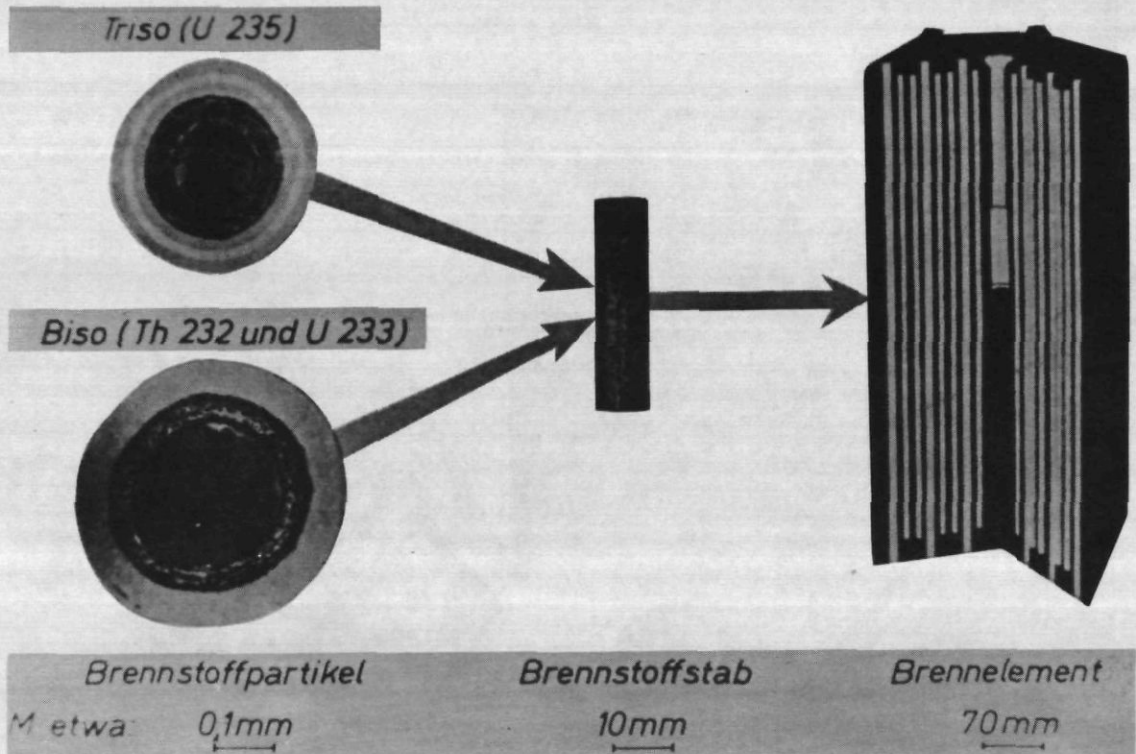


ABB. 3/2-11: Aufbau des prismatischen HTGR-Brennelementes

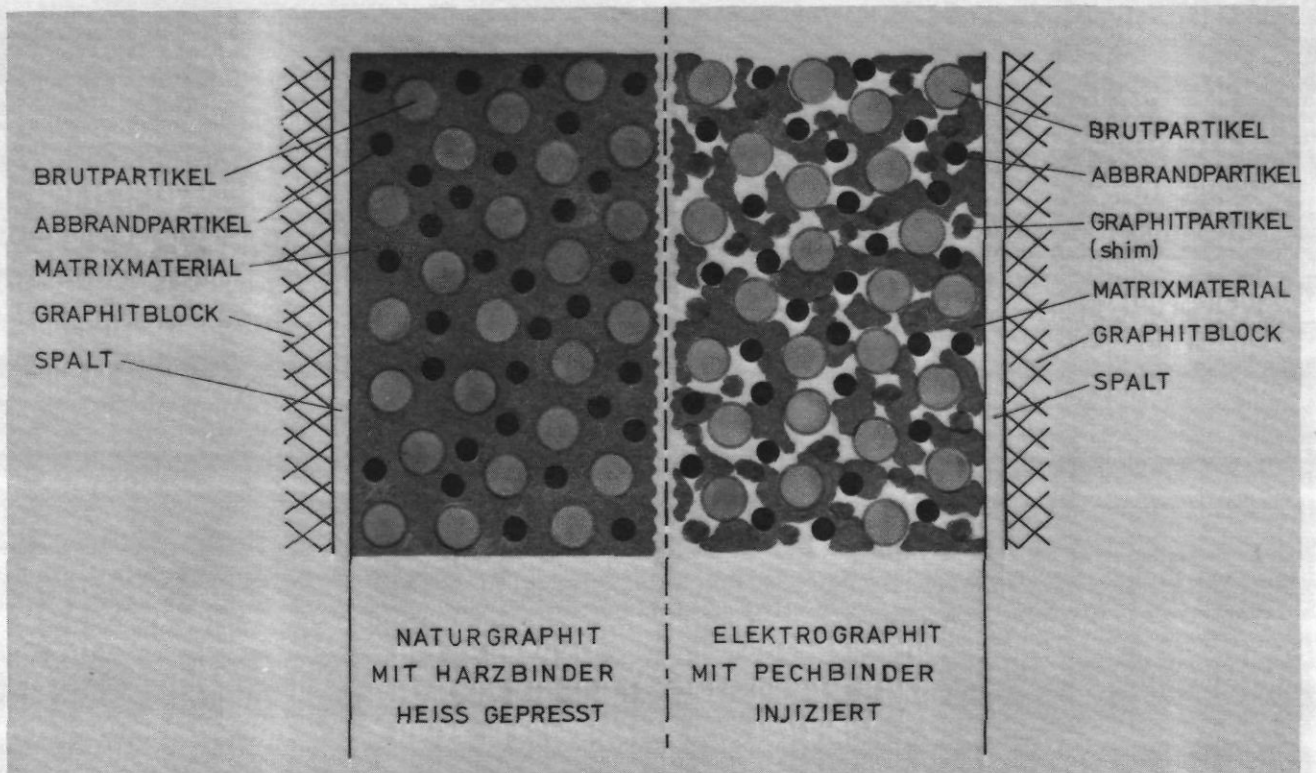


ABB. 3/2-12: Brennstoffstab-Varianten für den HHT

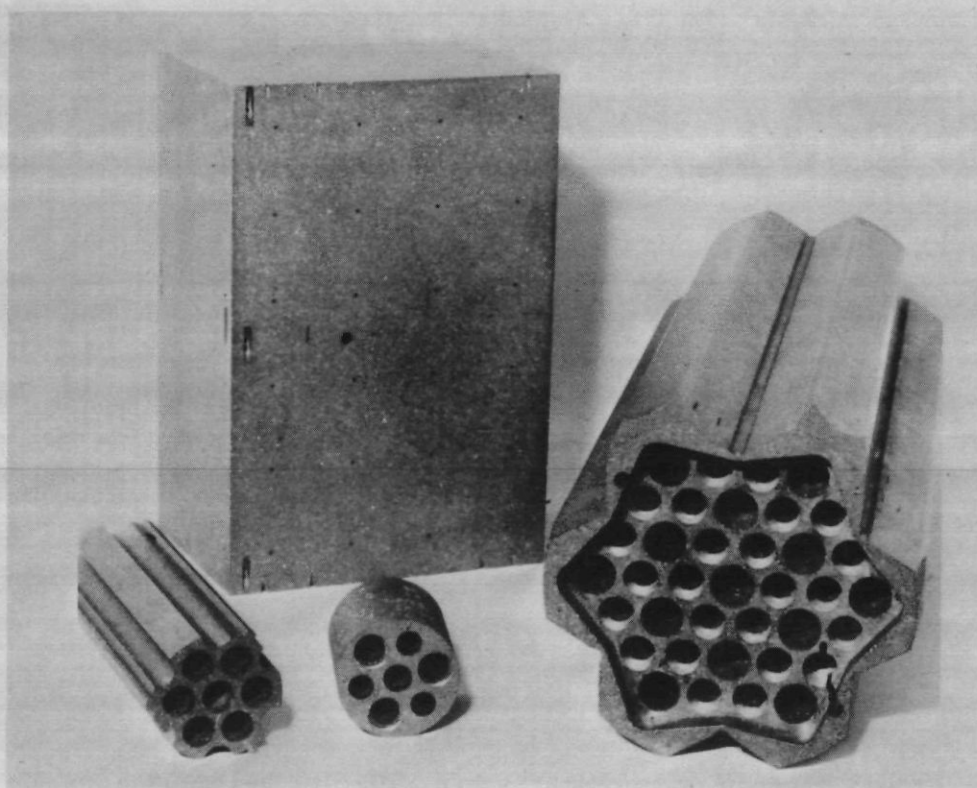


ABB. 3/2-13: Bestrahlungsproben für das Entwicklungsprogramm Reaktorgraphit

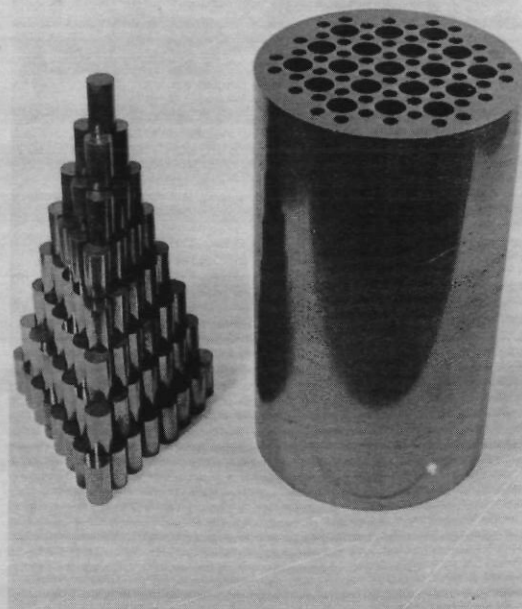
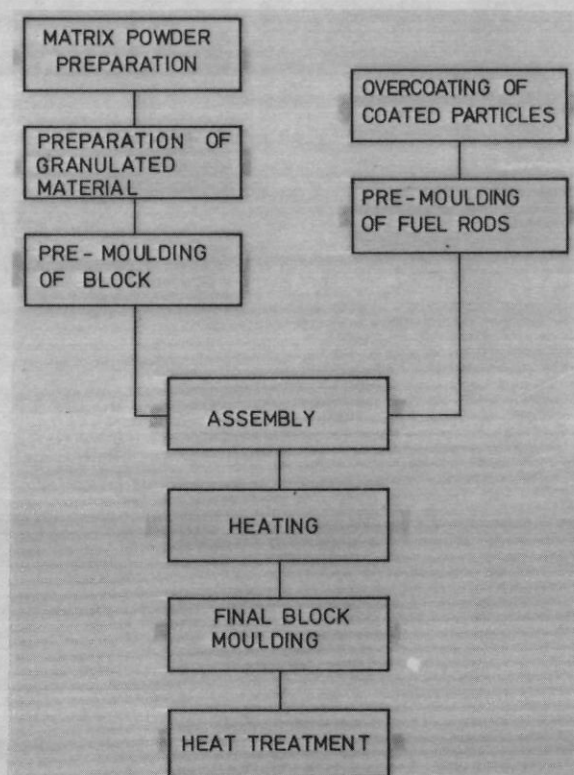


ABB. 3/2-14: Manufacture of the Monolithic Element

STAND UND WEITERE ZIELE DER SNR Brennelemententwicklung

G. Karsten
Gesellschaft für Kernforschung mbH
Karlsruhe

Einführung

Aus Gründen der Optimierung der Ökonomie des Coremanagements und der Brennelementfabrikationskosten ist der ursprüngliche Mk I-Kern in den Mk Ia-Kern umgewandelt worden. Die spezifische Leistung der Brennelemente ist dabei herabgesetzt worden, indem bei gleicher Reaktorleistung die Anzahl der Brennelemente auf 205 erhöht wurde (Abb. 1). Im Rahmen des Brennelemententwicklungsprogramms sind seit 1964 insgesamt 500 Brennstäbe bestrahlt worden, 250 davon im schnellen Fluß. Das Ziel der Bestrahlung im schnellen Fluß war die Erprobung unter Nominalbedingungen und die Ermittlung von Grenzbedingungen bei Überlast für den Brennstoff und die Hülle. Außerdem sollte das Verhalten von Brennelementen mit defekten Stäben untersucht werden. Das Ergebnis war, daß der SNR 300 Brennstab, dargestellt durch das RAPSODIE I Experiment, Abb. 2, zuverlässig betrieben werden kann. Ein Abweichen jedoch z.B. auf 600 oder gar 700 W/cm oder 700 °C für die Hülle im Dauerbetrieb würde zu Schäden führen, wie bei Mol 7A, 7B. Ein Betrieb mit defekten Brennstäben über längere Zeit führt zur Erhöhung der Defektzahl und ist daher nicht sinnvoll (DFR 455).

Wesentliche Einzelergebnisse

Hüllmaterial

Das Hüll- und Strukturmaterialschwellen ist nach wie vor das Hauptproblem. Bekanntlich führt die Neutronenbestrahlung zur Erzeugung von Leerstellen,

welche durch Helium stabilisiert ($\text{Fe} \xrightarrow{n, \alpha} \text{Ni}$) als Poren wachsen und das Material zum Schwellen bringen.

Dieser Vorgang ist durch eine Volumenzunahme in Abb. 3 beispielhaft dargestellt.¹⁾ Die auf mehrfache Weise erklärable Differenz zwischen Gesamtzunahme ($3 \frac{\Delta d}{d}$) und der Zunahme durch Schwellen ($\frac{\Delta s}{s}$) ist in Abb. 4 ebenfalls sichtbar, hier auf Längenänderung bezogen: Der Anteil des Schwellens L an der gesamten Längenänderung L^+ scheint, wie auch für diametrale Änderung, relativ unabhängig vom Schwellbetrag verschiedener Stähle zu sein. Beim geringer schwellenden Material mit dem engeren Kontakt zum Brennstoff erscheint noch eine überlagernde Deformation der Hülle, bei abnehmendem Kontakt mit stärker schwellender Hülle nicht mehr. Das ist in Abb. 4 durch die entsprechend abnehmende Streuung der Werte erkennbar. Der relativ konstante Verhältniswert kann sich mit dem Abbrand verändern. Dieser Sachverhalt kann entweder durch große Spannungen oder ein zusätzliches schwellinduziertes Kriechen verursacht werden. Mechanische Wechselwirkungen können ebenfalls eine Rolle spielen. Die Folge wäre, daß die geometrische Verformung von Brennelementen außer durch Schwellen zusätzlich noch durch schwellinduziertes Kriechen erhöht wird. Der Gesamtbetrag ist nach Abb. 3 und 4 deutlich größer als bei reinem Schwellen, was bei der Auslegung von Brennelementen berücksichtigt werden muß.

Aus den internationalen Forschungsergebnissen kristallisiert sich eine Grundcharakteristik des Schwellens heraus, die mit Abb. 5 für lösungsgeglühtes Material dargestellt ist. Verfolgt man die neueren Berichte zum Schwellproblem aufmerksam²⁻⁶⁾, so mehren sich die Hinweise, daß der Schwellexponent auch bei kaltverformtem Material dosisabhängig sein kann. Das würde bedeuten, daß man grundsätzlich mit einem nichtlinearen Ansteigen des Schwellbetrages bei höheren Dosen rechnen sollte.

Gewißheit über die Eigenschaften der gegenwärtigen Referenzstähle bei hohen Neutronendosen im Bereich von $1,5 \cdot 10^{23} \text{ n/cm}^2 > 0,1 \text{ MeV}$ wird sich erst nach hinreichendem Betrieb der Prototypreaktoren, also zwischen 1978 und 1982 einstellen.

Insgesamt also wird damit in vereinfachter Form verständlich, daß das Schwellen nur verzögert, aber nicht verhindert werden kann. Es gilt nun, die Kurve der Abb. 5 möglichst weit nach rechts zu hohen Dosen zu verschieben oder, in anderen Worten, den nahezu linearen Bereich mit dosisunabhängigem Schwell-

exponenten möglichst so groß zu machen, daß er die Betriebsdauer der Brennelemente umfaßt. Dazu werden im wesentlichen zwei Maßnahmen untersucht:

- a) die Kaltverformung zur Erzeugung von Versetzungen. Sie führt zu einer erhöhten Inkubationsdosis des Schwellens.
- b) die Verwendung stabilisierter Werkstoffe, bei denen Niob- bzw. Titankarbide in möglichst feinverteilter Form als neutrale Senken gelten und indirekt eine Stabilisierung der Mikrostruktur bewirken können.

Der heutige Stand ist, daß die SNR-Hüll- und Strukturmaterialien bis $7 \cdot 10^{22}$ n/cm² erprobt sind und dabei im kaltverformten Zustand 1 % Schwellen zeigen. Das ist jedoch erst die Hälfte der SNR-Dosis von $1,4 \cdot 10^{23}$ n/cm². Es bleibt zunächst offen, ob die Charakteristik der Abb. 5 durch die angewendeten Maßnahmen, also über $7 \cdot 10^{22}$ n/cm² hinaus, mindestens bis $1,4 \cdot 10^{23}$ n/cm², verschoben worden ist. Aus der Summe der bisherigen Forschung könnte man eine obere Grenze von $1,5 \cdot 10^{23}$ n/cm² > 0,1 MeV abschätzen. Tut man das, so ergibt sich für die bestehenden, im Bau befindlichen oder geplanten Reaktoren für die Verwendung von austenitischem Stahl als Hüll- und Strukturmaterialien von Brennelementen bis zu Maximalabbränden von etwa 10 % ungefähr folgendes Bild:

	Möglich	Bedingt möglich	Nicht möglich
Dosis > 0,1 MeV	$7 \cdot 10^{22}$ n/cm ²	$\sim 1,5 \cdot 10^{23}$ n/cm ²	$\sim 2,5 \cdot 10^{23}$ n/cm ²
Testreaktoren ≤ 300 MWel	DFR, Rapsodie KNK II, EBR II	SNR 300 PFR	
Leistungsreaktoren > 1000 MWel		CFR, Gasbrüter (auch als Prototyp) Fortgeschr. Oxid- und Karbidbrüter	Superphenix SNR 2

Der Phenixreaktor wird mit seinem lösungsgeglühten Hüllmaterial auf einen maximalen Abbrand von etwa 5 % begrenzt sein.

Es ist zu beachten, daß eine Verringerung des Brennstabdurchmessers bei Erhöhung der spezifischen Leistung (MW/kg Pu_{fiss}) in den meisten Fällen zu einer Verringerung der Hülldosis bei gleichem Abbrand bis zu etwa 20 % führt.

Das hängt im Einzelfall jedoch von den spezifischen physikalischen Reaktordaten ab (Fluß und Anreicherung). Die Situation läßt sich wie folgt darstellen. Wegen des erheblich geringeren Fluß/Abbrand-Verhältnisses der Prototypreaktoren gegenüber den Leistungsreaktoren können selbst in den Prototypen bei nominellen Maximalabbränden von ca. 12 % nur solche Dosiswerte der Leistungsreaktoren erreicht werden, die einem mittleren Entladeabbrand von ca. 50.000 MWd/t entsprechen. Das Ziel hoher ökonomischer Abbrände für Leistungsreaktoren kann daher nur in ihnen selbst schrittweise erreicht werden. Den Prototypen bleibt es vorbehalten, in den nächsten 10 Jahren Hüllmaterialoptimierungen und Neuentwicklungen, z.B. ferritische oder Ni-Basislegierungen, zu erproben.

Brennstoff

Das technologisch relevanteste Problem ist die Innenkorrosion des Hüllmaterials durch oxidischen Brennstoff. Nach statistischer Auswertung von Stabexperimenten ergibt sich das Ergebnis der Abb. 6. Die maximal anzunehmende Schwächung der Hüllwandstärke ist 120 μm , zuzüglich 20 μm durch Natriumkorrosion von außen. Die derzeit wirksamste Gegenmaßnahme ist ein streng kontrolliertes Sauerstoff/Metall-Verhältnis von 1,97. Dennoch wäre die Innenkorrosion nicht völlig zu vermeiden. Eine Abbrand- oder Standzeitverkürzung würde das Versagensrisiko erheblich vermindern. Zur Vermeidung der Innenkorrosion wird auch an einer Niobinnenbeschichtung gearbeitet, welche den beim Abbrand freiwerdenden Sauerstoff abbindet.

Die Entmischungserscheinungen in einem unterstöchiometrischen Oxid-Brennstoff durch den radialen Temperaturgradienten sind in Abb. 7 angegeben. Der Einfluß der Thermodiffusion auf die Pu-Anreicherung und somit auf die Zentraltemperatur-Erhöhung ist nicht stark O/M-abhängig und beträgt bei einer Stableistung von 450 W/cm etwa 50 $^{\circ}\text{C}$. Bei nur schwach unterstöchiometrischem Brennstoff tritt noch eine zusätzliche Zentraltemperatur-Erhöhung durch Verdampfungseffekte von nochmals etwa 50 $^{\circ}\text{C}$ auf.

Die Studien zur mechanischen Wechselwirkung zwischen Brennstoff und Hülle haben gezeigt (Abb. 8)²⁾, daß Spalte oder Brennstoffrisse, die aufgrund von Temperaturänderungen bei Lastwechseln zurückbleiben, nach etwa 200 h anschließender Bestrahlung weitgehend ausgeheilt bzw. stabilisiert sein können. Sie können zu einer plastischen Hülldehnung führen.

Die Brennstoffherstellung hat durch die soeben abgeschlossene Fertigung von 1400 Stäben für KNK II ihre erste größere Probe erfahren. Es ist die Erfahrung gewonnen worden, daß z.B. die Herstellung der rund 35.000 Stäbe der SNR-Erstbeladung mit gestraffter Kontrolle der Prozesse, insbesondere im Hinblick auf die Stöchiometrie, Dichte und Dimensionen der Tabletten durchzuführen sein wird.

Weitere Ziele

Zunächst wird der Mk II-Kern zu entwickeln sein, der als Konsequenz der eingangs erwähnten Umwandlung des Mk I in das Mk Ia Konzept anzusehen ist (Abb. 9). Dieser Kern kann dann als Vorläufer des SNR 2 Konzeptes dienen. Der SNR 2 Leistungsreaktor ergibt sich konsequent gewissermaßen als O-Serie von großen Brüterkraftwerken. Er dient unter diesem Aspekt der Systemerprobung und der Einführung.

Als endgültiges Ziel gilt der Brüter mit kleinem Inventar an spaltbarem Plutonium und letztlich auch hoher Brutrate. Die charakteristischen Daten zeigt Abb. 10. Die Hochleistungsbrüter bieten im Hinblick auf die diskutierten Materialprobleme die Möglichkeit etwas geringerer Hüllmaterialdosen. Beim Karbid kommt noch die Möglichkeit hinzu, ohne ökonomische Einbußen den Abbrand zu verringern, Abb. 11.⁸⁾

Unter der Forderung nach kürzester Verdopplungszeit bietet der Karbidbrüter wegen seiner hohen Brutrate die effektivste Möglichkeit einer Brüterkonzeption. Das wird auch aus Abb. 12 ersichtlich, in der gemäß der UNIPEDE-Studie^{x)} eine erhebliche Einsparung von U_3O_8 aufgezeigt wird, über 30 Jahre für die EG akkumuliert, ca. 2 Mio t U_3O_8 . Das Diagramm zeigt auch - wobei die Zeitskala hier um 10 Jahre verschoben wurde - daß die frühest mögliche Einführung des Karbidbrüters den korrespondierenden Jahresverbrauchswerten an U_3O_8 einen Vorlauf von ca. 25 Jahren gibt. Die Entwicklung des karbidischen Brennelementes wird derart durchgeführt, daß in etwa 10 Jahren die Entscheidung über das endgültige Konzept gefällt werden kann. Die Entwicklungsarbeiten, welche neben dem Karbid auch das Karbonitrid und das Nitrid betreffen, werden in einem komplementären Gemeinschaftsprogramm, dem Koordinierten Karbidprogramm, durchgeführt. Ihm gehören außer der GfK das CEN in Mol, Alkem und NUKEM in Hanau; das Europäische Institut für Transurane in Karlsruhe, das

x) Prospects of the long-term development of fast breeder reactors in the European Community of the Nine, March 1974.

Eidgenössische Institut für Reaktorforschung EIR in Würenlingen an. Bei folgreicher Entwicklung und Erprobung im SNR 300 käme dann das in Abb. 13 gezeigte Konzept für das Brennelement eines Leistungsreaktors zum Einsatz.

Zusammenfassung

Das Brennelement mit Oxid für den SNR 300 Mk Ia ist konzipiert. Es erscheint möglich, seine Zieldaten zu erreichen. Das Hüllmaterialschwellen und die Innenkorrosion begrenzen beim Brutreaktor die Einsatzfähigkeit jedoch auf Betriebszeiten, die dem großen Leistungsreaktor in der gegenwärtig angestrebten Konzeption offenbar nicht genügen. Nach Optimierungen oder neuen Lösungen wird unter Nutzung des SNR 300 selbst als Testreaktor längerfristig zu suchen sein. Im Hinblick auf Materialprobleme wären der Oxid- bzw. Karbidbrüter mit kleinem Durchmesser etwas weniger problematisch. Daher und besonders auch in bezug auf kleine Brennstoffinventare werden diese Reaktortypen als Alternativen angesehen. Die Entscheidung, ob endgültig Karbid eingesetzt wird, kann bei erfolgreicher Entwicklung erst in etwa 10 Jahren gefällt werden. Karbid gewinnt besonderes Interesse durch seine kurzen Verdopplungszeiten. Insgesamt also werden noch etwa 10 Jahre an Entwicklungszeit für die Brennelemente von Brüterkraftwerken benötigt, verursacht durch die Hüll- und Strukturmaterialprobleme und die Entwicklung von wirksameren Brennstoffen.

Anmerkung

Die Ergebnisse dieses Berichtes wurden im Gemeinschaftsprogramm der deutschen und belgischen Forschungszentren und Industriegruppen erarbeitet. Der Bericht enthält außerdem spezielle Beiträge von H. MAYER, Interatom.

Literaturverzeichnis

- 1) EHRLICH, K., HERSCHBACH, K., SCHNEIDER, W.: Schwellen und Kriechen von Hüllwerkstoffen unter Bestrahlung. KfK-Bericht 1999, S. 149-172.
- 2) DIENST, W., EHRLICH, K.: Material problems in oxide fuel pins for fast breeder reactors. To be published during the European Nuclear Conference, April 21-25, 1975, Paris.
- 3) DUPOUY, J.M., et al.: Propriétés des matériaux après irradiation dans RAPSODIE. Proc. Symp. Brüssel, July 1973, IAEA/SM/173/15 p. 253-276.
- 4) DUPOUY, J.M., WEISZ, M.: Quelques aspects actuels du gonflement des aciers. European Conference on irradiation behaviour of fuel cladding and core component materials. Dec. 3-5, 1974, Karlsruhe.
- 5) Persönl. Mitteilung von J.K. Butler, UKAEA.
- 6) BUSBOOM, H.J., McCLELLAN, G.C., BELL, W.L.: Swelling in types 304 and 316 S.S. irradiated to high neutron fluences. Trans. ANS, Winter meeting, Washington D.C., Oct. 1974; Vol. 19, p. 148-149.
- 7) BOBER, M., SCHUMACHER, G.: Erhöhung der Zentraltemperatur durch U-Pu-Entmischung in Mischoxid-Brennstäben schneller Reaktoren. KfK-Bericht 1904.
- 8) BOARD, J., EATON, J.R.P., HAIGH, R.E.: The optimization and analysis of factors influencing the performance of carbide fuels. IAEA/SM-173/56, p.95-112.

REACTOR POWER	762 MW
NUMBER OF FUEL ELEMENTS	205
NUMBER OF BLANKET ELEMENTS	96
NUMBER OF CONTROL AND SAFETY ELEMENTS	12
LENGTH OF THE ELEMENTS	3700 MM
ACTIVE HEIGHT OF THE CORE	950 MM
MAX. NEUTRON FLUX	$6.4 \cdot 10^{15}$ n/cm ² sec
COOLANT INLET TEMPERATURE	377°C
COOLANT OUTLET TEMPERATURE	546°C
NUMBER OF FUEL PINS/SA	166
PIN DIAMETER	6 MM
RESIDENCE TIME	441 EFPD
MAX. LINEAR POWER	354 W/cm
MAX. FLUENCE (E > .1 MeV)	$1.3 \cdot 10^{23}$ NVT
EXTREME CLADDING MIDWALL TEMPERATURE	685°C

ABB. 3/3-1: SNR-300 Core Mk Ia

EXPERIMENT	NO. PINS	MAX. RATING (W/CM)	MAX. CLAD TEMP. (°C)	MAX. BURN UP (10 ³ MWD/M)	NO. DEFECT PINS	PIN FAILURE RT BURN UP
MOL 7A	7	590	630	35	1	30
MOL 7B	18	400 - 480	690	81	(1)	40
MFBS - 4 ^x	3	700	585	27		
MFBS - 6	2 x 7	570	650	84	5	63
DFR - 304 ^x	3	450	670	56		
DFR - 324 ^x	3	450	610	56	1	56
DFR - 350	39	450	660	52	-	
DFR - 435	(11)	390 - 410	640	56	2	56
(8 TREFOIL- ASSEMBLIES OUT OF 12 PINS)	(7)			68		
	(6)			80	5	80
RAPSODIE I	68	400	620	96	-	
DFR - 455	60	450	650	55	(>5)	0.5

ABB. 3/3-2: SNR Mk Ia Type Irradiation Experiments

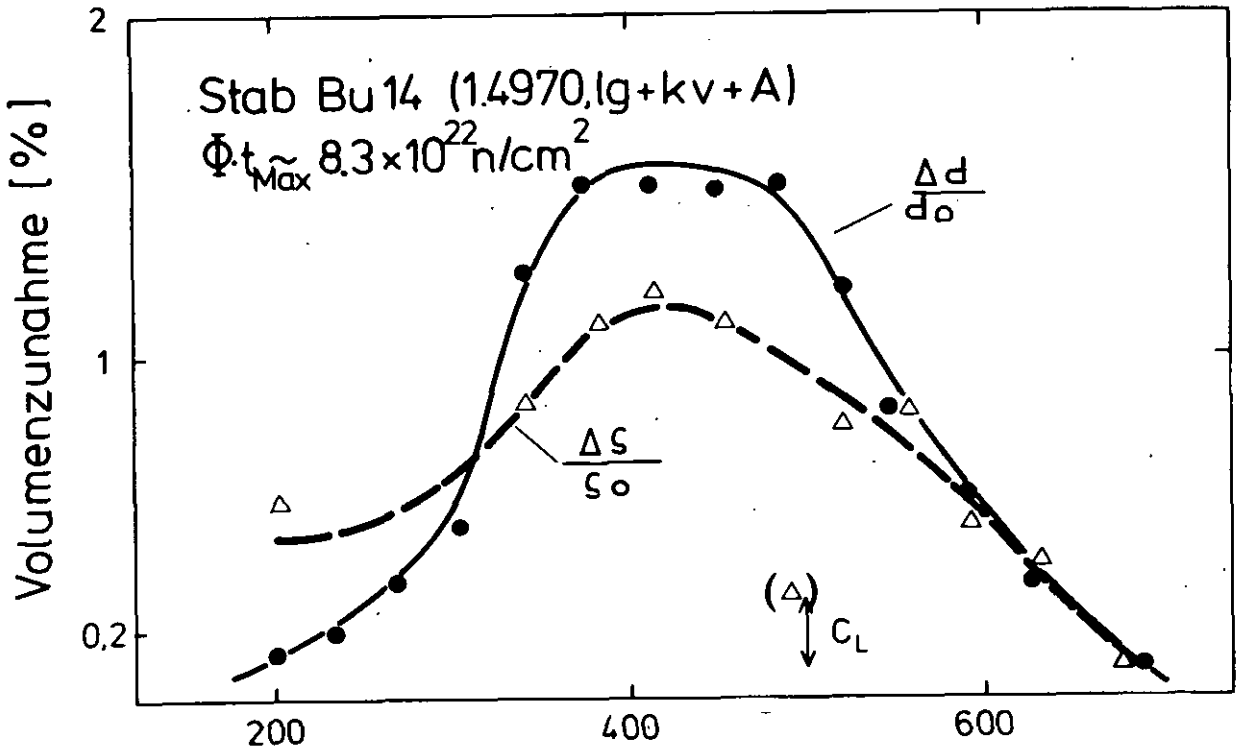


ABB. 3/3-3: Durchmesseränderung eines RAPSODIE Brennstabes, gesamt und schwellabhängig

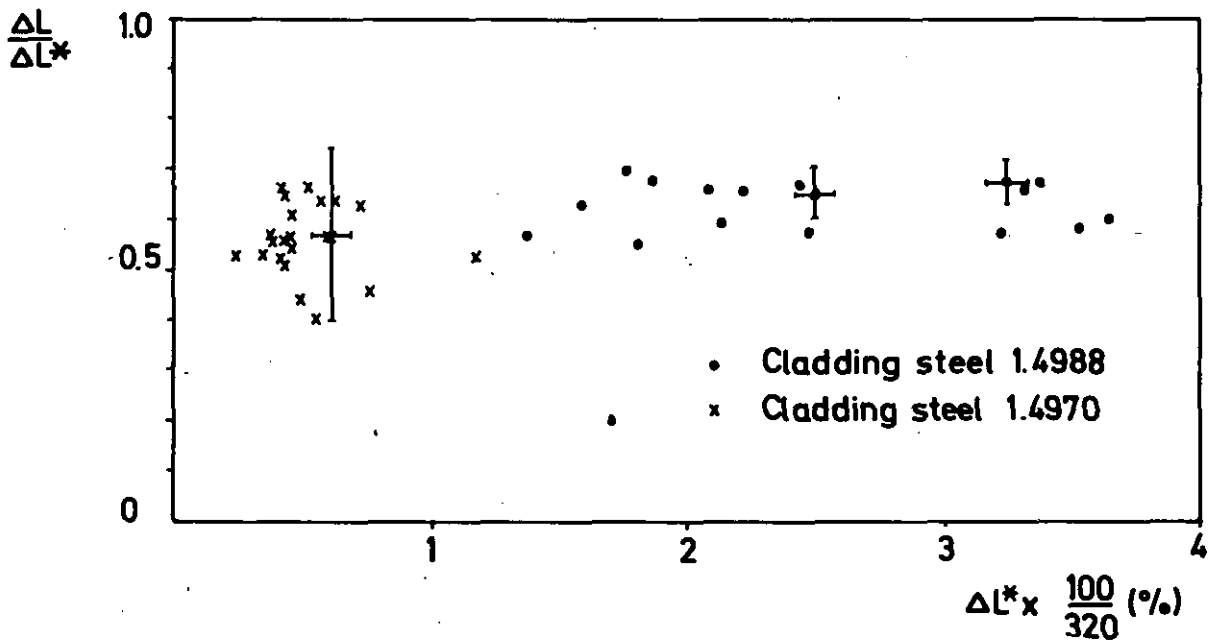


ABB. 3/3-4: Deformation of the RAPSODIE Pins due to Swelling Relative to the Total Amount of Deformation

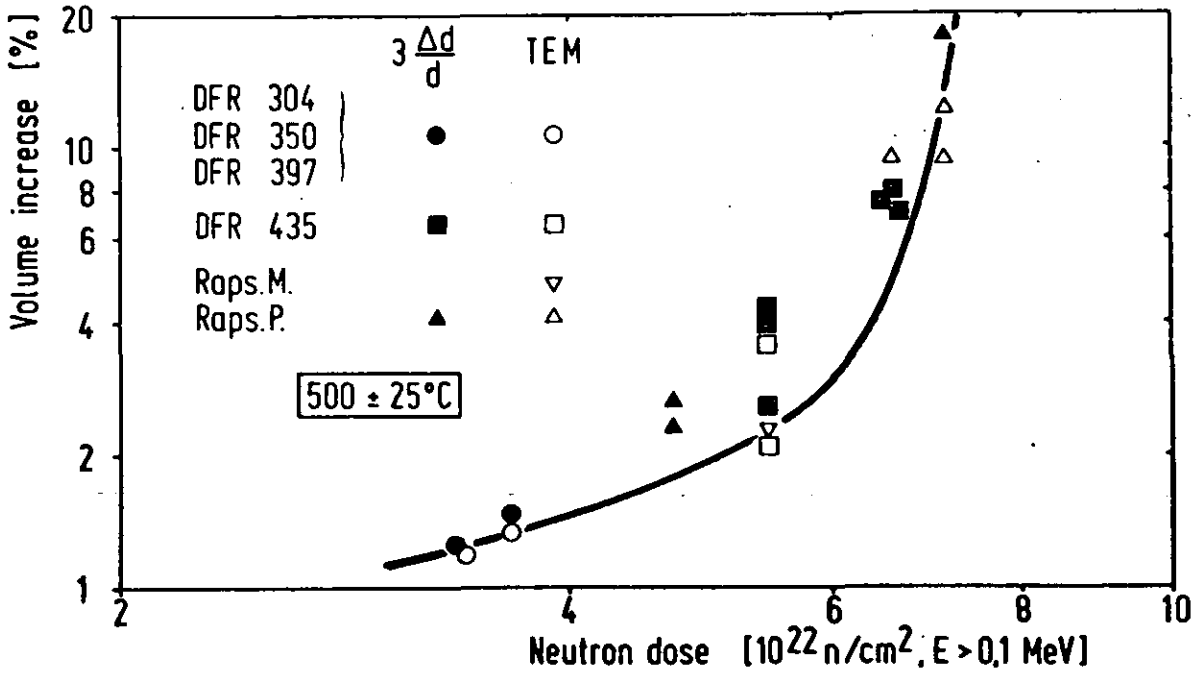


ABB. 3/3-5: Volumenzunahme durch Schwellen, dosisabhängig

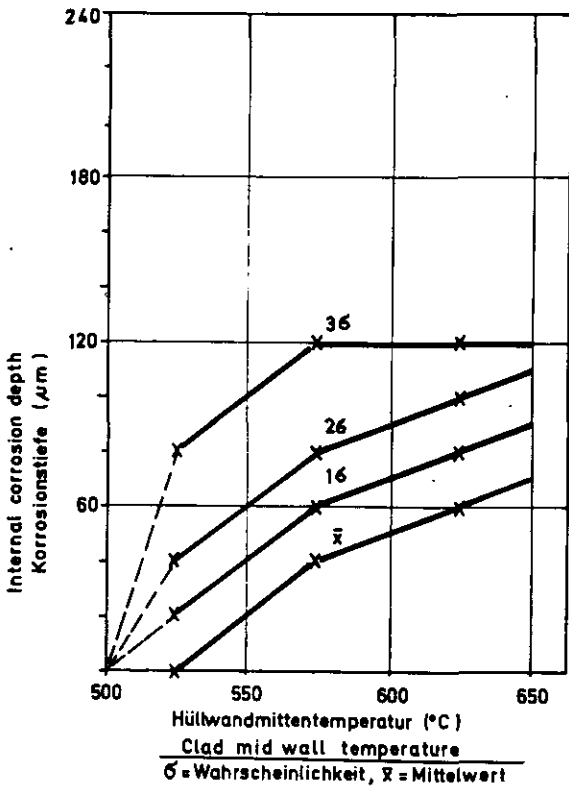
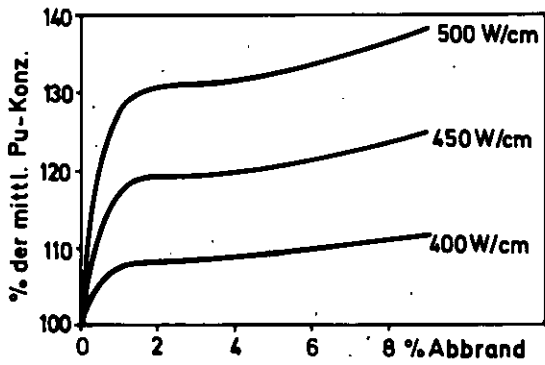


ABB. 3/3-6:

Temperaturabhängigkeit
der Hüllrohrinnen-Korro-
sion, statistische Aus-
wertung SNR-typischer
Experimente



Dependence of Pu-concentration (above) and central fuel temperature (below) with burnup

ABB. 3/3-7:

Erhöhung der Konzentration und der Temperatur am Zentralkanal durch Thermodiffusion als Funktion des Abbrandes für verschiedene Stableistungen, Ausgangsbrennstoff $(U_{0,8}Pu_{0,2})O_{1,975}$

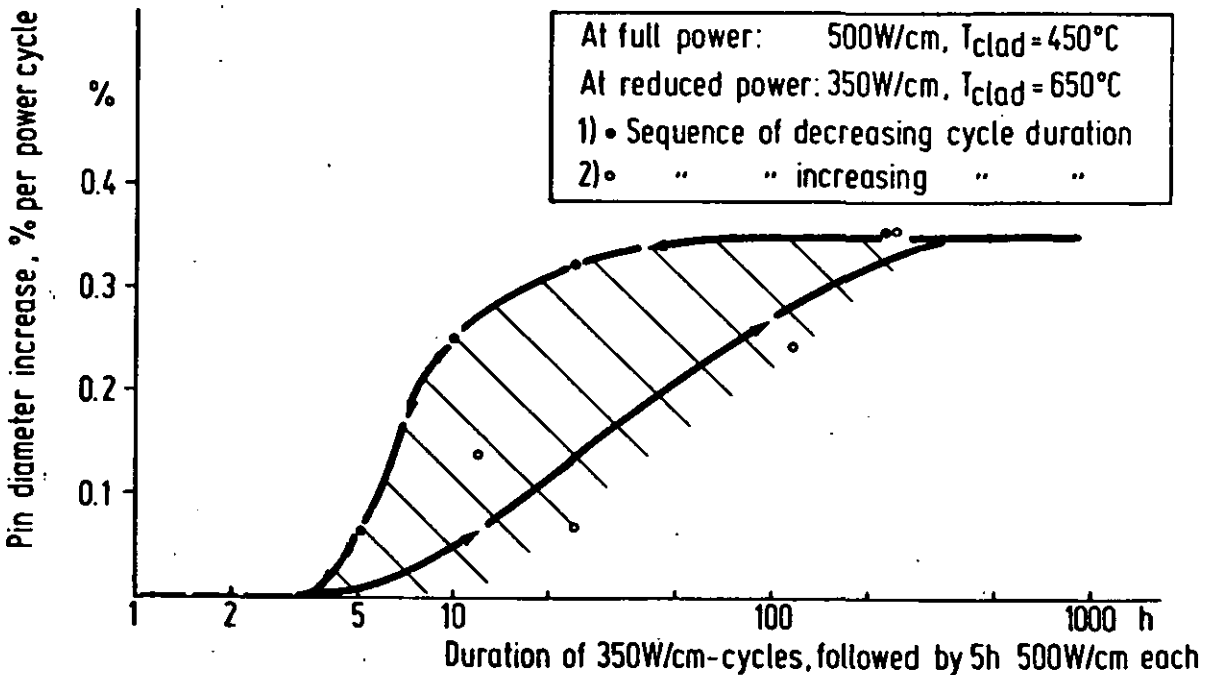
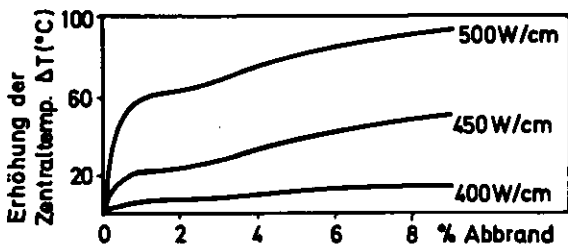


ABB. 3/3-8: Durchmesserzunahme eines Brennstabes infolge Lastwechselbetrieb

	Mark Ia	Mark II
Number of subassemblies	205	205
Number of pins	166	127
Pin diameter (mm)	6	7,6
Total neutron flux (n/cm ² sec)	← 7-8 x 10 ¹⁵ →	
Wall thickness	0,38	0,5
Spacer	grid	grid (spiral wire)
Clad midwall temperature (max. °C)	620	620
Linear rating (max. W/cm)	355	450
Burnup (nom.max. Mwd/t)	90.000	90.000

ABB. 3/3-9: SNR 300 core types (preliminary data)

	Rating W/g _m +) ₋ 50	Pin Diam. mm	Breeding Ratio	Syst. Doubl. t years	Neutron Dosis >0.1 MeV Discharge burnup, average		
					10%	7%	5%
x10 ²³ n/cm ²							
Oxide	170	7.5	1.15	40	3.0	2.0	1.5
Adv. Oxide	300 ⁺)	6	1.25	20	2.0	1.5	1.1
Carbide	300 ⁺)	7.5	1.35	15	2.0	1.5	1.1

ABB. 3/3-10: LMFBR characteristics, approx. values

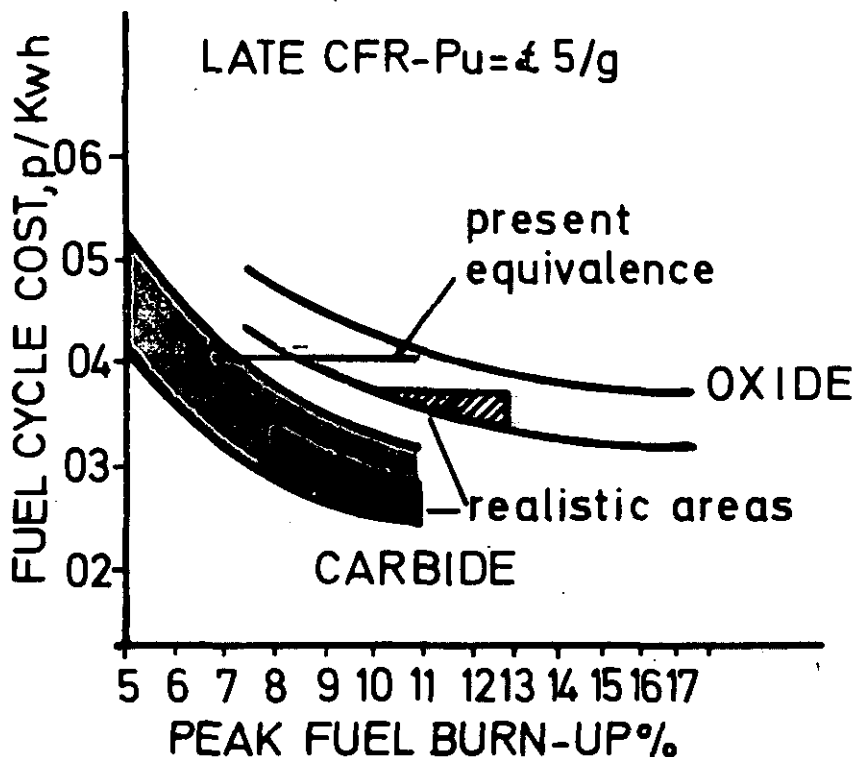


ABB. 3/3-11: Fuel Cycle Costs for Oxide and Carbide Fuels

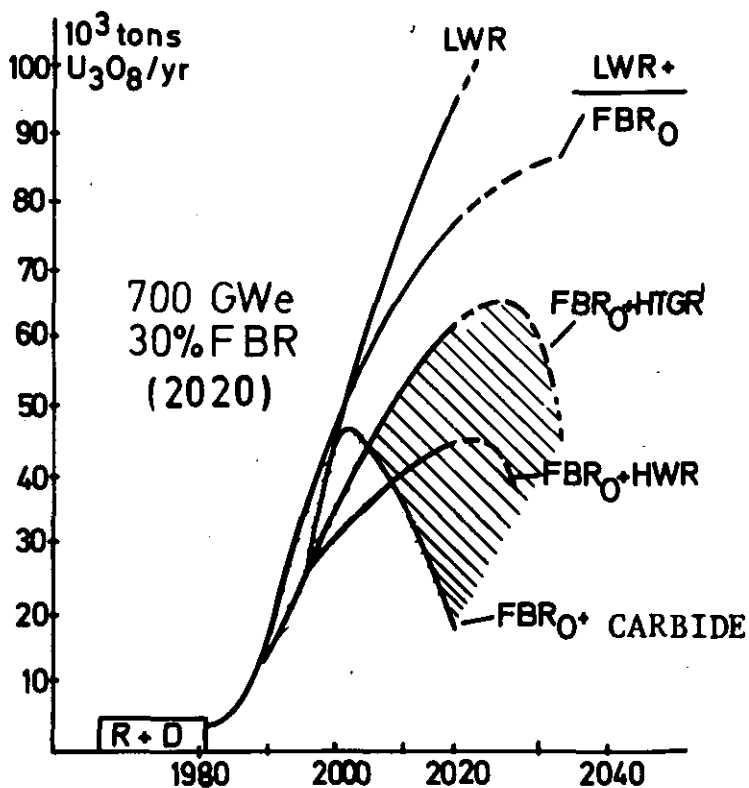


ABB. 3/3-12:

UNIFEDE Mixed Breeder,
Min. Strategy
(10 yrs delay)

1. Fuel

Type	(U Pu)C
Smear density	75-80% th.D
Bonding	Helium

2. Cladding

Type	Coldworked, stabilized austenitic stainless steel
Diameter	7.5 - 8.5 mm
Wall thickness	0.5 - 0.55mm

3. Operational condition

Linear rating	1100 - 800 W/cm
Specific power	300 ± 50 W/g
Average discharge burnup	70.000 MWd/t

ABB. 3/3-13: Reference Data for the SNR Carbide
Fuel Element

STAND UND ZIELE DER GSB-BRENNELEMENT-ENTWICKLUNG

H. Stehle
Kraftwerk Union
Erlangen

S. Krawczynski
Kernforschungsanlage Jülich GmbH
Jülich

Entwicklungsschwerpunkte

Die Basis der GSB-Brennelemententwicklung ist - und dies mit voller Absicht - die Natriumbrüter-Brennelemententwicklung. Dies bedeutet im Detail, daß Brennstoff, Hüllrohrwerkstoffe, Stabileistung, Temperaturniveaus im Brennstabquerschnitt und Abbrandziele für das in Diskussion befindliche GSB-Demonstrationskraftwerk weitgehend an den Natrium-Brüter angeglichen sind. Mit dieser Feststellung ist aber keineswegs ausgeschlossen, daß in Zukunft weitere Verbesserungen der Wirtschaftlichkeit durch eine Erhöhung der zulässigen Hüllrohrtemperatur angestrebt werden. In der Tat kommt langfristig der Erweiterung des Erfahrungsstandes zu höheren Temperaturen (z.B. bezüglich Hüllrohrschwellen, chemischer Wechselwirkung Brennstoff/Hüllrohr und Hüllrohrkorrosion) die erste Priorität zu. Dasselbe kann man von der Erhöhung des Abbrandzieles sagen, was natürlich in der gleichen Weise auch für den Natrium-Brüter zutrifft.

Abb. 1 zeigt das Gasbrüterbrennelement mit ventilierten Brennstäben nach dem heutigen Stand von Konstruktion und Auslegung. Der Brennstabdurchmesser des GSB liegt seit längerer Zeit unverändert bei 8,2 mm und ist damit etwas höher als der "Schwerpunkt" der heutigen Natriumbrütererfahrung. Beim Super-Phenix und beim SNR-2 sind jedoch ähnliche Brennstabdurchmesser vorgesehen. Im Verhältnis Hüllrohrwanddicke/Stabdurchmesser unterscheiden sich Gasbrüter und Natriumbrüter nicht.

Bei den Hüllrohrwerkstoffen hat sich beim Natriumbrüter eindeutig eine Ten-

denz zum Titan-stabilisierten 1.4970 herausgestellt. Dieser Tendenz sind wir nicht gefolgt, sondern sind bei den Niob-haltigen Qualitäten geblieben, nämlich 1.4981 bzw. AISI 316. Dies ist unter anderem eine Vorsichtsmaßnahme wegen der bekanntgewordenen Anfälligkeit von Titan-stabilisierten Stählen für Korngrenzenoxidation durch sauerstoffhaltige Verunreinigungen im Helium.

Bei gleichem Abbrand und gleicher Anreicherung ist die schnelle Neutronendosis z.B. auf der Basis dpa (displacement per atom) für den Gasbrüter etwas höher als für den Natriumbrüter, wegen der größeren Härte seines Neutronenspektrums. Andererseits sind beim Gasbrüter die Hüllrohre durch das Druckausgleichssystem von Spaltgasdruck und Systemdruck entlastet.

Die Schwerpunkte der technologischen GSB-Brennelemententwicklung konzentrieren sich heute und in der unmittelbar vor uns liegenden Phase ganz auf die gasbrüterspezifischen Details, welche sind:

- die Hüllrohraufrauung (Herstellung und Prüfung),
- die Wechselwirkung zwischen den aufgerauhten Hüllrohren und den Abstandshaltern,
- das brennelementseitige (interne) Ventilationssystem (Aktivkohlefallen, Gasführungsgitter, gasdichte Verbindungstechnik),
- die Spaltgasübertrittsstelle vom internen zum externen (reaktorseitigen) Ventilationssystem,
- die strömungstechnische Anpassung des Spaltgas-Ventilationssystems (im Normalfall und Defektfall) an die Kühlmittelsysteme des Reaktors.

Die Wege und Mittel zur Lösung dieser Aufgaben sind:

- die technologischen Entwicklungsprogramme der Reaktorfirmen,
- wärmetechnische Versuche bei der GfK und beim EIR,
- Einzelstabbestrahlungen im ORR und EBR II,
- Bündelbestrahlungen im Helium-Loop Mol,
- die out-reactor Erprobung von Brennelement-Prototypen in einem Heliumkreislauf.

Der Bau eines weiteren Loops - zur Untersuchung von transienten Vorgängen - steht zur Diskussion.

Stand der technologischen Entwicklung

Im Dezember 1972 haben KWU und KFA einen Vertrag zum Umbau des früheren CO₂-Loops von Siemens im BR 2, Mol, in ein Helium-Loop und zur Durchführung von zunächst 2 Bestrahlungsversuchen geschlossen. Dies war und ist der Ausgangspunkt eines technologischen Entwicklungsprogramms, dessen Ergebnisse prinzipiell auch auf das full-size-Brennelement übertragbar sind. Verständlicherweise wurden Komponente wie Kopf- und Fußstücke des Brennelementes sowie einige andere reaktorspezifische Gesichtspunkte zunächst ausgeklammert. Einige Resultate seien im folgenden mitgeteilt.

Die von der Thermohydraulik geforderte engtolerierete Aufrauung der Hüllrohre wurde oftmals als ein Hauptproblem des Gasbrüters angesehen. KWU hatte, wie Abb. 2 zeigt, gute Erfolge mit der Gewindeschleiftechnik unter Benützung handelsüblicher Präzisionsmaschinen. Bei entsprechender Weiterentwicklung ist diese Technik durchaus auch für Massenfertigung ausbaufähig. Rein elektrochemische Bearbeitungsverfahren (z.B. Photoätzen) werden von GA untersucht. Eine Kombination von mechanischem und chemischem Abtrag ("Elysierschleifen") wird im EIR erprobt.

Ausgehend vom Stand der konventionellen Rohrprüftechnik sind halbautomatische Prüfverfahren zur Kontrolle der Aufrauung für den Loopversuch Mol angewendet worden.

Die Entwicklung einer berührungslosen Meßtechnik nach dem Prinzip der Profilprojektion kombiniert mit Kontrastauswertungsmethoden der quantitativen Metallographie ist in Angriff genommen worden.

Abb. 3 zeigt die funkenerodierten Abstandshalter für das Loop-Experiment Mol. Es wurden Reibversuche dieser Abstandshalter mit den aufgerauhten Hüllrohren in GSB-typischer He-Atmosphäre zwischen 300 und 600 °C ausgeführt. Die Befürchtung einer ernsthaften Hüllrohrschädigung konnte entkräftet werden. Wie in Abb. 4 zu sehen, stabilisiert sich der Abtrag nach ca. 50 Zyklen. Dabei werden die Rippen unter dem Abstandshaltersteg abgetragen, jedoch dringt der Angriff nur unwesentlich in das Hüllrohr vor. Eine Heiße stelle ist mit dem lokal begrenzten Abtrag der Rippen nicht verbunden. Reibversuche mit überlagerter Vibration ergaben verminderten Abrieb. Das Gleitverhalten im glatten Abschnitt der Hüllrohre konnte durch eine einfache Pro-

filierung der Abstandshalternoppen entscheidend verbessert werden. Bei den Reibversuchen ergab sich außerdem eine Überlegenheit des funkenerodierten Abstandshalters infolge seiner hohen axialen Steifigkeit.

Die individuelle Ventilation der Brennstäbe führt zu dem konstruktiven und technologischen Problem der Zusammenführung der 271 Einzelanschlüsse in einem Spaltgasführungsgitter. Eine Verbindung mittels Schweißen kommt wegen der komplexen Geometrie dieser Teile nicht in Betracht. Der Einsatz von Löttechniken führt zwangsläufig zu einer Aufteilung in Gasführungsgitter und Stabhaltegitter, sowie zu einer komplizierten und risikoreichen Vielfachlötung am weit vorgefertigten Brennstabbündel. KWU hat mit Erfolg eine gasdichte Schraubverbindung zum Anschluß der Brennstabenden an ein Gasführungsgitter, das gleichzeitig die Funktion des Stabhalters erfüllt, entwickelt. Die Abb. 5 zeigt die dadurch erzielte Vereinfachung im Vergleich zur Lötversion. In Temperaturwechseltests und Langzeittests konnte die Funktionstüchtigkeit der Schraubversion nachgewiesen werden.

Die Herstellung des kombinierten Bauteils (Gasführungsgitter/Stabhalter) basiert auf der Tieflochbohrtechnik und der Funkenerosion. In eine spannungsfrei geglähte Halbzeugplatte wird das sich kreuzende Kanalsystem stirnseitig eingebohrt, die Bohrmündungen werden durch Schweißstopfen verschlossen, und danach wird die geometrische Kontur durch Funkenerosion herausgearbeitet. Bei der Überprüfung eines Gitters mit 271 Positionen konnte durch Röntgengrobstruktur-Aufnahmen gezeigt werden, daß der Verlauf der Kanäle ($\varnothing = 2,2 \text{ mm}$) innerhalb der geforderten Toleranzen lag.

Das Konzept des Brennelementkopfes mit seiner Dichtfunktion in der Aufhängung und seiner Spaltgasübertrittsstelle mit definierter Spülgaseinströmung durch ein Solleck wurde experimentell bestätigt. An den konischen Dichtflächen der Spaltgasübertrittsstelle ergaben sich zunächst Probleme mit der realisierbaren Winkelgenauigkeit der beiden Bauteile. Einfache theoretische Überlegungen, die experimentell bestätigt wurden, ergaben, daß der Heliumdurchfluß in erster Näherung mit der 3. Potenz der gegenseitigen Winkelabweichung ansteigt. Dies führte zum Konzept des Winkelangleichs durch ein freibewegliches halbkugelförmiges Dichtelement.

Auf der Basis der geschilderten Technologien wurde ein elektrisch beheiztes Brennstab-Bündel für den bereits erwähnten wärmetechnischen Versuch

bei der GfK Karlsruhe angefertigt. Dieses sogenannte Kalibrierelement ist in seinem aktiven Bereich mit dem Bestrahlungsbündel Mol völlig identisch. Das Bündel ist mit Thermoelementen und Druckmeßleitungen instrumentiert. Abb. 6 zeigt die wesentlichen Komponenten dieses Bündels und Abb. 7 dieses im halb- und fertigmontierten Zustand.

Stand der Bestrahlungsversuche

Einzelstab-Bestrahlungen

Die General Atomic führt seit längerem ein gasbrüterbezogenes Bestrahlungsprogramm durch; einen Überblick gibt Abb. 8. Die Versuchsserie GB 9, GB 10 wird im ORR im thermischen Fluß durchgeführt. Diese Versuche liefern insbesondere Details über die Spaltproduktbeweglichkeit in ventilierten Brennstäben.

Der Bestrahlungsversuch GB 9 war die erstmalige Erprobung des ventilerten Brennstabkonzeptes (500 W/cm, 685 °C max. Hüllrohräußentemperatur, 53.000 MWd/t Abbrand). Die wichtigsten Ergebnisse können wie folgt zusammengefaßt werden:

1. Der Spaltgasaustritt unter stationären Betriebsbedingungen steigt während der ersten 10.000 bis 15.000 MWd/t Abbrand an und wird dann konstant (Abb. 9). Nach einer Lastreduktion dauert es ca. 8 bis 10 h, bis dieser konstante Wert wieder erreicht wird. Die prozentuale Austrittsrate eines Isotopes ist größer bei größerer Halbwertszeit.
2. Durch die Aktivkohlefalle wurde die ausgetragene Aktivität um einen Faktor 3 reduziert, und zwar überwiegend durch Verzögerung der kurzlebigen Edelgas-Spaltprodukte.
3. Auch bei Druckzyklen wird nur ein geringer Prozentsatz der Spaltgase ausgetragen.
4. An den Brennstoffenden ergab sich eine Anreicherung von Jod und Cäsium. Der Hüllrohranriff war am stärksten am oberen Übergang zum 1. Blanket-pellet. Hüllrohrberstversuche ergaben jedoch keinen drastischen Ver-

lust an mechanischer Festigkeit.

5. Die Durchgängigkeit des Ventilationssystems wurde bei den Nachuntersuchungen ebenfalls unter Beweis gestellt.

Beim Kapselexperiment GB 10 kann durch ein ausgeklügeltes System von Ventilen und Spülleitungen (Abb. 10) der Spaltgasaustritt und die Spaltproduktbeweglichkeit in den einzelnen Abschnitten eines ventilierten Brennstabes (Brennstoff, Blanket, Aktivkohle) detailliert untersucht werden. Am unteren Brennstabende kann ein Gaszufluß eingespeist und so das Brennstabverhalten unter Defektbedingungen simuliert werden. Bei der Lecksimulation ($1150 \text{ Ncm}^3/\text{min}$) ergab sich wie zu erwarten eine erhebliche Steigerung des Austritts von kurzlebigen Spaltprodukten (z.B. Faktor 7 bei Xe-135 und Faktor 600 bei Xe-138). Dies zeigt, daß es sehr wohl möglich ist, Hüllrohrschäden unmittelbar während des Betriebs zu erkennen, was bekanntlich einen Nebenzweck der Brennelementventilation darstellt.

Die Testserie F1, F3 ... dient zur Untermauerung der Resultate im schnellen Fluß des EBR II. Die Brennstäbe haben ein überlanges Gas-plenum zur Simulation der Spaltgasventilation. Die Hüllrohrtemperaturen überdecken bei den F1-Testbrennstäben einen Bereich von 600 bis 800 °C, um den Sicherheitsspielraum der derzeitigen Auslegung zu ermitteln. Das Abbrandziel liegt bei 100.000 MWd/t. Bei der 2. Zwischeninspektion der Stäbe der Serie F 1 nach 52.000 MWd/t waren noch keine Defekte aufgetreten. Die γ -scan Untersuchungen ergaben wiederum Cs-137 peaks an den Brennstabenden.

Die zerstörende Nachuntersuchung eines Brennstabes (G 3), der nach der 1. Zwischeninspektion mit einem Abbrand von 27.000 MWd/t entnommen und durch einen anderen ersetzt wurde, ergab einen maximalen Hüllrohrangriff von nur 10 μ an der heißesten Stelle (700 °C). Die Stöchiometrie des Brennstoffs (UO_2 - PuO_2) lag bei 1,98 bis 1,99.

Nach der zweiten Zwischeninspektion wurden 5 Brennstäbe entnommen mit einem Abbrand um 50.000 MWd/t. Bei einem Brennstab mit der maximalen Hüllrohrtemperatur von 790 °C (G 1) betrug der Hüllrohrangriff im Inneren nur 65 μ und war vorwiegend intergranular. Bei einem anderen Brennstab mit 670 °C maximaler Hüllrohrtemperatur (G 6) war der Angriff ebenmäßig und nicht tiefergehend als 30 μ .

Die Durchmesserzunahme war selbst beim Brennstab G 1, der bei 790 °C bestrahlt wurde, kleiner als 0,3 % $\Delta D/D$ (Fluenz $3,4 \cdot 10^{22}$ n/cm²). Dies zeigt, daß der Schwelldruck des Brennstoffs vermutlich kleiner ist, als man in Modellrechnungen annimmt.

Hüllrohrberstversuche mit bestrahlten Proben von Testbrennstab G 3 und unbestrahlten Proben ergaben bei höherer Temperatur (700 °C) einen geringeren Abfall der Zeitstandfestigkeit als bei niedriger Temperatur (550 °C).

Bei den Brennstäben der Serie F 3 wird insbesondere das O/M-Verhältnis (zwischen 1,94 und 1,98) und die Brennstoffdichte (88 % bis 92 % TD) variiert. Man wird eine Fluenz von $1,5 \cdot 10^{23}$ n/cm² erreichen bei Hüllrohrtemperaturen zwischen 675 und 750 °C.

Loopversuche Mol

Das Loopexperiment in Mol stellt einen ersten integralen Test eines ventilierten Brennelements dar. Abb. 11 zeigt ein Schema des Versuchskreislaufs, der im wesentlichen aus dem Hauptkreislauf mit der In-pile-Teststrecke, Nebenkreisläufen für Füllung, Entleerung und Einstellung der Kühlmittelchemie und dem Spaltgaskreislauf besteht. Die Anlage befindet sich zur Zeit im Aufbau.

In Abb. 12 ist das Testbrennelement schematisch dargestellt. Die Abmessungen der In-pile-Teststrecke lassen ein Bündel von 12 Testbrennstäben in hexagonaler Anordnung zu. Der thermische Neutronenfluß wird durch einen Cadmiummantel abgeschirmt, der ein Bestandteil des Treiberbrennelementes ist, das die In-pile-Strecke umgibt. Die Spaltungen sind damit überwiegend epithermisch, und die Selbstabschirmung der Brennstäbe ist auf einen praktischen Wert herabgedrückt.

Die Testbrennelemente enthalten alle wesentlichen Konstruktions- und Auslegungsmerkmale eines GSB-Brennelementes. Einen Vergleich der Daten zeigt Abb. 13. Der niedrigere Druck im Fall des Loopexperimentes ist ohne Bedeutung, da das absolute Druckniveau bei ventilierten Brennstäben ohne Bedeutung ist.

Das Bestrahlungsprogramm umfaßt zunächst 2 Bestrahlungsversuche: einen Kurzzeittest über einen oder mehrere BR 2 Reaktorzyklen und einen Langzeitversuch bis zu 60.000 Mwd/t SM mit einer eventuellen Verlängerung auf 100.000 Mwd/t SM.

Die Loopexperimente in Mol stellen auch eine Erprobung des externen Ventilationssystems einschließlich des Spaltgasabscheiders etc. dar. Von besonderem Interesse ist sicher auch das Verhalten des Versuchs bei Lastwechseln, wie sie zwangsläufig vom Testreaktor vorgegeben sind. Spezielle Fahrprogramme müssen in Anlehnung an das GSB-Konzept noch ausdiskutiert werden. Sie werden jedoch frühestens dann eingeschoben, wenn das stationäre Verhalten hinreichend ausgetestet ist.

Die hauptsächlichlichen Ziele der Experimente hinsichtlich der Brennelement-Entwicklung sind die Untersuchung

- der mechanischen Stabilität des Brennelementes als Ganzem sowie seiner Strukturteile,
- die Wechselwirkung Brennstab/Abstandshalter,
- die innere und äußere Hüllrohrkorrosion,
- die Spaltgasfreisetzungsraten und die Spaltproduktwanderung,
- das Verhalten der Spaltgasübertrittsstelle und der Dichtung am Brennelementkopf.

Die Anfertigung der Testbrennelemente erfolgt z.Zt. in den Erlanger Labors der KWU. Die Herstellung der Mischoxidtabletten und die Verschlußschweißung der Brennstäbe für den Langzeitversuch wird von der Firma ALKEM durchgeführt. Die Spezifikationen für die Testbrennelemente wurden von der KWU in Zusammenarbeit mit den anderen Partnern festgelegt. Die komplette Stahlstruktur mit Ausnahme der Kolbenringe ist aus Werkstoff 1.4981 gefertigt. Als Hüllrohrwerkstoff wird derselbe Stahl mit 13 ÷ 15 % Kaltverformung verwendet. 3 Brennstäbe besitzen AISI 316 Hüllrohre, die von GA zugeliefert wurden, ebenso wie die verwendete Aktivkohle. Die Fertigstellung der Testbrennelemente kann im Frühjahr 1975 erfolgen.

Brennelement-Entwicklungsprogramm für das GSB-Demonstrationskraftwerk

Bekanntlich besteht die Absicht, in den USA ein GSB-Demonstrationskraftwerk zu errichten. Das geschilderte Loop-Experiment mit seiner gezielten technologischen Entwicklung sowie die bei unserem amerikanischen Partner GA geleistete Vorarbeit haben uns in die Lage versetzt, zusammen mit den Zentren ein fundiertes Entwicklungsprogramm für die GSB-Brennelemente zu konzipieren und zur Diskussion zu stellen. Dieses basiert hinsichtlich Technologie und Bestrahlungsversuchen auf dem bereits erreichten Stand.

Eine wesentliche Erweiterung ist jedoch auf der Seite der betriebsnahen Erprobung von Prototypen im 1:1-Maßstab in einem Helium-Kreislauf (out-pile) notwendig. Dazu kommen erweiterte dynamische Korrosionsversuche, Vibrationsversuche und die Untersuchung des seismischen Verhaltens. Versuchstechnische Voraussetzungen sind hierfür - zumindest in Ansätzen - sowohl in den deutschen als auch in den amerikanischen Reaktorzentren gegeben.

Eine besondere Bedeutung kommt den in Diskussion befindlichen sicherheitsbezogenen Bestrahlungsversuchen in Ergänzung zu den elektrisch beheizten Experimenten im ORNL zu. Insbesondere liegen bei unseren amerikanischen Partnern bereits Pläne für ein Loop z.B. im Engineering Test Reaktor (ETR) zur Untersuchung von Betriebstransienten und Störfalltransienten vor.

He - Hauptkreislauf (main-loop)

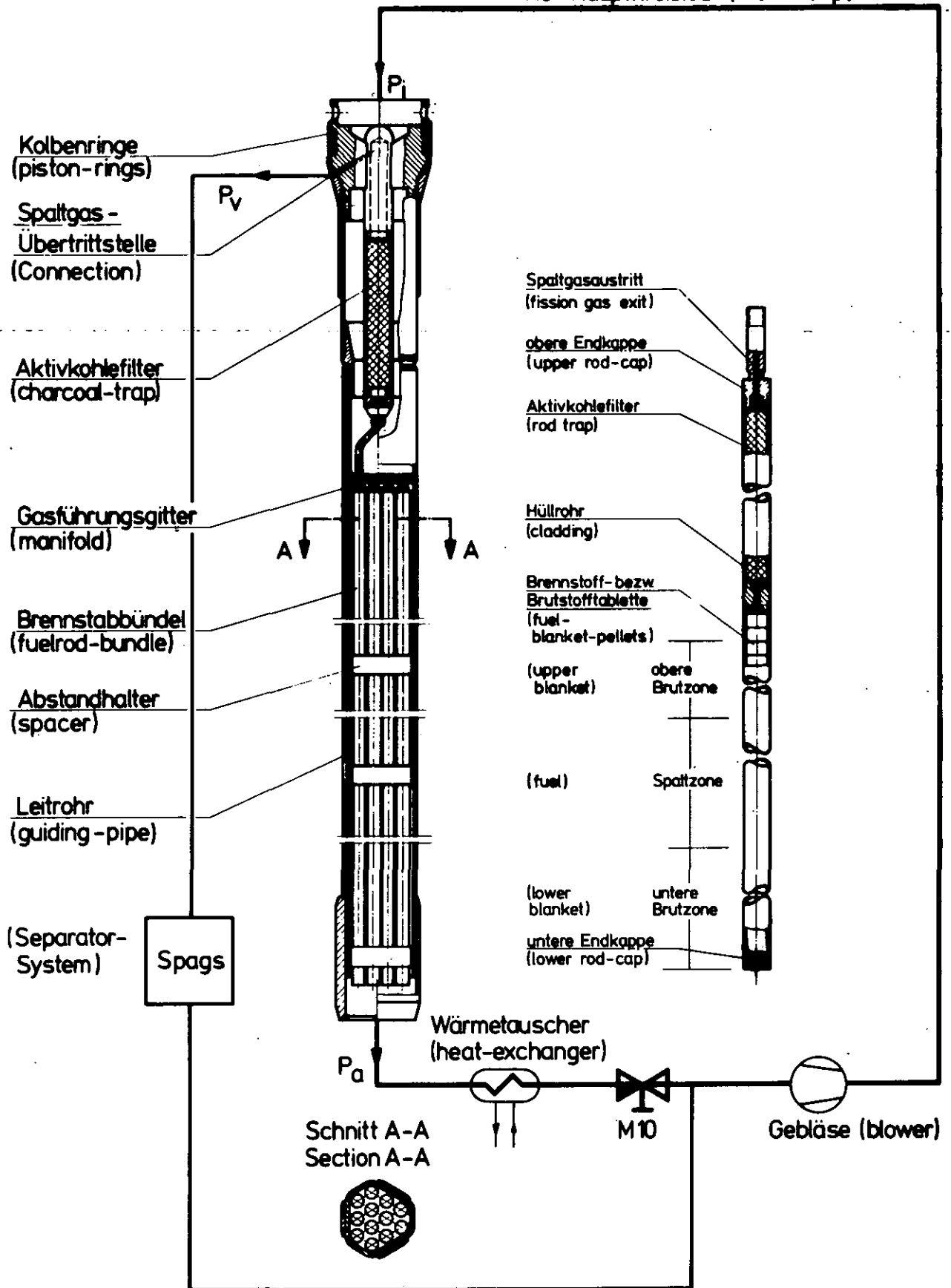


ABB. 3/4-1: Funktionsschema des Brennelement-Druckausgleichssystems



ABB. 3/4-2: Hüllrohraufrauhung für GSB

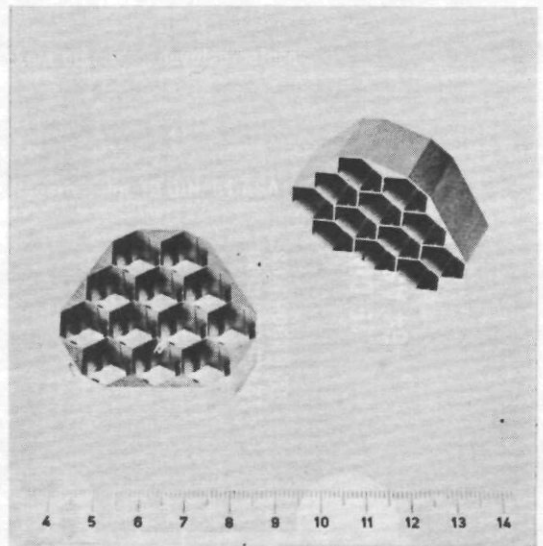


ABB. 3/4-3:

Abstandshalter

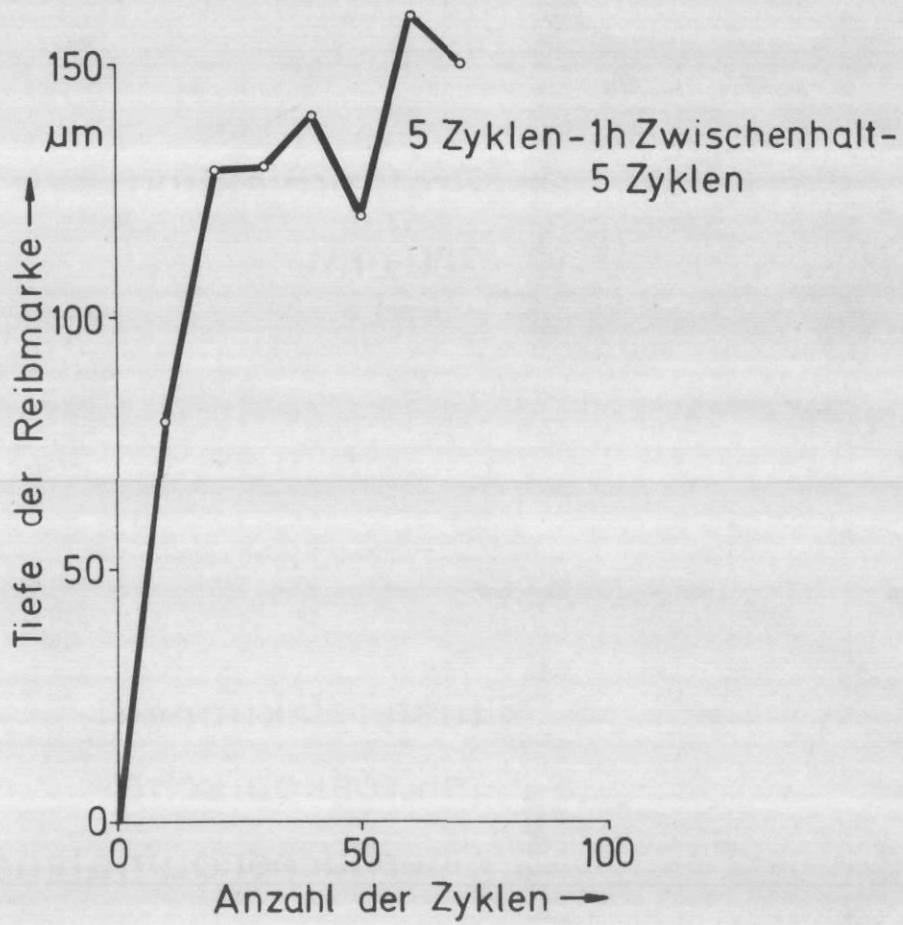


ABB. 3/4-4: Abtrag der Rippen eines aufgerauten Hüllrohres beim axialen Gleiten im Abstandshalter bei 500 p Querkraft und 600 °C

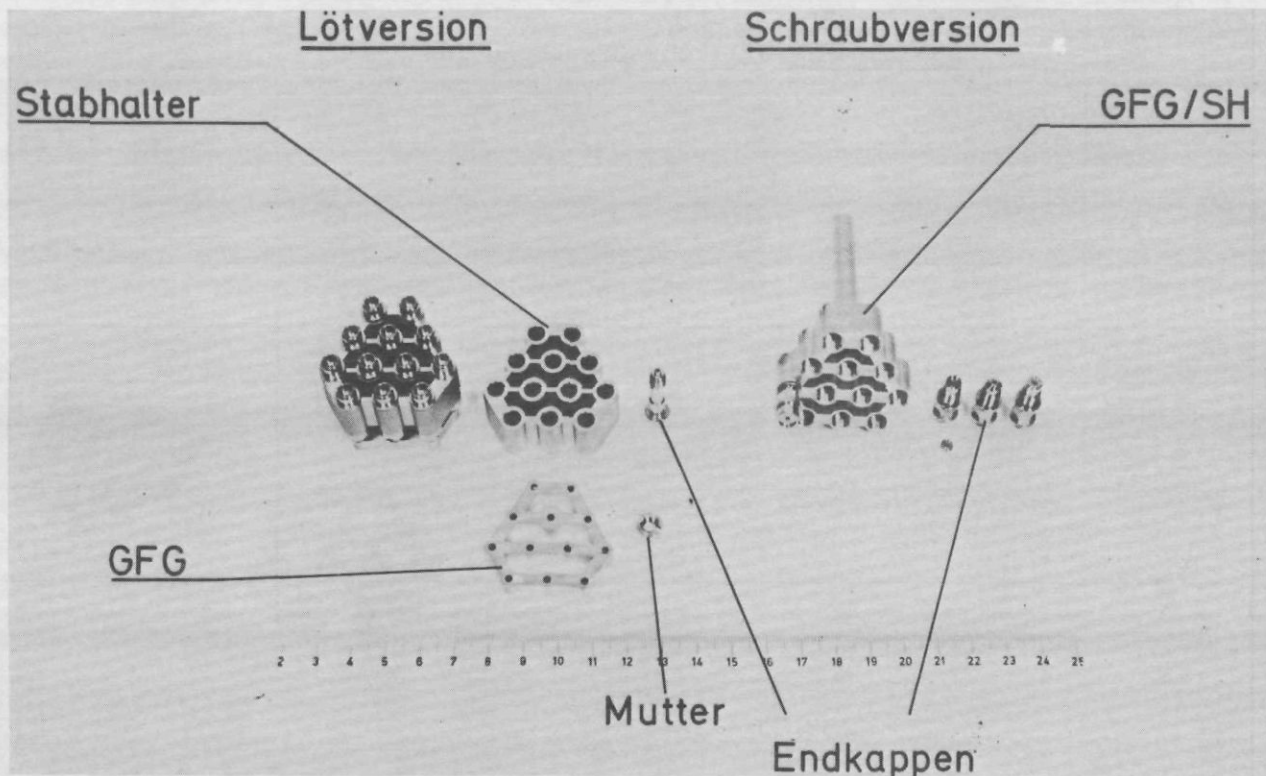
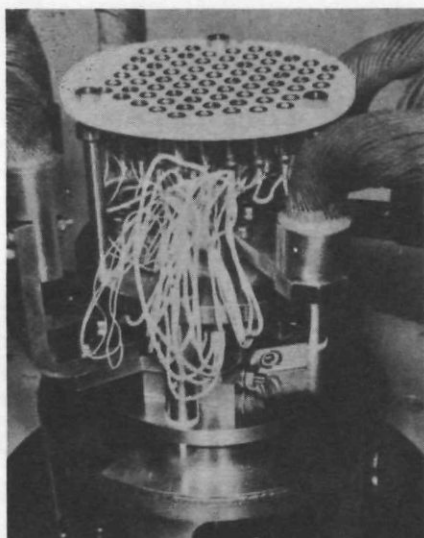
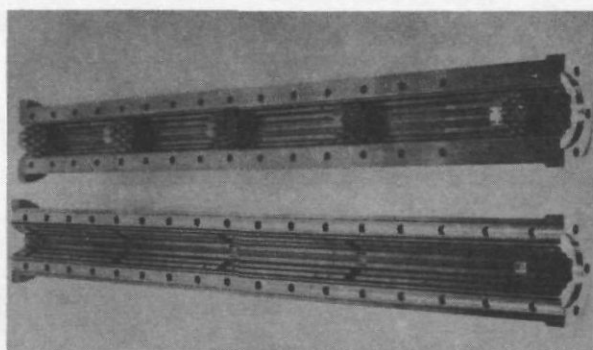


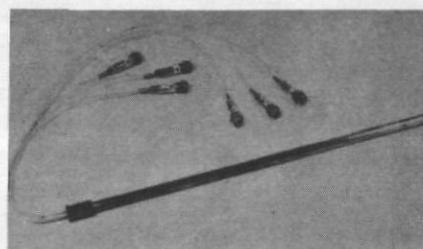
ABB. 3/4-5: Stabhalter



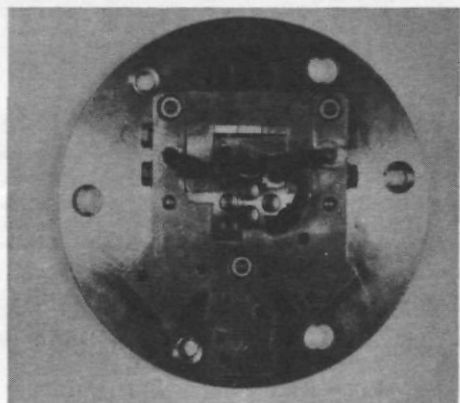
Obere Thermoelementsteckerplatte



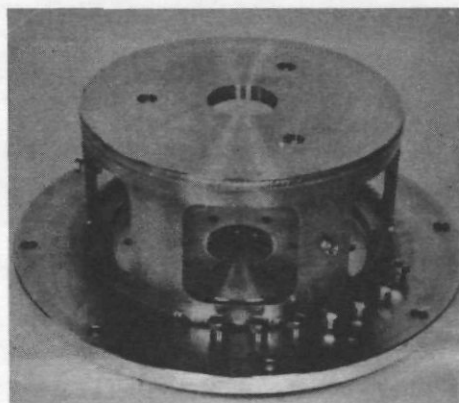
Leitrohr mit eingesetzten Abstandshaltern



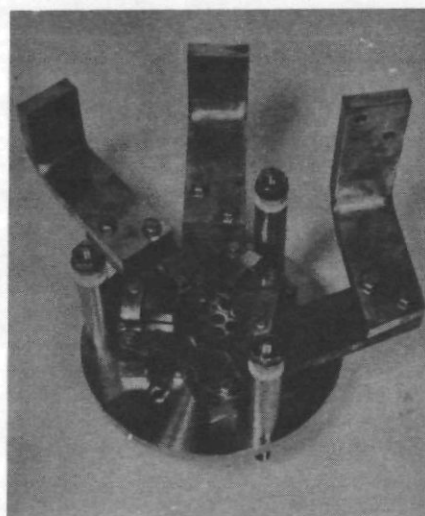
Heizstäbe mit Thermoelementen



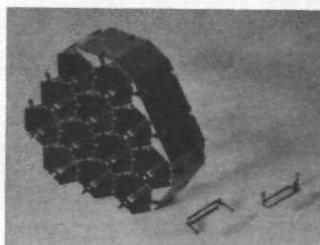
Oberer Stromanschluß



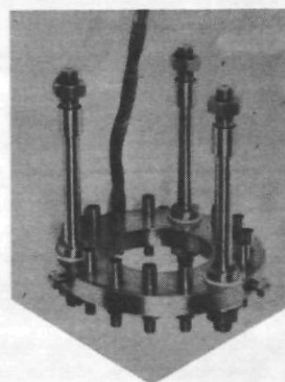
Gaseintritt in das Kalibrier-element



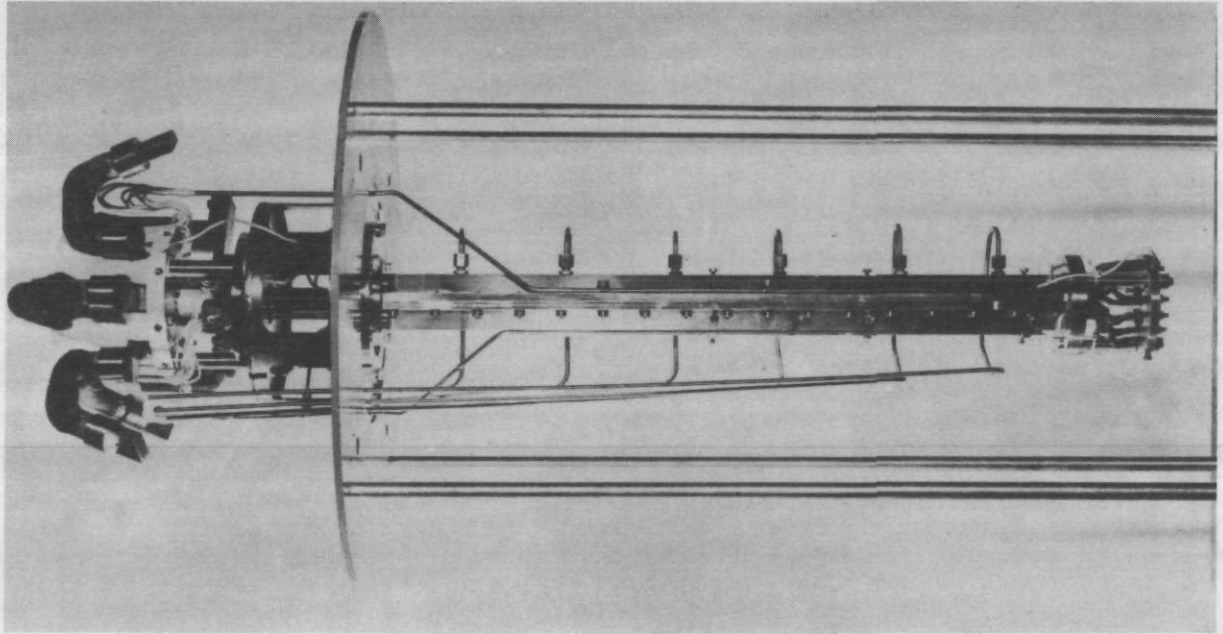
Unterer Stromanschluß



Abstandshalter mit Al_2O_3 -Noppen



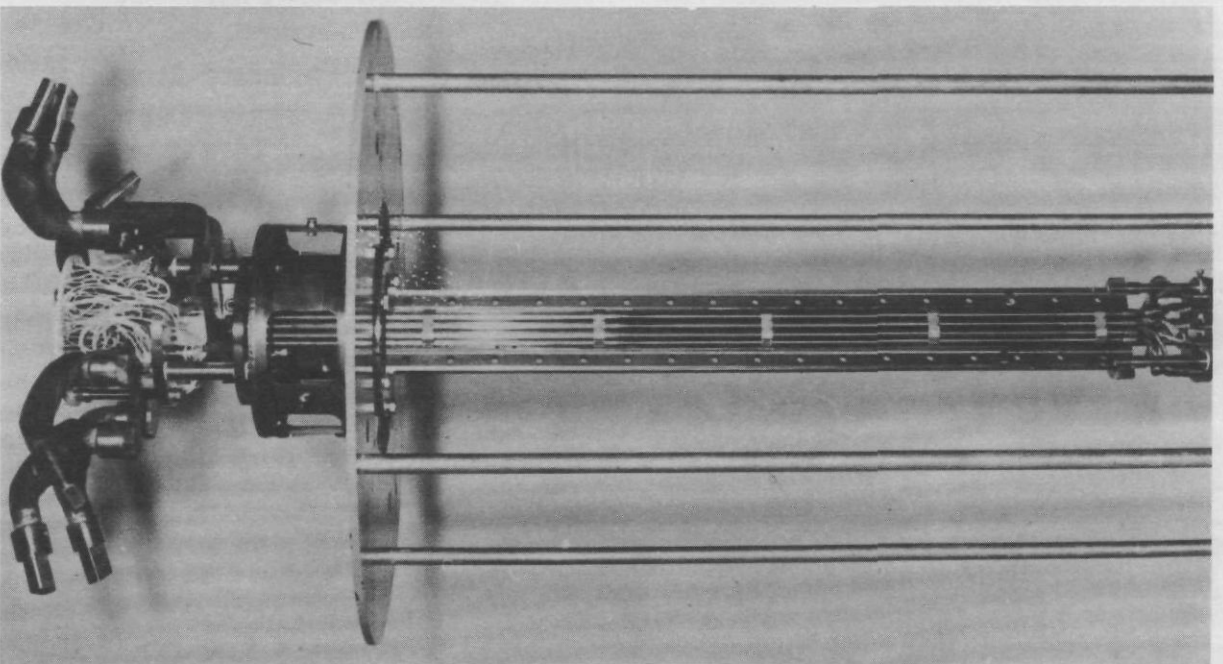
Unterer Kurzschlußring



fertigmontiert

ABB. 3/4-7:

Elektrisch beheiz-
tes Test-Brennele-
ment mit 12 Brenn-
stäben
(Kalibrierelement/
GSB)



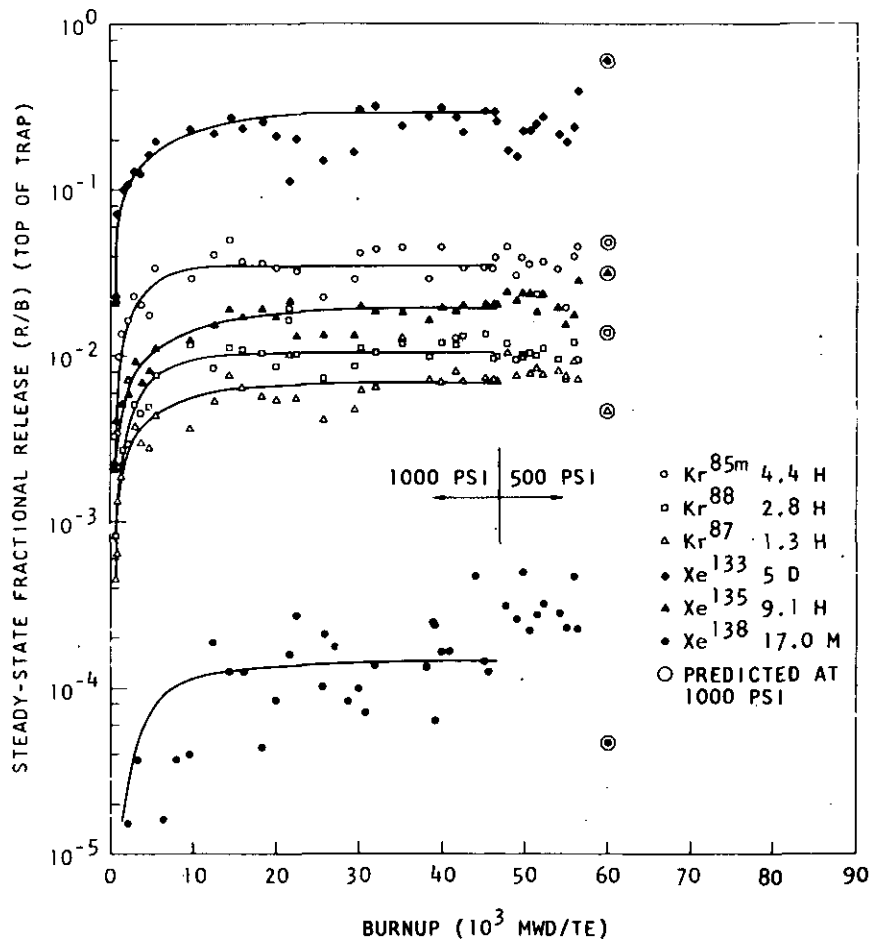
vormontiert

Designation	Reactor flux	rating surf. temp. burn-up	Objectives
GB9	ORR	530 W/cm	Fission product transport mechanisms at steady state and cyclic conditions
GB 10	thermal	700°C 55-75 $\frac{\text{GWd}}{\text{t}}$	Simulation of leaking fuel rod. Operational effects.
F1	EBR II	500 W/cm	Investigation of variables (temp, burn-up, smear density, alternate types of fuel).
F3	fast	600-800°C 25-100 $\frac{\text{GWd}}{\text{t}}$	Investigation of trap performance. Compare fast flux irradiations to thermal irradiations.

ABB. 3/4-8: GCFR Irradiation Program on Single Fuel Rods by GGA

ABB. 3/4-9:

Capsule GB-9
Measured Fission
Product Gas Re-
lease from the
Vented Fuel Rod
as a Function
of Burnup



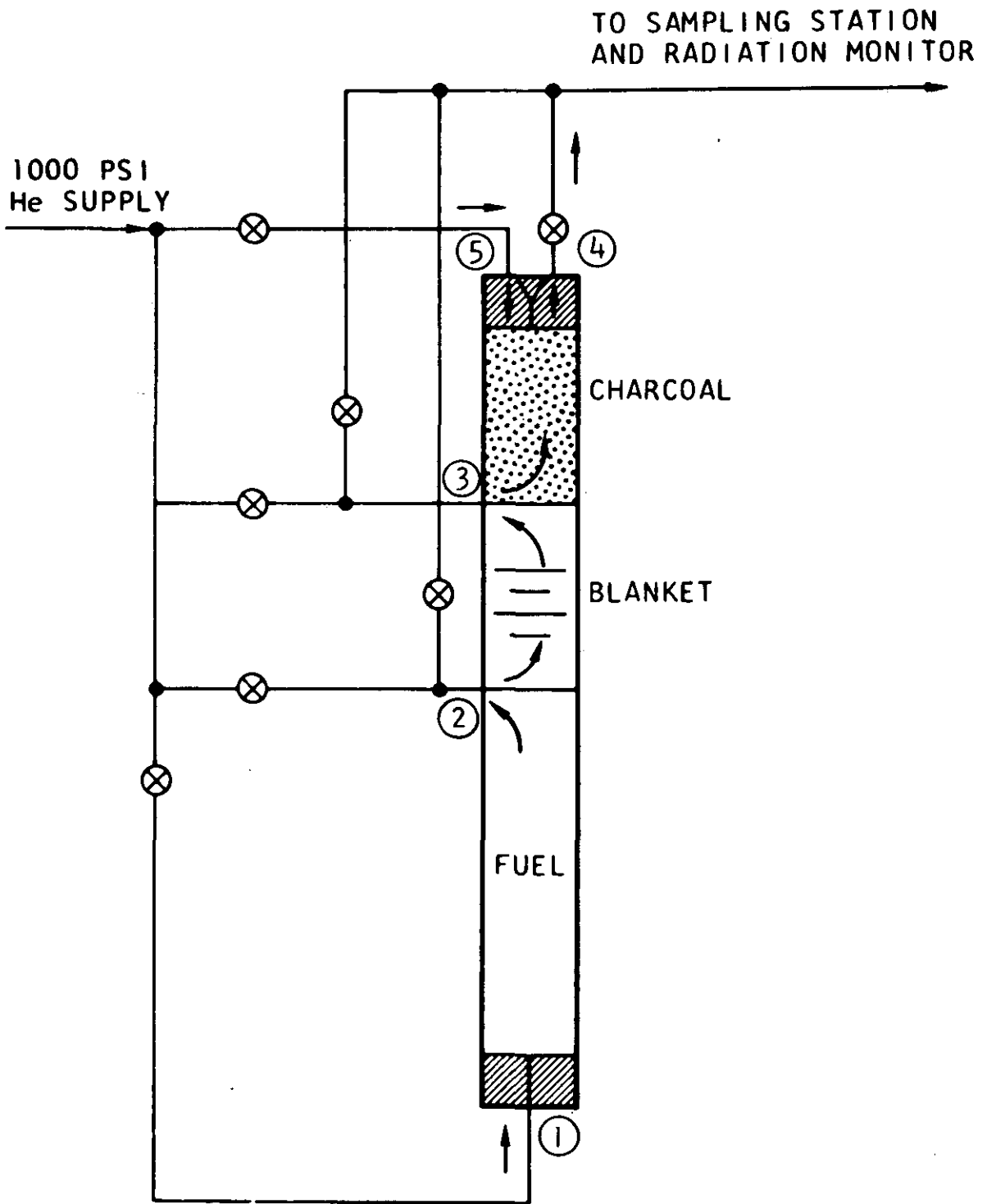


ABB. 3/4-10: He Sweep and Monitoring Line Arrangements
for Capsule GB-10

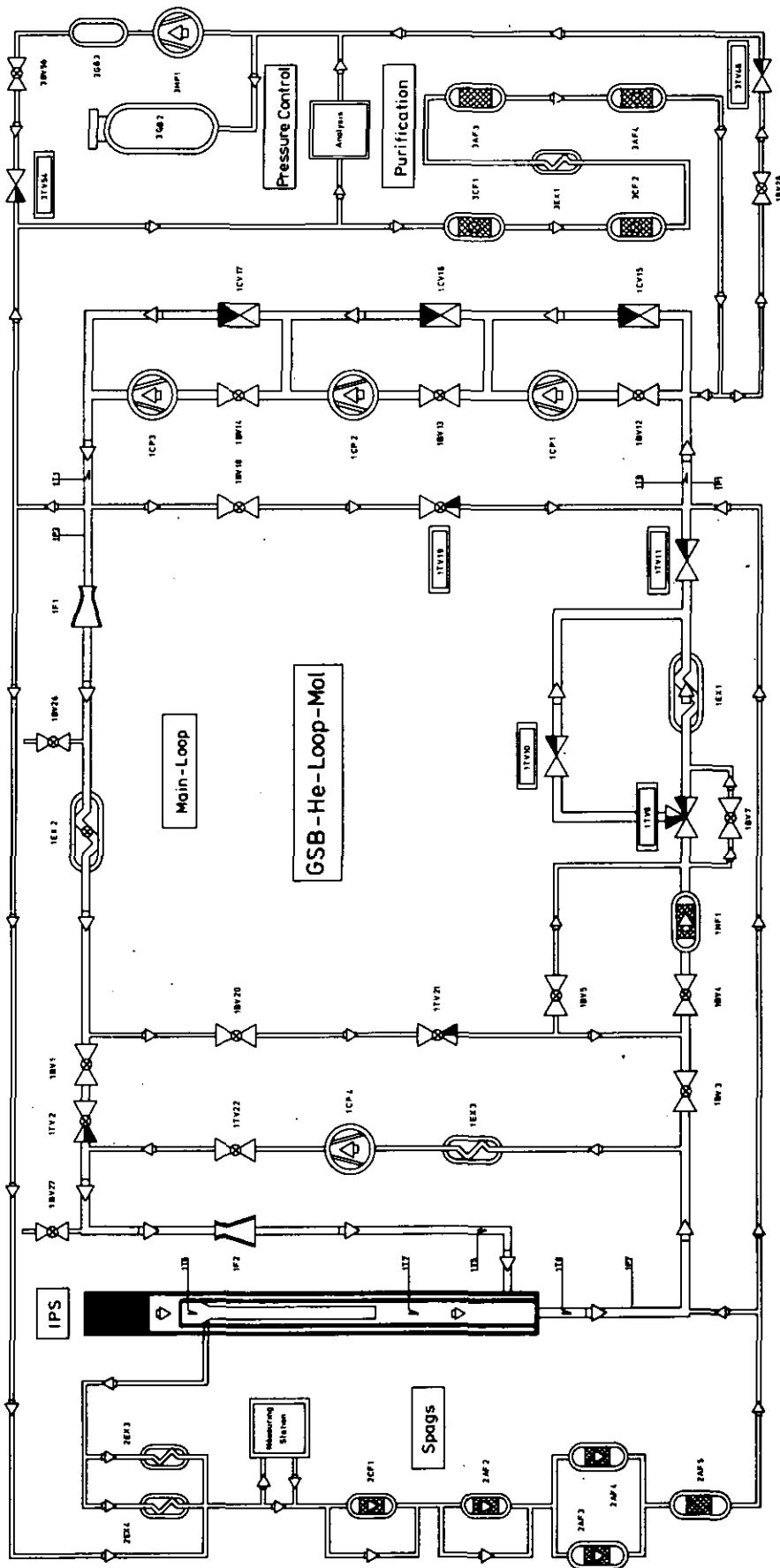


ABB. 3/4-11: Kreislaufschema des GSB He-Loops Mol

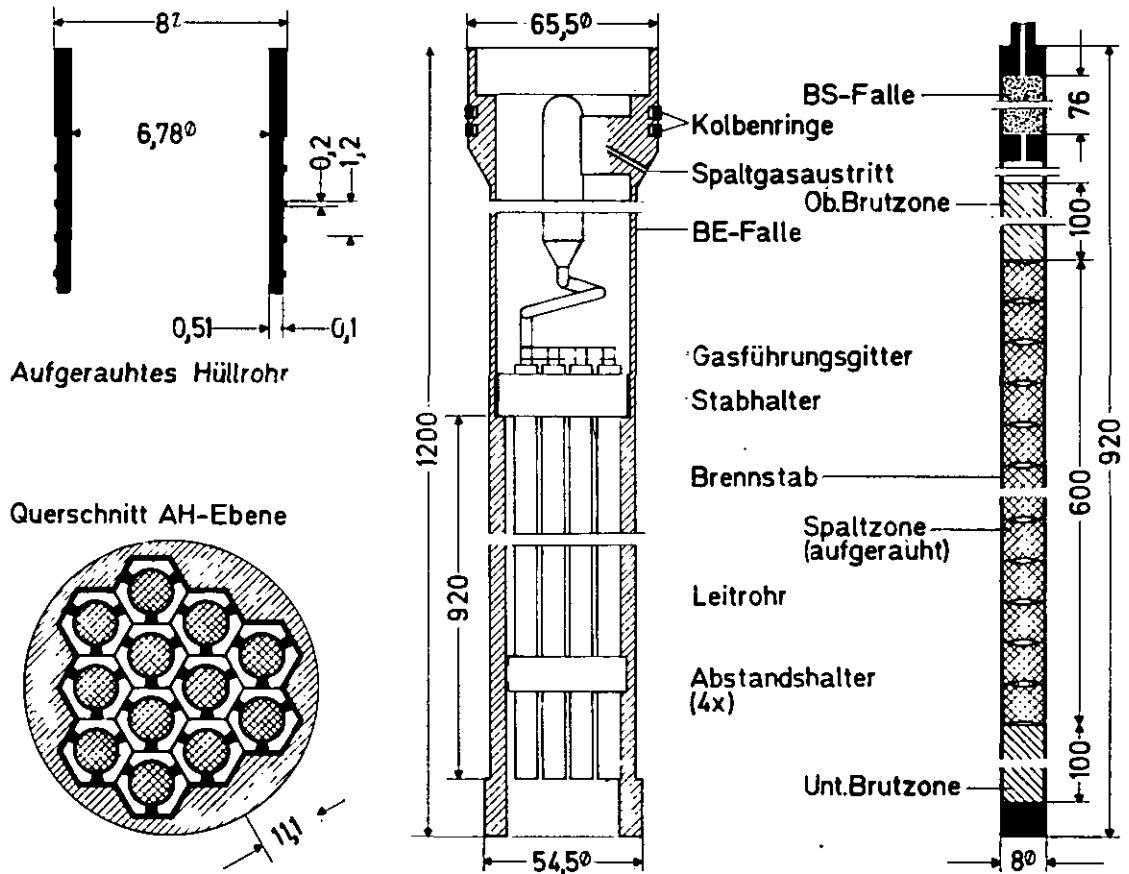


ABB. 3/4-12: GSB BE-Bestrahlung Mol, Testbrennelement (vereinfacht)

	GSB He-Loop-Mol	GCFR, 1000MW
Helium pressure	60 bar	85-120 bar
Max. He outlet temp.	580°C	580°C
Clad surface temp.	700°C	685°C
Max. lin. heat rating	500 W/cm	500 W/cm
Rod outer diameter	8,0 mm	8,2 mm
Core height	60 cm	148 cm
Number of rods	12	270
Pitch	1,1 cm	1,1 cm
Roughening	transverse ribs	same
Fuel	UO ₂ / Pu O ₂	same
Enrichment	12,7 %	same
Max. burnup	60-100 GWd/t	100 GWd/t
Blanket	UO ₂ - nat.	UO ₂ depleted
Cladding material	1.4981, 1.4970	same

ABB. 3/4-13: Comparison between Test Conditions (GSB He-Loop Mol) and Typical GCFR Operation Conditions

PLENARDISKUSSION

Berichterstatter:
A. Kleine-Tebbe
Hochtemperaturreaktor-Bau GmbH
Jülich

L W R - Leichtwasserreaktor

Decressin, EG Brüssel: Könnten Sie vielleicht zu Ihren Angaben über die Brennelementkosten und die Staffelung angeben, welche absoluten Werte Sie zugrunde gelegt haben z.B. für Natururan?

Knödler, KWU: Ich könnte solche Angaben machen, aber teilweise greife ich, glaube ich, Referaten vom Nachmittag vor, zum anderen werden Sie verstehen, daß wir die Interessen der Kunden zu wahren haben. Deswegen möchte ich hier nicht in Details gehen.

Pöhlitz, Philippsburg: Ich hätte eine ganz konkrete Frage zum Ziel der Brennelemententwicklung bei der KWU, und zwar ist ja der BE-Kasten beim Siedewasserreaktor mittlerweile zum Verschleißteil im Reaktor geworden. Diese bekannten Kastenverbiegungen behindern ja die Steuerstabfreigängigkeit und beeinflussen die Incoreinstrumentierung; es sind mittlerweile Standzeiten zwischen 3 und 8 Jahren bei dem 7 x 7 Konzept errechnet worden, während das 8 x 8 Konzept so auf 12 Jahre kommt, durch beispielsweise dickere Kästen und größere Kastenstärken. Welche Entwicklungen laufen bei der KWU in dieser Richtung?

Knödler, KWU: Ich hätte das auch als typisches Beispiel bringen können zu einem Entwicklungsprogramm unter Punkt 2, die KWU hat ein relativ großes Programm unterwegs, in Zusammenarbeit mit KRB, und wir hoffen auch, die Möglichkeit zu haben, mit anderen Siedewasser-EVUs, nachdem die Reaktoren zum Lauf gekommen sind, näher in Kontakt treten zu können mit dem Ziel, die Kriecheigenschaften des Kastenmaterials zu verbessern, wobei das nicht heißt, daß das Kastenmaterial selbst geändert werden muß. Es gibt auch nach ersten Bestrahlungsergebnissen Wege bei der Kastenherstellung, diese Verformungen, die auf Betriebskriechen zurückzuführen sind, zu minimalisieren. Der erste Schritt in unserem Entwicklungsprogramm ist bereits gemacht, wir haben für die zur Zeit in Fertigung befindlichen Kästen bereits Herstellungsverfahren einführen können, die einmal unkontrollierte Eigenspannungs-

zustände aus den Kästen herausnehmen und zum anderen auch das Initialkriechen der Kästen, das ja praktisch strahlungsunabhängig ist und in den ersten Tagen des Reaktorbetriebs auftreten kann, aus den Kästen herauszunehmen.

Uhde, TÜV Hamburg: Es ist das Wort von der Steuerstabfreigängigkeit gefallen. Ich möchte dazu bemerken, daß es zu keinem Zeitpunkt je bei einem Leistungsreaktor in Deutschland zu einer Behinderung der Abschaltsicherheit gekommen ist. Ich glaube, wir sollten das nicht im Detail diskutieren. Was Herr Pöhlitz angesprochen hat, das ist ein spezielles Betriebsverhalten, und kein Siedewasserreaktor, weder KRB noch Lingen noch Würzgassen haben bislang unter diesem Aspekt eine Beeinträchtigung der Abschaltsicherheit erlitten.

Knödler, KWU: Dankeschön, Herr Uhde, daß Sie die Begründung dieses Entwicklungsprogrammes in das rechte Licht gerückt haben. Ich wollte darauf absichtlich nicht eingehen. Es ist natürlich für uns allein das genügend Begründung, daß wir hier ein Bauteil haben, das nicht den früher gemachten Aussagen der Lebenserwartung standhält, und das deswegen verbessert werden muß, schon um die Kunden vor größerem Schaden durch frühzeitiges Ersetzen der Kästen zu bewahren.

Reichardt, KFA: Eine Frage zur Standardisierung von Hüllrohrwerkstoffen. Soviel mir bekannt ist, hat die AEG für ihre Siedewasserreaktorbrennstäbe bisher Zirkaloy-2 verwendet und Siemens für ihre Druckwasserbrennstäbe Zirkaloy-4. Wird die KWU vielleicht jetzt ein Zirkaloy-3 erfinden, um das zu vereinheitlichen?

Knödler, KWU: Nein, ich habe, glaube ich, vorhin ausdrücklich gesagt, daß kein Grund besteht, bei den bestehenden Brennelementkonstruktionen und bei der bestehenden Materialauswahl etwas zu ändern. Aber es ist sehr wohl absehbar, daß wir insgesamt auf Zirkaloy-4 übergehen, weil unsere bisherigen ausgewerteten Entwicklungsvorhaben nicht gezeigt haben, daß der Einsatz von Zirkaloy-4 irgendwelche Nachteile bringt für Siedewasserbrennstäbe. Aber ich glaube, Sie kennen dieses Argument sehr gut, daß man für solche recht weitgreifenden Änderungen zwischen den beiden Leichtwasserreaktorfamilien auch die entsprechende Resonanz bei den Kunden braucht. Es gab einmal ein USAEC-gesponsortes Programm, was, soviel ich mich erinnern kann, etwa 20 bis 25 mögliche Legierungen enthielt; geblieben sind eigentlich Zirkaloy-2 und Zirkaloy-4-Varianten, wobei das Zirkaloy-4 mit seiner Nickelfreiheit besonders in der Zeit, wo der Hauptentwicklungsaufwand ja eher auf dem Gebiet der Wasserstoffaufnahme lag, bei den Druckwasserreaktoren eingeführt wurde, denen man auf Grund ihrer speziellen chemischen Umgebung sehr hohe Wasserstoffaufnahmen prohezeit hatte. Das hat sich schließlich als Gespenst herausgestellt. Die Tatsache, daß wir noch beide Legierungen verwenden, ist einfach darauf zurückzuführen, daß es traditionell eben zwei Gruppen gibt, die diese Metalle einsetzen, und daß es hier eben aus dieser Tradition heraus mit den Verkaufsgesprächen, die diese Tradition gepflastert haben, sehr schwierig ist, sich jetzt auf ein Material zu einigen.

Nickel, KFA: Einige Fragen an Herrn Knödler. Zunächst zu den Kosten. Wir haben gelernt, daß man bei den Brennelementherstellungskosten soviel Variationsbreite gar nicht hat. Man kann zwar noch einiges daran tun, aber der langsamste Konvoi bestimmt die Geschwindigkeit, und hier ist der dickste Hund, wenn man das in Führungszeichen sagen darf, längst nicht die Brennelementherstellungskosten, sondern mögliche Verzögerungen bei der Inbetriebnahme und beim Brennelementwechsel. Wie kann man es schneller machen? Geht es überhaupt und welche Folgen in bezug auf Sicherheit z.B. durch Unachtsamkeit treten auf? Weiterhin wäre es vielleicht ganz gut, wenn Herr Knödler die Frage (nicht nur pauschal) beantwortet: Wo ist das heutige Sicherheitsprogramm?

Knödler, KWU: Zunächst zum Brennelementwechsel. Ich möchte feststellen, daß die Brennelementwechselzeiten bei den Reaktoren, die nicht mehr Prototypen sind mit ausgeprägtem Untersuchungsprogramm, durch Brennelementschäden nicht beeinträchtigt waren. Brennelementschäden haben sehr wohl in einigen Anlagen Reparaturen nach sich gezogen. Diese Reparaturen konnten aber unabhängig von der eigentlichen die Betriebszeit bestimmenden Brennelementwechselzeit durchgeführt werden. Die Brennelementwechselzeiten sind eigentlich heute ein falscher Name für die jährlichen Revisionszeiten der Reaktoren. In Wirklichkeit wird hier das gesamte Kraftwerkssystem revidiert. Außerdem sind diese Zeiten in der Planung auch für die Zukunft weitgehend bestimmt durch die sicherheitstechnisch bedingten Inspektionen am nuklearen Dampferzeugersystem. Hinzu kommen natürlich auch Turbinenrevisionen, die in einem dreijährigen Zyklus dann vielleicht auch zu etwas längeren Zeiten führen. Wir werden bei einer einmaligen Revisionszeit im Jahr von den jetzigen Zeiten von 3 1/2 bis 4 Wochen kaum wegkommen. Es hat ja schon Überlegungen zur Verbesserung des Brennstoffzyklus durch halbjährliche Zyklen gegeben. Für diese halbjährlichen Zyklen ohne Inspektionen kann man an Brennelementwechselzeiten denken, die in die Größenordnung von 8 bis 10 Tagen kommen. Das bedarf aber besonderer konstruktiver Maßnahmen am Primärsystem. Sie haben gefragt, wo ist das Projekt nukleare Sicherheit? Ich muß sagen, dieses Projekt erscheint mir mit dem Vorhaben der USA sehr gut im Gleichschritt. Es sind hier Untersuchungen begonnen worden, die so wichtig sind, daß man sie auch im eigenen Land machen muß. Ich habe gestern schon in Einzeldiskussionen gesagt, und das möchte ich hier eigentlich noch einmal vor dem Plenum wiederholen: Es ist sehr wichtig, daß man gute Fragen stellen kann, auch an die USAEC; um nun die guten Fragen stellen zu können, muß man schon 60 % dieser Entwicklung selbst machen, weil "gute Fragen" 60 % des Problems sind. Die 40 % Antwort muß man dann aber auch noch danach beurteilen können, ob sie richtig oder falsch sind. Ich möchte nochmals darauf hinweisen, daß wir ja mit diesem Projekt Nukleare Sicherheit von den Annahmen allerungünstigster Erscheinung wegkommen wollen, und daß wir möglichst ingenieurmäßig untermauerte Maßnahmen zur Beherrschung des Unfalls ableiten müssen. Hier geht es dann auch um Effekte zweiter Größenordnung, und deswegen halte ich es für sehr wichtig, daß man z.B. Berstversuche mit Stabproben macht, die die Reaktorbetriebsgeschichte gesehen haben, denn für eine ingenieurmäßige Betrachtung müssen wir auch das Verhalten von Stäben kennen, die eine gewisse Alterung erfahren haben, die nicht nur gesplitterte UO₂-Tabletten enthalten, sondern die auch die chemisch-mechanischen Erscheinungen zwischen UO₂ und Hüllrohr-Wand gesehen haben.

Jester, BBR: Ich habe eine Frage zur Abschaltsicherheit von Druckwasser-

reaktoren. Herr Hölzer nannte gestern als Auslegungskriterium für die Brennelemente, daß die Steuerstabführungsrohre nicht knicken dürfen. Und er sagte auch, daß sie deshalb dieses Konzept des abschlagbaren Brennelementkopfes entwickelt haben. Wenn ich Sie richtig verstehe, bedeutet dies, daß die Befestigung der Steuerstabführungsrohre am Brennelementkopf so ausgelegt ist, daß die Festigkeit niedriger ist als die zulässige Knickbelastung der Steuerstabführungsrohre. Ist das richtig?

Knödler, KWU: Das ist richtig, ja.

Jester, BBR: Nun, wie erzählen Sie im Störfall diesen Sollbruchstellen, daß alle zum gleichen Zeitpunkt reißen, so daß der Brennelementkopf nicht verkantet, und damit auch keinen Moment auf die Steuerstabführungsrohre überträgt und so zum Knicken direkt provoziert?

Knödler, KWU: Das ist eine konstruktive Aufgabe zusammen mit einer Großzahl von entsprechenden dynamischen Belastungsversuchen. Ich kann Ihnen versichern: Es ist uns gelungen, eine Befestigung zu finden, die mit einem so kleinen Toleranzbereich abreißt, daß die dazugehörige Verformung des oberen Kantengerüsts gewährleistet, daß der Kopf nicht weiter verkantet. Wir müssen ja dabei bedenken, es wird ja keine Punktlast aufgebracht bei diesem hier definierten Unfall, sondern es kommt von oben eine Flächenlast auf den Kopf, d.h. also: Auch der Kopf kann garnicht so sehr verkanten, weil eine gewisse Geradehaltung durch die Führung im oberen Kerngerüst gegeben ist.

Pöhlitz, Philippsburg: Ich muß zu der vorletzten Frage etwas berichtigen. Ich habe heute morgen nicht von einer Gefährdung der Abschaltsicherheit, sondern von Steuerstabfreigängigkeit gesprochen. Es sollte hier also nicht der Eindruck entstehen, daß die Abschaltsicherheit von Siedewasserreaktoren gefährdet wäre.

Ritz, KWG: Es wurden vorhin Rampenexperimente von Brennelementen angesprochen. Ich möchte hier sagen, daß im ersten Leistungsreaktor, der in Deutschland gebaut wurde, dem MZFR, praktisch ständig Rampenexperimente durchgeführt werden, und ich kann kurz etwas über die Brennstoffeinführung berichten. Wir haben einige Defekte gehabt bei der ersten Coreladung, alles Brennelemente, die aus der ersten Fertigung stammten mit Liefernummern unter 100. Seitdem haben wir keine defekten Brennelemente mehr, obwohl wir jedes Brennelement mindestens zweimal, manche sogar vier- bis fünfmal in den Kern einsetzen, und zwar bei voller Leistung. Das nur zur Ergänzung.

Föglein, NWK: Herr Knödler hat vorhin beim Vergleich der Stromerzeugungskosten die Hinweise auf die Stellen geliefert, wo der Betreiber voraussichtlich darauf achten muß, daß der Hersteller nicht zu sehr spart. Gemeint ist hier die Frage der mit zunehmender Fertigungskapazität evtl. denkbaren Beeinflussung des Aufwandes für die Qualitätssicherung. Gedenkt der Hersteller (ich hoffe das nicht) auch hier Maßnahmen zu ergreifen, um die Fertigungskosten zu beeinflussen? Wir würden das auf jeden Fall nicht sehr begrüßen, da wir im Augenblick mit den im Betrieb befindlichen Brennelementen nur Erfahrungen bei Belastungen des stationären Betriebes haben. Sie selbst sagen, die BE-Wechseldauer wird be-

stimmt durch die Revision. Das geht doch nur so lange, solange der BE-Wechsel und die BE-Inspektion terminlich zusammengeschaltet ist mit den übrigen Revisionen. Sobald aber in Zukunft die Zuverlässigkeit der Reaktorkomponenten so gut ist, daß eine Inspektion im Umfang reduziert werden kann, dann wird der BE-Wechsel nur zu den Zeiten grosser Komponentenrevisionen im Termenschatten dieser Komponenten segeln. Dann werden sich die Inspektionen in die Kosten des Stillstandes auswirken, nicht nur durch Verlängerung des Stillstandes, sondern auch durch die Aktivität im Kreislauf und Personalbelastung.

Knödler, KWU: Ich möchte nur betonen, daß ich von Rationalisierung sprach, und ich wollte mich eigentlich auf den Ursprung dieses Wortes beziehen. Wir wollen nichts weglassen; es ist wohl allgemein bekannt, daß man Qualität nicht nachträglich hineinprüfen kann, aber die Mengenfertigung erlaubt noch mehr die Anwendung von regelungstechnischen Konzepten zur Vergleichmäßigung der guten Eigenschaften des Produkts.

Raff, GfK: Ich hätte eine Frage bezüglich des maximal zu erwartenden Prozentsatzes der im Core befindlichen defekten Brennstäbe. Gibt es da Angaben?

Knödler, KWU: Ich habe vorhin Defektraten von 0,1 % genannt. Ich habe auf einer anderen Tagung gesagt, daß unsere Entwicklungsprogramme in Labor und Fertigung darauf abgestimmt sind, diese Defektzahl mindestens zu halbieren. Aber ich weiß nicht, ob sich alle darüber im klaren sind, was das allein im Detail bedeutet. Ich habe vorhin genannt die Millionen Meter Hüllrohr. Ein Kern enthält ja schon über 100 km Hüllrohr. Und wenn Sie sich vorstellen, daß die Wahrscheinlichkeit, daß Tablettenstoßstellen mit evtl. Hüllrohrdefekten zusammenstoßen, sehr groß ist, weil wir ja auf den Meter bezogen nochmal fast um 2 Zehner-Potenzen mehr Tablettenstoßstellen drin haben, selbst wenn nicht alle aktiv sind, dann sind doch 80 % davon aktiv. Wenn Sie sich jetzt vorstellen, daß eine solche Stoßstelle, eine solche Spannungstörstelle auf einen Defekt trifft, der nur etwa 3-4 Zehntel Millimeter lang ist, und diese 3-4 Zehntel Millimeter mit der Entfernung von hier bis Frankfurt vergleichen, dann sehen Sie, wie schwer es ist, ein solches Zero-Defekt-Konzept durchzusetzen. Deswegen verstehen Sie bitte auch, daß ich nicht zu kleine Defektraten verspreche, aber andererseits machen Sie sich bitte auch klar, daß diese Defektraten, d.h. also 8 bis 12 Stäbe mit Defekten in einer 1200 MW Anlage, trotzdem schon J-131 Aktivitäten von 10^{-2} bedeuten.

Schwarz, EVS: Das Kostenkonzept von Herrn Knödler hat mich zu einer Überlegung angeregt. Es ist eindeutig so: Die Uran- und Anreicherungspreise laufen den Fertigungspreisen davon. Wenn man sich aber an die früheren Diskussionen erinnert, wo lege ich den Abbrand optimal hin, wirtschaftlich optimal, dann war das ungefähr bei 35.000 MWd/t. Das war bei den damaligen niedrigen Uran- und Anreicherungspreisen. Ich habe so das dumme Gefühl, wenn nicht das Verhältnis Leistungsdichte zu Abbrand und das daraus folgende Wechselschema ernsthaft beeinträchtigt wird, könnte es sinnvoll sein, eventuell auf niedrigere Abbrände zu gehen, einerseits, und daraus folgt, daß man unter Umständen mit der Fertigung etwas großzügiger sein könnte. Denn ein Teil der Defekte

wird ja doch Langzeitnatur haben. Ich bin mir nicht ganz klar, ob man bei diesen jetzt angesprochenen 3 oder 4 Parametern, wenn man sie gleichzeitig beobachtet, auf einen grüneren Zweig kommt.

Knödler, KWU: Herr Dr. Schwarz, genau diese Überlegungen sind ja bei uns im Gange, deswegen soweit die Vorstellung des Halbjahreskonzeptes. Ich bin aber ziemlich sicher, daß wir wieder uns treffen mit unseren Kunden, wenn z.B. die Anreicherung nochmals um etwa 25 bis 30 % raufgeht, und etwa diese Größenordnung ist schon bezogen auf den höheren Preis. Und die Natururanpreise werden sich jetzt nicht, wie man meinte, stabilisieren, sondern nochmal um 50 % raufgehen.

Wilhelm, GKSS: Ich möchte noch eine Bemerkung machen, von der ich glaube, daß sie auf einer Tagung mit dem Untertitel Statusbericht der Fachgruppe Brennelemente eigentlich nicht fehlen sollte, und zwar, eine Bemerkung zu den bisher guten Betriebserfahrungen unseres FDR Schiffsreaktors. Vielleicht ist allgemein nicht bekannt, daß der erste Kern mit Stahlcanning inzwischen gewechselt worden ist in einen Kern mit Zirkaloy-4. Dieser Kern hat zur Zeit einen mittleren Abbrand von etwa 7.000 MWd/tU, einen maximalen Abbrand von etwa 25.000 MWd/tU. Das Schiff hat, wie es eben in diesem Bereich üblich ist, nicht nur Zyklen, sondern auch echte Rampen gefahren und hat bisher eigentlich eine Brennstabfehlerrate von ungefähr 0,1 % gezeigt, d.h. also, wir erwarten, daß etwa 3 bis maximal 5 Stäbe zur Zeit kaputt sind. Die Aktivität ist gleich zu Anfang des Betriebes des 2. Kerns angestiegen und dann nicht weiter. Wir haben allerdings berechtigte Hoffnung, daß diese Aktivitäten nicht aus den Hauptelementen herauskommen, sondern, wie vielleicht viele von Ihnen wissen, fährt die OTTO HAHN in ihren Testecken einen ganzen Zoo von Experimentierstäben spazieren, die einer sehr unterschiedlichen Laborfertigung entsprungen sind. Für diese Teststäbe können wir natürlich nicht die gleiche Qualitätssicherung garantieren, wie für die übrigen Stäbe. Ich wollte diese Anmerkung nur noch machen, weil Herr Knödler sie in seinem Dia vergessen hat. Möglicherweise hat er es getan, weil die OTTO HAHN meistens außerhalb Deutschlands fährt. Aber immerhin fährt sie manchmal auch mitten in einer deutschen Millionenstadt, und die Lastwechsel, die die OTTO HAHN fahren kann, was die Geschwindigkeit anbetrifft, sind ungefähr 4 % pro Sekunde, das sind die Anforderungen, die die Navigation des Schiffes an den Reaktor stellt. Dankeschön!

H T R - Hochtemperaturreaktor

Raff, GfK: Wie schätzen Sie beim HTR den Stand der Entwicklung im Vergleich zu Leichtwasserbrennelementen ein? Ich meine jetzt, Sie haben einen umfangreichen Katalog von Verbesserungsmöglichkeiten dargestellt, während bei Leichtwasserbrennelementen so etwas gefehlt hat.

Balthesen, KFA: Wir haben natürlich nicht den Umfang der Betriebserfahrung, die die Leichtwasserreaktoren heute haben; vor allen Dingen, wenn ich an die amerikanischen Erfahrungen mit einer statistischen Auswertung und dem daraus folgenden Feed-back für eine Verbesserung

der Brennelemente denke. Auf der anderen Seite hat der Hochtemperaturreaktor aufgrund dieser zahlreichen Möglichkeiten in der noch nicht ausgeschöpften Materialvariation trotz des heute bereits erreichten hohen Standes mit hoher Sicherheit für den Betrieb der Zweikreisanlagen noch eine ungeheure Fülle von materialtechnischen Möglichkeiten zur Beherrschung sicherheitstechnischer Probleme. Vor allen Dingen sind Zusätze für die Spaltproduktrückhaltung bei weitem noch nicht ausgeschöpft; diese Arbeiten nehmen noch einige Jahre in Anspruch, werden aber sicherlich einen gleitenden Verbesserungsprozeß bringen.

Kramer, IRS: Nachdem wir in dem ersten Vortrag relativ viel über die Kosten gehört haben und im zweiten gar nichts, könnten Sie uns vielleicht einen ungefähren Vergleich der relativen Fertigungskosten geben, zwischen Leichtwasserreaktor- und HTR-Brennelementen?

Pfahls, HOBEG: Ich könnte lediglich etwas über die Herstellungskosten sagen. Ich glaube aber, das führt hier zu weit.

Götzmann, KWU: Die Erfahrungen mit dem AVR sind ja in der Tat eindrucksvoll. Jetzt habe ich eine Verständnisfrage, die 950 °C, ist das die gemischte Austrittstemperatur, oder nur eine heiße Strähne?

Balthesen, KFA: 950 °C ist die gemischte Austrittstemperatur, heiße Strahlen haben wir noch nicht nachweisen können.

Götzmann, KWU: Die können Sie einfach darstellen im Zusammenhang zwischen der Austrittstemperatur und der Leistungsdichte. Der AVR hat meines Wissens eine relativ niedrige Leistungsdichte, so daß die hohe Austrittstemperatur zunächst ganz natürlich folgt. Wenn die Leistungsdichte runtergeht und Sie halten die Brennelementoberflächentemperatur konstant, dann geht das ΔT sehr weit runter. Und von daher ist es für mich noch nicht ohne weiteres zu ersehen, daß man z.B. eine ähnlich hohe Austrittstemperatur bei einem Reaktor erzielen kann, der eine wesentlich größere Leistungsdichte hat. Aber das ist vielleicht eine Frage mehr an die Ausleger.

Theymann, HRB: Die Leistungsdichte im AVR ist natürlich kleiner als die in den Leistungsanlagen wie THTR und HTR-1160. Sie liegt im HTR-1160 bei 8,4 MW/m³, im THTR bei 6 MW/m³ und im AVR bei 2 bis 2,5 MW/m³, so daß die Erprobung bei hohen Temperaturen für die Brennelemente sicher erreicht wird; leider kann nicht die schnelle Neutronendosis und die Leistungsdichte im AVR-Element realisiert werden.

Stehle, KWU: Ich habe bei Ihren Blockelementen gesehen, daß Sie durchaus auch einen Einfüllspalt haben zwischen Ihren Brennstoffcompacts und Ihrer Graphitmatrix. Nun die Frage: Was läßt sich über Schrumpfen und Schwellen Ihrer Compacts sagen? Ein Schrumpfen würde ja hier auch den Spalt erweitern, mit allen nachteiligen Folgen für die mittlere Brennstofftemperatur, die wir bei unserem UO₂-Element doppelt überwinden, weil wir wissen, daß sich die Bruchstücke umlagern und den Kontakt mit der Hülle wieder suchen. Bei Ihren Brennstoffcompacts da-

gegen würde ich mir das schwer vorstellen können.

Balthesen, KFA: Der Spalt zwischen den Brennstoffstäben und dem Graphit wird als notwendig betrachtet. Sie haben so eine echte Entkopplung, die auch eine spannungstechnische Entlastung bringt für den Graphit und damit auch in etwa kontrollierbar wird. Das Schrumpfungsverhalten der Brennstoffstäbe ist zweifellos ein Problem, das durch sehr sorgfältige Bestrahlungserprobungen ermittelt wird und in einem breiten Temperatur- und auch Dosisbereich definiert wird, und damit in die Auslegung und die Brennelementspezifikation eingehen wird. Es gibt gewisse Probleme insofern, als das Schrumpfungsverhalten dieser Brennstoffstäbe sehr stark von der Art der eingesetzten Partikel abhängt. Bei einem Triso-Biso-System haben Sie ein anderes Schrumpfungsverhalten, als wenn auf allen Teilchen SiC-Schichten sind. Das muß sehr genau definiert und untersucht werden. Es läßt sich aber auch messen und bei der Auslegung berücksichtigen.

Krawczynski, KFA: Die Frage geht vielleicht auch in den Punkt von gestern. Wie groß ist der Druckunterschied, den die Gebläse aufnehmen müssen, für gleichartig große Blockreaktoren und für gleichartig große Kugelreaktoren? Und jetzt noch eine Zusatzfrage: Wie sieht es aus, erwägen Sie heute auch noch, evtl. den Kugeldurchmesser zu verkleinern?

Theymann, HRB: Was den Druckabfall anbetrifft, so gibt es keine prinzipiellen Unterschiede zwischen Kugelhafen- und Blockcore. Der Druckabfall liegt etwa im Bereich einer halben bis einer Atmosphäre.

Balthesen, KFA: Die zweite Frage, ob wir noch immer daran denken, den Durchmesser der Kugel zu ändern, das möchte ich glattweg verneinen. Erstens sind die jetzigen Kugeldurchmesser sowohl vom Fließverhalten im Kugelhafenreaktor als auch von der Leistung her optimiert, und zweitens würde das erfordern, daß die gesamte Entwicklung, die bisher durchgezogen worden ist, an diesem veränderten Element dann noch einmal wiederholt werden müßte, und das erscheint zur Zeit untragbar.

Roth, Fa. Fichtner: Herr Balthesen, Sie hatten früher ausgeführt, daß sich gewisse Lösungsmöglichkeiten abzeichnen, die Schwermetallkontamination herabzusetzen. Können Sie das bitte noch ein bißchen näher erläutern?

Balthesen, KFA: Ja, ich möchte sogar sagen, daß inzwischen diese Lösungsmöglichkeiten bereits weitgehend wahrgenommen werden. In erster Linie ist es durch eine Absenkung der Beschichtungstemperatur im Wirbelschichtofen. Offensichtlich, das ist gerade auch durch Untersuchungen bei Herrn Nickel hier etwas besser erkannt worden, hängt es sehr stark von diesen Beschichtungstemperaturen ab (das sind also Urandampfdruckprobleme) wie durch Verwendung entsprechender Gase wie Propylen, wobei die Temperatur gegenüber dem Methan von 2000 auf etwa 1350 °C absinkt, oder bei Mischgasverwendung können Sie schon wesentlich bessere und kontaminationsfreihere Schichten erhalten. Zum zweiten muß gesagt

werden, daß insbesondere auch bei der Verwendung von Triso-Partikeln die Kontamination der äußeren PyC-Schicht, die ja für die Spaltgas-freisetzung oder Spaltproduktfreisetzung verantwortlich ist, durch die SiC-Schicht erheblich abgesenkt wird.

Pöhlitz, Philippsburg: Wie wir gerade von Prof. Nickel gehört haben, steht der HTR mehr bei Fuß und auch die Vortragenden haben hier über Fortschritte und gute Zuverlässigkeitsaussagen und -analysen berichtet. Meine Frage an die HTR-Leute: Wie sieht es mit der Zukunft, mit dem Verhältnis des HTR zu den anderen Reaktorsystemen aus? Betrachtet man den HTR als Ergänzung zum LWR oder will er nur eine Marktlücke füllen? Ich habe übrigens den Eindruck, daß man die Konfrontation mit den LWR-Leuten, bisher jedenfalls, nicht nur in dieser Versammlung, sondern überhaupt vermieden hat.

Balthesen, KFA: Sie haben jetzt natürlich Fragen gestellt, die weit über die Brennelemententwicklung und Fertigungsprobleme hinausgehen, sondern insgesamt eine Linienstrategie beinhalten, und deshalb auch nicht einfach zu beantworten sind. Ich möchte vielleicht darauf hinweisen, daß der HTR trotz seiner erheblichen zeitlichen Verzögerung gegenüber den Leichtwasserreaktoren heute als Zweikreisanlage nach unserer Auffassung einsatzbereit ist. Wir glauben auch, daß besonders ab Anfang der 80er Jahre HTR-Großanlagen betrieben werden. Wir glauben aber, und das sollte man besonders herausheben, daß aufgrund des Temperaturpotentials, das in diesem System liegt, sein großer und sehr zukunfts-trächtiger Anwendungsbereich auf den Gebieten liegt, die einfach höhere Temperaturen erfordern. Das ist einmal die sicherlich mit verschiedenen Vorteilen behaftete Einkreisanlage mit der Heliumturbine und auf der anderen Seite natürlich bei noch höheren Temperaturen die Erzeugung von Prozeßwärme. Ich kann Ihre Frage zur Zeit nur so weit beantworten.

Wedemeier, GfK: Herr Nickel, Sie sagten, daß die Sicherheit dieser Kernels unübertroffen gut sei. Nun kennen wir auf der anderen Seite auch den Amöbeneffekt. Zwar gibt es sehr schöne SiC-Schichten, die verhindern, daß diese Amöbe gravierend wird, andererseits aber mögen die Reprocessing-Leute diese SiC-Schichten gar nicht, so daß sie wohl oder übel darauf doch verzichten müssen. Wie groß werden dann möglicherweise die Amöbenschäden, und wie ist der Unterschied zwischen Kugel auf der einen Seite und Block oder Monolith auf der anderen Seite?

Nickel, KFA: Der Amöbeneffekt ist in der Tat nicht auszuschließen, aber nur dann, wenn man gleichzeitig hohe Temperaturen und hohe Temperaturgradienten hat, unabhängig vom Oxid oder Carbid. Wir selbst haben bei unseren gesamten Kugelbestrahlungsversuchen selbst bei sehr viel höherer Beanspruchung als beim THTR niemals einen Amöbeneffekt festgestellt. Ein Amöbeneffekt läßt sich bei den Blockelementen nicht ganz ausschalten, wenn Sie die Oxidteilchen nehmen, die eine etwas größere Rate haben. Wenn man Karbidteilchen nimmt für den Feed, d.h. also für das Uran-235-Partikel und Oxid, Thoriumoxid für das Brutpartikel, kommt der Amöbeneffekt nicht zum Tragen. Nun zur Frage des SiC. Das SiC wird nicht deshalb abgeschieden, um den Amöbeneffekt zu verhindern, denn das kann es gar nicht, sondern die Amöbe wandert durch das

SiC genauso wie durch Pyrokohlenstoff. SiC nimmt man, um ein höheres Rückhaltevermögen für einige feste Spaltprodukte Cäsium, Strontium zu haben, wie Sie ja wissen. Die Wiederaufarbeitungsfrage ist natürlich in diesem Kontext mit zu diskutieren. Man sieht aber heute kein Problem. Unsere Wiederaufarbeitungsherren sollten hierzu vielleicht selbst Stellung nehmen.

Götzmann, KWU: Wenn ich mich recht erinnere, war es vor einigen Jahren so, daß die amerikanischen Spezifikationen für den Anteil der schon beim Einsatz in den Reaktor nicht vollständig intakten Partikel und für die Zahl der Partikel, die über dem Abbrand kaputtgeht, sich um - sagen wir - den Faktor 100 von den europäischen unterschieden. Kann jemand sagen, ob dieser Unterschied heute noch besteht, und ob das heißt, daß unsere Partikel so sehr viel besser sind als die amerikanischen?

Balthesen, KFA: Die Spezifikation für gebrochene Partikel in diesem Sinne bei der Herstellung gibt es insofern nicht, als man das freie Uran gegenüber dem gesamteingesetzten Uran spezifiziert. Darin sind einerseits die Kontaminationswerte enthalten, aber auch die gebrochenen Teilchen. In der Tat war es in der Vergangenheit so, daß wir in den kugelförmigen Brennelementen hervorragende Werte hatten, die darauf hinwiesen, daß die Kontamination der Matrix der Elemente ausschließlich aus der Kontamination der Schichten stammte und nicht aus gebrochenen Teilchen. Hier spielt zweifellos der große Vorteil dieser sehr homogen in die Matrix eingebetteten Teilchen eine große Rolle. In den blockförmigen Brennelementen, in den Brennstoffstäben, das muß man mit aller Deutlichkeit sagen, hat diese Entwicklung inzwischen nachgezogen. Wir haben neue Werte auch von General Atomic kennengelernt. Die Fertigungstechnik ist so verbessert worden, daß inzwischen Kontaminationswerte in derselben Größenordnung wie bei der der Kugel vorkommen. Zum Bruch der Teilchen ist zu sagen, daß zweifellos durch die etwas höhere Belastung in den Graphitblockelementen heute noch ein gewisser Teilchenbruch, der auch nach statistischen Modellen erfaßt werden kann, toleriert werden muß. Es gibt jetzt aber schon zunehmend Bestrahlungsergebnisse an Brennstoffrods, die auch bis zu hohen Belastungen ein verbessertes Partikelverhalten zeigen, zumindest eine Partikelbruchrate, die unter 10^{-3} bleibt, trotz wesentlich höheren Abbrandes und höherer Dosisbelastung, die diese Teilchen im Blockelement ertragen müssen.

Stöcker, KFA: Nehmen wir einmal an, daß die globale Preisdifferenz LWR, HTR so knapp bleibt, daß sich Zweikreisanlagen des HTR nicht durchsetzen. Nehmen wir ferner an, daß der Leichtwasserreaktorzubau so stark wächst, oder daß der Uranpreis aus diesem oder aus anderen Gründen unerwartet steigt und steigt. Meine Frage ist die: Hat der Konversionsfaktor, den Sie ja beim HTR wohl stark beeinflussen können, einen starken Einfluß auf das Design der Coated Particles? Das ist die erste Frage. Die zweite im Hinblick auf ein nichtnukleares Energieprogramm, wobei die Kohlevergasung stark gefördert wird: Wie hoch ist die maximale Gasaustrittstemperatur, die Sie von Ihren jetzigen Erfahrungen her haben können, und haben Sie wirklich Experimente in einem Testreaktor, wo das Element bei 1.200, 1.300 oder 1.400 °C betrieben wird?

Balthesen, KFA: Hochkonverter-Elemente haben wahrscheinlich keinen Einfluß auf die Partikel, aber auf die Volumenladung in den Brennelementen. Diese würde z.B. in den Kugeln erheblich anwachsen, was dann auch entwicklungstechnische Probleme beinhaltet. Zu den erreichbaren Maximaltemperaturen möchte ich hier im Moment nur unsere Erfahrungen mit kugelförmigen Brennelementen heranziehen: Erstens AVR mit 950 °C, komplikationslos; zweitens Experimente, die wir vor allen Dingen im Dragon-Reaktor durchgeführt haben mit Temperaturbelastungen zwischen 1.400 und 1000 °C bei weit überzogener Belastung mit einem einwandfreien Bestrahlungsverhalten. Wenn Sie das übertragen auf die OTTO-Fahrweise und voraussetzen, daß die Brennelemente denselben Belastungsstand halten mit der anderen Leistungsgeschichte, dann könnte eine Gasaustrittstemperatur vom Brennelement her gesehen von, ich würde sagen 1000 °C durchaus in Betracht gezogen werden. Sie dürfen aber nicht vergessen, daß der Reaktor nicht aus dem Brennelement allein besteht, sondern daß andere Implikationen von der Metallseite dazu kommen.

Teuchert, KFA: Zur Ergänzung: Wir haben versucht festzustellen, welche Gasaustrittstemperatur kann man im Rahmen der gegebenen technologischen Grenzen für die Brennelementzentraltemperatur erreichen. Bei dieser Studie hat sich gezeigt, daß wir eine mittlere Gasaustrittstemperatur von 1170 °C erreichen können, bei einer gleichzeitig mittleren Leistungsdichte im Reaktor von 12 MW/m³ und einem Abbrand von 130.000 MWd/t. Die maximale Brennstofftemperatur von 1.250 °C wird dabei nicht überschritten, wobei man feststellen muß, daß die Herstellung der Coated Particles eine Temperatur von 1.700 °C etwa erfordert. Wirtschaftlich ist es nicht, solch hohe Leistungsdichten zu erzielen.

S N R - Schneller Natriumgekühlter Reaktor

Nickel, KFA: Nun eine Frage zum Schwellen des Brennstoffes beim SNR: Sie haben natürlich eine unterschiedliche Schwellrate, wenn Sie vom Oxid zum Karbid übergehen. Können Sie das auch einkalkulieren, oder welche Möglichkeiten sehen Sie hier, ähnliche Abbrände auch beim Karbid anzusteuern wie beim Oxid?

Karsten, GfK: Beim Oxid ist die Sache natürlich harmlos, weil das strahleninduzierte Kriechen jedem Druck in endlicher Zeit ausweicht. Nicht so beim Karbid. Wir sind aber in der glücklichen Lage, daß wir mit unseren stabilisierten Stählen eine so hohe Festigkeit haben, daß Sie einen gewissen Restraint auf das Karbid ausüben. Wenn wir dieses noch entsprechend vorbehandeln, sind wir sehr wohl in der Lage, wie unsere Rechnungen zeigen, im stationären Betrieb kaum Aufweitung des Hüllmaterials zu bekommen. Außerdem läßt sich eine leichte Karbonierung nicht vermeiden. Die Festigkeit steigt noch an, und die ersten Nachuntersuchungsergebnisse aus unseren Karbidstäben haben diese Erwartungen nicht nur bestätigt, sondern noch übertroffen in der Weise, daß wir geringere Aufweitungen bei den Karbidstäben gleichen Abbrandes hatten als beim Oxid. Das spricht dafür, daß man mit harten, sehr festen Materialien ein Stück weiterkommt. Aufweitungen gibt es beim zyklischen Betrieb, das haben wir sehr wohl gesehen.

Kutschera, GfK: Sie erwähnten das induzierte Kriechen, das ein schwellbegleitender Prozeß ist. Ich habe nicht ganz verstanden, wie oder worin Sie die treibende Kraft für dieses Phänomen sehen.

Karsten, GfK: Das haben mir selbst gewiefte Fachleute nicht beantworten können. Es ist etwa trivial so, daß Sie bei dieser gewaltigen Neutronenbelastung einen quasi viskosen Zustand des Hüllmaterials bekommen, wo sämtliche Ordnungszustände beseitigt werden. Sie erhöhen die Entropie des Materials. Das Gas benimmt sich beliebig frei, sämtliche Bindungskräfte, die die Ordnung bisher dargestellt haben, lassen nach, das Bindegewebe des Materials wird gewissermaßen schwächer.

Nickel, KFA: Ich möchte sagen, daß sowohl bei Herrn Karsten als auch bei Herrn Stehle, daß aus beiden Referaten einige Probleme sichtbar geworden sind, die für beide Elemente zutreffen. Ein ganz wichtiger Punkt scheint mir die Strukturmaterialfrage, das Schwellen des Materials zu sein, das schwellinduzierte und neutroneninduzierte Kriechen. Ein weiterer wichtiger Punkt, der, glaube ich, auch für beide Seiten gilt, ist die Innenkorrosion und die Außenkorrosion. Ist die Korrosion sehr stark unterschiedlich bei Natrium- oder bei Heliumbonding? Wieweit sehen Sie darüber hinaus Möglichkeiten, z.B. Korrosion zu verhindern, geringeres Schwellen zu haben bei Karbonitriden und Nitriden, die heute gar nicht angesprochen worden sind? Ein weiterer Punkt ist auch die Fertigung dieser Rohre, wobei man sieht, wie kompliziert es doch im Vergleich zu unserer HTR-Linie ist.

Karsten, GfK: Wir bemühen uns, beim Schwellen nicht so sehr in der Zukunft neue, grundsätzlich neue Hüllmaterialien in das Programm aufzunehmen, z.B. PS 16 Nickelbasislegierungen, weil die sofort ein großes Volumen an F+E-Aktivität nach sich ziehen würden. Bekanntlich verspröden diese Dinge sehr rasch. Es ist also nicht damit getan, ein schwellfreundliches Material zu übernehmen, das hat immer noch Schattenseiten. Dann zur Korrosion: Beim Oxid, glaube ich, habe ich relativ klar gemacht, welche Gegenmaßnahmen wir haben. Beim Karbid ist es so, daß wir zwar die übliche Chemie nicht spüren bei der Korrosion; das wesentliche Problem ist möglicherweise der Kohlenstoff. Das hat man ein bißchen in der Hand durch geeignete Spezifikationen des Brennstoffes. Vielleicht sollte ich noch ein Wort zu einem neueren Materialtyp sagen, der vom CEN favorisiert wird, nämlich das ferritische Material. Das ist sozusagen in der wissenschaftlichen Qualifikation bisher recht gut. Es steht ihm aber noch die technologische Qualifikation bevor. Einen kleinen Nachtrag noch zu zwei Fragen. Einmal zur Frage der Innenkorrosion, da habe ich natürlich vergessen zu sagen, daß wir auf chemischem Weg einen Versuch machen, dies zu vermindern und zu beseitigen, nämlich durch die Innenbeschichtung von Hüllrohren mit Niob. Das scheint technisch möglich zu sein, es scheint auch effektiv zu sein. Die Frage nach den Kosten und der Verminderung der Bruttoreate ist natürlich eine andere Sache. Das ist aber ein Grundlagenprogramm, das wir betreiben. Zur Frage von Herrn Nickel: Wo bleibt das Karbonitrid und Nitrid in der gesamten Entwicklung? Die ganze Karbidentwicklung, die ich nannte, betraf vom Kostenaufwand her nur die GfK. Das Programm als solches ist natürlich größer und wird vom CEN, dem Transuraninstitut, der Alkem-Nukem und dem Eidgenössischen Institut für Reaktorentwicklung in Würenlingen in einem koordinierten Karbid-

programm betrieben. Dadurch wird der Aufwand sehr viel höher. Koordiniertes Karbidprogramm heißt, daß in komplementärer Weise alle Arbeiten getan werden. Dazu gehört dann auch, daß im Transuraninstitut das Karbonitrid und das Nitrid behandelt wird, und daß wir auch Modifikationen für das U_2C_3 im Reaktor haben.

Mayer, INTERATOM: Ich möchte auf die Einführung von Herrn Nickel noch einmal Bezug nehmen. Die war offenbar provokativ gemeint, und das hat er auch erreicht. Ich glaube, der Eindruck ist nicht richtig, daß das genialisch einfache Brennelementkonzept des HTR so einfach da steht, und jetzt nurmehr auf einen Käufer wartet. Die Fragen sind ja tatsächlich unbeantwortet geblieben, die zwar für den Leichtwasserreaktor gestellt worden sind, nämlich nach Qualitätskontrolle, nach Spaltstoffflußkontrolle. Die Punkte sind an sich offen, auch für den HTR, und auch der HTR wird da wohl noch seine Probleme haben. Um so mehr, als man ja nicht nur zweigleisig fährt, sondern offenbar gezwungen ist, dreigleisig zu fahren, wenn man von den einzelnen Schichtvarianten absieht. Das hat natürlich der Brüter für sich, daß er erstens, wie ich es gestern betont habe, das Stahl-Oxidkonzept konsequent weiter verfolgt, wobei die 10 Jahre, die wir Zeit haben, ja nur eine Option auf die Zukunft sind; für das jetzige Konzept, z.B. für den SNR-2, haben wir diese Zeit nicht.

G S B - Gasgekühlter Schneller Brüter

Wedemeier, GfK: Die Frage klang eigentlich gestern schon an bei den Vorträgen zum Gasbrüter. Wie hoch ist denn nun die Reinheit des Heliums, was für einen Einfluß haben die Sauerstoffverunreinigungen auf die Korrosion und wie ist das Ganze technisch zu realisieren?

Stehle, KWU: Unsere derzeitigen Kühlmittelspezifikationen gehen auf einen Wert von 10 vpm Feuchte im Helium zu. Um nun das Oxidationspotential bei dieser Feuchteverunreinigung zu erniedrigen, ist es vorgesehen, einen Wasserstoffüberschuß von etwa Faktor 10 bis 100 zuzusetzen, der möglicherweise künstlich zugegeben werden muß. Es ist durchaus möglich, daß sich unter den Bedingungen des Systems (die Feuchte vom Wärmetauscher oxidiert mit der Oberfläche, der freiwerdende Wasserstoff wird andererseits wieder durch das Heliumaufbereitungssystem gereinigt) schon ein Verhältnis von etwa 1:10 zwischen Feuchte und Wasserstoff einstellt. Wenn nicht, wird man der Anlage Wasserstoff zusetzen müssen, damit etwa ein Verhältnis zwischen 1:10 und 1:100 zugunsten des Wasserstoffes entsteht. Man weiß, daß unter diesen Bedingungen die Sauerstoffaktivität noch so niedrig ist, daß man keine ernsthafte Hüllrohrschädigung durch Oxidation von außen zu befürchten hat. Diese Situation ist ähnlich wie bei den Druckwasserreaktoren. Auch dort gibt man in das Kühlmittel Wasserstoff hinein, um die radiolytische Erzeugung von Sauerstoff herunterzudrücken. Der Unterschied zwischen Obrigheim 1. Zyklus und 2. Zyklus, den wir schon mehrfach auf Konferenzen dargestellt haben, war überzeugend, und so ähnlich wird es beim Gasbrüter auch sein.

Roth, Fichtner: Herr Stehle, ich möchte in diesem Zusammenhang noch fragen: Wie sehen Sie die Problematik von Oxidschichten? Glauben Sie, daß Sie zusammenhängende schützende Oxidschichten erreichen werden, die auch stabil bleiben, oder daß Sie verschwinden, falls sie sich überhaupt je ausgebildet haben, und sehen Sie in dem Zusammenhang nicht die Gefahr des Zusammenverschweißens aller möglichen Materialien, sowohl der Brennelemente als auch anderer Komponenten im Helium?

Stehle, KWU: Wir haben die Reibversuche mit Abstandshaltern und Hüllrohren, von denen ich gesprochen habe, ebenfalls mit konditioniertem Helium gemacht, etwa mit den Konditionen, die ich Ihnen geschildert habe. Wir haben kein Festfressen gefunden, sondern zwischen den beiden Teilen eine Art Schmierschicht von abgeriebenem, vielleicht sogar mehrfach umgelagerten Material. Aber man erhält keine Verschweißung, wie sie wohl unter Weltraumbedingungen immer wieder gefunden wird, denn Weltraumbedingungen haben wir noch lange nicht, so rein ist unser Helium nicht. Aber sicher muß man auf diese Seite auch schauen. Eine Aufgabe der zukünftigen Entwicklung sind die dynamischen Korrosionsbedingungen in einem Heliumkreislauf, der, wenn ich es richtig weiß, bei der KFA schon konzipiert worden ist. Aber, ich glaube, diese Dinge sind lösbar.

Ivens, AVR: Herr Stehle hat eben ein Dia gezeigt, aus dem hervorging, daß die R:B-Werte, also die Freisetzungsraten für aktive Edelgase in das Kühlgas oder aus den Brennelementen, für unsere Begriffe recht hoch sind, wie z.B. für Xe-133 bis in die Gegend von etwa 10^{-1} . Ich möchte gerne fragen, zu welchen Edelgasaktivitäten im Kühlgas wird das führen?

Stehle, KWU: Da liegt ein komplettes Mißverständnis vor. Die Ventilation der Spaltgase erfolgt nicht ins Kühlmittel, sondern in einen Spaltgasabscheider. Das ist der Sinn dieses ganzen ventilierten Brennelementes, daß man über die Spaltproduktübertrittsstelle am Brennelementkopf eine Absaugung durch das System vornimmt. Das Prinzip unseres ventilierten Brennelementes ist dasselbe Prinzip, das die Chemiker schon seit Jahren anwenden in ihren Abzügen. An der Spaltgasübertrittsstelle bluten die Spaltprodukte langsam aus. Sie werden dort abgesogen, durch den Bypass-Strom in den Spaltgasabscheider transportiert, und in einem durch flüssigen Stickstoff gekühlten Aktivkohlefilter endgültig begraben. Es kommt kein einziges Spaltproduktatom in den Kühlkreislauf hinein, im Normalfall.

Höchel, INTERATOM: Herr Stehle, man kann nur hoffen, daß das die Spaltproduktatome auch wissen werden.

Götzmann, KWU: Noch eine Ergänzung hierzu: Ca. 1 % der Edelgase werden in der Aktivkohle innen und außen absorbiert.

Stehle, KWU: Es war noch die Frage, warum der R:B-Wert so hoch ist. Der ist natürlich höher als bei den Coated Particles, denn das Gas wird ja direkt von den Brennstoffpellets freigesetzt, diffundiert dann durch den Spalt, durch das Blanket (was eine sehr starke Verzögerung bringt), durch die Aktivkohleschüttung in das obere kleine Plenum in jedem

Brennstab, dann durch das Spaltgassammelgitter und dann zur Spaltproduktübertrittsstelle; dort wird es abgesogen, abgespült. Aber es ist, wie schon gesagt, nur etwa 1 % der Gesamtmenge.

Laner, NIS: Gibt es vielleicht bei diesem Ventilationssystem nicht doch irgendwo eine kritische Stelle, die im Fall eines Lecks das gesamte gasförmige Inventar in den Kreislauf entlüftet?

Stehle, KWU: Nein, ich sagte Ihnen, die Spaltprodukte werden durch den By-pass-Strom, der an der Spaltgasübertrittsstelle in das externe System hineingeht, mitgerissen und zum Spaltgasabscheider transportiert. Ich glaube, daß man die Zuverlässigkeit dieses Spaltgasabscheidesystems unter Beweis stellen kann, auch gegen Flugzeugabstürze und ähnliche Dinge.

Alle Systeme

Ewers, KWU: Eine ganz kurze Frage an die drei Reaktorsysteme SNR, HTR und GSB: Können Sie dem Auditorium verraten, wie der gegenwärtige Entwicklungsaufwand für diese drei Systeme in den Zentren ist?

Balthesen, KFA: Ich habe die exakten Daten jetzt auch nicht da, aber ich glaube, es sind in der Größenordnung von 200 Leuten F+E-Personal an diesen Dingen tätig, wenn man Wiederaufarbeitung, Heiße Zellen und Bestrahlungsexperimente zusammenfaßt. Wir haben darüber hinaus die Erfahrung, daß wir darauf angewiesen sind, unsere Bestrahlungsexperimente in auswärtigen Reaktoren durchzuführen, wodurch erhebliche Zusatzkosten für fremde Forschung und Entwicklung entstehen. Die bewegen sich in der Größenordnung von 6 Mio bis 7 Mio DM jährlich.

Krawczynski, KFA: Für den Gasbrüter werden in der Bundesrepublik zur Zeit, wenn man annimmt, daß ein Mannjahr gemittelt 100.000 DM kostet, mit Investitionen und Bestrahlung 5 Mio DM insgesamt ausgegeben, und zwar bei der KWU, bei der GfK und in Jülich, wobei man eine Investitionsspitze im vergangenen, in diesem und im nächsten Jahr hat. Im nächsten Jahr kommen sehr hohe Kosten für Treiberbrennelemente in Mol. Insgesamt sind in den darauffolgenden drei Jahren, pro Jahr etwas mehr als 4 Mio DM vorgesehen.

Karsten, GfK: Zu den Kosten ist es so, daß etwa 65 % für Oxidbrennstoff und Hüllmaterial ausgegeben werden. Etwa 30 % (immer bezogen auf die Brennelemententwicklung) für Karbid, und etwa 5 % für den Gasbrüter.

Krawczynski, KFA: Viele Menschen benutzen die Anwesenheit vieler Menschen, um dann zu sagen, was ihnen am Herzen liegt. Ich möchte als Mitglied der KTG und als Mitglied des Vorstandes auf einen Punkt hinweisen, mit dem Wunsch, daß es dann den Adressaten erreicht: Ich komme zurück zum Leichtwasserreaktor. Was Herr Nickel sagte, ist richtig,

das Brennelement ist zwar fertig, aber eben doch nicht fertig. Meiner Ansicht nach ist die Bundespolitik in der Förderung völlig falsch, sie hört 10 Minuten vor 12 auf. Wir könnten sehr wesentlich dazu beitragen, diese 10 Minuten zu verkürzen; und ich würde sagen, man sollte nicht glauben, daß dieser Reaktor jetzt eingeführt ist, und daß man ihn nicht verbessern kann. Wir können es uns in Deutschland gar nicht leisten, auf Forschung und Entwicklung auf diesem Gebiet zu verzichten; da ist noch sehr viel zu tun.

Sektion 4

Die Schließung des Brennstoffkreislaufes – Technik und Strategie

- Vorsitzender: M. Hagen, BMFT Bonn
- Stellvertreter: H. Mayer, INTERATOM Bensberg
- Weiteres Panelmitglied: E. Schwarz, Energieversorgung Schwaben, Stuttgart

Vorträge

- 4/1 LWR – Leichtwasserreaktor
P. Schmiedel, KWU Erlangen 261–270
- 4/2 HTR – Hochtemperaturreaktor
U. Tillesen, HOBEG, Wolfgang/Hanau
E. Merz, KFA Jülich 271–279
- 4/3 SNR – Schneller Natriumgekühlter Reaktor
W. Ochsenfeld, GfK Karlsruhe
R. Schröder, GfK Karlsruhe 281–293
- 4/4 GSB – Gasgekühlter Schneller Brüter
L. Meyer, General Atomic Europe, Zürich (GAE) 295–311
- Einzel- und Plenardiskussion 313–331

DIE SCHLIESSUNG DES BRENNSTOFFKREISLAUFES DER LEICHTWASSERREAKTOREN

P. Schmiedel
Kraftwerk-Union Erlangen
Erlangen

Der erste Schritt bei der Schließung des Brennstoffkreislaufes der Leichtwasserreaktoren ist der Abtransport der abgebrannten Brennelemente vom Kernkraftwerk. Dieser Schritt ist unvermeidbar, da Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktoren aus wirtschaftlichen Gründen nur über eine begrenzte Lagerkapazität für abgebrannte Brennelemente verfügen.

Die Aufgabenstellung für den Abtransport der abgebrannten Brennelemente ist klar umrissen:

- völlig sicherer Transport großer Mengen höchstaktiver Stoffe;
- ein sicherer Einschluß muß auch in Unfallsituationen gewährleistet sein;
- ausreichende Abschirmung der radioaktiven Strahlung des Behälterinhalts;
- Abfuhr der noch beachtlichen Nachzerfallswärme der abgebrannten Brennelemente (20 - 100 kW).

Experten haben sich dieser Aufgabe angenommen und sie auch einigermaßen gut in den Griff bekommen, wie die bisherigen Erfahrungen zeigen. In Europa hat erfreulicherweise bereits auf diesem Gebiet eine Poolung der Behälter und der Transportaktivitäten stattgefunden. BNFL, Transnucléaire (Paris) und die deutsche Transnuklear haben dies durch Gründung der Nuclear Limited bewirkt, deren Aufgabe die Abwicklung von Transporten bestrahlter Brennelemente aus Leistungsreaktoren ist. Die Muttergesellschaften haben die dafür bei ihnen vorhandenen Transportbehälter in die neugegründete Tochtergesellschaft eingebracht.

Die heute bereits eingesetzten Transportbehälter haben ein Gesamtgewicht

zwischen etwa 30 und 60 t, ein Wärmeabfuhrvermögen von 20 bis 40 kW und können etwa 1 bis 3 t Kernkraftstoff in abgebrannten Brennelementen aufnehmen. Je nach Auslegungsart der Behälter werden die Brennelemente trocken oder zur besseren Kühlung in einem Wasserbad transportiert. Die zuerst genannte Auslegungsart ermöglicht ein geringes Behältergewicht. Die sich z.T. bereits in der Fertigung befindende nächste Behältergeneration weist Behältergewichte von etwa 80 bis 110 t, ein Wärmeabfuhrvermögen von etwa 100 kW und ein Fassungsvermögen von 4 bis 6 t Kernbrennstoff auf.

Transporte werden bisher sowohl über Straßen als per Schiene durchgeführt. Die Tendenz für die Zukunft spricht klar zu Gunsten der Schiene, da für Straßentransporte etwa 40 t Transportgewicht eine Grenze darstellt. Bei besonderen Gelegenheiten werden jedoch auch künftig Straßentransporte möglich sein.

Ferner besteht eine Tendenz zu großen Behältern, da sie einen geringeren Handhabungsaufwand erfordern und die damit verbundene Personalbelastung im Kernkraftwerk beim Einladen der abgebrannten Brennelemente verringert werden kann.

Zusammenfassend kann gesagt werden, daß die mit dem Transport abgebrannter Brennelemente aus Leichtwasserreaktoren zusammenhängenden Probleme beherrscht werden können. Erfahrungszuwachs wird zu weiteren Erleichterungen bei Handhabung und Transportabwicklung führen, es sei denn, daß zukünftige Genehmigungsschwierigkeiten dem entgegenwirken.

Erheblich problematischer ist die Situation auf dem Gebiet der Aufarbeitung abgebrannter Leichtwasserreaktor-Brennelemente aus Leichtwasserreaktoren. Dies vor allem deshalb, weil großtechnische und echt belastbare Erfahrungen auf diesem Gebiet noch ausstehen. Wie Herr Dr. ZÜHLKE in seinem Übersichtsvortrag auf der Reaktortagung in diesem Frühjahr in Berlin gesagt hat, steht die Aufarbeitung hochabgebrannter oxidischer Brennelemente trotz des hohen Entwicklungsstandes des dabei angewandten Purex-Verfahrens noch ganz am Anfang einer technologischen Nutzung.

Dies sei durch einen Überblick über die bestehenden und geplanten Aufarbeitungskapazitäten an Hand der Abb. 1 illustriert.

Die Anlage der BNFL in Windscale (Großbritannien) war ursprünglich nur zur Aufarbeitung metallischer Brennelemente errichtet. Sie erhielt nachträglich ein Head End zur Zerkleinerung und zum Aufschließen oxidischer Brennelemente aus Leichtwasserreaktoren. Aufgrund eines Zwischenfalls, bei dem es zur Freisetzung von Aktivitäten kam, ist die Anlage derzeit nicht in Betrieb, ihr weiteres Schicksal ist ungewiß.

Die Anlage des CEA in La Hague (Frankreich) war ursprünglich für die Aufarbeitung von Brennelementen der französischen Gas-Graphit-Reaktoren errichtet. Sie wird derzeit ebenfalls mit einem "oxidischen Head End" ausgestattet, das eigentlich schon längst in Betrieb sein sollte. Technische Schwierigkeiten führten jedoch zu erheblichen Terminverzögerungen.

Die deutsche KEWA steht vor dem Abschluß der Konzeptstudie für eine in der Bundesrepublik zu errichtende Großanlage. Nach Genehmigung des Anlagenkonzeptes und der Detailplanung sollen 1977 der Baubeginn und 1983-85 schrittweise die heiße Inbetriebnahme und die Betriebsaufnahme erfolgen.

Es sei an dieser Stelle angemerkt, daß auch auf dem Gebiet der Aufarbeitung eine Poolung der Aktivitäten erfolgte: BNFL, CEA und KEWA haben eine Tochtergesellschaft United Reprocessors gegründet, zu deren Hauptaufgaben neben dem Marketing von Aufarbeitungsdienstleistungen auch Koordinierung der technologischen und wirtschaftlichen Aktivitäten auf diesem Gebiet zählen.

Die Situation auf dem Arbeitsgebiet in den USA ist keineswegs besser.

Die Anlage der NFS (siehe wieder Abb. 1) war bereits einige Jahre in Betrieb, ein erforderlicher Umbau für eine Kapazitätserweiterung wurde jedoch von einem wahren Strudel von Genehmigungsproblemen erfaßt, so daß wohl noch 2 bis 3 Jahre vergehen werden, bis die Anlage ihren Betrieb wieder aufnehmen kann.

Das Projekt von Allied Gulf kämpft ebenfalls mit Verzögerungen infolge technischer Probleme, aber auch mit Genehmigungsschwierigkeiten. Alle Welt hofft auf einen Erfolg dieses Vorhabens, da dies die erste ausschließlich für die Aufarbeitung oxidischer Brennelemente konzipierte Großanlage der Welt ist.

Das Projekt GE schließlich mündete in ein völliges Disaster, das Projekt

mußte nunmehr aufgegeben werden, der Grund waren unüberwindliche technische Probleme, die aber offenbar schon im Konzept für diese Anlage liegen. Die technologischen Probleme wurden beim Bestreben nach möglichst niedrigen Aufarbeitungskosten offenbar völlig unterschätzt. GE plant nun am Standort dieser Anlage ein großes Lager für abgebrannte Brennelemente, um wenigstens die Brennelemente aus ihren Aufarbeitungsverträgen von den Kernkraftwerken abtransportieren zu können.

Die Lösung der technologischen Probleme bei der Aufarbeitung und das Ingangkommen der Aufarbeitung sind für den weiteren und ungestörten Ausbau der Kernkraftwerksleistung von größter Wichtigkeit. Dies ergibt sich vor allem aus der Gegenüberstellung des voraussichtlichen Anfalls abgebrannter Brennelemente und dem erforderlichen Ausbau der Aufarbeitungskapazität in Europa (siehe Abb. 2). Dabei wurden - aufgrund bisheriger Erfahrungen - eher vorsichtige Annahmen über den weiteren Kapazitätsausbau getroffen. Berücksichtigt man noch, daß darüber hinaus auch noch Brennelemente aus Reaktoren außerhalb Europas in diesen Anlagen aufgearbeitet werden sollen und darüber hinaus weitere Schwierigkeiten technischer Art oder im Zusammenhang mit der Genehmigungsseite nicht auszuschließen sind, so ergibt sich durchaus die Gefahr einer nicht unerheblichen Unterdeckung des Bedarfs.

Es bedarf sicherlich größter Anstrengungen sowohl technologischer, administrativer als auch finanzieller Art, um die anstehenden Probleme, die vor allem die Reaktorbetreiber fundamental berühren, lösen zu können und vielleicht müssen in Zukunft dafür auch unkonventionelle Wege beschritten werden, um alle möglichen Kräfte in dieser Richtung zu mobilisieren.

Auf jeden Fall muß sichergestellt werden, daß die abgebrannten Brennelemente aus den Kernkraftwerken abtransportiert werden können, um nicht den Betrieb der Kernkraftwerke ernsthaft in Frage zu stellen. Angesichts der bestehenden Schwierigkeiten bei der Aufarbeitung kann dies vor allem durch die Schaffung und Vorhaltung entsprechend groß dimensionierter Pufferlager für abgebrannte Brennelemente geschehen. Es ist ohne jeden Zweifel die sinnvollste Art, diese Pufferlager an den Standorten der jeweils bestehenden oder in Bau befindlichen Aufarbeitungsanlagen vorzusehen. Die Pufferlager sollten mindestens eine Kapazität haben, die dem Anfall von abgebrannten Brennelementen in 1 - 2 Jahren zu Beginn der 80er Jahre entspricht, also etwa 2 bis 3000 t U. Nur dadurch können Rückwirkungen infolge von Verzögerungen oder

Störungen bei der Aufarbeitung auf den Kernkraftwerksbetrieb ferngehalten werden. Die Errichtung von Zentrallagern unabhängig von den Aufarbeitungsanlagen dürfte mit ganz erheblichen Genehmigungsproblemen verbunden sein und wohl auch wirtschaftlich nicht vertretbar sein.

Auf den Themenkreis Entsorgung, der ja nur mittelbar mit der eigentlichen Schließung des Brennstoffkreislaufs zu tun hat, kann und will ich im Rahmen dieser Veranstaltung nicht eingehen. Das Thema ist zu wichtig, um nur oberflächlich kurz gestreift zu werden, vielleicht sollte man ihm einmal eine eigene KTG-Veranstaltung widmen, um zu zeigen, daß man die damit zusammenhängenden Probleme gut in den Griff bekommen hat.

Das bei der Aufarbeitung der abgebrannten Brennelemente aus Leichtwasserreaktoren anfallende, nicht verbrauchte Uran hat noch einen U-235-Gehalt, der in der Regel etwas über dem des Natururans liegt. Im Normalfall wird das Resturan zu UF_6 konvertiert und dann wieder als Ausgangsmaterial für die Urananreicherung verwendet werden, womit sich der Brennstoffkreislauf für das Uran schließt.

Bei der Aufarbeitung der abgebrannten Brennelemente fällt neben dem Resturan auch das beim Einsatz im Reaktor im Kernbrennstoff entstehende Plutonium an, für dessen Nutzung die folgenden beiden Möglichkeiten bestehen:

- Einsatz des Plutoniums als Kernbrennstoff in Leichtwasserreaktoren (Plutoniumrückführung),
- Lagerung des anfallenden Plutoniums, bis seine Nutzung in Schnellen Brutreaktoren möglich ist.

Obwohl der physikalische Nutzwert des Plutoniums in Schnellen Brutreaktoren am größten ist, wird zumindest bis Ende der 80er Jahre Plutonium in die Leichtwasserreaktoren rückgeführt werden, da die Menge des anfallenden Plutoniums den voraussichtlichen Bedarf der Schnellen Brutreaktoren bei weitem übersteigen wird. In Abb. 3 sind die in der Bundesrepublik voraussichtlich jährlich anfallenden Plutoniummengen bis 1985 dargestellt. Falls keine Plutoniumrückführung in Leichtwasserreaktoren erfolgt, werden in der Bundesrepublik bis zum Jahre 1985 kumuliert mehr als 30 t und bis 1990 etwa 60 t spaltbaren Plutoniums anfallen. Reaktorstrategierechnungen haben ergeben, daß auch im Fall einer Rückführung von Plutonium bis Ende der 80er

Jahre ausreichend Plutonium für den zu diesem Zeitpunkt zu erwartenden Zubau von Kernkraftwerken mit Schnellen Brutreaktoren vorhanden ist.

Unter diesen Gesichtspunkten kann eine Lagerung des Plutoniums im Hinblick auf seinen größeren Nutzwert in Schnellen Brütern wirtschaftlich nicht vertreten werden. Dabei spielen auch die mit der Lagerung riesiger Plutoniummengen verbundenen potentiellen Gefahren eine erhebliche Rolle. Der wirtschaftliche Nutzen des Einsatzes des bei der Aufarbeitung anfallenden Plutoniums in Leichtwasserreaktoren ergibt sich aus der daraus resultierenden Einsparung an Natururan und Trennarbeit. Wie aus dem in Abb. 4 angegebenen Beispiel ersichtlich, beträgt bei der Rückführung von Plutonium die Verringerung des Natururanbedarfs 15 % und des Trennarbeitsbedarfs 19 % gegenüber dem Bedarf ohne Rückführung von Uran und Plutonium. Dabei muß allerdings vermerkt werden, daß die Herstellung von plutoniumhaltigen Brennstäben mit nennenswerten Mehrkosten gegenüber der Herstellung von Brennstäben aus angereichertem Uran verbunden ist, was den wirtschaftlichen Effekt der Einsparung von Natururan und Trennarbeit verringert.

Die mit dem Einsatz von Plutonium als Kernbrennstoff in Leichtwasserreaktoren zusammenhängenden Probleme können als grundsätzlich gelöst bezeichnet werden. Es sei in diesem Zusammenhang vermerkt, daß Plutonium ja durchaus kein Fremdling in Leichtwasserreaktor-Brennelementen ist, da ja auch in den normalen Uran-Brennelementen während des Abbrandes im Reaktor durch Neutroneneinfang Plutonium aufgebaut wird und durch nachfolgende Kernspaltungen mit zur Energieerzeugung beiträgt. So wird gegen Ende der Einsatzzeit eines Uran-Brennelementes mehr als ein Drittel der Leistung im Brennstoff durch Plutonium erzeugt.

Die Möglichkeit einer optimalen Nutzung des Plutoniums in Leichtwasserreaktoren wird durch umfangreiche Arbeiten auf dem Gebiet der reaktorphysikalischen Auslegung und Brennelementeinsatzplanung erschlossen. Dabei sind neben der Rückführung des Plutoniums im Umfang der Eigenerzeugung eines Reaktors noch andere Varianten - z.B. Einsatz von Plutonium in Erstkernbrennelemente und nachfolgende Nachladung von Uran-Brennelementen wirtschaftlich interessant.

Erfolgt die Fertigung von Uranbrennelementen in der Bundesrepublik bereits in industriellem Maßstab auf der Grundlage erprobter Fertigungsverfahren,

so hat die Technologie der Verarbeitung von Plutonium zu Brennstäben für Leichtwasserreaktoren ihre erste industrielle Erprobungsphase erreicht.

Im Januar 1974 wurde bei Alkem die sogenannte Linie 2 in Betrieb genommen, deren Konzept auf Fertigungstechniken beruht, die sich bei der Herstellung von Uranbrennstäben bereits bewähren konnten.

Zunächst wurden einzelne Fertigungsschritte einzeln an die plutoniumspezifischen Gegebenheiten angepaßt. Dabei wurden die im Labormaßstab bzw. mit einer Handschuhkastenlinie bei Alkem gewonnenen Erfahrungen mit der Handhabung+Verarbeitung von Plutonium voll einbezogen. Die mit der radioaktiven Strahlung und Toxizität des Plutoniums verbundenen Erschwernisse bei der Verarbeitung zwingen zu einem möglichst kontinuierlichen Arbeitsablauf mit wenigen manuellen Eingriffen. Dies führte zu einer weitgehend mechanisierten Fertigungslinie für plutoniumhaltige Brennstäbe.

Hauptziel des Betriebes dieser Fertigungslinie ist es, umfassende und technisch belastbare praktische Erfahrungen bei der Produktion von plutoniumhaltigen Brennstäben auf industrieller Basis zu gewinnen. Der erste Schritt auf diesem Wege war die Fertigung von Brennstäben für Plutonium-Brennelemente für die Kernkraftwerke Obrigheim und Gundremmingen im Rahmen der Rückführprogramme für diese Reaktoren. Der Ablauf der Fertigung ließ trotz zu erwartender Anfangsschwierigkeiten erkennen, daß das gewählte Konzept richtig ist. Die bereits angefallenen und in Zukunft noch zu erwartenden Erfahrungen sind unerlässlich für Planung, Bau und Betrieb der in der Bundesrepublik Anfang der 80er Jahre erforderlichen Großanlage für die Plutoniumverarbeitung. Diese Anlage hat nicht nur große Bedeutung für die Herstellung plutoniumhaltiger Brennstäbe für Leichtwasserreaktoren, sondern ist auch für die Beherrschung der Technologie einer großtechnischen Fabrikation von Brennstäben für Schnelle Brutreaktoren außerordentlich wichtig.

Meine Ausführungen möchte ich abschließen mit einem Hinweis auf die Ergebnisse einer umfangreichen Untersuchung der amerikanischen Atomenergiebehörde über Nutzen und Auswirkungen einer - in den USA bis jetzt noch nicht zugelassenen - Plutoniumrückführung. Die umfangreiche und sehr detaillierte Untersuchung ergibt, daß "bei Abwägung der umweltbeeinflussenden, wirtschaftlichen, technischen und sonstigen Vorteile einer Plutoniumrückführung gegenüber dem umweltbedingten Mehraufwand und dem größeren Umfang an Plutonium-

handhabung in der Kernindustrie die Nutzung des Plutoniums als Rückführkernbrennstoff in Leichtwasserreaktoren empfohlen wird." Wenn Einsprüche diese Studie nicht wesentlich modifizieren, sollte damit auch in den USA die Rückführung von Plutonium in Leichtwasserreaktoren routinemäßig erfolgen können.

Gesellschaft	Standort	Kapazität tU/a	Inbetrieb- nahme	Bemerkungen
Europa				
British Nuclear Fuels Ltd	Windscale, UK	400	1969	Erweiterung um 800 t/a geplant
Commissariat à l'Énergie Atomique	La Hague, F	400	1975	Erweiterung um 400 t/a geplant
Kernbrennstoff- Wiederaufarbeitungs- Gesellschaft	?, BRD	1500	1983/85	geplant
USA				
Nuclear Fuel Services	West Valley, N.Y.	750	1978	1966-70 Betrieb mit 300 t/a
Allied-Gulf Nuclear Services General Electric	Barnwell, S.C. Morris, Ill.	1500 300	1976 ?	Erhebliche tech. Schwierigkeiten
Japan				
Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corp.	Tokai	200	1975/76	Pilot Plant

ABB. 4/1-1: Wiederaufarbeitungsanlagen für LWR-Brennelemente

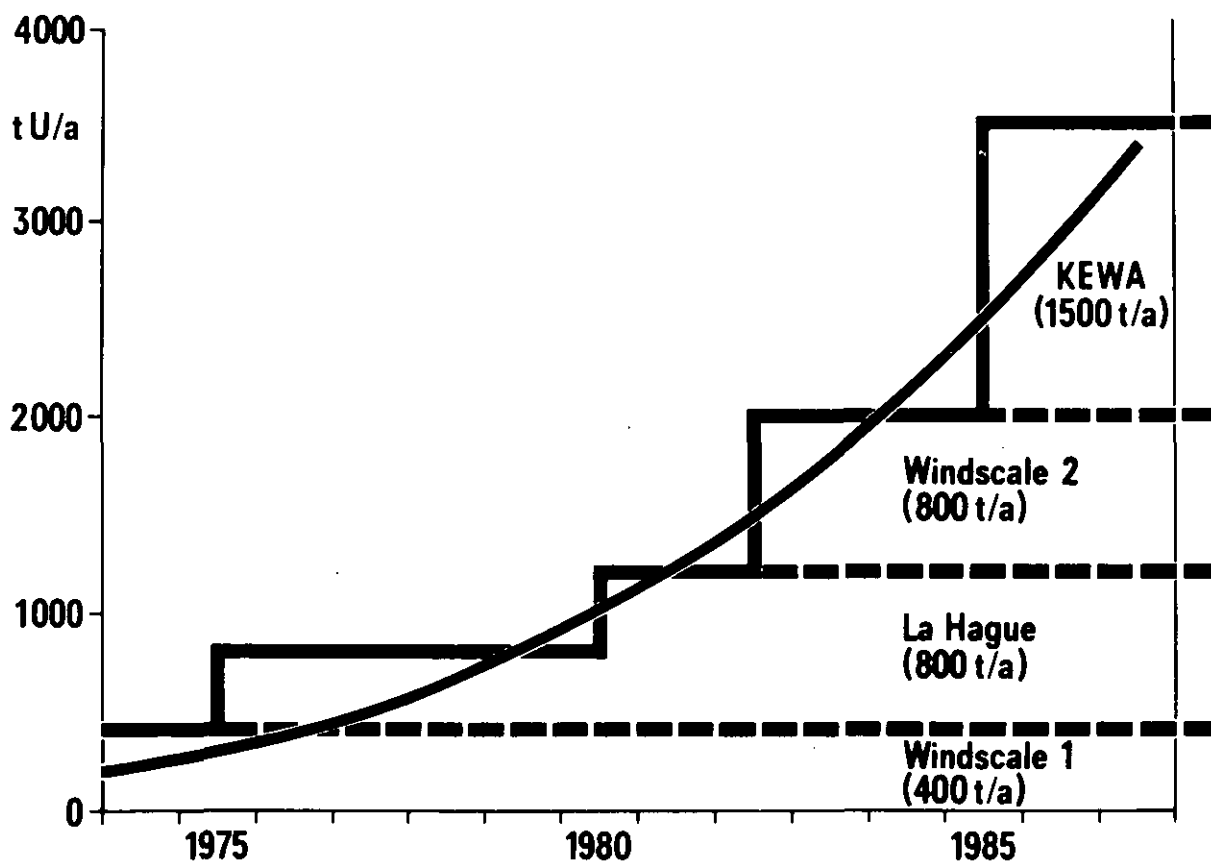


ABB. 4/1-2: Anfall abgebrannter LWR-Brennelemente und Ausbau der Wiederaufarbeitungskapazität in Europa

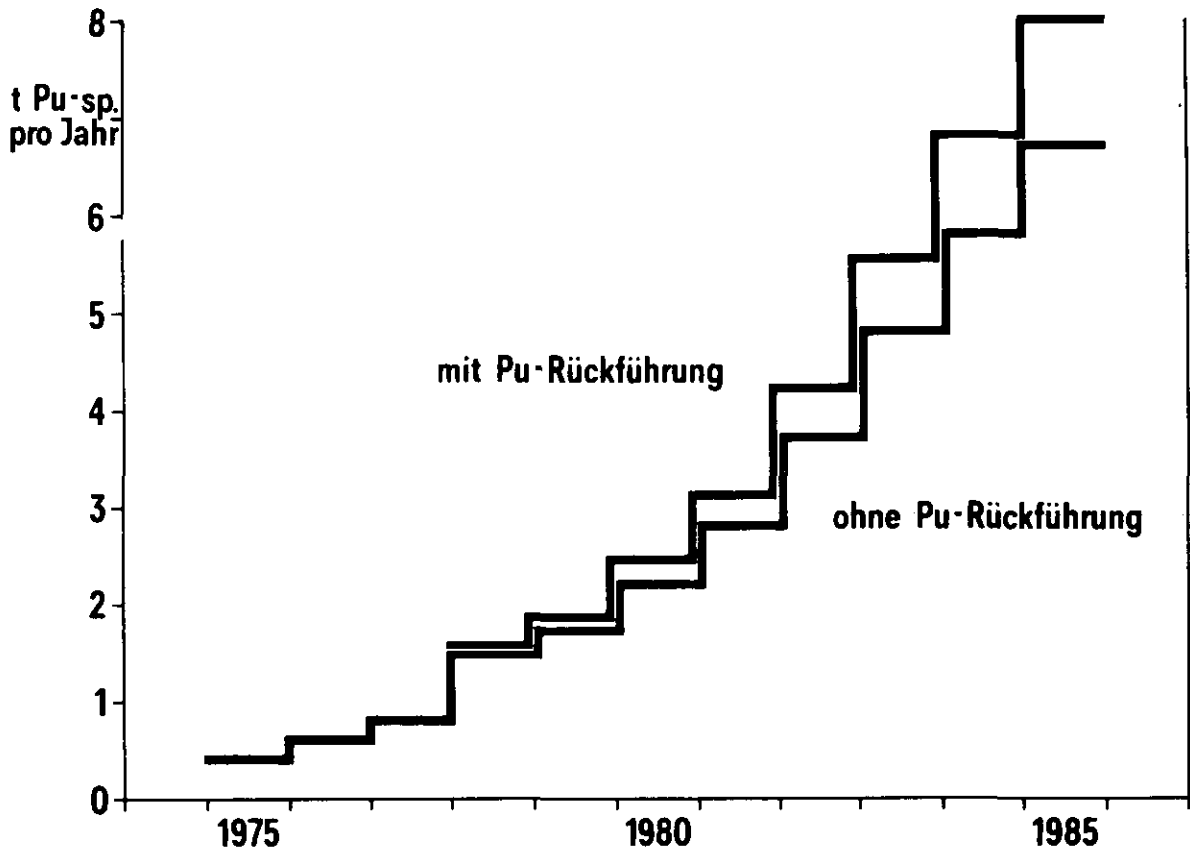


ABB. 4/1-3: Jährlicher Anfall von Plutonium aus Leichtwasserreaktoren in der BRD

	ohne Rückführung von U und Pu	mit Rückführung von U und Pu	
Anzahl U-BE U-235-Gehalt	64 3,12	52 3,12	% U-235
Anzahl Pu-BE Pu-sp.-Gehalt	— —	12 etwa 3	% Pu-sp.
Bedarf an Natururan Trennarbeit Pu-sp.	214 139 —	142 110 etwa 200	t U _{nat} t TAE kg Pu-sp.

	Minderbedarf bei Rückführung		
	U	Pu	
Natururan Trennarbeit	39 3	33 26	t U _{nat} t TAE

ABB. 4/1-4: Jährlicher Brennstoffbedarf eines 1250 MWe Kernkraftwerkes (DWR)

HTR-BRENNSTOFFKREISLAUF - TECHNIK UND STRATEGIE -

U. Tillessen
HOEG
Hanau

E. Merz
Kernforschungsanlage Jülich GmbH
Jülich

Einführung

Wiederaufarbeitung scheint zur Konditionierung der Spaltprodukte notwendig zu sein, unabhängig von der Frage der Wirtschaftlichkeit. Was den erbrüteten Spaltstoff anbelangt, so besteht auf längere Sicht ein wirtschaftlicher Anreiz, ihn in den Kreislauf zurückzuführen, sobald er die Wiederaufarbeitung durchlaufen hat und in gereinigter Form vorliegt. Dies gilt insbesondere für den Thoriumzyklus des HTR, bei dem das sehr wertvolle und mit hoher Konversionsrate erzeugte Uran-233 einen großen Teil des hochangereicherten Uran-235 in den Nachladungen ersetzen kann.

Abb. 1 gibt eine Übersicht über den Brennstoffkreislauf des Hochtemperaturreaktors. Dieses Schema gilt für Kugel und Block gleichermaßen. Die darin aufgeführten Mengenangaben beziehen sich auf einen 1200 MWe-Reaktor mit Blockelementen:

In der Brennelementfabrik werden die Erstcoreelemente und der Anteil der Nachladungen produziert, der neben dem Thorium das frische, hochangereicherte U-235 enthält, das dem Kreislauf laufend zugeführt wird. Reaktoren mit Blockelementen sind hinsichtlich Thoriumbeladung, Leistungsdichte und Einsatzzeit der Elemente so optimiert, daß bei einem Lastfaktor von 0,8 jährlich 1/4 der im Core befindlichen Elemente ausgetauscht wird. Bei Reak-

toren der 1200 MWe-Klasse sind dies jährlich 1000 Blockelemente, wobei der Anteil der refabrizierten Elemente, die neben Th das erbrütete U-233 enthalten, 40 %, d.h. 400 Elemente beträgt. Die übrigen 600 nachgeladenen Elemente kommen aus der Brennelementfabrik und enthalten frisches Uran-235.

Die 1000 abgebrannten Elemente werden in abgeschirmten Behältern per Bahn zur Wiederaufarbeitungsanlage transportiert. Das dort gewonnene U-233 ist aus bestimmten Gründen γ -radioaktiv - ich komme darauf noch zurück - und kann nur in Heißen Zellen gehandhabt werden. Aus Gründen der Wirtschaftlichkeit ist daher vorgesehen, die Wiederaufarbeitungs- und Refabrikationsanlage auf demselben Standort zu errichten, ja möglicherweise zu einer integrierten Anlage zu verbinden. Auf diese Weise erspart man sich u.a. die Transportkosten für die refabrizierten Elemente, die in den Leergutbehältern für bestrahlte Elemente zum Reaktor zurückgehen.

Die kombinierte Recycle-Anlage erzeugt im wesentlichen vier Produktströme:

- 1) die 400 refabrizierten Brennelemente, die insgesamt 200 kg spaltbares U-233 enthalten und 3,5 t frisches Thorium. Das Thorium wird in Form beschichteter Teilchen aus der Brennelementfabrik angeliefert.
- 2) Das vom Uran abgetrennte Thorium. Dieses einmal verwendete Material - es handelt sich um 7,5 t jährlich - ist durch seinen Gehalt an Th-228 ein Gammastrahler. Es wird bis zum Zerfall des Th-228 15 bis 20 Jahre lang gelagert, bis es in der Brennelementfabrik wiederverwendet werden kann.
- 3) Die radioaktiven Abfälle, insbesondere die Spaltprodukte, die im Anschluß an eine gewisse Abklingzeit und ihre Verfestigung zu glasförmigen Produkten zum Endlager gebracht werden.
- 4) Der Kohlenstoff des Graphits, der allerdings die Recycle-Anlage nicht durch die Tür, sondern als gereinigtes Kohlendioxid gasförmig durch den Kamin verläßt.

Im folgenden sei die Technik des HTR-Kreislaufs in der gebotenen Kürze am Beispiel eines Reaktors mit Blockelementen dargelegt.

Technik des Brennstoffkreislaufs

Transport abgebrannter Elemente

Für den Transport von HTR-Elementen bedarf es besonderer Transportbehälter. Wegen der im Vergleich zu LWR-Elementen unterschiedlichen Brennelementform, unterschiedlichen Quellstärken für Wärme und radioaktiver Strahlung können die für LWR-Elemente entwickelten Behälter nicht verwendet werden. Abb. 2 zeigt einen Behälter zum Transport von 72 Blockelementen, wie er von der GAC für die amerikanischen Verhältnisse ausgelegt wurde. Er enthält 12 dicht geflanschte Transportflaschen als 1. Containment, von denen jede Flasche 6 abgebrannte Blockelemente enthält. Die Flaschen sind zur besseren Wärmeabfuhr in einem Korb aus massivem Aluminium untergebracht. Die Abschirmung besteht aus Stahl mit einer Einlage aus abgereichertem Uran.

Für die Verhältnisse in der Bundesrepublik erscheint dieser Behälter nicht kostenoptimal. Die kleinen Transportentfernungen und der gut funktionierende Bundesbahnservice gestatten es unter Beibehaltung des Konzepts, kleinere Behälter mit beispielsweise 7 Flaschen und der klassischen sowie billigeren Bleiabschirmung zu verwenden.

Wiederaufarbeitung

Die Wiederaufarbeitungstechnik soll anhand des Fließschemas in Abb. 3 verdeutlicht werden:

Der wesentliche Unterschied zur LWR-Aufarbeitung besteht in der Eingangsstufe, dem sogenannten Head-end, in welcher der Graphit verbrannt wird. Die Problematik besteht in erster Linie darin, daß der Graphit zunächst zerkleinert werden muß und erst bei Temperaturen oberhalb 800 °C merklich verbrennt. Die Verbrennungsöfen können aus Gründen der Kritikalität und der Feuerraumbelastung nicht beliebig groß gewählt werden; für Anlagen wirtschaftlicher Größe werden mehrere parallel laufende Öfen benötigt.

Für die Abgasreinigung sind sehr brauchbare Techniken entwickelt worden. Die Dekontaminationsfaktoren für Cäsium, Krypton und Tritium waren im Labormaßstab ermutigend. Allerdings läßt es sich nicht vermeiden, daß gerin-

ge Mengen C-14 emittiert werden. Die Wiederaufarbeitungsanlage braucht daher einen Schornstein von 150 - 200 m Höhe, wie Berechnungen der KFA gezeigt haben, damit die für Kernkraftwerke genehmigten Immissionswerte unterschritten werden.

Nach dem Verbrennen des Graphits bleiben die Abbrand- und Brutstoffteilchen zurück, wobei die Abbrandpartikeln noch eine Schicht aus SiC tragen, die weder verbrannt noch beim anschließenden Lösen vom THOREX-Reagens angegriffen wird. Auf diese Weise sollte eine Trennung der Fraktionen gelingen, von denen beide nach sehr ähnlichen Verfahren der Solventextraktion aufgearbeitet werden. Als Alternative werden mechanische Trennverfahren, z.B. Windsichtung, untersucht. Durch die getrennte Behandlung von Abbrand- und Brutbrennstoff gelingt es, das U-236 in gewissen Zeitabständen aus dem Kreislauf auszuschneiden.

Bei der Solventextraktion sowie der nachgeschalteten Waste-Behandlung kann man die bei der LWR-Aufarbeitung gemachten und noch zu machenden Erfahrungen nutzen, obwohl es auch hier zahlreiche, für den HTR spezifische Probleme gibt, auf die wir aus Platzgründen nicht eingehen können.

Die grundsätzliche Durchführbarkeit des geschilderten Fließschemas ist mit bestrahltem Material in Oak Ridge, in Idaho Falls und hier in Jülich gezeigt worden.

Refabrikation

Im Umgang mit U-233 hat man in Oak Ridge einige Erfahrungen. Schließlich wurden seit Anfang der 60er Jahre und werden auch heute noch LWR-Elemente mit U-233 dort gefertigt. Auch beschichtete Partikeln für Bestrahlungszwecke sind aus U-233 in kleinen Mengen dort hergestellt worden. Für die kommerzielle Recyclierung sind allerdings die in Oak Ridge verwendeten Techniken nicht übertragbar.

Zunächst etwas über die Eigenschaften dieses Materials: Die α -Radioaktivität von U-233 liegt zwischen der des U-235 und des Pu-239. Die Radiotoxizität ist wesentlich geringer als die des Plutoniums. Für U-233 werden daher MZK-Werte toleriert, die für Wasser um 1 Größenordnung und für Luft um 2 Größen-

ordnungen über denen des Plutoniums liegen. Dieses wird sich als großer Vorteil bei der Handhabung von Uran-233 erweisen. Ein Nachteil ist es, daß das U-233 mit U-232 verseucht ist und deshalb stärker γ -aktiv als Plutonium. Das U-232 zerfällt mit einer Halbwertszeit von 70 Jahren zu Th-228. Dieses steht in der natürlichen Thoriumzerfallsreihe und baut bei seiner Umwandlung zu stabilem Blei über diverse Zwischenstufen eine sehr harte γ -Strahlung auf. Der zu erwartende Gehalt an U-232 im U-233 von ca. 0,1 % genügt, um in dieser Uranfraktion eine γ -Aktivität zu erzeugen, die eine direkte Handhabung von großen Mengen in Handschuhkästen verbietet.

Refabrikation von U-233 heißt daher Heißzellentechnik, und Forschung und Entwicklung auf diesem Gebiet bedeutet, daß die Technik, wie sie für die Kaltfabrikation in der Brennelementfabrik entwickelt wurde, in Heißzellentechnik umgesetzt werden muß. Bei der Entwicklung dieser Technologie hat das U-233 wiederum einen eindeutigen Vorteil gegenüber dem Plutonium. Sein Verhalten kann nämlich in den Pilotanlagen mit billigem Natururan simuliert werden, während es für Plutonium kein inaktives Ersatzmaterial gibt. Pilotanlagen für Plutonium sind zwangsläufig heiße bzw. warme Anlagen. Beim U-233 dagegen kann man durch eine Kapselung dieser Anlagen in sogenannten mock-up Zellen, gemeint sind Modellzellen aus Blech anstelle von Beton, je nach Aufwand den tatsächlichen Verhältnissen sehr nahe kommen. Ein Rahmenprogramm zur Entwicklung der Refabrikation, das diesem Gesichtspunkt Rechnung trägt, wurde zur Forschung und Entwicklung vorgeschlagen. Es wird zur Zeit diskutiert. Die Entwicklungsarbeiten haben bereits bei der HOEG und der KFA begonnen.

Bevor man in kommerzielle Maßstäbe geht, muß der Brennstoffkreislauf in einer Prototypanlage demonstriert werden. Die im Bau befindliche JUPITER-Anlage ist keine Prototypanlage, sondern eine komplette Pilotanlage zur HTR-Wiederaufarbeitung hier in Jülich, und sie ist ein erster Schritt in dieser Richtung. Sie wird ab 1977 40.000 Kugelelemente aus dem AVR aufarbeiten. Im Verbund dazu soll die Anlage SATURN aus dem wiedergewonnenen Uran beschichtete Partikeln herstellen.

Beide Anlagen sind zu klein, um als Prototypanlagen angesprochen zu werden. Sie werden aber die notwendigen Informationen liefern, die zum Bau von Prototypen notwendig sind. Die Prototypen müssen nicht unbedingt in der Bundesrepublik gebaut werden. Damit leite ich über zu einigen strategischen Überlegungen.

Strategie

Im vorigen Jahr wurde gemeinsam mit der HRB und der KFA eine Strategiestudie publiziert, die sich mit folgenden Fragen befaßte:

- a) Wann benötigt man in Europa die erste kommerzielle Recycle-Anlage, und wie groß wird diese sein?
- b) Welche Übergangslösungen kommen in Betracht, wie lange dauern und was kosten sie?

Die Beantwortung dieser Frage hängt vom Marktanteil des HTR ab. Wenn man unterstellt, daß der HTR 1990 einen Anteil am Kernenergiemarkt von 20 % hat, so wird man die erste Großanlage in der ersten Hälfte der 90er Jahre benötigen. Dabei hängt der genaue Einsatzzeitpunkt nicht so empfindlich von der Zubaurate ab, wie die Kapazität dieser Anlage, die je nach Zubaurate zwischen 35.000 bis 50.000 MWe zu bedienende Reaktorleistung liegen dürfte.

Für die zweite Frage nach den Übergangslösungen bis zum Einsatzzeitpunkt dieser Anlage wurden 4 verschiedene Modelle untersucht:

Nach Variante 1 der Übergangslösungen könnte z.B. an der WAK zunächst eine Head-end-Anlage errichtet werden. Der von Graphit befreite und so im Volumen reduzierte Brennstoff könnte entweder in den USA wiederaufgearbeitet werden, denn es ist anzunehmen, daß die erste kommerzielle Anlage der USA einige Jahre früher als die europäische existieren wird. Die sog. Schwermetallasche könnte aber auch bis zum Einsatzzeitpunkt der europäischen Großanlage zwischengelagert werden. Variante 2 bedeutet, daß die Brennelemente das bereits genannte Head-end durchlaufen und die Asche sodann nach Umrüstung der WAK in dieser Anlage zum U-233 aufgearbeitet werden. Das U-233 könnte in den USA refabriziert werden. Nach Variante 3 werden die Brennelemente ohne irgend eine Behandlung bis zur Inbetriebnahme der Großanlage zwischengelagert. Variante 4 sieht einen Transport dieser Elemente in die USA vor.

In einer ausführlichen Bewertungsdiskussion wurden als Kriterien neben den Kosten insbesondere auch der Zeitbedarf, Genehmigungsfähigkeit, technische Realisierbarkeit, Know-how, Gewinn und Nutzungsmöglichkeiten vorhandener Anlagen herangezogen. Bei realistischer Einschätzung der heute erkennbaren Randbedingungen und Unsicherheiten erscheinen alle Varianten etwa gleich

teuer. Hierbei muß man berücksichtigen, daß die Variante 3 uns nicht in den Stand der Technik versetzen wird, was mit Lizenzgebühren zu bezahlen wäre.

Weiterverfolgt wird derzeit die Variante 2 (Head-end und WAK). Für das Head-end auf dem Gelände der WAK sowie den Umbau der WAK soll im nächsten Jahr ein Sicherheitsbericht angefertigt werden. Der Bericht wird berücksichtigen, daß durch diesen Prototyp der erste HTR-1160 und der THTR-300 entsorgt werden. Das Projekt hat den Kurztitel ARTHUR, d.h. Arbeitsgemeinschaft Re-processing für Thorium und Uran, an der die NUKEM, die KFA, die GWK und GfK mitwirken. Es gibt ferner das Projekt VENUS, das ist der Bau einer Verbrennungsanlage im technischen Maßstab hier in Jülich. Die Anlage wird nur kalt, d.h. mit unbestrahltem Material betrieben werden.

Auch die Möglichkeiten einer engen internationalen Kooperation beim Betrieb von Prototypen scheinen noch nicht ausgeschöpft, insofern hat auch die Zwischenlagervariante 3 Bedeutung.

Die Bedeutung des Thoriumzyklus

Zum Abschluß noch ein Wort zum Thoriumzyklus. Die Frage, welcher Zyklus für den HTR der geeignetste ist, wird in regelmäßigen Zeitabständen erneut aufgeworfen. Es ist richtig, daß die hohe Flexibilität des HTR auch einen Betrieb mit dem Uranzyklus zuläßt.

Der Th-Zyklus leistet einen volkswirtschaftlichen Beitrag zur Schonung der Uranreserven. Bei zunehmender Erzverknappung muß sich dies in den Depletion-cost (Spaltstoffbedarf-Spaltstoffgutschrift), in welche die Erzkosten etwa mit 50 % eingehen, deutlich auswirken, so daß der HTR mit Th-Zyklus langfristig gesehen hier seinen Vorteil deutlich ausbauen wird.

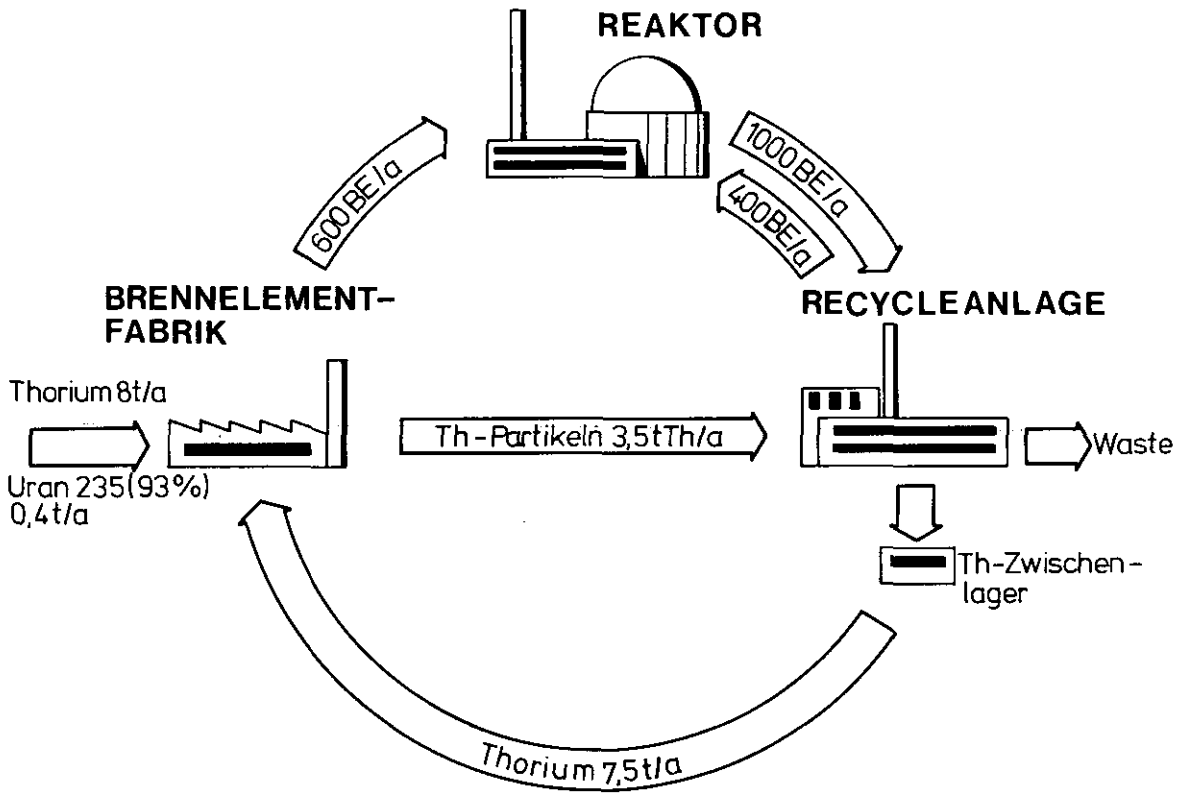


ABB. 4/2-1: HTR-Brennstoffkreislauf bezogen auf 1200 MWe Reaktorleistung

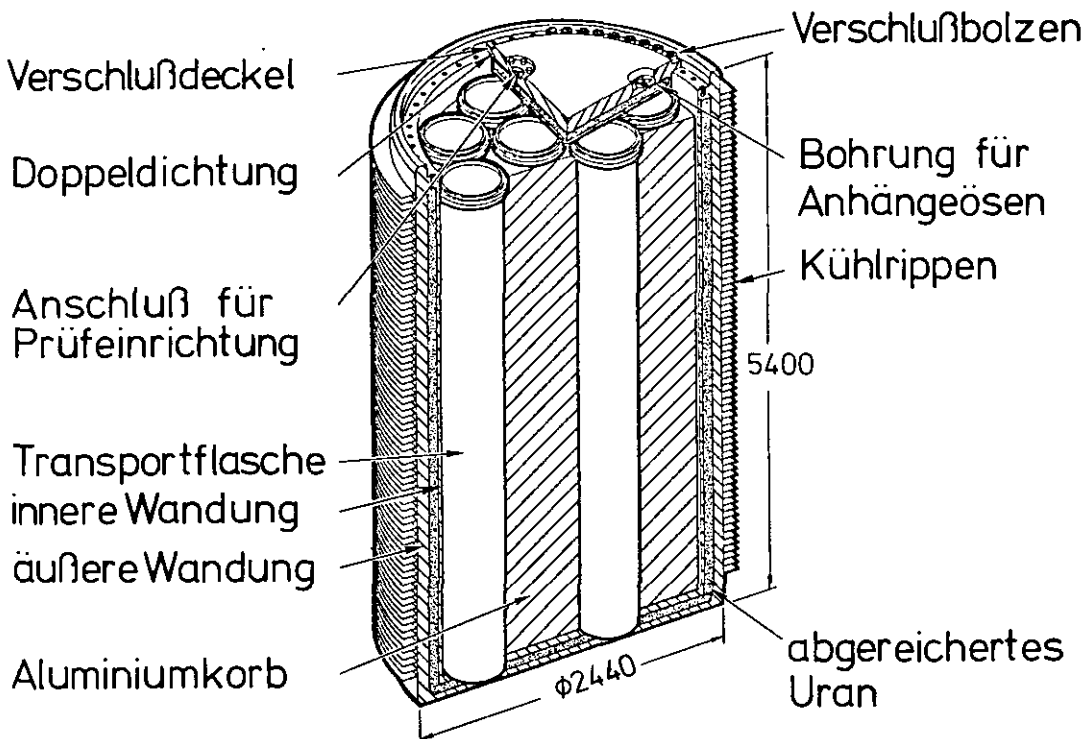


ABB. 4/2-2: Transportbehälter für 72 Blockelemente (Entwurf der GAC)

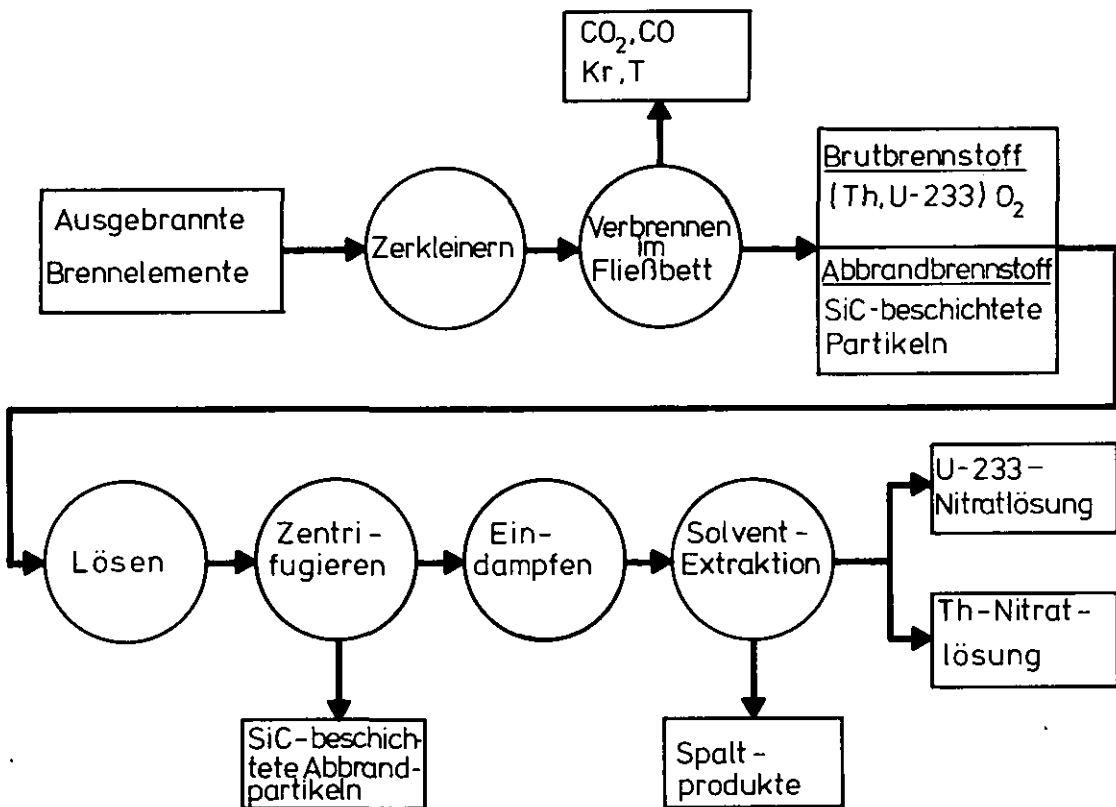


ABB. 4/2-3: Fließschema der HTR-Wiederaufarbeitung

DIE SCHLIESSUNG DES BRENNSTOFFKREISLAUFES BEIM SNR

W. Ochsenfeld und R. Schröder
Gesellschaft für Kernforschung mbH
Karlsruhe

1. STRATEGISCHE ÜBERLEGUNGEN ZUR AUFARBEITUNG

R. Schröder, GfK Karlsruhe

Ich möchte im 1. Teil des Vortrages über den Status und die noch durchzuführenden F+E Arbeiten zur Aufarbeitung von Schnellbrüterbrennstoff einige Angaben über dessen voraussichtlichen zeitlichen und mengenmäßigen Anfall in der Bundesrepublik voranstellen.

Das Energieprogramm der Bundesregierung hält in seiner 1. Fortschreibung für 1985 eine installierte Nuklearleistung von 45 GWe für erforderlich und von 50 GWe für wünschenswert, hierbei wird es sich vornehmlich um LWR-Leistung handeln. Unterstellt man, daß das dann ab etwa 1984 aus LWR anfallende Plutonium für den Brüterstart reserviert werden kann und daß die Schwierigkeiten bei der Aufarbeitung innerhalb von 10 Jahren überwunden werden, so wird die Brütereinführung nicht durch einen Mangel an Plutonium behindert sein, sondern es wird eher eine Beschränkung durch die Kapazität der Reaktorbauindustrie geben, die bis mindestens Mitte der 90er Jahre wirksam sein wird.

Die folgenden Zahlenangaben hierüber stammen von der Reaktorindustrie. Ich entnehme sie dem Strategieteil eines gemeinsamen Berichtes von GfK und IN-TERATOM, der sich in Arbeit befindet und etwa im Frühjahr 1975 zur Verfügung stehen wird; die Angaben sind dementsprechend als vorläufige Schätzung zu betrachten.

Demnach soll zunächst ab 1986/87 etwa alle 2 Jahre eine 2 GWe Einheit in

Betrieb gehen, und später soll es eine pro Jahr sein. Nach 1995 kann sich diese Zahl noch erheblich erhöhen.

Die pro GWea anfallende Menge an Schwermetall liegt bei rund 15 t. Setzt man den Beginn dieses Materialanfalles etwa auf 1 1/2 bis 2 Jahre nach Inbetriebnahme an, so ergeben sich die in Tab. 1 angegebenen Mengen.

Jahr	Anlagen, die Material zur Aufarbeitung ausstoßen (GWe)	Anfall an aufzuarbeitendem Material (t)
1990	4	60
1995	14	210
2000	44	660

TAB. 1: Anfall an aufzuarbeitendem Brüter-Brennstoff in der Bundesrepublik (Oxid)
(Core + ax. Blanket + 1/2 rad. Blanket)

Der Brennstoff des SNR 300 ist dabei nicht berücksichtigt, da er nach Meinung des BMFT zunächst im Ausland aufgearbeitet werden kann, und da später die relativ geringe Menge ohnehin nicht mehr ins Gewicht fällt. Das um 1990 anfallende Material von etwa 60 t würde sich in der Dekade bis zum Jahre 2000 etwa verzehnfachen. Im westeuropäischen Rahmen wird es sich etwa um die dreifachen Mengen handeln, d.h. um 2000 kann man mit einem Aufkommen der Größenordnung 2000 t rechnen.

Ich möchte betonen, daß es sich dabei jedenfalls in der Bundesrepublik ausschließlich um Oxidbrennstoff handeln wird. Ein Bedarf für die Aufarbeitung von Karbidbrennstoff kann hier in größerem Maße erst nach dem Jahre 2000 entstehen, da - abgesehen von einem gegebenenfalls um 1995 in Betrieb gehenden Demonstrationskraftwerk - Karbidbrüter nicht vor 2000 eingesetzt werden können.

Die Entscheidung über die Realisierbarkeit des Karbidkonzeptes ist für etwa 1986 vorgesehen. Es ständen dann also rund 15 Jahre zur Verfügung, bis Karbidbrennstoff in größerem Maße in der Bundesrepublik zur Aufarbeitung anfällt.

Ausgehend von dem voraussichtlichen Bedarf ist die Frage nach seiner Deckung zu stellen. Hier handelt es sich um eine Frage an die Aufarbeitungsindustrie. Abgesehen von den technischen Problemen sind finanzielle Fragen und Fragen der internationalen Zusammenarbeit während der Einführungsphase der Brüter zu klären, die von Einfluß auf Anlagengröße und Kapazitätsauslastung sind.

Je nach der erreichbaren internationalen Zusammenarbeit muß im Laufe der 90er Jahre jedoch in der Bundesrepublik bzw. im DeBeNeLux-Raum die Aufarbeitung von oxidischem Schnellbrüterbrennstoff durchgeführt werden können. Der Baubeginn für eine erste Anlage hätte etwa zwischen 1984 und 1990 zu liegen.

Bis es soweit kommen kann, sind jedoch noch erhebliche F+E Arbeiten durchzuführen, die Aufgabe der Kernforschungszentren besteht darin, hierfür ihre Unterstützung zu liefern, worüber der 2. Teil des Berichtes im Detail referiert.

2. TECHNIK DER WIEDERAUFARBEITUNG VON SNR-BRENNSTOFF

W. Ochsenfeld, GfK Karlsruhe

Problemstellung

In meinem Beitrag zum äußeren Brennstoffzyklus möchte ich hauptsächlich auf die speziellen Probleme der Wiederaufarbeitung von abgebrannten Brennelementen schneller Brutreaktoren (SBR) eingehen. Dabei soll zuerst auf die vom Standpunkt der Aufarbeitung wichtigen Unterschiede bzw. Übereinstimmungen zwischen Brennstoffen der SBR- und der Leichtwasserreaktoren (LWR) und deren Folgen für die Aufarbeitung¹⁾ hingewiesen werden.

Die Wiederaufarbeitung der Brennelemente fortgeschrittener Leistungsreaktoren ist noch im Entwicklungsstadium¹⁾. In den Vereinigten Staaten ist zur Zeit noch keine industrielle Anlage für LWR-Brennstoffe in Betrieb. Die Mehrzweck-Anlagen in Frankreich und England repräsentieren die Hauptkapazität für die Wiederaufarbeitung solcher Brennstoffe in der westlichen Welt. Diese Anlagen werden zur Zeit für hochabgebrannte LWR-Brennstoffe adaptiert. In der Bundesrepublik läuft zur Zeit die Planung einer 1500 t/ja Anlage für LWR-Brennstoffe, die Mitte der 80er Jahre in Betrieb gehen soll. Die verfügbaren Kapazitäten auf dem Wiederaufbereitungssektor in der BRD werden in den nächsten Jahren mit Forschung, Entwicklung und Konstruktionsarbeiten für diese Anlage ausgelastet sein. Dabei sind die für dieses Ziel zu lösenden Fragen auch die Voraussetzung zur Verwirklichung der Wiederaufarbeitung der Brennelemente Schneller Brutreaktoren.

Der grobe Vergleich der Brennstoffe für SBR- und LWR-Reaktoren ergibt vor allem: Bei LWR liegt UO_2 in Zircaloy-Hülle vor, bei SBR $(U, Pu)O_2$ in Stahl-Hülle; in der Zukunft sollen Karbide eingeführt werden. Das Einführen von Karbiden bringt infolge der höheren Wärmeleistung eine weitere Erschwerung der Transportprobleme und bedeutet ein ganz neues "Head-end", den Schritt vor der Extraktion des Brennstoffes.

Ein wesentlicher Unterschied zu LWR-Brennstoffen ist der hohe Pu-Gehalt der Brüterbrennstoffe (Tab. 2):

1. Brüter		% Pu	
gemittelt über	Standard Oxidbrüter	HLB Oxid	HLB Carbid
Core-Zone 3	21	28	23
Core	18	21	16
Core + axialer Brut- stoff	11	13	10
Core + axialer + 1/2 radialer + 1/2 Brut- stoff	10	13	9

2. LWR

LWR-Brennstoffe < 1 % Pu

Pu-Recycle-Brennstoffe < 3 % Pu

TAB. 2: Pu-Gehalt von Brennstoffen nach Abbrand

Während bei LWR-Brennstoffen der Pu-Gehalt bei ca. 1 % liegt, ist er im SBR-Brennstoff 10 mal höher. In der Tabelle ist der Pu-Gehalt des Brennstoffes bezogen auf Schwermetall von drei verschiedenen Brütertypen (Standard, Hochleistungsoxid und Hochleistungskarbid = HLB) in den verschiedenen Zonen der Reaktoren angegeben. Der höchste Pu-Anteil in Zone 3 ist bei einer eventuellen thermischen Vorbehandlung ("Voloxidation") der Brennstoffe von Bedeutung, wobei 25 % Pu eine Grenze darstellen²⁾. Allgemein geht man heute von einer gemeinsamen Aufarbeitung von Core + axialem Brutstoff + 1/2 radialem Brutstoff aus, dabei kommt man auf rund 10 % Pu-Gehalt. Der hohe Pu-Gehalt wirkt sich besonders bei den Sicherheitsbetrachtungen, der Kritikalität und der Extraktion (Fließschema und Apparate) aus. Durch diese Mischung wird ein mittlerer Abbrand von etwa 40.000 MWd/t erreicht. Von dem hohen Abbrand des Cores von 85.000 MWd/t kommt man dadurch auf etwa den gleichen mittleren Abbrand, wie er für fortgeschrittene LWR-Brennstoffe zu erwarten ist.

Die zunächst vorgesehenen Kühlzeiten sind vergleichbar: für LWR über 200 Tage, die gegenwärtige Planung für SBR 150 Tage. Kürzere Kühlzeiten für SBR werden gelegentlich diskutiert. Die technischen Voraussetzungen für kürzere Kühlzeiten sind heute aber nicht gegeben. Die Folgen kürzerer Kühlzeiten sind: Transportprobleme, Wärmeabfuhrprobleme beim Zerschneiden der Brennstäbe, höhere Aktivitäten von J-131, Xe-133 im Abgas und der Spaltprodukte in der Lösung.

Tab. 3 gibt einen Vergleich der Wärmeabgabe eines LWR-Brennstoffs und des Gemisches von Core + ax. + 1/2 rad. Blanket eines Schnellbrüterreaktors bei einem mittleren Abbrand von 34.000 MWd/t³⁾. Eine Verlängerung der Kühlzeit von 30 auf 150 d bzw. 1 Jahr verringert für den SBR die Wärmeleistung von 70 auf 28 bzw. 15 W/kg um einen Faktor 2,5 bzw. 4,65.

Kühlzeit (d)	SBR 34.000 MWd/t (I) 46,6 MW/t	LWR 34.000 MWd/t 29,5 MW/t
	W/kg	W/kg
30	70	48
60	50	35
90	40	28
150	28	20
365	15	11

(I) Core + ax. Blanket + 1/2 rad. Blanket
Core-Abbrand 70.000 MWd/t

TAB. 3: Thermische Leistung abgebrannter Brennstoffe

Die Aktivität der kurzlebigen Nuklide, des J-131 ($t/2 = 8$ d) und Xe-133 ($t/2 = 5,65$ d) nach verschiedenen Kühlzeiten ist der Tab. 4 zu entnehmen³⁾.

Kühlzeit (d)	J-131 (Ci/kg)	Xe-133 (Ci/kg)	Zr-95 (Ci/kg)	Spalt-Prod. (Ci/kg)
30	103	54	$1,6 \cdot 10^3$	$16 \cdot 10^3$
60	7,8	1,0	$1,1 \cdot 10^3$	$11,5 \cdot 10^3$
90	0,59	$2 \cdot 10^{-2}$	$0,8 \cdot 10^3$	$9 \cdot 10^3$
150	$3 \cdot 10^{-3}$	$7,7 \cdot 10^{-6}$	$0,4 \cdot 10^3$	$6 \cdot 10^3$
365	-	$4 \cdot 10^{-18}$	44	$3,1 \cdot 10^3$

SBR-Brennstoff Core + ax. Blanket + 1/2 rad. Blanket
mittl. Abbrand: 34.000 MWd/t (46,6 MW/t)
Core mittl. Abbrand: 70.000 MWd/t

TAB. 4: Spaltprodukt-Aktivität nach verschiedenen Kühlzeiten

Die Verkürzung der Kühlzeit von 150 auf 30 d bringt für J-131 eine Erhöhung der Aktivität um einen Faktor $3 \cdot 10^4$ und würde eine um diesen Faktor bessere Abscheidung des Jods erfordern. Schon bei den Kühlzeiten von 200 d ist die Jodentfernung bei Großanlagen für LWR-Brennstoffe ein Problem. Bei 30 d würde für Brüterbrennstoffe ein DF für Jod von 10^8 notwendig sein, gegenwärtig ist kein Verfahren in der Hand, das diesen hohen Abscheidungsgrad sichern würde. Auch die Xe-133 Aktivität ist bei 30 d um etwa 10^7 höher als bei 150 d. Die Gesamtsplaltproduktaktivität steigt um einen Faktor von 2,5, davon ist Zr-95 (als ein bei den Extraktionsschritten besondere Schwierigkeiten verursachendes Element) herausgegriffen. Die Verringerung der Kühlzeit von 150 d auf 30 d erhöht die Aktivität des Zr um das 4-fache.

Wiederaufarbeitung

Für die Wiederaufarbeitung der Brennelemente Schneller Brüter kommt zur Zeit nur das Purex-Verfahren in Betracht (Extraktionsverfahren mit Tributylphosphat). Über die Anwendbarkeit dieses Verfahrens bestehen in Fachkreisen keine Zweifel, wobei man sich dessen bewußt ist, daß das Verfahren für den Brennstoff des Schnellen Brüters adaptiert werden muß⁴⁾. Das Schema des Verfahrens ist in Abb. 1 dargestellt.

Für das sogenannte "Head-end" wird das Chop-leach-Verfahren bevorzugt. Dabei werden die Brennelement-Stäbe zerschnitten und der Brennstoff aus den Hüllen mit Salpetersäure herausgelöst.

Zerhacken/Scheren

Die Brennstabbündel werden ähnlich den LWR-Brennstäben zuerst zerlegt, kompaktiert und auf Stücke von ca. 5 cm Länge geschnitten. Scheren (100 t Kraft) für ganze LWR-Bündel sind aus Frankreich und USA am Markt. Erschwert wird das Zerkleinern von Brüter-Brennstoffen durch die hohe Wärmeentwicklung, die hohe Gasentwicklung und von eingeschlossenem Na in defekten Stäben.

Für das Trennen des oxidischen Brennstoffes von dem Hüllmaterial

kommen drei Verfahrensweisen infrage:

1. Direktes Herauslösen des Brennstoffes ohne vorhergehende Behandlung,
2. Mechanisches Pulverisieren in Mühlen,
3. Die Voloxidation, eine thermische Behandlung des umhüllten, zerschnittenen Brennstoffes.

Die Voloxidation

wird seit einigen Jahren, ausgehend von den USA, auch anderweitig für das PSB-Projekt bei CEN (Mol), in GfK, GWK, TU-Institut in Karlsruhe, untersucht.

Bei diesem Verfahren werden die umhüllten Brennelemente unter Luftzufuhr auf 400 bis 600 °C erhitzt. Dabei wird UO_2 über Zwischenoxide (U_3O_7) zu U_3O_8 oxidiert. Durch die Kristallstrukturumwandlung und die damit verbundene Änderung des spezifischen Volumens ($0,0915 \text{ cm}^3/\text{g } \text{UO}_2 \longrightarrow 0,119 \text{ cm}^3 \text{ U}_3\text{O}_8$) rieselt der Brennstoff aus der Hülle, und der größte Teil der flüchtigen Spaltprodukte wird in Freiheit gesetzt. Restliches Natrium wird oxidiert. Die flüchtigen Spaltprodukte liegen in relativ konzentrierter und gut sorbierbarer Form im Abgas vor.

Ursprünglich erhoffte man, durch die oxidative Pulverisierung infolge der Oberflächenvergrößerung eine bessere Löslichkeit der Oxide zu erreichen. Tatsächlich hat man jedoch Mühe, durch die Oxidation möglichst keine Verschlechterung der Löslichkeit infolge der Zerstörung der verhältnismäßig gut löslichen Mischkristalle (U, Pu) O_2 zu erhalten. Über 650 °C wird die Löslichkeit in Salpetersäure merklich verschlechtert. Die Umwandlung und Pulverisierung findet bei (U, Pu) O_2 mit über 25 % PuO_2 nicht statt. Materialien mit darüber liegendem Pu-Gehalt der Core-Zonen des SNR 300 und von oxidischen Hochleistungsbrütern könnten demnach nicht oxidiert werden.

Gegenwärtig wird die Voloxidation nur noch unter dem Aspekt der günstigeren Abgasbehandlung verfolgt. Die zu lösenden Fragen sind technologischer und apparativer Art, Entwicklung geeigneter Öfen mit allen Problemen der Abgasbehandlung und der Kritikalität.

Vor Einführung der Karbide muß ein neues Head-end für diesen Brennstoff entwickelt werden. Die direkte Auflösung der Karbide mit Salpetersäure erscheint aus gegenwärtiger Sicht wenig aussichtsreich. Die dabei entstehen-

den organischen Säuren stören als Komplexbildner die nachfolgende Extraktion. Karbidische Brennstoffe müssen zuerst in Oxide überführt und danach in Salpetersäure gelöst werden. Der darauf folgende Schritt, der Extraktionsprozeß, bleibt derselbe wie bei den Oxiden. Über die Aufarbeitung von U, Pu-Karbidbrennstoff gibt es keine Erfahrungen. In begrenztem Umfang können Erfahrungen des Head-ends von HTR-Brennstoff genützt werden. Für das Head-end der Carbide müßten aufwendige Entwicklungsarbeiten vom Labor- bis zum industriellen Maßstab mit allen Fragen der Abgasbehandlung und Kritikalität genügend früh angefangen werden.

Auflösung

(U, Pu) O₂ Mischkristalle sind in Salpetersäure gut löslich. Mechanisch gemischtes PuO₂ und UO₂ können durch eine Wärmebehandlung (einige Stunden auf 1500 bis 1600 °C) in gut lösliche Mischkristalle umgewandelt werden⁵⁾. Mechanisch gemischtes PuO₂ + UO₂ wird bei hohen Temperaturen im Reaktor in Mischkristalle umgewandelt. Bei Karbiden ist zu erwarten, daß bei der Verbrennung schlecht lösliches PuO₂ entsteht. PuO₂ wird von Salpetersäure nur in Gegenwart von HF gelöst. Das in die Lösung gelangte F ist infolge der Komplexierung durch die vorhandenen Kationen (Zr, Pu, U) bei den Arbeitstemperaturen der Extraktion nicht korrosiv. Bei der Verdampfung und Verglasung der hochaktiven Abfallösungen verursacht das Fluorid jedoch große Probleme.

Abgase

Bei Einführung der Voloxidation nur für Brüter wäre auch die Abgasbehandlung dieses Verfahrens neu zu entwickeln. Zusätzliche Arbeiten über den bekannten LWR-Wissensstand hinaus scheinen ansonsten nur bei Erwägung der Kühlzeitverkürzung notwendig zu sein. Dann würde das Jodproblem kritisch werden. Die Spaltausbeute für Kr-85 ist für Pu-239 die Hälfte der von U-235, während die für Tritium zweimal so groß ist. Dennoch ist die zu erwartende im Brüter-Brennstoff verbleibende Menge an Tritium etwa 10 mal geringer, weil das Tritium im Reaktor zu 90 bis 95 % durch die Edelmantelhüllen herausdiffundiert. Sowohl das Kr-85 als auch das Tritium dürften keine zusätzlichen Probleme für Brüterbrennstoffe gegenüber LWR-Brennstoffen verursachen.

Extraktion

Die hohe Pu-Konzentration und der hohe Abbrand, d.h. die damit verbundene Spaltproduktkonzentration und Strahlenbelastung des Extraktionsmittels sind die Ursachen der Probleme der extraktiven Aufarbeitung.

Die hohe Pu-Konzentration hat auf das Kritikalitätskonzept und die Auslegung des Extraktionsprozesses entscheidenden Einfluß. Gemeint sind dabei die Fragen der konzentrationssicheren, verdünnten Fließschemata, Verwendung homogener und heterogener Neutronengifte, die Pu/U-Trennung und die Auslegung der Pu-Zyklen. Notwendige Daten für die Auslegung der Fließschemata wurden in den vergangenen Jahren bei der GfK erarbeitet⁶⁾, u.a. die Verteilungskoeffizienten von Pu-U-HNO₃ mit 20 bis 30 % TBP, Gegenstromversuche im Labor und mit hochabgebranntem Brennstoff in der Versuchsanlage MILLI⁷⁾.

Eine der schwierigsten Fragen ist die Reaktion der infolge der radiolytischen Zersetzung des TBP entstehenden HDBP und H₂MBP mit Zr zu unlöslichen Verbindungen. Die im 1. hochaktiven Extraktionszyklus entstehenden Niederschläge werfen schon bei LWR-Brennstoffen Probleme auf. Durch Änderung der Extraktionsbedingungen im 1. Zyklus kann dem entgegengewirkt werden. Eine weitere Möglichkeit besteht darin, durch verkürzte Kontaktzeiten im Extraktor die Exposition und die daraus folgende Zersetzung des TBP zu verringern. Mischabsetzer werden an dieser Stelle nicht eingesetzt werden können, gegenwärtig kommen nur Kolonnen für die industrielle Anwendung in Betracht. Günstiger wären Schnellextraktoren. Zentrifugalextraktoren (vom Typ Savannah River oder Robatel) sind heute noch nicht im technischen Maßstab genügend erprobt. Zentrifugalextraktoren wären infolge ihres großen Durchsatzes bei kleinen Abmessungen auch vom Standpunkt der Kritikalität sehr günstig. Kurze Kühlzeiten sind für SBR-Brennstoffe ohne Schnellextraktoren wahrscheinlich nicht zu realisieren. In der AGNS (Allied Gulf Nuclear Services) in Barwell, USA, wird schon jetzt für LWR-Brennstoffe im 1. Extraktionszyklus eine Robatel-Zentrifuge aus Frankreich, mit einer Kolonne als Reserveeinheit, eingebaut. Das in Frankreich ausgearbeitete Verfahren⁸⁾, die Bildung der Niederschläge durch HF-Zugabe zu verhindern, bringt - wie schon bei der Auflösung diskutiert - bei der Verdampfung, Lagerung und Verfestigung des hochaktiven Abfalls Schwierigkeiten.

Für die Pu/U-Trennung bei etwa 10 % Pu-Gehalt des Core- und Blanket-Gemi-

ches, ist meines Erachtens das in der GfK entwickelte Verfahren der elektrolytischen Reduktion des Pu im Extraktor⁹⁾ der heute üblichen vorzuziehen. Das zur Zeit allgemein angewandte U (IV) muß in 5 bis 10-fachem Überschuß verwendet werden, wodurch etwa 50 bis 100 % des vorhandenen Urans als U(IV) zusätzlich in den Prozeß geführt oder rezirkuliert werden müssen. Das elektrolytische Verfahren wird gegenwärtig im Technikum in der GfK getestet. Für die erste große LWR-Wiederaufarbeitungsanlage in der BRD wird das elektrolytische Verfahren zur U/Pu-Trennung wahrscheinlich aus Zeitmangel nicht eingesetzt werden. Die Entwicklung zur industriellen Reife sollte für die Brüterbrennstoffe jedenfalls fortgesetzt werden. In der Barnwell-Anlage ist die Trennung des Pu von U mittels Elektrolyse vorgesehen. Die weiteren elektrolytischen Verfahrensschritte, wie Rückextraktion des Pu aus dem organischen Extraktionsmittel und die Wertigkeitseinstellung des Pu, die schon bei der Aufarbeitung von LWR-Brennstoffen zur Anwendung kommen sollen, sind für die Aufbereitung der Brüterbrennstoffe mit hohem Pu-Gehalt von größerer Bedeutung als für LWR.

Pu-Verluste

Die Pu-Verluste betragen gegenwärtig bei der Aufarbeitung von LWR-Brennelementen 2,5 bis 3 %. Langfristig müssen diese Verluste schon aus Gründen der Umweltbelastung deutlich erniedrigt werden. Die im Raffinat und Extraktionsmittel entstehenden Pu-Verluste müssen durch Wahl der Extraktionsbedingungen und der Apparate auf das minimale reduziert werden. Zusätzliche Trennverfahren für das Pu im Raffinat und im Extraktionsmittel werden schon für LWR-Brennstoff untersucht und sollen für Brüter-Brennstoffe weiter verfolgt werden.

+++

Bei den in den nächsten Jahren in der BRD geplanten Entwicklungsaktivitäten auf dem Wiederaufarbeitungs-Abfallbehandlungs-Sektor liegt das Hauptgewicht auf LWR-Brennstoffen. Die dabei gewonnenen Erkenntnisse kommen auf jeden Fall der Aufarbeitung von Brüter-Brennstoffen zugute.

Literatur:

- 1) BAUMGÄRTNER, F., PHILIPP, H.:
Die Wiederaufarbeitung von Uran-Plutonium-Kernbrennstoffen, Fortschritte der chem. Forschung, Bd. 12, Heft 4 (1969).
- 2) SARI, C.:
Energia Nucleare Vol. 20, Nr. 3, März 1973.
- 3) HAUG, H.O.:
KFK-1945, April 1974.
- 4) OCHSENFELD, W.:
Atomwirtschaft 12, S. 194 (April 1967).
- 5) BÄHR, W.:
KFK-797, November 1968.
- 6) OCHSENFELD, W., SCHMIEDER, H., THEISS, S.:
KFK-911, Oktober 1970.
- 7) OCHSENFELD, W. et al.:
KFK 1273/4 (1973), KFK 1274/1 und KFK 1294/2 (1974).
- 8) BOUDRY, J.C., MIGUEL, P.:
Adaptation of the Purex Process to the Reprocessing of Fast Reactor Fuels, Proceed. Int. Solv. Extr. Conf. Lyon, 1974.
- 9) SCHMIEDER, H., BAUMGÄRTNER, F. et al.:
Electrolytic Methods for Application in the Purex Process, Proceedings Int. Solv. Extr. Conf., Lyon, 1974.

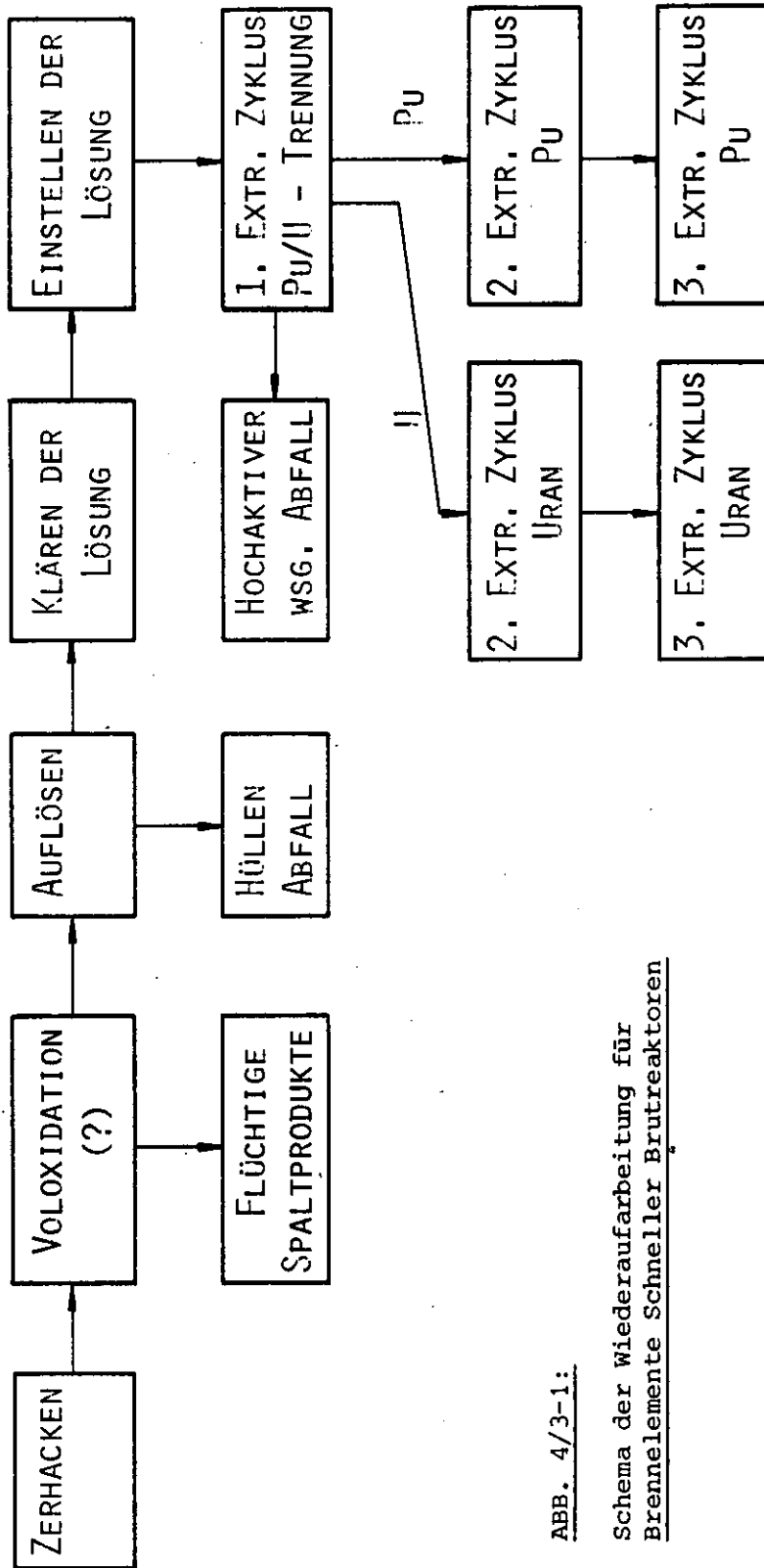


ABB. 4/3-1:

Schema der Wiederaufarbeitung für Brennelemente Schneller Brutreaktoren

DIE SCHLIESSUNG DES BRENNSTOFFKREISLAUFES
- TECHNIK UND STRATEGIE -
GSB

L. Meyer
General Atomic Europe
Zürich/Schweiz

Zusammenfassung

Die Brennelemente des GSB sind in materialtechnischer Hinsicht denen des SNR so ähnlich, daß sich keine wesentlichen Unterschiede in der Technik der Wiederaufarbeitung erkennen lassen. Der Vortrag wandte sich daher dem allgemeineren Thema der Strategie des Brennstoffkreislaufes zu, d.h. der Frage, welche Aufgaben die Brüter in der zukünftigen nuklearen Brennstoffwirtschaft zu erfüllen haben werden. Hält man sich vor Augen, daß in der Zeitperiode bis zum kommerziellen Einsatz der Brüter noch eine beträchtliche Kapazität an thermischen Reaktoren gebaut wird, deren Lebensdauer aus wirtschaftlichen Gründen 30 bis 40 Jahre betragen sollte, so muß man folgern, daß thermische Reaktoren und schnelle Brüter noch auf viele Jahre hinaus nebeneinander existieren werden. Angesichts der Beschränkung der Uranvorräte erscheint es daher sinnvoll, sich zu überlegen, auf welche Weise die schnellen Brüter als Spaltstofflieferanten sowohl für sich selbst als auch für thermische Konverter eingesetzt werden können. Dies führt auf die Frage: Was sollen die Brüter brüten? - Von den beiden Möglichkeiten des Brütens von Plutonium aus Uran-238 oder von Uran-233 aus Thorium wurde bisher vielerorts nur die erste Möglichkeit in Betracht gezogen, da sich Pu-239 und Pu-241 als Spaltstoff für Schnelle Brüter besonders gut eignen. In letzter Zeit begegnet aber auch die zweite Möglichkeit, nämlich einen Teil des Brutgewinns in Form von U-233 zu erbringen, einem zunehmenden Interesse, da es sich hierbei um einen besonders hochwertigen Spaltstoff für thermische Kon-

verter, insbesondere für den HTR handelt. Die Anzahl HTRs, die von einem schnellen Brüter äquivalenter Leistung mit U-233 versorgt werden könnten, ist sowohl abhängig vom Konversionsverhältnis des HTR als von den Bruteigenschaften (Brutrate, Verdopplungszeit) des Brüters, sowie von der jährlichen Wachstumsrate des nuklearen Energiesystems. Hohe Brutraten, wie sie für den Gasbrüter charakteristisch sind, wirken sich hierbei sehr vorteilhaft aus. So könnte z.B. in einer Energiewirtschaft ohne Wachstum ein Gasbrüter mit einer typischen Brutrate von etwa 1,45 (mit Oxidbrennstoff) und einer Verdopplungszeit (compound) von 8 bis 10 Jahren mehr als 2 HTRs gleicher Leistung mit Spaltstoff versorgen. Gute Bruteigenschaften ermöglichen ferner eine höhere Flexibilität bezüglich des Wachstums des nuklearen Energiesystems sowie dessen Zusammensetzung aus Brütern und thermischen Konvertern.

Zusammenfassend lassen sich sowohl für die nähere Zukunft als auch auf lange Sicht Gründe vorbringen, die es als lohnend erscheinen lassen, einen Teil des Brutgewinns der Brüter in Form von U-233 zu erbringen. Kurzfristig basieren diese auf ökonomischen Überlegungen, wobei, ausgehend vom relativen Nutzwert von Pu-239 und U-233, in thermischen Konvertern und in Brütern der Marktwert dieser Spaltstoffe abgeschätzt wird. Langfristig gesehen ergibt sich ein weiteres Argument durch die zukünftigen Anwendungen des HTR in Gasturbinenkraftwerken und Prozeßwärmanlagen, welche auch in der Brüterphase ihre Bedeutung beibehalten werden und die es daher gilt, auch in der weiteren Zukunft mit dem geeigneten Spaltstoff zu versorgen.

Einleitung

Zunächst möchte ich mich bei der KTG für die freundliche Einladung bedanken, im Rahmen der heutigen Tagung einige Gedanken zum Brennstoffkreislauf des gasgekühlten schnellen Brüters (GSB) darzulegen.

Wie wir in den vorausgegangenen Vorträgen gehört haben, sind die Brennelemente des GSB in materialtechnischer Hinsicht denen des SNR weitgehend ähnlich. Es lassen sich daher auch keine wesentlichen Unterschiede in der Technik der Wiederaufarbeitung und Refabrikation von Brennelementen beider Brütertypen erkennen, so daß, was die diesbezüglichen Fragen betrifft, auf das vorgängige Referat verwiesen werden kann. Stattdessen werden im folgenden einige Überlegungen zur Strategie des Brennstoffkreislaufes von schnellen Brütern wiedergegeben. Diese befassen sich mit der Rolle der Brüter in der

zukünftigen nuklearen Brennstoffwirtschaft und insbesondere mit der Möglichkeit einer gegenseitigen Ergänzung der Brennstoffkreisläufe von Brütern und thermischen Konvertern. Diese Überlegungen werden in letzter Zeit zunehmend diskutiert und sind daher sicherlich manchen Teilnehmern dieser Tagung bereits bekannt. Im Rahmen des heutigen Statusberichtes mögen sie aber dennoch von einigem Interesse sein.

Die jetzige Phase der Nuklearwirtschaft

Der Ausgangspunkt der nachfolgenden Betrachtungen ist die Spaltstoffversorgung in der gegenwärtigen Phase der Nuklearwirtschaft, welche in Abb. 1 schematisch dargestellt ist. Deren Zeitdauer ist bis etwa 1990 angenommen. Wir können hier von einer Phase der thermischen Reaktoren sprechen, in der nach heutiger Auffassung die schnellen Brüter noch keine bedeutende Rolle spielen werden. Die Spaltstoffversorgung basiert weitgehend auf Uran-235, welches für die meisten wichtigen Reaktortypen angereichert werden muß. Bei den mit niedriger Anreicherung betriebenen Leichtwasserreaktoren kann das während des Betriebes entstehende Plutonium entweder rückgeführt oder gelagert werden. Die Vorratshaltung von Plutonium wird für die serienmäßige Einführung der Brüter wichtig werden, wobei man heute im allgemeinen die Auffassung teilt, daß die große Kapazität an LWRs in der Lage sein wird, einen genügend großen Plutoniumvorrat für diesen Zweck zu schaffen. Bei den fortschrittlichen thermischen Konvertern, welche mit dem Thorium-Brennstoffzyklus arbeiten, ist zunächst der HTR zu erwähnen. Möglicherweise könnte sich aber auch der LWR einmal diesem Brennstoffzyklus zuwenden. Das hierbei während des Reaktorbetriebes entstehende Uran-233 ist für thermische Konverter besonders hochwertig und wird daher rückgeführt.

Die Aufgabe der schnellen Brüter in der zukünftigen nuklearen Brennstoffwirtschaft

Bei der Diskussion der weiteren Entwicklung der Nuklearwirtschaft muß man sich folgende bekannte Tatsachen vor Augen halten:

- Einerseits, daß in den nächsten zwei Jahrzehnten und vermutlich noch danach eine beträchtliche Kapazität an thermischen Reaktoren gebaut werden wird. Bei einer Lebensdauer der Anlagen von 30 bis 40 Jahren

muß man damit folgern, daß thermische Reaktoren und schnelle Brüter noch auf viele Jahre hinaus nebeneinander existieren werden.

- Andererseits führt aber die prinzipielle Beschränkung unserer Uranvorräte und deren relativ schlechte Ausnützung in den thermischen Reaktoren dazu, daß man sich über deren Spaltstoffversorgung etwa nach dem Jahr 2000 vielerorts heute schon Gedanken macht.

Es erscheint daher sinnvoll, sich zu überlegen, auf welche Weise die schnellen Brüter als Brennstofflieferanten nicht nur für sich selbst, sondern auch für thermische Konverter eingesetzt werden können. Im Zusammenhang mit dieser Frage muß man sich kurz die wichtigsten Spaltstoffe vergegenwärtigen, die für den Betrieb von Kernreaktoren überhaupt in Frage kommen. Wie in Tabelle 1 gezeigt, handelt es sich um das im Natururan vorhandene U-235, sowie um die "künstlichen" Spaltstoffe (Pu-239 + Pu-241) und U-233, welche während des Reaktorbetriebes aus U-238 bzw. Th-232 erzeugt werden können. Wenn wir nun davon ausgehen, daß auf lange Sicht eine Verknappung von U-235 eintreten wird, so müssen für das Folgende nur noch Plutonium und U-233 betrachtet werden. Plutonium ist bekanntlich ein besonders guter Spaltstoff für schnelle Brüter. U-233 dagegen, und dies ist im vorliegenden Zusammenhang besonders bemerkenswert, ist ein besonders hochwertiger Spaltstoff für thermische Konverter, insbesondere für den HTR.

Was nun die Rolle der Brutreaktoren in der zukünftigen nuklearen Brennstoffwirtschaft betrifft, so ging man bis vor wenigen Jahren vielerorts von der Vorstellung aus, daß die schnellen Brüter die thermischen Konverter nach einer gewissen Zeitperiode vollständig ersetzen werden. Es lag daher nahe, die Brüter als ausschließliche Produzenten von Plutonium zu sehen. Sofern man aber dazu übergeht, den Brüttern auch die Aufgabe der zukünftigen Spaltstoffversorgung einer gewissen Kapazität an thermischen Convertern zu übertragen, so muß man auch die zweite Möglichkeit ins Auge fassen, welche darin besteht, einen Teil des Brutgewinns in Form von U-233 zu erbringen. Diese zweite Möglichkeit, d.h. das Brüten von U-233 in Thorium-Brutmänteln schneller Brüter, begegnet nun in letzter Zeit einem zunehmenden Interesse. Es sei hier zunächst an die Arbeiten von P. FORTESCUE erinnert, der den Ausdruck der "Symbiose" zwischen Brüttern und HTR geprägt hat /1,2,3/. Aufbauend auf seinen Überlegungen wurden bei der General Atomic in San Diego weitere diesbezügliche Studien durchgeführt /4,5,6,7/. Während diese Arbeiten insbesondere den Gasbrüter im Auge haben, so sind unterdessen auch ähnliche

Studien für den Natriumbrüter durchgeführt worden, z.B. am Kernforschungszentrum Karlsruhe und von P.J. WOOD und M.J. DRISCOLL am MIT /8/. In letzter Zeit hat auch W. HÄFELE einige Arbeiten in dieser Richtung veröffentlicht /9,10,11/.

Bei diesen Überlegungen, welche also den Brütern eine doppelte Funktion zuzuordnen, nämlich sowohl die der Produktion von Plutonium für sich selbst als der von U-233 für fortschrittliche thermische Konverter, spielen die folgenden weiteren Gesichtspunkte eine wesentliche Rolle:

1. Zur Überwindung der Energiekrise unter Beachtung des Umweltschutzes werden die zukünftigen Anwendungen des HTR in Gasturbinenkraftwerken und Prozeßwärmanlagen auch langfristig ihre Bedeutung bewahren. Daher ergibt sich die Notwendigkeit, diese Anlagen auch in der weiteren Zukunft mit geeignetem Spaltstoff zu versorgen.
2. Berücksichtigt man den hohen Nutzwert von U-233 im HTR, so könnte es sich bereits in der näheren Zukunft für die Brüter lohnen, einen Teil des Brutgewinns in Form von U-233 zu erbringen. Auf diesen Punkt wird später nochmals zurückgekommen.

Im folgenden soll nun dieses Konzept anhand einiger quantitativer Angaben etwas ausführlicher diskutiert werden.

Das Brüten von U-233 im schnellen Brüter

Zunächst muß man sich natürlich anhand neutronenphysikalischer Rechnungen ein Bild davon machen, welche Mengen U-233 in einem schnellen Brüter überhaupt erbrütet werden könnten. Tabelle 2 gibt einige Zahlenangaben für einen 1000 MWe Gasbrüter, und zwar einen Vergleich der gesamten Brutrate, wenn einerseits nur Plutonium, andererseits sowohl Plutonium als auch U-233 erbrütet würde /5/. In beiden Fällen wurde angenommen, daß das axiale Blanket mit abgereichertem Uran (U-238) beladen wird, um Plutonium für den Betrieb des Brütters zu erzeugen. Es wurde gefunden, daß das im aktiven Kern sowie im axialen Blanket erbrütete Plutonium für diesen Zweck gerade etwa genügt. Der Unterschied der beiden Fälle besteht nun darin, daß im radialen Blanket im einen Fall abgereichertes Uran, im anderen Thorium angenommen wurde. Wie man sieht, ergibt sich nur ein ganz geringer Unterschied in der totalen

Brutrate, so daß aus dieser Sicht gute Voraussetzungen für dieses Konzept bestehen.

Der HTR mit reiner U-233-Beschickung

Für den HTR ergäbe sich bei reiner U-233-Beschickung aus folgendem Grund eine wesentliche Verbesserung: Beim Th/U-233-Brennstoffzyklus, so wie er heute möglich ist, wird das im Reaktor erzeugte U-233 zwar rückgeführt, der zusätzlich notwendige Spaltstoff wird aber in Form von U-235 nachgeladen. Nun ist aber U-233 ein wesentlich besserer Spaltstoff im HTR als U-235. Sofern man daher von der U-235-Erst- und Nachladung auf reine U-233-Beschickung gehen könnte, ergäbe sich dank der verbesserten Neutronenökonomie eine wesentliche Verbesserung in der Brennstoffausnützung. So wäre es z.B. möglich, das Konversionsverhältnis, das aus wirtschaftlichen Gründen gegenwärtig bei etwa 0,68 liegt, ohne größere Schwierigkeiten auf etwa 0,85 anzunähern /4/. Der HTR würde damit zu einem besseren thermischen Konverter, d.h. sein jährlicher Spaltstoffbedarf würde sich wesentlich vermindern (siehe auch Abb. 5).

Schnelle Brüter plus HTRs ohne äußere Spaltstoffzufuhr

Um ein Bild von den Möglichkeiten der Spaltstoffversorgung der HTRs durch die schnellen Brüter zu erhalten, wollen wir nun im folgenden nur noch solche Kombinationen von Brütern und HTRs diskutieren, bei denen der gesamte Spaltstoffbedarf durch die Brüter allein aufgebracht wird, d.h. für die keine äußere Spaltstoffzufuhr via Anreicherungsanlagen mehr nötig ist. Der Brennstoffkreislauf für einen solchen Fall ist in Abb. 2 am Beispiel eines 1000 MWe Gasbrüters mit einer typischen Brutrate von etwa 1,45 dargestellt, der, wie wir gleich sehen werden, in der Lage wäre, mehrere HTRs gleicher Leistung mit dem begehrten U-233 zu versorgen /3/. Wie man sieht, stammt der überwiegende Anteil des in den Reaktoren eingesetzten Schwermetalls aus rezykliertem Material. Die äußere Zufuhr an Schwermetall, in Form von natürlichem oder abgereichertem Uran sowie von Thorium, ist bemerkenswert gering, wobei das Uran nur etwa ein Viertel davon ausmacht.

Wir wollen nun auf die Frage eintreten, wie viele HTRs von einem Brüter glei-

cher Leistungsgröße mit Spaltstoff versorgt werden könnten. Um hier einen gewissen Überblick zu erhalten, gehen wir zunächst von der Annahme eines stationären Zustandes der Energieerzeugung aus, d.h. eines Zustandes ohne jährliches Wachstum der nuklearen installierten Leistung. Abb. 3 zeigt die Ergebnisse unter dieser Voraussetzung /7/. Wie man sieht, ist das Resultat stark abhängig sowohl vom Konversionsverhältnis des HTR als auch von der Bruterate des Brüters. Mit einem HTR-Konversionsverhältnis von etwa 0,85 bei reinem U-233-Betrieb könnte z.B. ein Gasbrüter mit einer Bruterate von etwa 1,45 zwischen 2 und 3 HTRs mit Spaltstoff versorgen.

Im Zeichen der Energiekrise, d.h. eines zunehmenden Anteils der Kernenergie an der gesamten elektrischen und nichtelektrischen Energieproduktion muß man aber wohl noch auf absehbare Zeit mit einem jährlichen Wachstum der nuklearen Energieerzeugung rechnen. Die Verhältnisse unter solchen Bedingungen sind auf Abb. 4 wiedergegeben /6/. Die Abbildung zeigt wiederum die Anzahl HTRs, die von einem Brüter gleicher Leistung mit U-233 versorgt werden könnten, aber jetzt aufgetragen in Abhängigkeit von der jährlichen Wachstumsrate des gesamten Systems. Der Einfluß der HTR-Konversionsrate und der Bruterate des Brüters ist anhand je zweier Parameterwerte wiederum deutlich sichtbar. Man kann dem Bild folgende Ergebnisse entnehmen: Bei einer Wachstumsrate von Null erhalten wir die Resultate von Abb. 3. Mit steigender Wachstumsrate reduziert sich die Anzahl von HTRs, die je Brüter versorgt werden können, was einleuchtend ist. Die größte Wachstumsrate ließe sich durch eine reine Brüterwirtschaft erreichen. Die Höhe der Bruterate ist sehr wesentlich für die erzielbare Wachstumsrate: niedrige Bruteraten ermöglichen nur ein sehr beschränktes Wachstum sogar der Brüter allein, während hohe Bruteraten (und kurze Verdopplungszeiten) ein substantielles Wachstum ermöglichen.

Als Konsequenz läßt sich folgendes feststellen: Selbst unter der Annahme, daß das gesamte nukleare System später nur noch bescheiden wächst, muß die große Kapazität an thermischen Konvertern berücksichtigt werden, die während und nach der serienmäßigen Einführung der Brüter entweder bereits besteht oder die sogar noch zugebaut werden wird (z.B. Prozeßwärmanlagen). Es wird dann sicherlich von Vorteil sein, Brüter mit großer Bruterate und kurzer Verdopplungszeit zur Verfügung zu haben, um die Spaltstoffversorgung der thermischen Konverter sicherzustellen. Außerdem ergibt sich hiermit eine größere Flexibilität in bezug auf das Wachstum der gesamten Kernkraft-

werkskapazität sowie deren Zusammensetzung aus Brütern und thermischen Konvertern, die aus heutiger Sicht ebenfalls als wünschenswert erscheint.

Zur weiteren Veranschaulichung sind in Abb. 5 der Spaltstoffbedarf der thermischen Konverter (am Beispiel des HTR) und der Spaltstoffüberschuß der schnellen Brüter in Abhängigkeit von der Wachstumsrate separat aufgetragen /6/, wobei die Einheit auf der Ordinatenachse dem Betrag von etwa 100 kg Spaltstoff je MWe und Jahr entspricht. Man erkennt hier zunächst deutlich den günstigen Einfluß einer erhöhten Konversionsrate des HTR. Ferner ist ersichtlich, daß oberhalb einer gewissen Wachstumsrate Brüter keinen Spaltstoffüberschuß mehr produzieren, sondern im Gegenteil mit Spaltstoff aus einer äußeren Quelle versorgt werden müßten, was natürlich nicht der Sinn der Brüter ist. Wie man ferner sieht, verlaufen die Kurven für die Brüter steiler in Richtung eines Spaltstoffmarkos als beim thermischen Konverter, da schnelle Brüter ein größeres Spaltstoffinventar aufweisen.

Ökonomische Überlegungen zum Brüten von U-233

Hatten die bisherigen Ausführungen eher die langfristigen Möglichkeiten der Spaltstoffversorgung durch die Brüter im Auge, so seien im folgenden noch einige Bemerkungen gemacht zu der Frage, ob ein Brüten von U-233 eventuell schon in näherer Zukunft wirtschaftlich interessant sein könnte, wenn man es mit der anderen Möglichkeit des ausschließlichen Brütens von Plutonium vergleicht. In diesem Zusammenhang gehen wir aus vom relativen "Nutzwert" von Pu-239 und U-233 in thermischen Konvertern und schnellen Brütern, und zwar im Verhältnis zum Preis von U-235. Bei diesen Kostenparitäten, welche im englischen Sprachgebrauch als "indifference values" bezeichnet werden, kann es sich im heutigen Zeitpunkt selbstverständlich nur um Schätzwerte handeln. Unter Berücksichtigung der neutronenphysikalischen Eigenschaften im thermischen und schnellen Neutronenspektrum einerseits und der Kosten der Wiederaufarbeitung und Refabrikation der Brennelemente andererseits, wurden die in Tabelle 3 angegebenen Werte abgeschätzt /4/.

Wenn man nun zunächst annimmt, daß in der Einführungsphase der Brüter der Plutoniumpreis etwa der Parität für thermische Konverter entspricht, so zeigt Abb. 6 die Brennstoffzykluskosten verschiedener Reaktorsysteme in Abhängigkeit vom Marktpreis des U-235 /6/. Aufgetragen sind Werte für den

Gasbrüter mit Thorium- oder Uran-Blanket, für die Kombination 1 GSB plus 2 HTR, sowie für den HTR allein. Wie man sieht, besteht unter dieser Voraussetzung für den Brüter ein wirtschaftlicher Anreiz, ein Thorium-Blanket anstatt eines reinen Uran-Blankets zu verwenden. Wegen des hohen Nutzwertes von U-233 im thermischen Konverter nimmt dieser Anreiz mit steigendem U-235-Preis sogar noch zu. Aus diesen Erwägungen heraus sowie um das Brüten von U-233 in einem Thorium-Blanket technisch zu demonstrieren, ist es z.B. vorgesehen, die erste Gasbrüter-Demonstrationsanlage in den USA mit einem radialen Thorium-Blanket auszurüsten.

Sofern sich der Plutoniumpreis mit der Zeit gegen den Paritätswert für die schnellen Brüter hin verschiebt, ergeben sich die in Abb. 7 gezeigten Verhältnisse /6/. Hier wurde ferner angenommen, daß der U-235-Preis inzwischen einen Wert von 25 \$/g erreicht hat. Wie man sieht, ist beinahe über den ganzen Plutonium-Paritätsbereich das Thorium-Blanket dem Uran-Blanket kostengünstig überlegen.

Während sich diese Resultate auf den Gasbrüter beziehen, so kommt ein entsprechender Vergleich von Thorium- und Uran-Blankets für einen Natriumbrüter zu ähnlichen Schlußfolgerungen /8/. Die Resultate dieser Studie sind in Abb. 8 gezeigt. Hier sind für veränderliche Preise von Plutonium und U-233 die Bereiche aufgetragen, in denen entweder ein Uran- oder ein Thorium-Blanket wirtschaftlich vorteilhafter sind. Die Autoren kamen zum Schluß, daß unter den heutigen Preisrelationen ein Thorium-Blanket sich auch für einen SNR lohnen würde.

Ausblick

Im Sinne einer Zusammenfassung des bisher Gesagten sei nun anhand der letzten beiden Bilder noch kurz skizziert, wie die Spaltstoffversorgung in zukünftigen Phasen der Nuklearwirtschaft vor sich gehen könnte.

Abb. 9 zeigt die Phase der serienmäßigen Einführung der schnellen Brüter. Es handelt sich hier um eine Übergangsphase, während der die heutige Spaltstoffversorgung via Uran-Anreicherungsanlagen allmählich durch eine Spaltstoffversorgung mittels schneller Brüter abgelöst wird. Die durch die LWRs geschaffenen bedeutenden Vorräte an Plutonium werden nach der heute vorherrschenden Meinung eine genügend schnelle Markteinführung der schnellen Brüter

ermöglichen. Mit wachsendem Anteil der Brüter an der gesamten installierten Leistung wird es den Brütern in zunehmendem Maße möglich, U-233 für fortschrittliche Konverter wie HTRs und vielleicht auch Leichtwasserreaktoren, z.B. vom "Seed and Blanket"-Typ Admiral RICKOVERS, zur Verfügung zu stellen.

In Abb. 10 ist schließlich die anschließende Phase in der weiteren Zukunft dargestellt, in der die Brüter sowohl den eigenen Plutoniumbedarf als auch den Spaltstoffbedarf der fortschrittlichen thermischen Konverter in Form von U-233 im wesentlichen voll decken. Es besteht hier keine Abhängigkeit von Anreicherungsanlagen mehr, und das volle Energiepotential der Uran- und Thoriumreserven kann dann ausgenützt werden.

Tabelle 1:
Spaltstoffe für Kernreaktoren

Spaltstoffe	Quelle	Bemerkungen
U-235	Natururan Anreicherungsanlagen	Beschränkte Vorräte für thermische Konverter
Pu-239 + Pu-241	Reaktorbetrieb, entsteht aus U-238	Besonders gut geeignet für schnelle Brüter
U-233	Reaktorbetrieb, entsteht aus Th-232	Besonders gut geeignet für thermische Konverter, ins- besondere HTR

Tabelle 2:
Vergleich des Brütens von Pu-239 und U-233
im radialen Blanket eines 1000 MWe Gasbrüters

	U-238 im radialen Blanket	Th-232 im radialen Blanket
Axiales Blanket		
Dicke (cm)	60	60
Brutstoff	U-238	U-238
Erbrüteter Spaltstoff	Pu-239 + Pu-241	Pu-239 + Pu-241
Radiales Blanket		
Dicke (cm)	60	60
Brutstoff	U-238	Th-232
Erbrüteter Spaltstoff	Pu-239 + Pu-241	U-233
Brutrate	1,49	1,47

Tabelle 3:
Kostenparitäten von Pu-239 und U-233
im Verhältnis zum Marktpreis von U-235

	U-235	Pu-239	U-233
Thermische Konverter (HTR)	1	0,5	1,25
Schnelle Brüter	1	1,3	1,15

Literaturverzeichnis

- /1/ FORTESCUE, P.:
Fast Breeders and HTGR: A Profitable Partnership.
Nuclear News, 15, No. 4 (April 1972).
- /2/ FORTESCUE, P., STEWART, H.B.:
The Role of HTGRs and FBRs in Meeting the Energy Crisis.
Paper presented at the ASME Winter Annual Meeting, New York, Nov. 26, 1972 (Paper ASME 72-WA/NE-3).
- /3/ FORTESCUE, P.:
Application of Gas-Cooled Reactor Technology to the Fast Breeder Concept.
Paper presented at the Second International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, September 10-14, 1973, Berlin. Annals of Nuclear Science and Engineering, Vol. 1 p. 21-29, Pergamon Press, 1974.
- /4/ BROGLI, R.H., SCHULTZ, K.R.:
Thorium Utilization in an FBR/HTGR Power System.
American Power Conference, Chicago, April 29, 1974.
- /5/ CERBONE, R.C.:
Thorium Blankets in Gas-Cooled Fast Breeder Reactors.
Trans. Amer. Nucl. Soc., Vol. 18, June 1974.
- /6/ BROGLI, R., SCHLUETER, G.:
Fuel Economics of GCFR/HTGR Symbiotic Systems.
ANS Topical Meeting on Advanced Reactors; Physics, Design and Economic, Atlanta, Sept. 8-11, 1974.
- /7/ SCHLUETER, G.:
Gas-Cooled Reactors - A Way of Fulfilling the National Objectives of Nuclear Reactor Development.
ASME Annual Winter Meeting, New York, Nov. 12-21, 1974.
- /8/ WOOD, P.J., DRISCOLL, M.J.:
Assessment of Thorium Blankets for Fast Breeder Reactors.
MITNE-148 (July 1973).
- /9/ HÄFELE, W., SCHIKORR, W.:
Proceedings of IAEA Study Group on Reactor Strategy Calculations.
Vienna, Nov. 5-9, 1973, published 1974.
- /10/ HÄFELE, W.:
Energy Choices that Europe Faces: A European View of Energy".
Science, Vol. 184, April 19, 1974.
- /11/ HÄFELE, W., MANNE, A.S.:
Strategies for a Transition from Fossil to Nuclear Fuels.
International Institute for Applied Systems Analysis, Laxenburg, Österreich, 1974.

ABB. 4/4-1:

Spaltstoffversorgung in der gegenwärtigen Phase der Nuklearwirtschaft

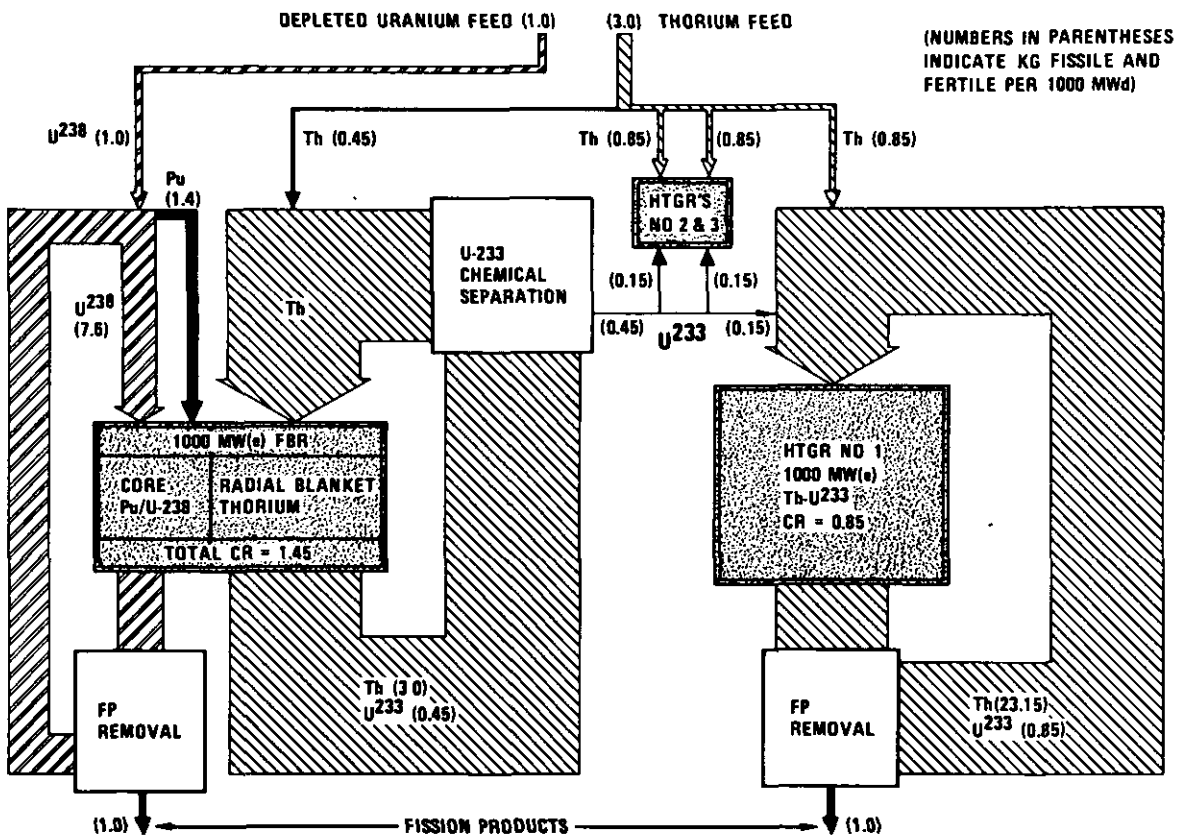
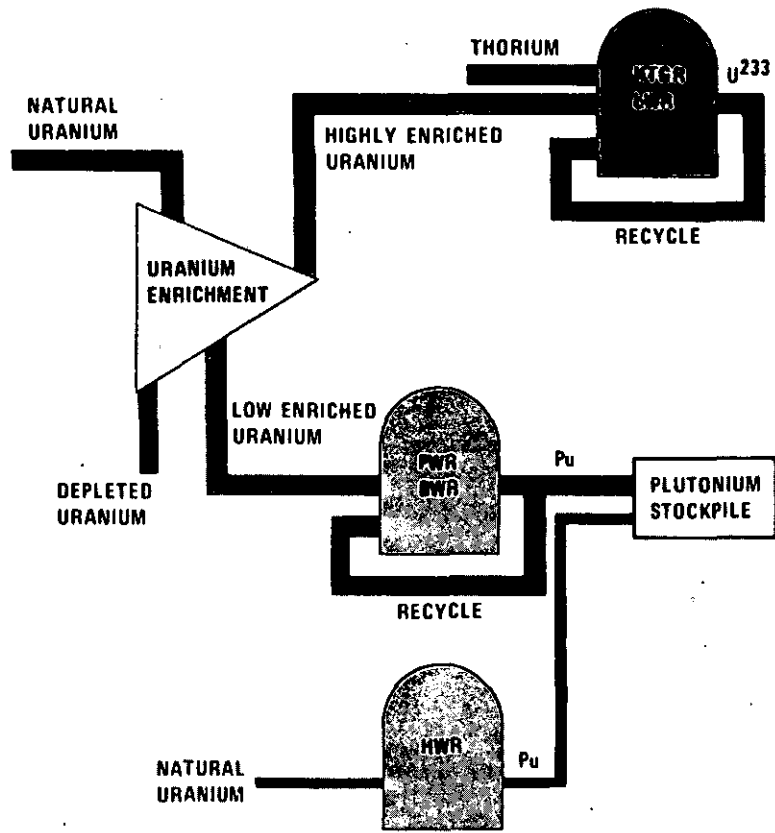


ABB. 4/4-2: Brennstoff-Flußdiagramm für ein kombiniertes Schnellbrüter-HTR-System ohne äußere Spaltstoffzufuhr

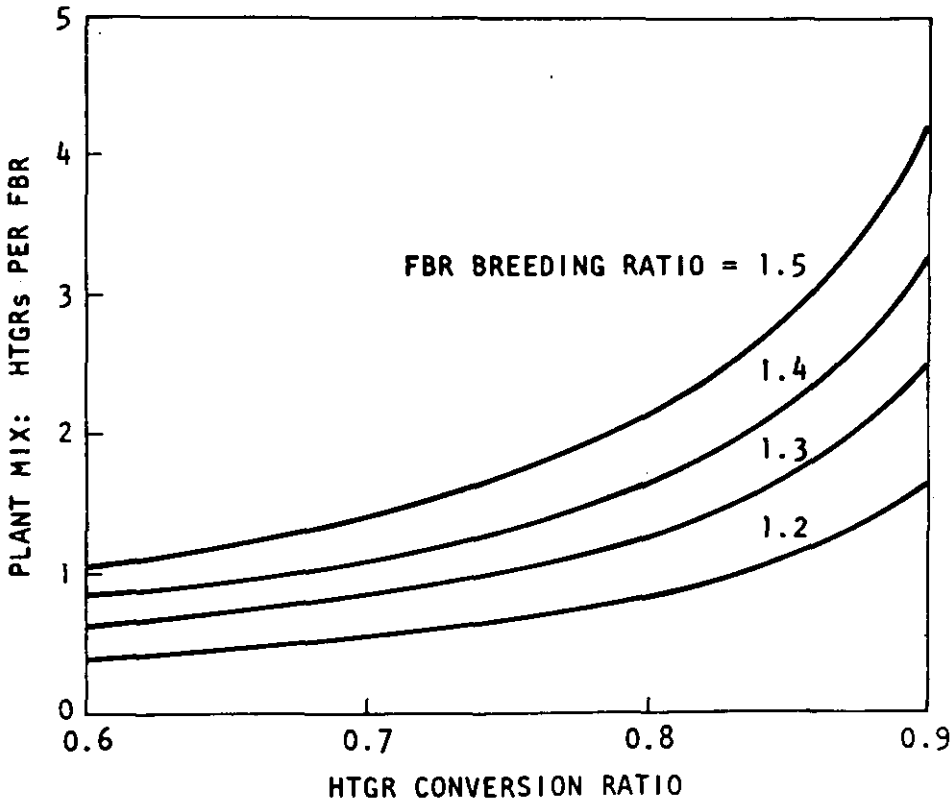


ABB. 4/4-3: Anzahl HTRs pro Schnellbrüter in einem sich selbst erhaltenden System, im stationären Zustand (d.h. ohne Wachstum)

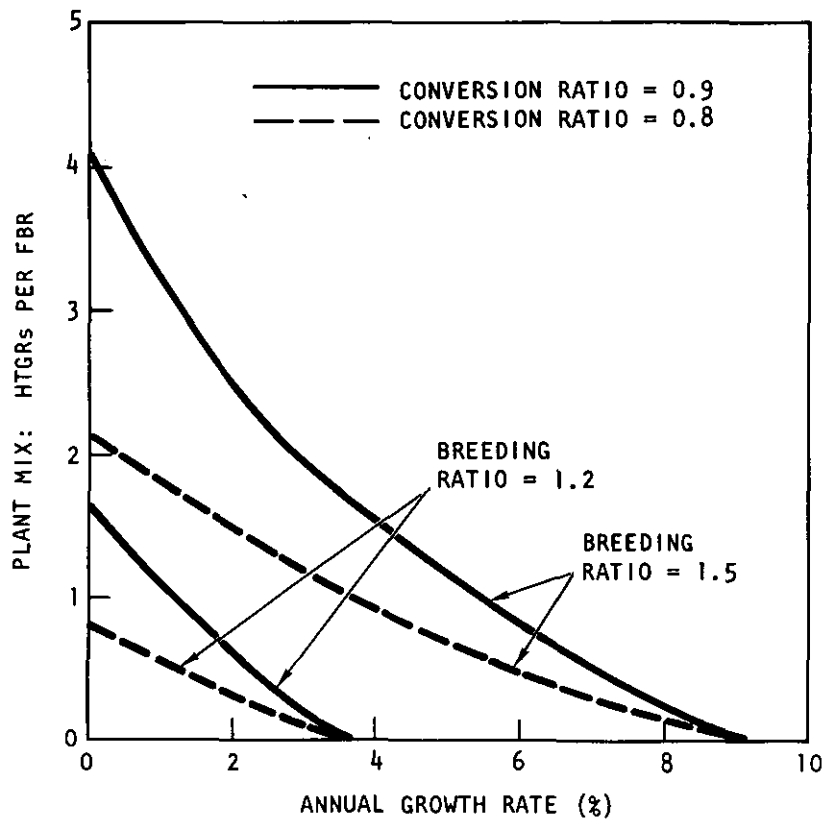


ABB. 4/4-4:

Anzahl HTRs pro Schnellbrüter in einem sich selbst erhaltenden System, in Abhängigkeit von der jährlichen Wachstumsrate

ABB. 4/4-5:

Spaltstoff-Balance für HTR und Schnellbrüter in Abhängigkeit von der jährlichen Wachstumsrate

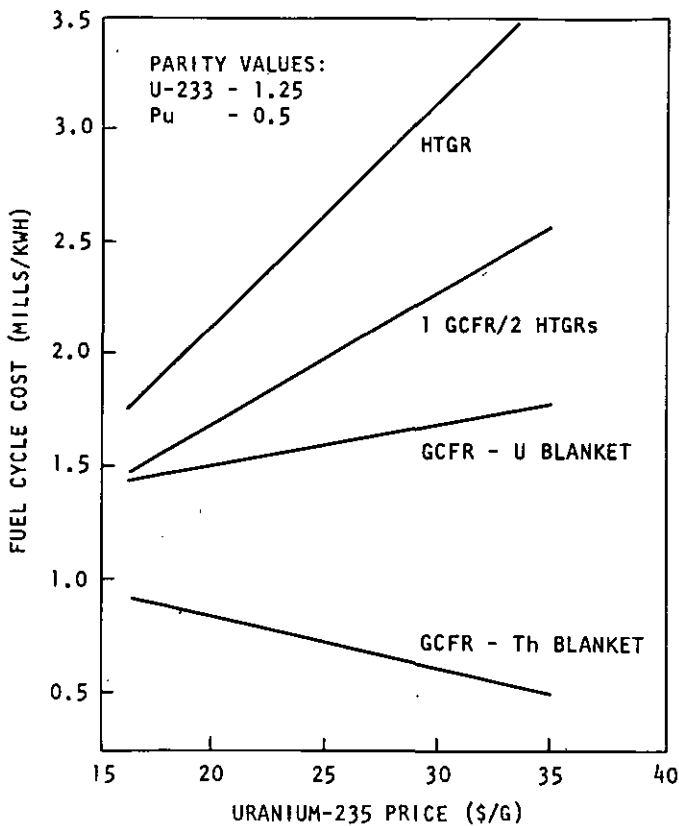
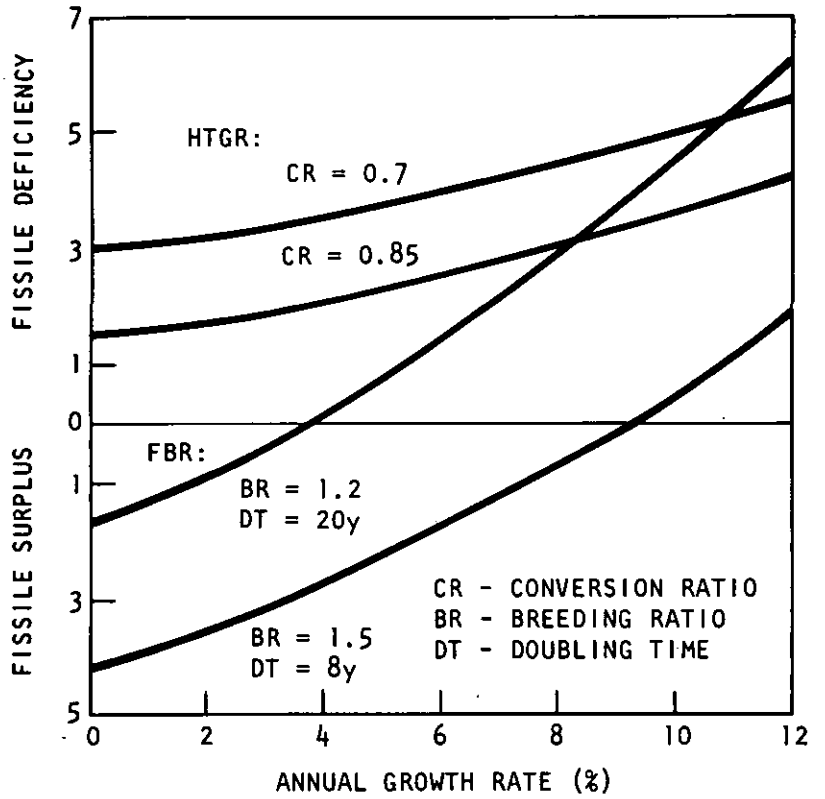


ABB. 4/4-6:

Brennstoffzykluskosten verschiedener Reaktorsysteme bei steigendem Marktpreis von U-235

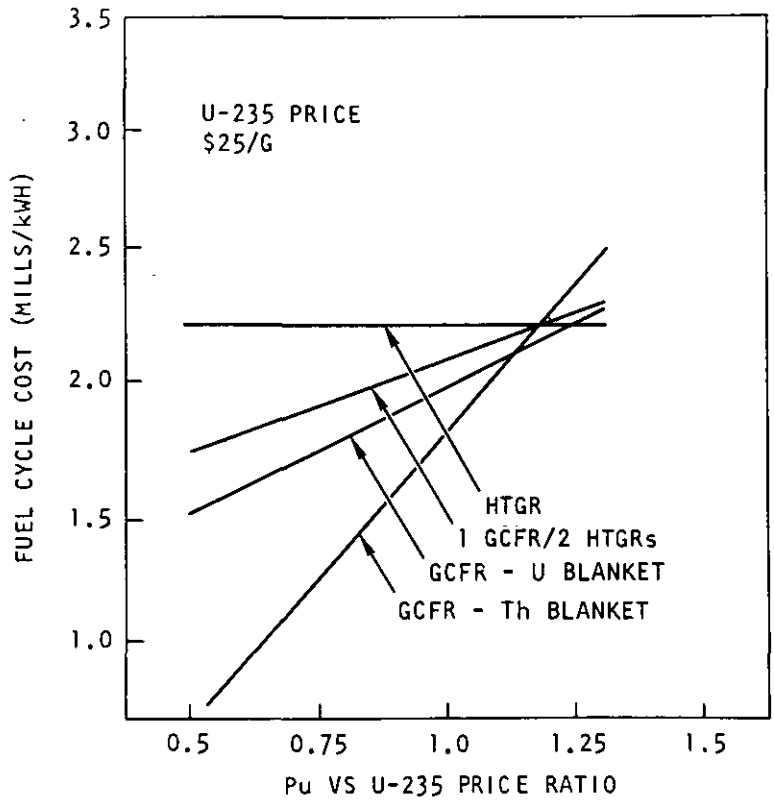


ABB. 4/4-7: Brennstoffzykluskosten verschiedener Reaktorsysteme bei steigendem Paritätswert von Plutonium

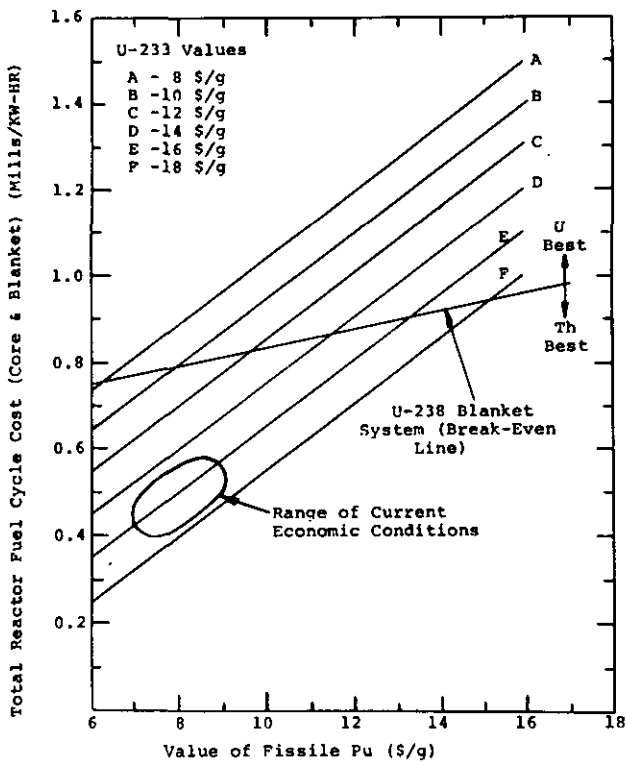


ABB. 4/4-8:

Vergleich der Brennstoffzykluskosten eines 1000 MWe Natriumbrütters mit Thorium- und Uran-Blanket

Ref.: Wood, P. J., and M. J. Driscoll, "Assessment of Thorium Blankets for Fast Breeder Reactors", MITNE-148, p. 436, July, 1973

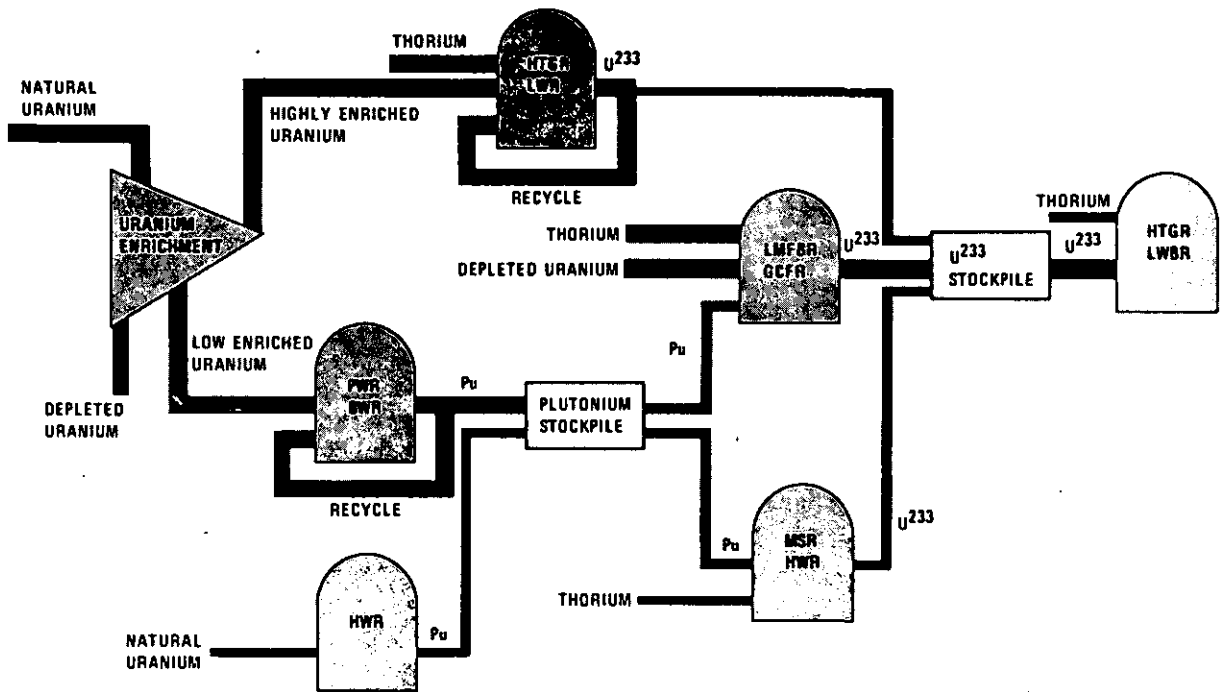


ABB. 4/4-9: Spaltstoffversorgung in der Phase der serienmäßigen Einführung der Schnellen Brüder

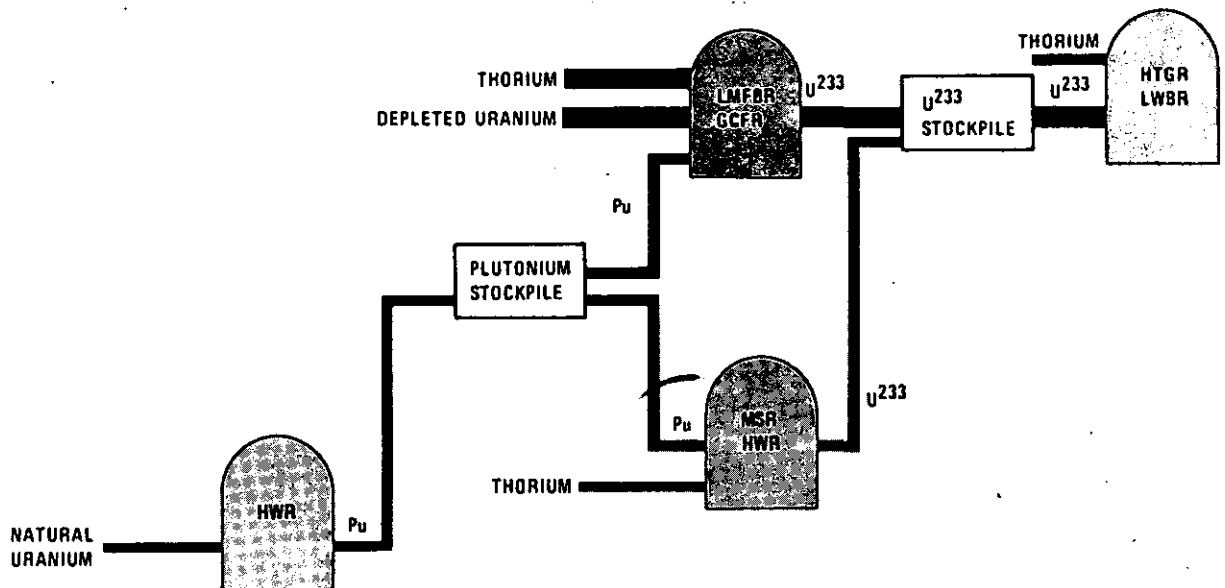


ABB. 4/4-10: Spaltstoffversorgung in der weiteren Zukunft

DISKUSSION NACH DEN EINZELVORTRÄGEN

Berichterstatter:

H. Mayer
INTERATOM
Bensberg

L W R - Leichtwasserreaktor

Hagen, BMFT: Vielleicht darf ich noch einige sachliche Ergänzungen zum Schaubild über die Wiederaufarbeitungsanlage und die Kapazität machen. Die Informationen, die uns interessieren, sind ad 1: Die englische Anlage in Windscale wird nicht vor 1976 in Betrieb gehen. Ad 2: Es ist fraglich, ob sie überhaupt in der alten Kapazität mit 400 to im Jahr 1975 in Betrieb gehen wird, weil die Schwierigkeiten der Reparaturen des Umbaus möglicherweise so gewaltig sind, daß man lieber eine neue Anlage bauen wird, die dann erst im Jahre 1982 frühestens zur Verfügung stünde. Ad 3: Die französische Anlage in La Hague wird im Jahre 1975 mit maximal 100 to anfahren und wird sukzessive in sehr langsamen Stufen bis zum Jahre 1981 auf 800 to hochgefahren.

Bödege, KKW Lingen: Mich würde ein Detail noch interessieren. Sie haben zu dem Behälter CO 3 angegeben, daß er wassergekühlt etwa 40 kW Wärme abführen kann, was kann der trockentransportierende MT 9?

Schmiedel, KWU: Er kann - ich hoffe, daß ich jetzt richtig bin - 30 kW abführen. Er enthält ja auch weniger Kernbrennstoffe.

Haug, GfK: Was schätzen Sie, Herr Schmiedel, als den optimalen Abbrand für den LWR ein? Die zweite Frage bezieht sich auf die Pu-haltigen Brennelemente: Mich interessiert, welchen Pu-Verlust schätzt man heute für 1980/85?

Schmiedel, KWU: Zu Ihrer ersten Frage: es klang ja heute morgen in der Diskussion schon an, daß der optimale Abbrand unter wirtschaftlichen Aspekten eine Funktion einer großen Zahl von Parametern ist. Die Hauptparameter sind der Natururanpreis, Trennarbeitspreis, die Kosten für die Entsorgung und auch die Brennelementherstellungskosten. Ich möchte weitere Einzelheiten bis zur Plenardiskussion zurückstellen.

Bezüglich der zweiten Frage scheue ich mich im Augenblick eine Zahl zu sagen, denn, wie ich andeutete, befindet sich die erste mechanisierte Linie jetzt erst in ihrer Erprobungsphase, und man wird also heute recht vorsichtig sein mit Prognosen über die minimalen Pu-Verluste. Ich bin allerdings der Auffassung, daß sie erheblich unter 2 % liegen werden.

Höchel, INTERATOM: Meine Frage geht an den Herrn Vorsitzenden (Hagen, BMFT). Ich hatte Ihre zusätzlichen Informationen wegen der Schnelle nicht ganz verstanden. Würden Sie die bitte noch einmal wiederholen? Sollte Windscale möglicherweise garnicht wieder in Betrieb genommen werden oder?

Hagen, BMFT: Das ist richtig. Die erweiterte Phase (d.h. der Neubau der Anlage) wird mit Sicherheit nicht vor 1982 in Betrieb gehen können. Aber es wird bei BNFL durchaus überlegt, ob man Windscale reparieren kann, so daß es den Sicherheitsanforderungen genügt. Dies ist aber eine Information, die weder offiziell dementiert noch offiziell bestätigt wurde. Können Sie, Herr Schmiedel, eventuell sagen, ob die beiden Anlagen in Windscale und Cap La Hague in der Lage sind, 1200 MW anzunehmen?

Schmiedel, KWU: Das kann ich nicht sagen. Aber soviel ich weiß, ja.

Theenhaus, KFA: Es wurde auf die Schwierigkeiten in Windscale und den Engpaß bei der Aufarbeitung von LWR-Elementen hingewiesen. Ist es dann nicht völlig unsinnig zu überlegen, die WAK in Karlsruhe für die Aufarbeitung von HTR-Brennstoff umzubauen? (Frage auf Plenardiskussion zurückgestellt.)

H T R - Hochtemperaturreaktor

Wedemeier, GfK Sie sprachen von einer Wiederaufbereitungsanlage mit der Kapazität in der Größe von 100 to Kohlenstoff im Jahr. Ich habe das eben einmal ganz grob umgerechnet und bin dabei auf eine Belastung von $150.000 \text{ m}^3 \text{ CO}_2/\text{Jahr}$ gekommen, was bei einem 24-Stunden-Betrieb etwa $500 \text{ m}^3 \text{ CO}_2$ ausmacht. Meine Frage ist nun, da Sie ja gleichzeitig auch noch einen Anteil von C-14 im Ausstoß haben, wie hoch ist dieser pro $\text{m}^3 \text{ CO}_2$?

Tillessen, HOBEG: Ich habe jetzt die Zahl nicht genau gegenwärtig. Kann dies Herr Laser beantworten?

Laser, KFA: Man muß etwa pro Jahr mit einer Emission in der Größenordnung von 5 bis 10.000 Curie Kohlenstoff-14 rechnen. Um jetzt auf die Konzentration im Abgas zu kommen, das habe ich im Augenblick nicht ganz parat, aber wenn Sie einen Verteilungsfaktor von 10^{-7} einrechnen, dann

haben Sie an der ungünstigsten Stelle außerhalb der Anlage eine etwa 10 mal so hohe C-14-Konzentration wie die natürliche C-14-Konzentration ist. Wohlgermerkt, das ist an der ungünstigsten Stelle. Das würde also bedeuten, eine 10-fach höhere Belastung, wenn ein Mensch an dieser Stelle sich ausschließlich von dem Grünfütter, was er da hat, ernähren würde. Wenn Sie aber daran denken, daß die Herkunft der Nahrungsmittel heute extrem weit gestreut ist, kommen wir also sehr sehr schnell unter die zulässigen Werte, d.h. die Strahlenbelastung aus der Abluftfahne können Sie vernachlässigen.

Decressin, EWG: Habe ich Sie richtig verstanden? Wird das Thorium aus den abgebrannten Elementen nicht direkt wieder recycelt wie etwa das Uran aus Uranelementen im Leichtwasserreaktor?

Tillessen, HOBEG: Man kann natürlich an eine direkte Recyclierung denken analog zur Verarbeitung der Uranpartikel in den Heißen Zellen. Ebenso müßte man es auch mit dem Thorium können, nur ist es billiger, dieses Material 15 bis 20 Jahre so lange zu lagern, bis es inaktiv ist und einer direkten Handhabung zugänglich ist. Das hat sich als das Kostengünstigste herausgestellt.

Höchel, INTERATOM: Es mag zum Teil daran liegen, daß ich trotz der heute und gestern gebrachten Vorträge zum HTR-Brennelement noch nicht so ganz mit der Terminologie vertraut bin, aber habe ich Sie richtig verstanden darin, daß Sie gesagt haben können, Sie würden die SiC-beschichteten Abbrandpartikel nicht wiederaufarbeiten wollen?

Tillessen, HOBEG: Ja.

Höchel, INTERATOM: Und das können Sie sich leisten?

Tillessen, HOBEG: Man hat überlegt, ob man es noch einmal zyklisieren soll, bis es auf einen Anreicherungsgrad von 3 bis 4 % heruntergekommen ist. Das scheint sich nicht zu lohnen, denn Sie müssen sich klarmachen, welche Mengen hier im Spiel sind. Der Anteil dieses Materials im Gleichgewicht beträgt etwa 400 kg jährlich. Hochangereichertes Material, was mit 70 % abgebrannt ist. 70 % sind also Spaltprodukte. von diesen 400 kg dürften fast 100 kg Uran-236 sein, und der Rest etwa 30 bis 40 kg Uran mit 30 prozentiger Anreicherung. Das ist nicht mehr viel. Es lohnt sich in der Tat, nicht dieses Material zu recyceln. Außerdem ist der Pu-Gehalt in diesem Material sehr gering. Er beträgt nur etwa 0,2 %. Von dieser Warte aus sollte eigentlich das Verwerfen kein Problem sein. Ich meine, es gelingt auf diese Weise, das Uran-236 aus dem Kreislauf auszuschneiden. Ein Punkt, der eigentlich hier viel zu wenig zur Sprache kam.

Lahner, NIS: Es müssen doch sehr große Mengen an Thorium über mehrere Jahre zu lagern sein, und wie stark belastet das Ihre Kosten?

Tillessen, HOBEG: Es dürfte schon bei der Wiederaufarbeitung um 5 % der Kosten liegen.

Hellwich, TÜV Hannover: Ich habe eine Frage jedenfalls zu dem gleichen Komplex. Sie sprachen von 7,5 t Thorium 228 pro Jahr. Mich interessiert, auf welche Reaktorgröße sich diese Zahl bezieht.

Tillessen, HOEG: Immer auf 1200 MW.

S N R - Schneller Natriumgekühlter Reaktor

Pöhlitz, KKW Philippsburg: Welche Gedanken hat man bzw. Anlagen baut man zur Lagerung des Plutoniums a) in bezug auf das Lagerproblem an sich und b) zur Reinigung des relativ lang gelagerten Plutoniums von Americium, was sich in der Zwischenzeit aufgebaut hat, um es dann spätestens in Schnellen Brütern einzusetzen?

Ochsenfeld, GfK: Ja, bei der nächsten Anlage, d.h. der geplanten Großanlage, ist das Plutonium sicher in einer festen Form zu lagern, und selbstverständlich findet bei dieser Lagerung eine Neubildung von Americium statt. Das bedeutet, daß man das Americium, bevor das Plutonium wieder zur Fabrikation kommt, wieder abtrennen muß. Das ist der gegenwärtige Gedankengang.

Höchel, INTERATOM: Sie haben eine Andeutung gemacht, die mich doch sehr interessieren würde, weil sie möglicherweise das bestätigt, was man in letzter Zeit sehr oft aus den Vereinigten Staaten hört. Gibt es eine Abbrandbegrenzung, die bezüglich der Wiederaufarbeitung nach heutigem technischen Stand des Wissens beachtet werden müßte, um eine einigermaßen wirtschaftliche und saubere Trennung durchführen zu können?

Ochsenfeld, GfK: Abbrände bis 10.000 MWd/t sind ohne weiteres mit den bisher zur Verfügung stehenden Anlagen zu bewältigen. Ich glaube, über diese hinaus hat man schon Schwierigkeiten und zwar, z.B. hat WAK jetzt bei Abbränden von 18.000 MWd/t Schwierigkeiten durch Niederschläge, die sich gebildet haben. Es ist aber eine Frage der Kontaktzeit, also der Exposition des Lösungsmittels. Kann man andere Extraktoren verwenden, dann ist diese Grenze nicht mehr so schlimm. Zur Zeit hat man Kontaktzeiten von 4 bis 5 Minuten. Die Kolonnen, die man bei der KEWA-Anlage verwenden wird, arbeiten um eine Größenordnung schneller, und bei Schnellextraktoren, die für Brüter infrage kämen, ist die Kontaktzeit einige Sekunden (ca. 4 sec pro Stufe). Und dadurch hat man die Strahlenbelastung auf einem geringeren Wert. Wenn man Kolonnen verwendet und es bilden sich solche Niederschläge, ist das nicht so schlimm, weil diese Kolonnen nicht so empfindlich auf die Niederschläge reagieren wie die Hydraulik des Mischabsetzers, also des Extraktionsapparates, der jetzt verwendet wird.

Hagen, BMFT: Welche Abbrände, glauben Sie, können daraus für Schnelle Reaktoren zugelassen sein?

Ochsenfeld, GfK: Ich würde sagen, diese 40.000 - gemittelt über alle Core-Zonen - als erstes einmal anvisieren.

Lahr, GfK: Nur eine Bemerkung zu den Abklingzeiten. Bei Leichtwasserreaktoren geht man davon aus, daß 180 Tage nötig sind. Aus realistischen Gründen ergeben sich aber 220 Tage. Also man rechnet damit, daß die Brennelemente nach 220 Tagen aufgearbeitet werden.

Krawczynski, KFA: Herr Ochsenfeld, ist es nur die Strahlungsemission oder ist es auch die radiolytische Zerstörung der Lösungsmittel, so daß organisches Material entsteht, das Sie dann gar nicht mehr rückführen können?

Ochsenfeld, GfK: Es ist hauptsächlich eine interne Ausscheidung. In Mischabsetzern sind das stehende Schichten von hoher Aktivität, d.h. zirkonangereichert, und dieses Zirkon wirkt dann weiterhin zersetzend auf das Lösungsmittel. Dadurch kommen rein mechanische hydraulische Störungen zustande, die Leitungen werden verstopft, und auch die Fraktionen laufen in nicht richtigen Richtungen.

Wahba, LRA: Wie groß sind die anfallenden Mengen für die Wiederaufarbeiten in SNR verglichen mit Obrigheim zum Beispiel?

Schröder, GfK: Ja, ich kann nur wiederholen, was ich gesagt habe: Beim SNR sind es rund 15 to/GWa. Bei Leichtwasserreaktoren rechnet man wohl mit 20 bis 25 to/GWa, soweit ich da informiert bin.

PLENARDISKUSSION

L W R - Leichtwasserreaktor

Hagen, BMFT: Die drei Systeme, die wir heute Nachmittag in Einzelvorträgen erörtert haben, werden wir in der Plenardiskussion insgesamt diskutieren und nicht nacheinander abhandeln. Wenn ich von meiner Seite aus noch als Bemerkung nach den Vorträgen, die ich gehört habe, sagen kann, scheint es so zu sein, daß wir noch gewaltige Probleme haben, und ich frage mich, sind wir wirklich in der Lage, diese Probleme zeitgerecht zu lösen? Vor allen Dingen für den Leichtwasserreaktor sehe ich das Problem der nächsten 10 Jahre als brennend. Ich sehe im Moment nicht, wie wir die notwendige Aufarbeitungskapazität in der notwendigen Zeit erstellen können. Nach unseren Abschätzungen muß man davon ausgehen, daß die Planung einer Wiederaufarbeitungsanlage in der Größenordnung von 10 Jahren Vorlaufzeit bis zum Beginn der Heißen Inbetriebnahme hat und Sie können sich ausrechnen, was das bedeutet. Ein Themenkreis, der sowohl in den Vorträgen als auch in den Diskussionsbeiträgen angesprochen wurde, ist die Frage, wie optimiert man den Brennstoffzyklus. Stichwort: nicht nur nach Abkühlzeit und Abbrand. Sie können es optimieren zum Beispiel nach der Brennstoffverfügbarkeit, was im unmittelbaren Interesse des Betreibers ist, Sie können zum Beispiel den Bedenken des Wiederaufarbeiters Rechnung tragen, der zunächst einmal möglichst wenig Jod in seinem Head End haben möchte, Sie können bei den Abbränden auch optimieren nach der maximalen Wärmeleistung, die Sie rausholen können, Sie können aber auch da wiederum sagen, Herr Ochsenfeld brachte das sehr klar, es gibt bei der Wiederaufarbeitung einfach technologische Grenzen, die sich durch die Kontaktzeit im ersten Zyklus ergeben und die dann dazu führen, daß man die Wiederaufarbeitung nicht mehr ohne weiteres durchführen kann. Ein weiterer Bereich war die Recyclierproblematik: wie weit kann man Plutonium oder soll man Plutonium bzw. U-233 recyclieren und in welcher Form? Das als Einstieg zur Diskussion.

Aisch, RWE: Ich hätte zunächst einmal die Frage, mit welchen Plutoniumverlusten muß man bei der Wiederaufarbeitung in Zukunft rechnen? Wie wirkt sich das auf die Verdopplungszeit beim Schnellen Brüter aus?

Ochsenfeld, GfK: Die allgemeinen Verluste bei der Wiederaufbereitung liegen bei 2 bis 3 %. Bei der nächsten Wiederaufbereitungsanlage, die 1500 MW Verarbeitungskapazität hat, gehen unsere Bestrebungen dahin, daß man diesen Prozentsatz erniedrigt. Das Erniedrigen dieser Verluste kann dadurch geschehen, daß man die Fließschemata optimiert und aus den Abfallösungen das Plutonium mit speziellen Behandlungsmetho-

den, die jetzt untersucht werden, extrahiert. Was den Einfluß auf die Verdopplungszeit betrifft, ist mir keine Aussage möglich.

Schröder, GfK: Vielleicht darf ich etwas dazu sagen: Wir haben, ähnlich wie Herr Meyer das hier vorgetragen hat, in letzter Zeit viele strategische Rechnungen gemacht. Das wesentliche Ergebnis dieser Rechnungen ist, daß unter plausiblen Annahmen die Verdopplungszeit eine einigermaßen belanglose Größe ist. Was wesentlich ist, ist das Inventar des Reaktors, denn es wurde hier auch insbesondere von Herrn Schmiedel sehr klar herausgestellt. Wir haben zunächst keinen Mangel an Plutonium, sondern wir haben eher einen Überschuß. Die Tatsache, daß wir das Plutonium aus dem Leichtwasserreaktor kriegen, bleibt ja zunächst bestehen, und was dann entscheidend ist, wenn man viele Brüter schnell aufbauen möchte, ist ein kleines Inventar und nicht eine hohe Bruterate. Das Inventar geht selbstverständlich auch in die Verdopplungszeit ein. Wir haben bei den Strategierechnungen gewöhnlich mit 1,5 % Verlusten gerechnet, aber, wenn die Bruterate nicht gerade unter 1,1 fällt, dann ist das aus strategischer Sicht belanglos. Diese Pu-Verluste scheinen mir aus ökologischer Sicht wesentlich gefährlicher zu sein als aus strategischer. Ich glaube, strategisch gesehen kann man damit leben, ökologisch wohl weniger.

Hagen, BMFT: Ich möchte an das anknüpfen, was Herr Schröder gerade zum Schluß sagte: Die ökologischen Probleme sind das, was uns am meisten drückt. Wir haben heute ganz bewußt den Bereich des Waste Management, der im Grunde zu dem ganzen Thema Brennstoffkreislauf und Entsorgung gehört, ausgeklammert. Aber hier ist es natürlich entscheidend, daß wir zu drastisch geringeren Verlusten, d.h. also Anteilen von Plutonium im Waste der Wiederaufbereitung, kommen.

Rödter, BONNENBERG + DRESCHER: Herr Schmiedel hat vorhin das Problem der Lagerkapazitäten in Kernkraftwerken gestreift. Im Augenblick haben wir noch keine Wiederaufarbeitungsanlagen, und der Output aus den Kernkraftwerken muß zunächst einmal in den Kernkraftwerken gelagert werden. Frage: Wie groß ist die Lagerkapazität, d.h. wieviel Coreladungen können in einem Kernkraftwerk selbst zwischengelagert werden?

Bödege, KKW Lingen: Möglicherweise werden unsere Leichtwasserreaktoren so ausgelegt, daß man etwa 140 bis 150 % eines Cores dort lagern kann. Sie waren aber nie dafür gedacht, als Lager in dem Sinne zu dienen, wie es hier gerade angesprochen wurde. Sie waren immer nur dafür gedacht, für die unbedingt notwendige Abkühlzeit die Menge einer Nachladung aufzunehmen, bevor wir sie transportieren können, um damit die Möglichkeit zu haben, wenn irgendeine größere Reparatur im Corebereich zu tun ist, das gesamte Core trotzdem noch auszuladen. Ich würde es auch nicht für besonders gut halten, wenn man beginnen würde, nun Lager an Reaktoren sozusagen zusätzlich dazuzubauen. Ein Umbau einer solchen Anlage empfiehlt sich sicher nicht. Das ist eine zweite Frage, ob die Strategie, und jetzt will ich dieses Wort einmal benutzen, dann dahin gehen sollte, daß man sagt, für die nächsten Kernkraftwerke, die wir planen, müssen wir größere Lager einbauen. Ich glaube, dann sind wir auch schon wieder über den kritischen Punkt hinweg. Und da-

mit möchte ich auf eine Äußerung kommen, die gerade gefallen ist: Verzeihen Sie, wenn ich als Mann des Betriebes so wenig Respekt vor Strategien habe, aber mir fehlt einfach der Blick für den Pu-Überschuß. Gucken Sie einmal in der Welt herum, der Pu-Überschuß ist nicht da! Weil die Aufarbeitungsanlagen nicht funktionieren.

Schmiedel, KWU: Ja, ich glaube, da habe ich nicht viel hinzuzufügen.

Es ist richtig, daß die Lagerkapazität der Becken nur im Hinblick auf die Abklingzeit bis zum Abtransport gerechnet gewesen ist. Vielleicht sollte ich noch einen Widerspruch auflösen, den es vorhin gegeben hat, nämlich mit der Frage der Abklingzeit. Da darf man folgendes nicht vermengen: Die Abklingzeit, die erforderlich ist für die Wiederaufarbeitung und die Abklingzeit, die unbedingt erforderlich ist für den Abtransport der Brennelemente. Das sind durchaus zwei unterschiedliche Zahlen, und im allgemeinen ist die Abklingzeit, die für die Wiederaufarbeitung erforderlich ist, größer als die für den Abtransport, so daß ohne weiteres Brennelemente relativ kurzfristig abtransportiert werden können, dann aber bei der Wiederaufarbeitungsanlage eine Zeitspanne von bis zu einigen Monaten liegen können, bis sie, ohne die Extraktionsmittel allzu stark zu beeinflussen, verarbeitet werden können. Zur Frage des Pu-Überschusses möchte ich noch folgendes bemerken: Die Angaben, die ich in meinem Vortrag über die anfallenden Mengen an Plutonium gemacht habe, bezogen sich auf den Anfall von Plutonium in abgebrannten Leichtwasserreaktorbrennelementen. Es ist natürlich klar, daß die Frage des Vorhandenseins von Plutonium auf der einen Seite, nämlich in Form abgebrannter Brennelemente, und die Frage der Verfügbarkeit des Plutoniums aus diesen Brennelementen nach erfolgter Wiederaufarbeitung zwei völlig verschiedene Dinge sind, leider. Und das wird natürlich auch unter Umständen die Frage des Plutonium-Recycling beeinflussen.

Baurmann, KFA: Ich möchte die Frage von Herrn Theenhaus, die an Herrn Hagen gerichtet war, wiederholen: Kann im Hinblick auf die Engpässe bei der Wiederaufarbeitungskapazität die WAK eine geeignete Zwischenlösung darstellen?

Finsterwalder, GWK: Wenn Sie mich direkt fragen, nein. Die WAK ist unbedingt notwendig für uns, um die noch notwendigen F+E-Arbeiten im Hinblick auf die Großanlagen durchzuführen, insbesondere Komponententests, aber auch um als Betriebseinheit zu dienen. Sie muß unter diesem Gesichtspunkt frei sein vor einer Verpflichtung, eine maximale Nennkapazität pro Jahr durchzuschieben. Abgesehen davon, daß die 40 Tonnen, die sie maximal kann, gerade ausreichen, einen 1000 MW Reaktor zu entsorgen. Es ist nicht unsere Absicht, die WAK in diesem Sinne als Zwischenlösung in vernünftiger Weise einzusetzen. Die Kapazität also ist nicht ausreichend, das ist ein Tropfen auf dem heißen Stein.

Pöhlitz, KKW Philippsburg: Wie wir aus den Ausführungen und Vorträgen bisher gehört haben, ist ja die Wiederaufarbeitungssituation für Leichtwasserreaktoren in sehr bitteren Prognosen gestellt worden, und die Ausführungen von Herrn Hagen haben das noch untermauert. Aber trotzdem sollte man eins aus dem Gesichtsfeld nicht verlieren: Die Wiederaufarbeitungsanlagen überdecken mit ihren Abgaberaten an flüssigen und gasförmigen radioaktiven Stoffen die Leistungsreaktoren um Faktoren.

Im Hinblick auf die Umweltkontroverse stelle ich die Frage, ob man auch die Wiederaufarbeitung soweit ertüchtigen kann, daß sie nicht mehr oder überhaupt nicht in die Umweltdiskussion als Problempunkt eingehen kann.

Hagen, BMFT: Zunächst möchte ich davor warnen, daß man den "Schwarzen Peter Kernenergie" immer weiter schiebt, von einem zum anderen. Die Brennelemente schieben es weiter an die Reaktoren, die Reaktoren schieben es weiter an die Wiederaufarbeitung, und die schieben es weiter an die Abfallager. Ich glaube, das ist dem wirklichen Problem nicht gerecht. Wir haben eine Gesamtheit Kernenergienutzung mit Problemen und Risiken, wir müssen sie insgesamt diskutieren. Aber vielleicht die technischen Experten dazu?

Finsterwalder, GWK: Ja, die Aussage scheint gerechtfertigt. Auf der anderen Seite vergleichen Sie einen Reaktor, ein einziges Kraftwerk, mit einer großen Wiederaufarbeitungsanlage, die ja hinter einer ganzen Reihe von Kraftwerken steht. Nun, sicher, wenn Sie die schlechten Anlagen, die aus militärischen Gründen gebaut worden sind, mit ihren Emissionen vergleichen, dann mögen Sie sogar Recht haben. Aber in der Zukunft wird man die Wiederaufarbeitungsanlagen so aufbauen müssen, daß man eine tragbare Umweltbelastung gewährleistet. Da ist keine Frage des "Kann man?". Im übrigen sollte man nicht so ganz leichtfertig von "Zero Release" der Kraftwerke sprechen, das schaffen Sie nicht bei den Kraftwerken, genauso wenig wie es eine Wiederaufarbeitungsanlage kann.

Bödege, KKW Lingen: Ich möchte auf einen anderen Punkt eingehen. Es ist vorhin en passant gesagt worden, daß es sich wahrscheinlich ja doch in irgendeiner Form anbietet, die Wiederaufarbeitungsanlagen und die Brennelementefabrikation (allerdings speziell für den Thoriumkreislauf) zusammenzulegen. Das bringt natürlich Vorteile mit sich. Hier gingen auch die Fragen des Objektschutzes ein, die sich durchaus in diesen Rahmen hineinfügen. Meine Frage: Beabsichtigt man tatsächlich eine solche Kopplung zwischen Herstellung und Aufarbeitungsanlage?

Hagen, BMFT: Vielleicht darf ich zunächst ein generelles Statement aus der Sicht des BMFT dazu abgeben? Wir sind der Meinung, daß man eine Kopplung von Wiederaufarbeitung, von Refabrikation und zwar nicht nur U-233, sondern auch Plutonium, sei es nun für die LWRs oder für Brüter, sowie Abfallbehandlung und Abfallendlagerung soweit wie möglich anstreben sollte. Das heißt, um es ganz konkret zu sagen: Wir werden versuchen, für die erste deutsche LWR-Aufarbeitungsanlage großen Maßstabs einen Standort zu finden, der neben genügend Platz für andere Brennstoffkreislaufeinrichtungenanlagen auch Endlagerpotential, zumindest für die großen Mengen mittel- und schwachaktiver Abfälle bietet. Wir haben für die Endlagerung der schwachen und mittelaktiven Abfälle ein erprobtes Konzept.

Bödege, KKW Lingen: Darf ich noch eine Frage nachschieben? Sie erwähnten gerade die schwachen und mittelaktiven Abfälle. Das wesentliche Problem stellt sich ja auch mit den hochaktiven Abfällen. Heute gibt

es noch keine technisch brauchbare Lösung. Sind die Versuche so weit gediehen, daß man absehen kann, wann man zu einer technischen Lösung kommt?

Hagen, BMFT: Zunächst einmal sind wir, was die hochaktiven Abfälle angeht, zeitlich nicht so sehr unter Druck. Wir wissen, daß wir die hochaktiven Abfälle sowieso nach der Wiederaufarbeitung für eine Zeit von ca. 5 Jahren flüssig zwischenlagern, um die spätere Verfestigung zu erleichtern. Wir gehen davon aus, als Konzept, daß man dann zu einer Verfestigung übergeht und ein verfestigtes Produkt entweder zwischenlagert, bevor man ein Endlagerkonzept wirklich erprobt hat. Eine Endlagerung dieses restlichen Produktes wird möglicherweise über mehrere Dekaden zu erproben sein. Wir glauben aufgrund der Entwicklungen nicht nur bei uns, sondern auch im internationalen Bereich - wir haben ja gerade auf diesem Gebiet sehr enge internationale Zusammenarbeit -, daß man eine sichere Zwischenlagerung auf jeden Fall auch mit den heutigen technischen Möglichkeiten schon gewährleisten kann.

Knödler, KWU: Herr Dr. Hagen, ich möchte noch etwas ergänzen. Sie haben sehr richtig gesagt, daß man das gesamte System Reaktor - Brennstoffkreislauf usw. betrachten muß. Bei den Strategien ist mir jetzt aufgefallen, daß sowohl dort als auch bei Ihnen etwas gefehlt hat, und zwar: haben Sie auch an den Kapitalmarkt gedacht? Die nukleare Krise, die es momentan gibt und die hoffentlich nicht über den Atlantik zu stark herüberschwappt, die nicht zuletzt dazu beigetragen hat, daß wir noch keine richtige Entsorgung haben, ist eine Finanzierungs Krise.

Hagen, BMFT: Es gibt eine Finanzierungsgrenze für den Energiezuwachs, die sich aus den gesamten Möglichkeiten der Volkswirtschaft ergibt. Wie man die Kapitalströme lenken kann, richtet sich letztlich danach, wie dringend der Volkswirtschaft das Bedürfnis nach Energieversorgung ist. Vielleicht gibt es weitere Kommentare zu dieser Frage. Ich weiß, daß es in USA ein entscheidendes Problem ist. Die EVUs sehen hier eine Finanzierungslücke von vielen 100 Mrd Dollar bis zum Jahre 2000 entgegen. Gibt es vielleicht irgendwelche Äußerungen von Betreibern oder reaktorherstellender Industrie zu diesem Thema?

Schwarz, EVS: Ich sehe allgemein große Finanzierungsschwierigkeiten auf die gesamte Volkswirtschaft zukommen. Davon, fürchte ich, werden wir in keiner Weise ausgenommen sein. Sie haben das richtig gesagt: Es wird das zuerst kommen müssen, was am dringendsten gebraucht wird. Das kann die Energie sein, um unsere übrige Wirtschaft überhaupt in die Lage zu versetzen, konkurrenzfähig zu produzieren.

Nickel, KFA: Meine Frage geht an Herrn Schmiedel, der sehr eindrucksvoll zeigte, wie die Entwicklung in USA und in Europa auf dem Wiederaufarbeitungssektor aussehen, d.h. wann mit welchen Anlagen zu rechnen ist. Herr Hagen hatte anschließend sehr klar gesagt, welche europäischen Anlagen verspätet oder gegebenenfalls überhaupt nicht kommen könnten. Sie hatten von Schwierigkeiten gesprochen, sind aber auf Einzelheiten nicht eingegangen. Könnten Sie sagen, welche technischen Schwierigkeiten hier angesprochen sind, oder sind es, wie eben schon gesagt wurde,

auch finanzielle Schwierigkeiten, die hier die Verzögerung mit sich bringen?

Schmiedel, KWU: Ich hatte versucht anzudeuten, daß das Disaster bei der Anlage der General Electric im wesentlichen im Konzept begründet liegt. Es sind da zwei wesentliche Gründe: Einmal ist das Konzept von vornherein einfach sehr dürftig gewesen und den Gegebenheiten letzten Endes nicht gerecht gewesen. Man wollte eine extrem billige Anlage bauen und hat später feststellen müssen, daß das ein irreparabler Voratz gewesen ist. Zum zweiten liegt es aber auch daran, daß die Fluorierung des Brennstoffes in den Prozeß eingebaut worden ist und auch offensichtlich ohne entsprechende Vorbereitung, so daß man einfach Schiffbruch erlitten hat.

Tillessen, HOBEG: Ja, also zur Morris-Plant der GE ist es in der Tat so, es sind rein technische und keine finanziellen Gründe gewesen. Zusätzlich sind es wohl die ständig neuen Auflagen, die dort weiter Schwierigkeiten machen.

Nickel, KFA: Ich stelle folgende Zusatzfrage: Waren die Prozesse in diesem Fall völlig klar ausgereift oder sind auch hier noch Probleme zu meistern?

Merz, KFA: Vielleicht darf ich erst einmal anfangen. Herr Ochsenfeld kann sicher noch mehr sagen. Aber das Disaster ist sehr einfach ausgedrückt: Man hat zu spät angefangen, man hat vor Jahren, wenn man über Wiederaufarbeitung gesprochen hat, gesagt: Was wollen die eigentlich? Das haben wir doch alles im Griff; es gibt doch Anlagen, die laufen wunderbar; und es ist doch heute so, wenn Sie sagen, man muß mehr Entwicklungsarbeit machen, dann heißt es, das kostet zuviel Geld. Man hat zwar viel Geld für die Reaktorentwicklung, aber für den Brennstoffkreislauf hat man nicht mehr ganz so viel. Wie ich neulich schon einmal sagte, wenn die Reaktorleute nur die Brotkrumen vom Tisch fallen lassen, dann langt's für die Wiederaufarbeitung schon ein ganzes Stück weiter, vor allen Dingen für die Forschung und Entwicklung. Ich kann nur an alle appellieren, sorgen Sie dafür, daß das in Deutschland nicht auch passiert, daß wir also mit allem Nachdruck mehr für den Brennstoffkreislauf und seine Entwicklung tun. Ein Punkt noch zum Fluorierungsprozeß der Morris-Plant. Unter dem Eindruck, daß man schon damals erkannt hat, daß man für Schnellbrüter oder für hochabgebrannte Brennelemente mit dem Purex-Prozeß in Schwierigkeiten geraten wird, wegen der Strahlensersetzung, hat man die Fluorierung mit viel Geld, vor allen Dingen in USA, aber auch anderswo entwickelt. Darüber hinaus gab es das Gerücht, die GE hätte dann diese Anlage nur deshalb mit diesem Prozeß ausgestattet, weil die AEC gesagt hatte, für alte Prozesse, d.h. für "State of the Art" geben wir kein Geld aus, wir geben nur noch für fortgeschrittene Verfahren Geld aus, und das war die Fluorierung. Da hat man dann so einen Kraftprozeß gemacht, der von vornherein nicht ganz logisch war. Und es ist dann passiert, was passieren mußte. Man hatte ja die Technologie vorher überhaupt nicht erprobt. Auch da liegt ein Fehler: Man hat geglaubt, das macht man so vom Blatt weg, man braucht nur die Leute zu holen, die es konstruieren und bauen, und dann geht's schon.

Ochsenfeld, GfK: Ich wollte nur zu dem Chemical Disaster sagen, und zwar daß es ein Beispiel dessen ist, was geschieht, wenn man einen Prozeß nicht richtig vorher ausprobiert. Für Allied Chemical, die in der Fluorchemie führend ist, ist trotz dieser Vorkenntnisse und einem Potential von Leuten, die auf dem Gebiet der Fluorierung schon lange gearbeitet haben, gerade am Punkt der Fluorierung der Mißerfolg eingetreten. Der Prozeß besteht aus einer wässrigen Extraktion am Anfang. Das Uran wird nach der Abtrennung fluoriert und kann als Uranhexafluorid unmittelbar wieder zur Anreicherung gehen - dies war das Hauptargument. Ich meine, daß dieses Argument vollkommen falsch ist, denn daß die organischen Extraktionsmittel diese hohen Abbrände nicht durchstehen werden, ist dadurch nicht behoben, daß das Fluorid ganz an das Ende des Prozesses gesetzt wird, wo überhaupt keine große Strahlenexposition stattfindet. Es ist ein Beispiel dafür, was geschehen kann, wenn man keine technische Erprobung vorher im Pilotmaßstab durchführt.

Pöhlitz, KKW Philippsburg: Ich möchte die Worte von Herrn Merz zur finanziellen Situation der Wiederaufarbeitung untermauern und bestätigen. Man sollte sich zurückerinnern, daß die WAK, die ja als einzige deutsche oder als Pilotanlage geplant ist, wegen ein paar Millionen Mark mal fast nicht gebaut worden wäre. Damals stand zur Diskussion: "Ihr baut für einen vorgegebenen Betrag oder ihr laßt es fallen." Die Worte von Herrn Merz kann man nur unterstreichen und darauf hinweisen, daß die Entsorgung doch eines der anstrengendsten Probleme ist.

Hagen, BMFT: Hoffen wir, daß diese Appelle auch dazu führen, daß die Unterschriften auf den entsprechenden Schecks auftauchen!

Höchel, INTERATOM: Ich möchte an die beiden Fragen von Herrn Nickel anknüpfen. Jetzt wissen wir in etwa, was die Schwierigkeiten gewesen sind, die bei aus dem Boden gestampften Anlagen, hier besonders der Morris-Plant, die Ursache für das Disaster war. Aber es würde mich doch interessieren, ob jemand von Ihnen weiß, was mit Windscale los ist. Ist es nur eine Leckage gewesen, die möglicherweise dazu führt, daß die ganze Anlage nie wieder in Betrieb genommen werden wird?

Hagen, BMFT: Ich kann es relativ kurz sagen: Ich bin im Oktober letzten Jahres, nachdem das Unglück passiert war, dort gewesen, und damals gab es nur eine sehr allgemeine Äußerung: Ja, wir hatten eine Undichtigkeit, und es ist ziemlich viel Ruthen beim Anfahren der Anlage durch einen plötzlichen Druckstoß in einer Heißen Zelle durch eine Öffnung, durch eine Manipulationsöffnung, ausgetreten. Inzwischen haben wir den Bericht von Nuclear Inspectorate gelesen, und demnach war es folgendermaßen: Die Anlage in Windscale ist, wie ja schon mehrfach gesagt wurde, eine alte militärische Anlage, die unter dem Gesichtspunkt gebaut wurde, wir brauchen möglichst schnell Plutonium, deswegen wollen wir die Anlage möglichst schnell und möglichst billig bauen. Die übrigen Umweltprobleme interessieren uns dabei nicht übermäßig, unter dem militärischen Gesichtspunkt in den Anfängen der 40er Jahre war das zu machen. Das heißt, diese Anlage hat in ihren Heißen Zellen nur einen Unterdruck von etwa 10 mm. Sie können sich ausrechnen, was das bedeutet, wenn Sie eine Anlage mit chemischen Prozessen fahren mit

der Möglichkeit, an vielen Stellen kleine Druckerhöhungen zu haben durch chemische Reaktionen. Dieses ist hier passiert. Es ist in einem der Gefäße, in dem im wesentlichen Zirkonverbindungen enthalten waren, zu einer Reaktion unter Wärmeentwicklung gekommen. Dies hat eine relativ große Druckwelle ausgelöst, die durch eine Manipulatoröffnung nach außen wirksam wurde mit dem Ergebnis, daß, weil kein weiteres oder gar noch ein drittes Druckcontainment um die Heißen Zellen vorhanden war, sich Ruthenaerosole durch die ganze Anlage verbreiten konnten. Die wegen der Anfahrphase starke Betriebsmannschaft wurde stark kontaminiert. Die maximalen Dosen waren 1500 rem 40-Jahres-Dosis. Wenn man an dieser Anlage etwas reparieren will, d.h. also ein neues Druckcontainment einbauen, das sowieso nur in den Heißen Zellen selber möglich sein wird, verlangt es eine sehr, sehr aufwendige Arbeit. Man muß natürlich vorher weitgehend dekontaminieren, man muß die ganzen Lüftungssysteme reinbringen, und man muß dann nach Möglichkeit auch dafür sorgen, daß es ein weiteres Containment um die äußeren Zellen gibt.

Pöhlitz, KKW Philippsburg: Ich möchte zu dem Windscale-Fall folgendes ergänzen: Ich hatte einen Bericht vorliegen, wonach die Windscale-Kommission festgestellt hat, daß 35 Arbeiter dabei kontaminiert wurden und unterschiedliche Lungenbelastungen erlitten haben (die äußerlichen Kontaminationen konnten alle beseitigt werden), und zwar liegen diese Lungenbelastungen zwischen 0,01 und 5 micro-Curie. Eine Person hatte 40 micro-Curie inhaliert, und die Dosen stammen ausschließlich aus Ruthen-106, wobei die Kommission zu dem Ergebnis kommt, daß Kurzzeitschäden ausgeschlossen werden, doch über die Langzeitschädigung könnten noch keine gültigen Aussagen gemacht werden. Ich persönlich möchte die Frage stellen, ob dieser Zwischenfall überhaupt für die Verzögerung in Windscale verantwortlich zu machen ist.

Hagen, BMFT: Dieser Zwischenfall ist sicherlich verantwortlich für die Verzögerung. Dieser Unfall war die auslösende Ursache für die Windscale-Stillegung und die Reparaturarbeiten. Es ist natürlich richtig, daß daneben auch andere betriebstechnischen Gründe mit eine Rolle spielen. Diese Anlage ist ja nachgebessert worden, um sie für die hochabgebrannten LWR-Brennstoffe überhaupt geeignet zu machen. Die Windscale-Anlage hatte nach dem Umbau eine Nominalkapazität von 400 jato. Die hat sie nie erreicht, so daß man möglicherweise hier beides verbindet, die Unfallbeseitigung mit einer Nachbesserung auch der betriebstechnischen Anlage.

H T R - Hochtemperaturreaktor

Nickel, KFA: Herr Tillessen hat berichtet, daß die Feed Particles, die Silizium-beschichteten also, nicht wieder aufgearbeitet werden sollen. Wie sieht dies im einzelnen aus, ab wann ist es nicht mehr diskutabel, oder muß man nicht doch aufarbeiten im Hinblick auf die Tatsache eines Cross Over des erzeugten U-236 in den neuen Kreislauf über das U-233 der Breed Particles?

Tillessen, HOBEG: Ich habe nicht gesagt, daß sie nicht aufgearbeitet werden sollen, ich habe das hier nur einmal zur Diskussion gestellt, daß man, bevor man hier Forschungen und Entwicklungen hineinsteckt, sich genau überlegt, was man tut.

Zur Frage des Cross Over: Wenn man es so macht, wie ich es hier zur Diskussion gestellt habe, d.h. daß man das Thoriumoxid selektiv herauslöst, dann kann ich mir nicht vorstellen, daß der Cross Over sehr groß sein kann. Wenn das Thoriumoxid quantitativ aufgelöst ist, dann liegen nach einem Waschprozeß die "sauberen" SiC-beschichteten Partikelchen vor, vorausgesetzt, daß diese die Prozesse überstehen. Das ist die Voraussetzung bei dieser Betrachtung. Die Partikel, deren SiC-Schichten es nicht überstehen, d.h. deren Partikelinhalt, werden sich allerdings mit auflösen. Das ist nicht tragisch, wenn das, sagen wir einmal, bis zu 20 % ist, dann haben Sie immerhin noch 80 % des U-236, das erzeugt ist, in jeder Fraktion aus dem Kreislauf abgeführt, das würde den Brennstoffkreislauf nicht so stark pönalisieren. Ich glaube, das könnte man verkraften, einen solchen Cross Over in der Richtung, von Feed nach Breed.

Kaspar, IRS: Die Alternative zu einem Verzicht auf das Recycling ist aber doch eine Endlagerung dieser Feed Particles. Ist eine sichere Endlagerungsform schon gefunden?

Tillessen, HOBEG: Ich will dazu folgendes sagen: Als ich hierher fuhr, habe ich einen Bericht gelesen aus USA. Da machen sich Leute im Battelle-Institut und in Idaho Gedanken, ob man nicht den Waste überhaupt pyrolytisch beschichten soll in Form von Partikeln, um ihn dann endzulagern. Hier haben wir nun ein Produkt, das exzellent beschichtet ist, und diese Schichten, von denen können Sie behaupten, sie haben die Feuerproben überstanden, sie haben die Wasserprobe überstanden im Auflösen. Wenn man nun Wiederaufarbeitung machen würde, was würde passieren? Man würde das Jod und das Cäsium in allen möglichen Filtern verzetteln! Ich meine, diese sind innerhalb der SiC-Schichten exzellent verpackt, und dieses Material müßte eben nur noch fixiert werden, so daß die Partikel nicht in einer losen Schüttung herumrollen, sondern einen kompakten Körper darstellen. Das sollte man wirklich überlegen.

Haug, GfK: Ich habe den Plutoniumgehalt, der mit dem hochaktiven Abfall in einem Endlager auftauchen wird, abgeschätzt und danach ergibt sich folgendes: Wenn die Abbrandpartikel, so wie sie von Herrn Tillessen beschrieben worden sind, ins Endlager übergeführt werden, dann kommt für das Jahr 2000 bis 2010 heraus, daß sich im Endlager insgesamt mehr Plutonium aus Hochtemperaturreaktoren anhäuft als aus sämtlichen Leichtwasserreaktoren, die ein Mehrfaches an Leistung bringen. Die Zahl liegt etwa in derselben Größenordnung, die für Aufarbeitung von Schnellbrüter-Brennstoff zu erwarten ist, wenn man für diese 0,5 - 1,0 % Plutoniumverlust zugrunde legt. Also so harmlos ist dieses Konzept nicht. Ich möchte das verbinden mit einer Bemerkung: Wir haben vorhin im Vortrag von Herrn Meyer gehört, daß der Brüter U-233 brüten soll. Das würde dieses ganze Feed-Breed-Konzept überflüssig machen. Denn dann brauchen Sie die Abbrandpartikel nicht mehr, und noch problematischer erscheint mir, wenn man gar dran denkt, daß es Konzepte gibt, die in der Diskussion sind, den Hochtemperaturreaktor mit Leichtwasser-Plutonium anstelle von U-235 zu betreiben. Dann haben Sie ja dann auch andere Partikel, die abgebranntes Plutonium enthalten, und das stellt noch ein größeres Problem dar als das U-236.

Tillessen, HOBEG: Darf ich fragen, welchen Plutoniumgehalt im Waste von Leichtwasser-Brennstoff haben Sie da angenommen?

Haug, GfK: Für die hochaktiven Abfälle habe ich 0,5 % gerechnet.

Tillessen, HOBEG: Aber der HTR macht im Jahr nur 0,6 kg Plutonium!

Haug, GfK: Ich habe ausgerechnet 1,8 kg Plutonium pro Tonne Brennstoff.

Laser, KFA: Ich möchte vor der Überschätzung solcher Rechnungen warnen! Das ORIGIN-Programm, das Sie benutzt haben, Herr Haug, verwendet Querschnitte, die nicht immer sehr sauber sind, und gerade im Hochtemperaturzyklus ist der Aufbau des Plutoniums und der nachfolgenden Transurane noch keineswegs abgeklärt, so daß Vergleiche zugunsten des einen oder anderen Systems problematisch sind. Der andere Punkt ist der: Wenn wir etwas endlagern, dann müssen wir absolut sicher sein, daß über lange Zeiten kein Unglück passiert, und dann machen geringere Unterschiede absolut nichts aus. Es ist also eine Frage der Sicherheitsphilosophie für ein Endlager. Wir glauben, daß es möglich ist, so etwas weitestgehend sicher zu gestalten, daß diese Unterschiede nicht ins Gewicht fallen.

Hagen, BMFT: Vielleicht sollten wir Herrn Tillessen fragen: Wie sieht's denn aus mit der Recyclierfähigkeit des Feed-Urans? Und da ist eine Frage von mir: Wie sieht es denn aus mit dem U-236-Gehalt. Können die Anreicherungsanlagen damit leben?

Mohrhauer, URANIT: Die Frage der Anreicherung von U-235 unter Abtrennung von U-236 in der Zentrifuge, zu der ich hier nur Stellung nehmen könnte, ist eine Frage, die wir natürlich theoretisch auch schon einmal untersucht haben. Gestatten Sie mir, Herr Hagen, daß ich in diesem Zusammenhang auch andere Fragen an die Zentrifuge gleich mitbehandle, die ich in den letzten zwei Tagen gehört habe. Die Zentrifuge ist eine Technologie, die es mit sich bringt, daß man immer nur den zweiten Schritt hinter dem ersten tun kann. Wir haben zwar im Konkurrenzkampf gegen die anderen Technologien der Anreicherung sehr viel Gutes über die Zentrifuge gehört. Nur, wir haben mit diesen Zentrifugen bisher einige Tonnen auf 3 % angereichertes Uran gemacht und beabsichtigen in den nächsten Jahren viele Tausend Tonnen auf 3 % U-235 angereichertes Uran zu machen. Die Vorstellung einer Zentrifuge, die man unter "remote control", also in der Heißen Zelle betreiben kann, ist etwas, was wir in diesem Zusammenhang in der Praxis noch nicht vor uns sehen. Wenn wir solche Dinge betrachten, dann nur mit sehr wenig theoretischem Aufwand. Wir sind allerdings dabei, hochangereichertes Uran im Hinblick auf HTR-Uran zu untersuchen, d.h. wird die Zentrifuge unter den gleichen wirtschaftlichen und technischen Voraussetzungen den Schritt von 3 auf 90 % machen, mit dem sie es von 0,7 auf 3 % getan hat? Wir werden uns im nächsten Jahr außerdem noch mit dem Uran aus Reprocessing-Anlagen beschäftigen. Das sind also die konkreten Ziele, die wir vor Augen haben. Zur Frage der Separierung von U-236/235: Ich bitte darauf zu achten, daß wir hier nur einen Unterschied

im Atomgewicht von 1 haben. Ich kann hier nur sagen, daß im Zusammenhang mit vielen, vielen Kaskadenstufen, die wir benötigen und aufgrund der Tatsache, daß wir in die Heiße Zelle müssen, dieses Problem im Augenblick einer Lösung nicht nähergebracht werden kann.

Merz, KFA: Ich meine, das Verwerfen der SiC-beschichteten Feed-Particles, kann natürlich nur eine Übergangslösung sein; so hat Herr Tillessen es auch sicher gemeint. Wir können kaum daran denken, daß wir diese endlagern dürfen. Selbst wenn Trennen von U-235 und U-236 schwierig ist: das langfristige Lagerproblem von U-236 als gefährlichen Alphastrahler haben wir ohnedies. Das heißt, viel verdienen tun wir nicht, das kostet mit Sicherheit zum Trennen genauso viel, wie das U-235 wert ist, das wir herausholen. Wir müssen, glaube ich, das vielmehr von dem Gesichtspunkt der Entsorgung her sehen. Wir müssen also gerade auch diese Feed-Particles eines Hochtemperaturreaktors am Ende aufarbeiten. Wir können sie nur für eine Übergangszeit zwischenlagern. Dieses Problem, auch SiC-beschichteter Partikel aufarbeiten zu können, müssen wir auch angehen, weil wir hinterher in einem Gleichgewichtszustand auch U-233 als Feed-Partikel einsetzen, die nicht 100 prozentig abbrennen. Auch dort wollen wir das nichtverbrannte U-233 recyceln. Das heißt, wir haben einfach noch die Technologien nicht. Es kann also nur eine Übergangsphase sein, daß man zunächst einmal die Feed-Partikel zwischenlagert. Wir wollen nicht alle Probleme gleichzeitig lösen. Wir sind froh, wenn wir erst einmal das dringendste gelöst haben, und dann lagern wir eben - kommt Zeit, kommt Rat. Wir haben letztlich mit diesen Alpha-Strahlern nicht andere Probleme wie die anderen Brennstoffkreisläufe auch, und da wird man noch einiges tun müssen,

Baier, HOBE: Noch einmal zum Lagern dieser Feed Particles: Wie ich die anderen Vorträge verstanden habe, gibt es bei der Flüssigextraktion Schwierigkeiten, wenn der Abbrand zu hoch wird. Im Feed-Partikel hätten wir 60 bis 70 Atom-% Abbrand, d.h. von dem ganzen Zeug kann man nicht mehr von Uran sprechen, da ist fast das ganze Periodensystem und auch Uran. Soviel ich weiß, ist an solchem Material überhaupt noch keine heiße Chemie betrieben worden. Kann man überhaupt abschätzen, ob man das jemals beherrschen kann und zu vernünftigen Preisen?

Merz, KFA: Wenn sich herausstellt, daß das nicht geht, dann muß man das recycelte Uran-233 mit dem Thorium in einem Partikel verdünnen und diesen Partikeln einen geringeren Abbrand vermitteln. Dann bleibt aber immer noch das Feed-Partikel: Soll man es aufarbeiten oder nicht? Ich werde etwas bestätigt durch den Einwand von Herrn Haug (GfK), der sagt, daß er für LWRs 0,5 Gew.-% Plutonium im Waste angenommen hat. Der HTR macht allerdings nicht 1,8 kg Plutonium im Jahr, sondern nur 0,6 kg, und diese verteilen sich auf etwa 450 kg sonstigen Brennstoff. Damit kommt man in die Gegend von 0,2 %, mehr ist da nicht drin, und wir haben uns wirklich zu fragen, ob für Leichtwasserbrennstoff der Pu-Gehalt des Waste niedriger liegt. Ich möchte das bezweifeln. Damit frage ich, warum wir den HTR durch einen komplizierten Aufarbeitungsprozeß pönalisieren sollen.

Nickel, KFA: Wir haben vorhin über die Möglichkeit von C-14-Emissionen bei der HTR-Aufarbeitung gesprochen. Meine Frage jetzt nicht nur für HTR-Brennelemente, sondern auch für LWR-Brennelemente: Bei der Spal-

tung entsteht ein gewisser Anteil an Tritium. Wenn man die anderen gasförmigen Produkte mehr oder weniger herausholen kann durch Filter etc., wie ist die Situation beim Tritium, gibt es dort eine Begrenzung oder ist das Problem gelöst?

Finsterwalder, GWK: Das Problem ist nicht gelöst. Man versucht durch Recyclieren der Prozeßströme das Tritium in der Anlage zu halten. Ideal wäre natürlich, wenn man es in der Anlage selbst zerfallen lassen könnte. Dazu wäre eine Aufenthaltszeit von 17 Jahren erforderlich. Allerdings sehe ich die größten Schwierigkeiten vor allem bei Interventionen an der Anlage, die zwangsläufig notwendig sind. Das Tritium reichert sich zu sehr hohen Konzentrationen an und stellt dann eine akute Gefahr für das Bedienungspersonal dar.

Ochsenfeld, GfK: Die Voloxidation, die ich angeschnitten habe, hat das Ziel, daß man flüchtige Spaltprodukte vor dem Extraktionsprozeß, d.h. bevor man Uran oder Plutonium in die Lösung bringt, irgendwie in einer konzentrierten Form wegschafft. Beim Oxidieren des Brennstoffes geht Tritium - und zwar zu 90 % bis 95 % - mit der Gasphase ab, das Tritium kann dann katalytisch oxidiert und einfach ans Wasser angeschlossen werden. Der heutige Wissensstand zur Voloxidation ist nicht so weit technisch entwickelt, daß sie jetzt schon in der nächsten Großanlage angewendet werden könnte. In der jetzigen Anlage ist es aber so, daß man durch die Prozeßführung das Tritium an einer gewissen Stelle konzentriert, und zwar wird man das Fließschema so einstellen, daß man das Tritium möglichst im ersten hochaktiven Zyklus behält und immer wieder über den hochaktiven Waste abgibt.

Stehle, KWU: Ich hatte vor einiger Zeit die Chance, an einer Informationsveranstaltung über Fusionstechnologie in Berlin teilzunehmen. Dort ist die Frage der Tritiumversorgung, vor allem eines möglichen Fusionsprototypreaktors sehr intensiv diskutiert worden. Ich bin deshalb erstaunt, daß Sie das Tritium als Abfallprodukt betrachten. Diese Leute wären äußerst dankbar dafür, wenn sie es von Ihnen bekämen. Gibt es eine Rückkoppelung zwischen Fusionstechnologen und Aufarbeitern?

Hagen, BMFT: Diese Probleme sind, da sie über 20 bis 30 Jahre reichen, doch etwas zu schwer zu greifen, aber es ist eine nützliche Anregung. Man sollte überlegen, ob und wie man das Tritium in vernünftiger Weise zwischenzeitlich lagern könnte.

Wolf, KFA: Im Rahmen des HHT-Projektes wird daran gedacht, wegen der Kühlgas- oder Primärkreislauf-Kontamination sowohl die Feed-Partikel als auch Breed-Partikel mit SiC zu beschichten. Dann würde die Wiederaufarbeitungsphilosophie, so wie sie präsentiert wurde, gar nicht funktionieren! Gibt es irgendeinen Vorschlag, wie man dann zurecht kommen könnte?

Tillessen, HOBE: Es ist natürlich richtig, daß für das HHT-Projekt es so nicht geht, wie ich das gesagt habe. Nehmen wir an, es handelte sich um die Kugelbrennelemente, dann kann man ja Feed- und Breed-Ku-

geln auseinander halten. In Blockelementen müßte man den Partikeln einen verschiedenen Durchmesser geben, damit man sie mechanisch voneinander trennen kann. Wenn das auch nicht geht, dann geht die Feed-/Breed-Trennung nicht bei diesem Konzept. Dann muß man beim Einzonnenkonzept bleiben, d.h. beim Einpartikelkonzept.

Wolf, KFA: Bei Fort St. Vrain, da sind sowohl Feed- und Breed- als SiC-Partikel ausgebildet. Da würde doch die Wiederaufarbeitungsmethode von Anfang an gar nicht passen. Oder ist das falsch?

Tillessen, HOBE: Ja, das ist richtig. Die Partikelchen haben einen verschiedenen Durchmesser, man will sie durch Sieben voneinander trennen. Daß das geht, dieser Beweis muß noch erbracht werden.

Kaiser, KFA: Herr Wolf, Ihre Fragen, was wir in der Wiederaufarbeitung von Partikeln, die mit SiC beschichtet sind, machen würden, führt mich zu der Gegenfrage: Wann können wir Wiederaufarbeiter damit rechnen, daß uns von den Reaktorthoretikern endlich einmal ein eingefrorenes Konzept (Partikelkonzept) vorgelegt wird? Wir haben im Lauf der Veranstaltung immer wieder gehört, was man alles Schönes machen kann. Man muß einfach bei solchen Entwicklungen auch daran denken, daß, wenn man den Brennstoffkreis schließen will, man nicht auf Jahre hinaus immer wieder neue Brennelementkonzepte verkünden kann; das abgesehen davon, wenn ich an Partikel denke, die noch soundsoviel Zusätze haben sollen. Dann haben wir wohl noch einen sehr weiten Weg, bis die entsprechende Technologie entwickelt ist.

S N R - Schneller Natriumgekühlter Reaktor

Meyer, GAE: Ich will an die Bemerkung von Herrn Schröder (LWR) anknüpfen und sagen, daß ich seiner Argumentation nicht folgen kann. Zunächst möchte ich sagen, daß man für die Brüter, die wir hier betrachten, von einem ähnlichen Inventar ausgehen kann. Das ist Nummer 1. Aber bei Nummer 2 würde ich sagen: Nach der Bemerkung von Herrn Schmiedel, daß doch Plutonium in genügendem Maße zur Verfügung stehen wird, zum Starten der Brüter. Und nun muß ich natürlich ein Optimist sein und sagen, daß wir das Wiederaufarbeitungsproblem lösen können, wenn wir den Brüter haben wollen. Wenn wir davon ausgehen können, daß wir genügend Plutonium haben, dann können wir ja soviel Brüter starten, wie es eben wirtschaftlich ist und wie wir dann wünschen. Wenn wir das tun können, dann finde ich, wird es für die weitere Zukunft wichtig sein, daß wir hier gute Brutmaschinen haben mit entsprechend kleiner Verdopplungszeit, die nun wirklich Spaltstoff schaffen, sei es für sich selber, oder sei es für die vorhandenen thermischen Konverter. Ich bin also nicht überzeugt, daß kleine Brutraten hier in der Zukunft genügen werden.

Karsten, GfK: Ich habe den Eindruck gehabt, daß zwischen Herrn Schröder und Herrn Meyer der Kurzschluß noch offengeblieben ist. Herr Meyer,

Herr Götzmann hat sehr deutlich in seinem Diagramm gezeigt, daß auch beim Gasbrüter Vorsorge für die Forderung getroffen ist, ein kleines Inventar zu haben. Es wurde gezeigt, Herr Götzmann, daß man mit 1,3 MWth pro Spaltbarem Kilo Plutonium auch eine Lösung mit 6 mm Brennstabdurchmesser anstrebt. Nun, Herr Götzmann, entsinnen Sie sich zufällig noch, welches Inventar dieser Lösung entsprechen würde?

Götzmann, KWU: Ich habe die Antwort nicht exakt präsent, aber wenn wir sagen, daß der Reaktor 2800 MWth hat, um 1000 MWe zu machen, dann kommt halt raus: 2800 dividiert durch 1,3, das ist etwas über 2 to für einen 1000 MWe Reaktor.

Karsten, GfK: Haben Sie, Herr Schröder, die entsprechende Na-Brüterzahl?

Schröder, GfK: Der sogenannte fortgeschrittene Oxidbrüter hat 1,6 to pro MWth.

Götzmann, KWU: 1,6 to? Das ist ein phantastisches Rating! Wir könnten das auch machen, aber das Dia hat aufgehört bei Nr. 3.

Schröder, GfK: Ich habe nie bestritten, daß Sie es machen können, ich habe schlicht festgestellt, daß kleine Inventare günstig sind. Ich habe garnicht gesagt, sehr kleine und sehr große. Das möchte ich doch der Ordnung halber bemerken.

Götzmann, KWU: Ich wollte nur sagen, daß 1,5 to pro MWth ein phantastisches Rating ist, und ich weiß nicht, ob das wirklich der Superwert des Oxidbrüters sein wird.

Schröder, GfK: Es gibt zwei Fragen. In der ersten Frage wird natürlich immer vorausgesetzt, daß die Aufarbeitung funktioniert. Natürlich wird ein Plutonium-Überschuß dasein, da die Reaktorhersteller nicht fünf Reaktoren pro Jahr auf die Wiese stellen können. Nach unseren Rechnungen wird es sich jedenfalls nach 10 bis 15 Jahren ergeben, daß man sehr wohl an einem kleinen Inventar interessiert ist, um nicht immer mehr Leichtwasserreaktoren zubauen zu müssen, die man dann nachher nicht los wird, wie Sie ja auch ausdrücklich gesagt haben. Wenn man die baut, müssen die 30 Jahre dastehen, man kann sie nicht nach fünf Jahren wegtun. Und wenn man das durchdenkt, auch in bezug auf die Schonung der Reserven, dann ergibt sich zumindest aus unseren Überlegungen, daß ein kleines Inventar wichtiger ist als große Brutraten. Die Kombination kleines Inventar und große Brutrate ist natürlich besonders erfreulich.

Hagen, BMFT: Wir sind mit unserer Zeit so weit fortgeschritten, daß wir hier die Diskussion abbrechen müssen. Ich möchte den Vortragenden und allen Diskussionsrednern für Vorträge und Diskussion danken, die ich sehr anregend und sehr lehrreich auch für das BMFT fand. Es gab ja einige Hinweise, was wir alles tun könnten!

SCHLUSSWORT

E. Schwarz
Vorstandssprecher der Fachgruppe Brennelemente
der Kerntechnischen Gesellschaft

Meine Herren,

zum Schluß ganz kurz: Der Vorschußdank, den wir der KFA gegeben haben, den können wir aus vollem Herzen und aus vollem Magen wiederholen. Perfekte Organisation und perfekte Technik, umrahmt von Kaffee und Kuchen und Kaltem Buffet, ließen uns diese Tagung wirklich leichten Herzens genießen. Wir haben auch den Vortragenden, den Diskussionsrednern und vor allen Dingen den Herren vom Programmausschuß herzlich zu danken. Ich hoffe, daß der gute Verlauf der Tagung auch die Nerven der Herren vom Programmausschuß ein wenig wieder geheilt hat. Die beschränkten Mittel der Fachgruppe sowie der Wunsch, außer Konkurrenz Information zu geben, haben uns zu dieser Form der synoptischen Tagung geführt. Wir glauben, daß wir damit eine Informationslücke füllen. Die rege Teilnahme hat uns geholfen, diesen Glauben zu bestärken. Die Vorträge und Diskussionen zeigten das Interesse an den angegegebenen Themen. Dabei zeigte es sich, daß die Vertreter der zukunftsweisenden Projekte und die Skeptiker auch des Betreiberkreises einmal einander recht gut ergänzten. Die einen waren vielleicht einmal zu tief im Boden, und die anderen waren manchmal ein bisschen drüber. Ich glaube, zusammen werden wir die richtige Ebene schon finden. Die einen glauben ja manchmal, so scheint es wenigstens, schlimmstenfalls geht's gut. Und die Skeptiker kommen zeilenweise in Träumerei. Aber ich möchte ganz klar feststellen: Gerade als Skeptiker aus Betreiberkreisen kann ich sagen: Wer nicht von der Zukunft träumen kann, der hat seine Zukunft schon verspielt.

Ich danke Ihnen, meine Herren.