



KERNFORSCHUNGSANLAGE JÜLICH
GESELLSCHAFT MIT BESCHRÄNKTER HAFTUNG
Institut für Reaktorentwicklung

in Zusammenarbeit mit der

GESELLSCHAFT FÜR KERNFORSCHUNG m.b.H. KARLSRUHE
Institut für Angewandte Reaktorphysik

**Technischer und wirtschaftlicher Stand
sowie Aussichten der Kernenergie
in der Kraftwirtschaft der BRD**

Studie im Auftrag des Bundesministeriums für Bildung und Wissenschaft

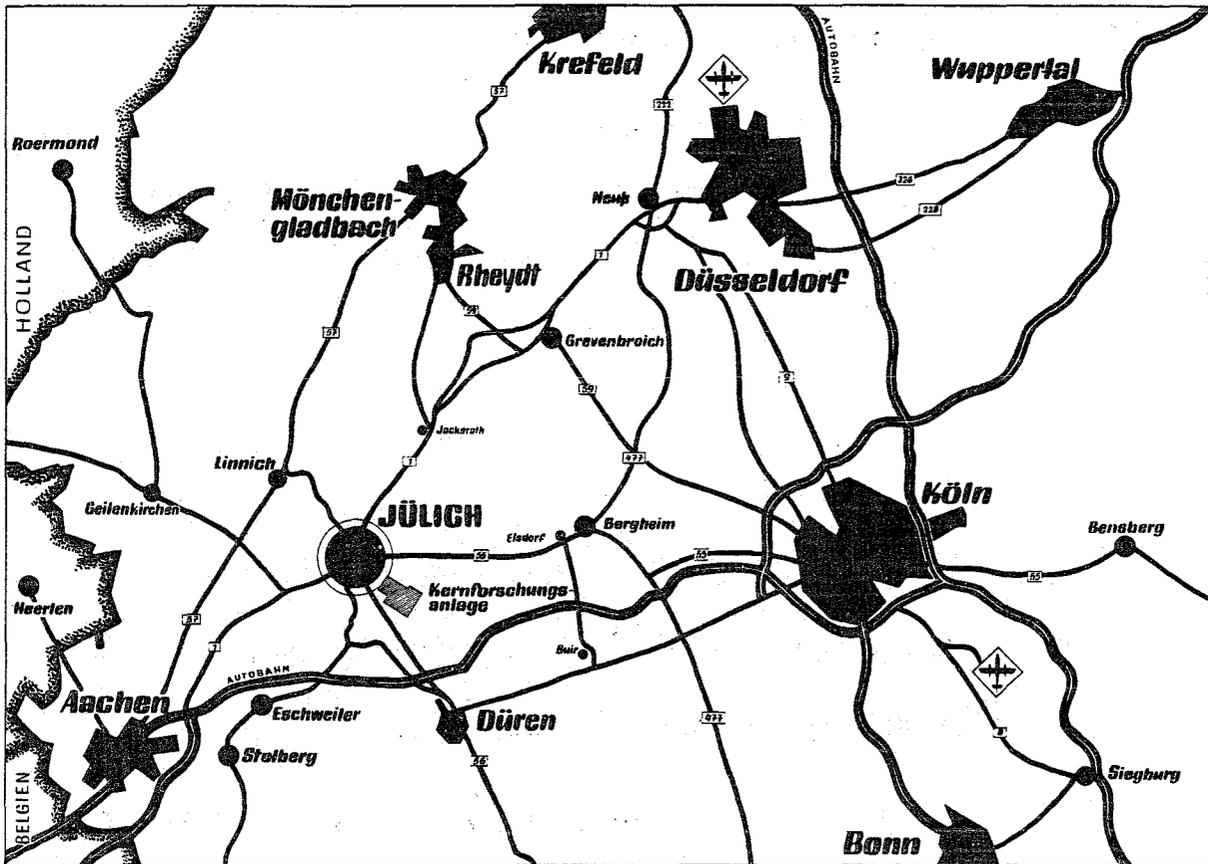
Teil II

von

W. Häfele, H. Krämer

JüI - 775 - RG
KFK - 1430
Juni 1971

Als Manuskript gedruckt



Berichte der Kernforschungsanlage Jülich - Nr. 775

Institut für Reaktorentwicklung - Jül - 775 - RG

Berichte der Gesellschaft für Kernforschung Karlsruhe - 1430

Institut für Angewandte Reaktorphysik KFK - 1430

Dok.: Germany (Federal Republic) - Nuclear Power
Nuclear Power - Engineering Aspects
Nuclear Power - Economic Aspects

Im Tausch zu beziehen durch: ZENTRALBIBLIOTHEK der Kernforschungsanlage Jülich GmbH,
und ZENTRALBÜCHEREI der Gesellschaft für Kernforschung m. b. H., Karlsruhe
Bundesrepublik Deutschland

**Technischer und wirtschaftlicher Stand
sowie Aussichten der Kernenergie
in der Kraftwirtschaft der BRD**

Studie im Auftrag des Bundesministeriums für Bildung und Wissenschaft

Teil II

von

W. Häfele, H. Krämer

Die vorliegende Studie bildet den 2. Teil der im Auftrag des Bundesministeriums für Bildung und Wissenschaft angefertigten Untersuchung zum technischen und wirtschaftlichen Stand sowie Aussichten der Kernenergie der Kraftwirtschaft in der BRD, deren 1. Teil dem BMBW am 21.1.1971 vorgelegt wurde.

Während im 1. Teil ein Überblick über Stand der Technik sowie Entwicklungstendenzen bei konventionellen und LWR-Kraftwerken gegeben wurde, dem sich eine Gegenüberstellung der Ökonomie der einzelnen Kraftwerks-Konzepte (Stand Juli 1970) sowie eine Analyse des fossilen und nuklearen Brennstoffmarktes mit einer darauf aufbauenden Prognose der Weiterentwicklung der Kraftwirtschaft in den 70er Jahren anschloß, gibt der vorliegende 2. Teil einen Überblick über die derzeitige Situation der im Rahmen des Deutschen Atomprogramms schwerpunktmäßig geförderten fortgeschrittenen Reaktorlinien, d.h. den Hochtemperaturreaktor und den Na-gekühlten Schnellen Brüter.

Neben einem kurzen Abriß der bisherigen Entwicklungsarbeiten und ihrer Ergebnisse werden die zur Zeit anstehenden Aufgaben und Probleme, insbesondere auch bezüglich der Markteinführung, dargelegt.

Die Organisation und Aufgabenteilung bei der Durchführung dieser Projekte wird in einem abschließenden Kapitel beschrieben.

Inhaltsverzeichnis

	Seite
1. HTR-Entwicklung in der BRD	1
1.1 Einleitung	1
1.2 Brennelement-Entwicklung	5
1.3 Komponenten	14
1.4 Sicherheit	16
1.5 Die 300 MWe THTR Prototypanlage	19
1.6 600/1000 MWe Anlage	21
1.7 Weiterentwicklung des HTR-Systems	27
1.8 Einige systemanalytische Betrachtungen zum Einsatz des HTR	34
2. Die Schnellbrüter-Entwicklung in der BRD und den BENELUX-Ländern	38
2.1 Einleitung	38
2.2 Der Ansatz der ersten Arbeiten	38
2.3 Brennelement-Entwicklung	39
2.4 Sicherheitsfragen	42
2.5 Der Prototypreaktor SNR-300	44
2.6 Der Brennstoffzyklus	52
2.7 Der Demonstrationsreaktor SNR-1000	54
2.8 Analysen	55
2.9 Weitere Arbeiten des Basisprogramms	58
2.10 Die Kühlmittel Helium und Dampf	60
2.11 Zusammenfassende Schlußfolgerungen	64
3. Organisation der Projekte HTR und SNR	67

1. HTR-Entwicklung in der BRD

1.1 Einleitung

Die Entwicklung des HTR setzte Ende der 50er Jahre in England, den USA und in der Bundesrepublik nahezu gleichzeitig ein. Allerdings waren die Voraussetzungen und die Motivation in diesen Ländern durchaus unterschiedlich.

In England lagen infolge der unmittelbar nach dem Kriege eingeleiteten Entwicklung gasgekühlter Reaktoren die meisten Vorkenntnisse vor, jedoch wurden dort die spezifischen HTR-Arbeiten zunächst weitgehend in das internationale Projekt DRAGON integriert bzw. delegiert.[1] Die Heliumkühlung wurde in England zwar als eine konsequente Weiterführung der Prinzipien der Gaskühlung angesehen, galt beim damaligen Kenntnisstand aber noch als eine futuristische Lösung.

In den USA wurden die Arbeiten anfangs sehr stark durch die englischen Aktivitäten beeinflusst. Den eigentlichen Entwicklungsarbeiten haben sich aber schnell starke und zielstrebige industrielle Interessen überlagert.[2]

In der BRD lagen Ende der 50er Jahre praktisch keine relevanten Vorkenntnisse vor. Auch die Verbindung zu England bzw. den USA war noch sehr lose. Letztlich ist darin die Ursache zu sehen, daß hier in der technischen Realisierung des HTR-Konzeptes z.T. andere Wege beschritten wurden als in den beiden anderen Ländern.[3] Das Ziel war aber durchweg das gleiche, nämlich durch Entwicklung eines vollkeramischen Cores die Temperaturen des Kühlmediums so weit zu steigern, daß das nukleare Dampferzeugersystem - im Gegensatz zu der damals bereits weit fortgeschrittenen LWR-Technik - an eine moderne Heißdampfturbine angekoppelt werden kann.

Bei Berücksichtigung sowohl nuklearer wie thermodynamischer und materialtechnischer Anforderungen führte dieses Ziel praktisch zwangsläufig zu der Kombination Graphit (als Brennelement- und Strukturmaterial) und Helium (als Kühlmittel).

Da eine den nuklearen Bedingungen entsprechende Heliumtechnologie Anfang der 60er Jahre praktisch nicht bestand und auch Graphit ein für diese Bedingungen komplexes und kaum erforschtes Material darstellte, waren die Schwierigkeiten bei der Realisierung der ersten Versuchsanlagen Peach Bottom, Dragon und AVR beträchtlich. Insbesondere die damals noch nicht bewältigte Zurückhaltung von Spaltprodukten innerhalb der Brennelemente erforderte in der Auslegung dieser Kraftwerke erheblichen

Aufwand. Dies führte dazu, daß über einen längeren Zeitraum die Entwicklung des HTR und seine Aussichten sehr unterschiedlich beurteilt wurden.

Tatsächlich ergaben sich konkrete Ansatzpunkte für eine zielstrebige Entwicklung erst, nachdem sich Anfang der 60er Jahre entscheidende technische Fortschritte einstellten wie z. B. die Coated Particles und der Spannbetonbehälter. [4]

Die damit unmittelbar und mittelbar zusammenhängenden Entwicklungen haben Fakten geschaffen, durch die der HTR unabhängig von seinem möglichen wirtschaftlichen und technischen Potential bereits heute eine echte technische Alternative zum LWR darstellt, mit der sich eine Reihe systembedingter Probleme dieses Reaktorsystems a priori ausklammern lassen, die sich vor allem auf die Komponentenfertigung, die Langzeitverfügbarkeit und die nukleare Sicherheit auswirken.

In den USA wurden diese Zusammenhänge bei GULF sehr schnell erkannt und in eine zielstrebige und von erheblichem privaten Engagement getragene Entwicklung umgesetzt. Nach der Fertigstellung des Versuchskraftwerkes Peach Bottom wurden dort bereits 1965-66 die Voraussetzungen für die Realisierung des nächsten Schrittes, d. h. den Bau eines Prototypkraftwerkes der 300 MWe-Klasse getroffen. Zum Baubeschluß ist es im Herbst 1967 in Fort St. Vrain (Colorado) gekommen. Dieses Kraftwerk wird nach einer im Verhältnis kurzen und erfolgreichen Bauzeit Ende 1971 kritisch werden und Anfang 1972 auf Leistung gehen.

Darüber hinaus bietet GULF bereits heute den HTR (weitgehend ohne öffentliche Unterstützung) auf dem Kraftwerksmarkt in Konkurrenz zum LWR an. Hierfür hat GULF eine 1100 MW-Anlage ausgearbeitet, die Ende dieses Jahres noch durch ein 750 MW-Konzept ergänzt wird.

In Europa vollzieht sich die HTR-Entwicklung erheblich langsamer. In England wurden die UKAEA⁺ und die Industrie erst ab Mitte der 60er Jahre in stärkerem Maße eingeschaltet. Dort kann sich der HTR zwar weitgehend auf das mit erheblichen staatlichen Aufwendungen entwickelte AGR-Konzept abstützen, seine Markteinführung soll aber aus diesem Grunde nur noch mit relativ geringer Unterstützung durch das CEGB⁺⁺ bzw. die Öffentliche Hand erfolgen und ist dadurch weitgehend davon abhängig, welche wirtschaftlichen Vorteile der HTR gegenüber dem AGR bringt.

⁺ UKAEA United Kingdom Atomic Energy Authority

⁺⁺ CEGB Central Electricity Generating Board

Die beiden Industriekonsortien TNPG⁺ und BNDC⁺⁺ haben vorläufige technische Angebote für eine 600 MW-Anlage ausgearbeitet, die im April 1971 dem CEGB übergeben wurden. Nach einer ersten Analyse durch das CEGB und die UKAEA soll ein endgültiger Planungsauftrag im Herbst d.J. vergeben werden, der nach weiteren 18 Monaten zu einer Bauentscheidung für die Erstanlage führen soll.

Frankreich hat den HTR erst vor ca. 2 Jahren für seine Reaktorpolitik entdeckt. Endgültige Entscheidungen sind außerdem noch nicht getroffen. Fest steht lediglich, daß Frankreich keine eigene HTR-Entwicklung betreiben wird, daß solche Kraftwerke vielmehr nur in einer sehr engen Kollaboration mit anderen europäischen Firmen und Organisationen geplant und gebaut werden sollen. Seit ca. 2 Jahren bereitet sich das CEA^x auf die Realisierung des HTR mit einigem Aufwand vor, an dem sich auch die EDF⁺⁺⁺ beteiligt. Auf der Industrieseite hat sich unter der Führung der BBC-Tochter CEM^{xx} der Ansatz einer Gasgruppe gebildet. Die zu dieser Gruppe zählende Firma SOCIA führt zur Zeit zusammen mit BBC-Baden und BBK eine Studie für einen 600 MW Reaktor durch. Wenn sich die Pläne dieser Gruppe sowie des CEA und der EDF realisieren, soll etwa in den Jahren 1973/74 mit dem Bau eines Gemeinschafts-Kraftwerkes von 600 MWe im Rahmen einer europäischen Zusammenarbeit und mit staatlicher Unterstützung begonnen werden, wobei nach französischer Vorstellung die französische Beteiligung maximal 50 % beträgt.

In der BRD wurde 1964 mit EURATOM ein Assoziationsvertrag zur Entwicklung des 300 MW THTR-Reaktors abgeschlossen. Seither hat die HTR-Entwicklung innerhalb der öffentlichen Förderungsprogramme mehr und mehr an Gewicht gewonnen. Wegen eines bislang fehlenden starken industriellen Druckes konnten allerdings erhebliche zeitliche Verzögerungen in den Entwicklungsarbeiten nicht vermieden werden. Tatsächlich beträgt der zeitliche Vorsprung von GULF heute 4 Jahre, und es wird erheblicher Anstrengungen insbesondere von seiten der Industrie bedürfen, um diesen Vorsprung wenigstens teilweise zu reduzieren. Die Chance hierzu ist dadurch gegeben, daß die Öffentliche Hand Vorkehrungen getroffen hat, die bereits heute die intensive Weiterentwicklung des HTR-Systems

⁺ TNPG The Nuclear Power Group

⁺⁺ BNDC Britisch Nuclear Design and Construction Ltd.

⁺⁺⁺ EDF Electricité de France

^x CEA Centre d'Etudes Nucléaires de Saclay

^{xx} CEM Cie. Electro Mécanique

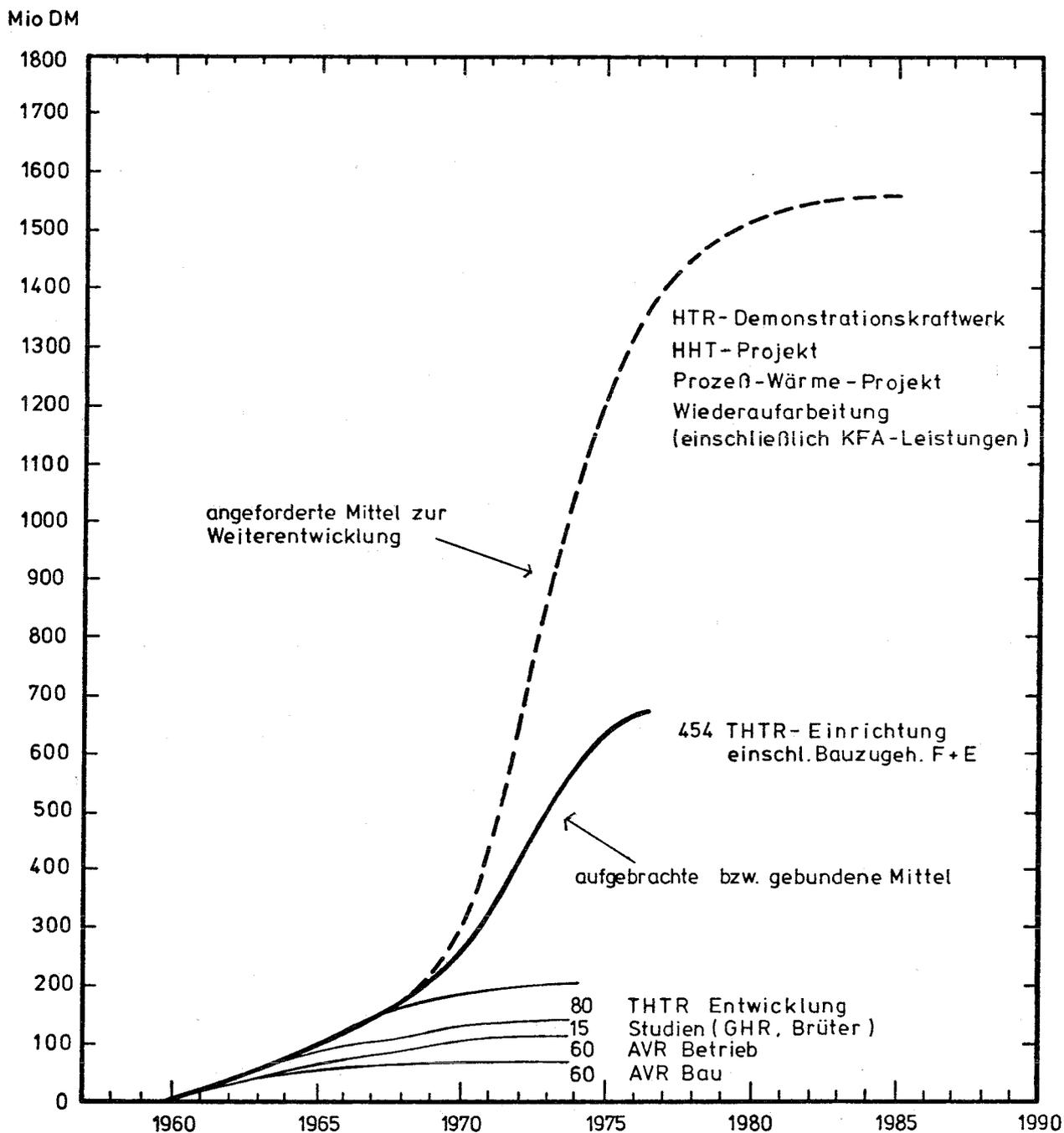


Abb. 1: Zuschüsse zur HTR Entwicklung in der BRD auf heutiger Preisbasis
und ohne mögliche Aufwendungen des Bundes aus Risikobeteiligungsverträgen

ermöglichen. Abb. 1 gibt einen Überblick über die von der Öffentlichen Hand bis heute geleisteten Zahlungen und in Aussicht gestellten Mittel.

Um das Bild vollständig zu machen, sei schließlich erwähnt, daß in Japan seit kurzem Aktivitäten zu beobachten sind, die eine breite und forcierte Entwicklung des HTR zum Ziel haben. Im Gegensatz zu den weiter fortgeschrittenen Ländern steht in Japan der Einsatz des HTR im außerelektrischen Energiebereich von Anfang an stärker im Vordergrund.

1.2 Brennelement-Entwicklung

Die entscheidende Basis des HTR-Brennstoffzyklus sind die Anfang der 60er Jahre von England und den USA vorgeschlagenen beschichteten Teilchen (coated particles). In sehr umfangreichen systematischen Untersuchungen sind diese Teilchen zu einer sehr zuverlässigen und bezüglich ihrer Herstellungskosten billigen Brennelementkomponente entwickelt worden. Die entscheidenden Arbeiten wurden vom Oak Ridge National Laboratory (ORNL)[5] in USA, vom Dragon-Projekt[6] und in den Laboratorien von GULF[7] durchgeführt. In den letzten Jahren sind wesentliche Beiträge auch aus den Arbeiten von NUKEM, BBK und der KFA entstanden.[8]

Diese Entwicklung hat besonders davon profitiert, daß auf diesem Gebiet sehr frühzeitig ein weltweiter und offener Informationsaustausch entstanden ist.

Das Spaltproduktrückhaltevermögen gegenüber gasförmigen Spaltprodukten, - die bei HTR-Zweikreisanlagen die kritische Rolle spielen -, konnte bei den typischen Auslegungsdaten der HTR-Brennstoffzyklen (s. Tab. 1) extrem stark verbessert werden. Die Hersteller garantieren heute eine Freisetzung von weniger als dem 10^{-5} ten Teil der durch Spaltung entstehenden Edelgase. Diese Werte liegen trotz der bei HTR angestrebten wesentlich größeren Abbrände deutlich niedriger als bei LWR. Die entscheidende Barriere bilden die pyrolitisch über den Brennstoffteilchen abgeschiedenen Graphitschichten. Die hierfür erforderliche Technik wird heute industriell voll beherrscht. Bei NUKEM arbeiten beispielsweise Wirbelbetten, in denen jeweils Chargen bis zu 3 kg Schwermetall beschichtet werden können.

Tabelle 1: Auslegungsdaten und Belastungen beschichteter Brennstoffteilchen

Auslegungsdaten erprobter Brennstoffteilchen				
	AVR	THTR-300	KWSH	
Brennstoff-Kern: Zusammensetzung mittlerer Durchmesser μm	$(\text{U, Th})\text{C}_2$ 400	$(\text{U, Th})\text{O}_2/(\text{U, Th})\text{C}_2$ 400	$(\text{U, Th})\text{O}_2$ 600	
Beschichtung:				
Poröse Pufferschicht μm	50	70	70	
Dichte PyC-Schicht μm	120	110	50	
SiC-Schicht μm	-	-	30	
Dichte PyC-Schicht μm	-	-	35	
Maximale Anforderungen an beschichtete Brennstoffteilchen				
	THTR-300	HHT-600 Kugel	HHT-600 Block	KWSH
Zyklus	U/Th - 1 Kugel	U/Th - 2 Kugel Abbrand/Brut	niedrig- angereichert	U/Th
Abbrand % fima	14	72/12	12 - 15	10
Neutronendosis $10^{21} \text{cm}^{-2} (E > 0,1 \text{MeV})$	6,4	5,8/8,1	7,2 - 9,0	4,9
Temperatur $^{\circ}\text{C}$ (peak random)	1250 ⁺	1250 ⁺ /1150 ⁺	1250 - 1350	1350
⁺ Die Brennelemente des Kugelhaufenreaktors werden den maximalen Temperaturen nur kurzzeitig ausgesetzt				

Da künftig ähnliche Forderungen auch an das Rückhaltevermögen gegenüber metallischen Spaltprodukten (z.B. Cäsium, Barium und Strontium) und gegenüber den Halogenen gestellt werden, laufen bereits seit längerem umfangreiche Untersuchungen, um neben Pyrokohlenstoffschichten weitere Schichten in ausreichend großen technischen Anlagen auf den Brennstoff aufzubringen. Silicium-Carbid spielt dabei eine wichtige Rolle, da es im Temperaturbereich von 1100 bis 1300°C ein um 2 - 3 Zehnerpotenzen höheres Rückhaltevermögen gegenüber den genannten Spaltprodukten hat als Pyrokohlenstoffschichten. In kleineren Chargen wurden derartige Mehrschichten-Partikel von NUKEM bezüglich Schichtfolge und Schichtdicke optimiert und erprobt.

Die folgende Tabelle 2 gibt einen Überblick über die bis heute bei verschiedenen Partikelsorten ohne Partikelschädigung erreichten Neutronenfluß- und Abbrandwerte. Ein Vergleich mit Tabelle 1 zeigt, daß diese Werte für den Betrieb erster Anlagen bereits voll ausreichend sind. Im Zuge einer Weiterentwicklung des HTR werden jedoch weitere Arbeiten durchgeführt, die primär zum Ziel haben, den Zusammenhang zwischen Aufbau und Eigenschaften von beschichteten Partikeln so weit aufzuklären, daß sie künftig für bestimmte Einsatzbereiche und bestimmte Brennstoffzyklen gezielt ausgelegt und damit wirtschaftlich optimal hergestellt werden können.

Uneinheitlicher und darum mit weniger breitem Erfolg sind bisher die Arbeiten zur Kompaktierung der Partikel zu Brennelementen verlaufen. Ein wichtiger Grund dafür ist, daß in den verschiedenen Ländern z.T. sehr unterschiedliche Konzepte für das BE verfolgt werden.

In der BRD standen die Arbeiten für kugelförmige BE stark im Vordergrund. Mehrere Herstellungsverfahren wurden entwickelt und sowohl in gezielten Einzelversuchen als auch in statistischen Großversuchen im AVR erprobt. Dabei hat sich ein isostatisches Preßverfahren als technisch und wirtschaftlich überlegen herausgestellt, und wurde deshalb der BE-Produktionslinie für den 300 MW THTR zugrundegelegt, die z.Zt. mit einer Kapazität von 200000 Kugeln/a aufgebaut wird. Bisläng sind von NUKEM ca. 50 000 BE-Kugeln für den AVR hergestellt worden. Die dabei erzielte Herstellungsgenauigkeit wird in Abb. 2 besonders anschaulich.[9] Ende 1972 werden annähernd 100 000 Kugeln für den AVR produziert sein, eine Tatsache, die günstige Voraussetzungen für die Produktionsaufnahme der THTR-BE schafft, die bis auf den Schwermetallgehalt mit den AVR-BE praktisch identisch sind.

Tabelle 2: Erreichte Bestrahlungswerte beschichteter Brennstoffteilchen

		Abbrand % fima	Neutronendosis $E > 0,1 \text{ MeV}$ 10^{21} n/cm^2	Temperatur °C
Partikeln mit reiner PyC- Beschichtung	<u>Modellpartikeln</u>	0,2	16,0	1300
		16,0	0,3	1300
	<u>Referenzpartikeln</u> (für THTR)	15,0	5,0	} zyklert 750 ÷ 1250
		10,0	2,0	
Partikeln mit SiC-Zwischen- schicht	<u>Modellpartikeln</u>	15,0 ⁺	3,6 ⁺	950
		9,0	0,5	1300
	<u>Referenzpartikeln</u> (für KWSH)	6,0 ⁺	3,8 ⁺	1300
⁺ Nach Überschreiten dieser Werte traten Partikelschäden auf (ansteigende R/B-Werte)				
In Bestrahlungsexperimenten von ORNL und GGA wurden bisher folgende Werte ohne Partikelschäden erreicht:				
Partikeln mit reiner PyC-Beschichtung (BISO)		59,0	3,0	1250
		22,0	8,4	1300
Partikeln mit SiC- Zwischenschicht (TRISO)		27,0	8,7	1300
Diese hohen Abbrände wurden nur mit Partikeln erreicht, deren Kerndurchmesser nicht größer als 250 μm war.				

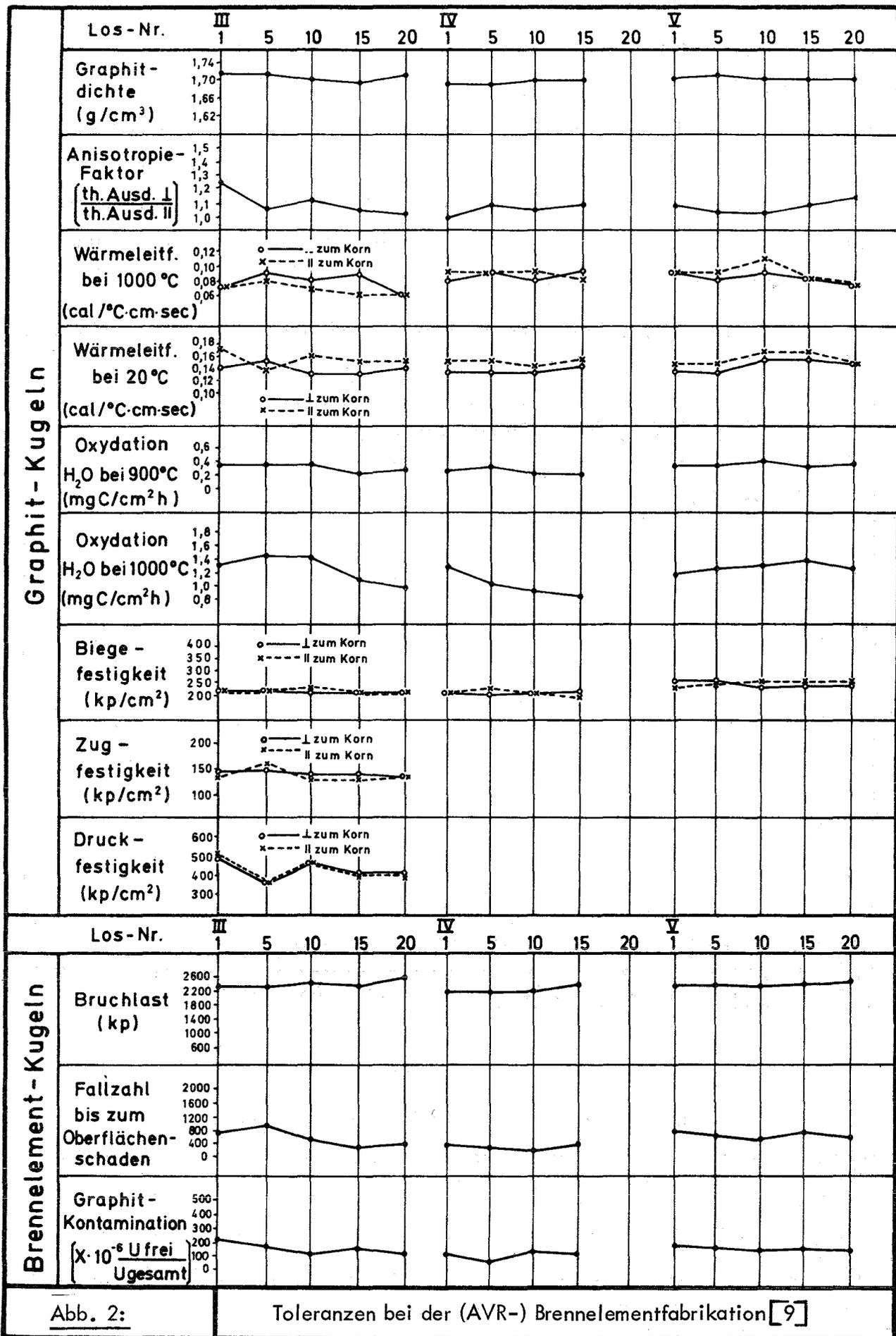


Abb. 2:

Toleranzen bei der (AVR-) Brennelementfabrikation [9]

Das entscheidende Problem bei der Kugelentwicklung war die Herstellung geeigneter und reproduzierbarer Graphitsorten, mit denen einerseits die C.P.s so fest zu einem BE gepreßt werden können, daß der Bruch eines Elementes bei den im Core zu erwartenden mechanischen Belastungen über seine volle Lebensdauer praktisch ausgeschlossen ist; andererseits dürfen keine unzulässigen Spannungen durch das Schrumpfverhalten der Graphitsorten bei Bestrahlung mit Schnellen Neutronen verursacht werden. Diese Probleme sind heute befriedigend gelöst.

Über das Spaltproduktückhaltevermögen von BE gibt die Abb. 3 Aufschluß; [10]

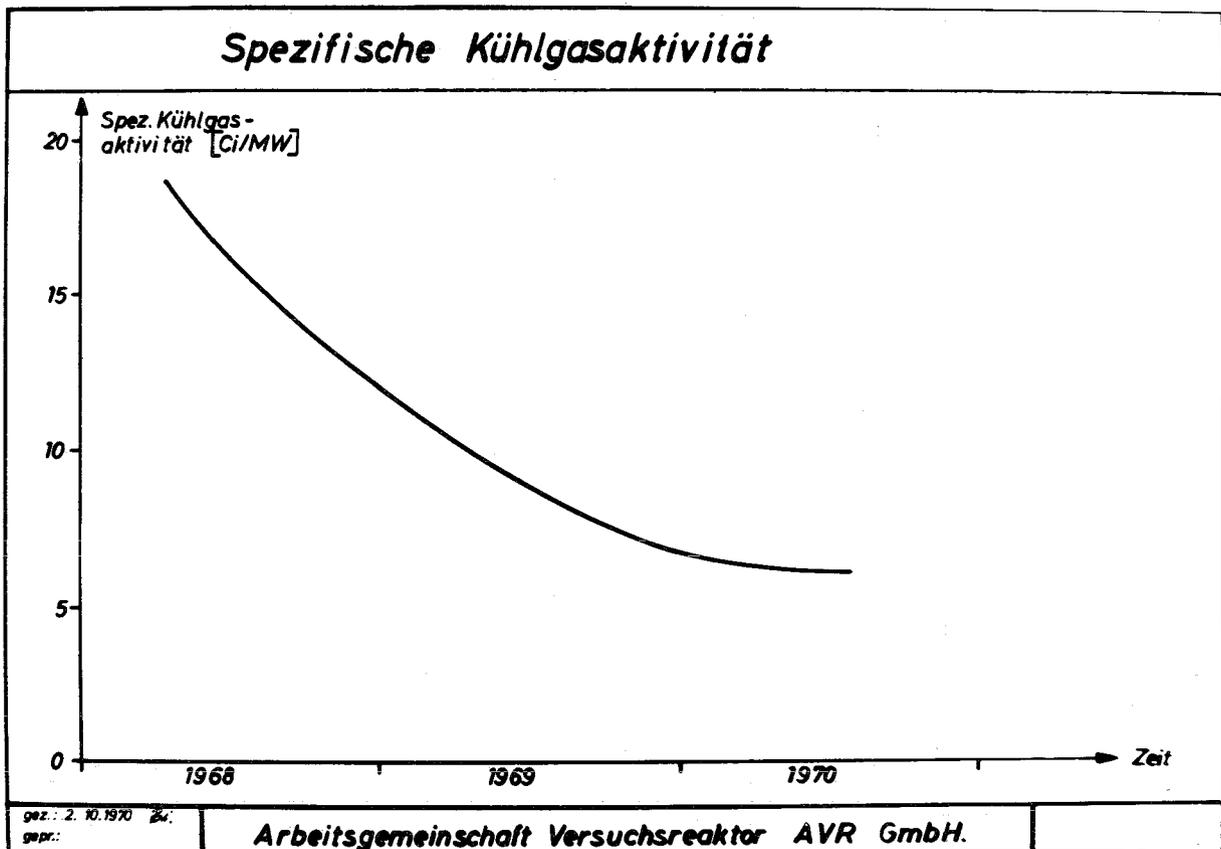


Abb. 3: Spezifische Kühlgasaktivität im AVR

sie zeigt die spezifische Spaltgasaktivität im Kühlkreislauf des AVR als Funktion der bisherigen Betriebszeit. Interessanterweise nimmt die Kühlgasaktivität mit zunehmendem Abbrand ab, was ein sicherer Beweis dafür ist, daß die ohnehin geringe Aktivität zu einem wesentlichen Teil durch Spaltstoff entsteht, der nicht innerhalb der beschichteten Teilchen gebunden ist, mit dem vielmehr die Partikel oberflächlich (geringfügig) kontaminiert sind. Fortschritte in der BE-Fabrikation werden daher zu einer

weiteren Reduzierung der Kühlgasaktivität führen. Von großer Bedeutung für die künftige Weiterentwicklung des HTR-Systems ist die Tatsache, daß im Kühlkreislauf der drei Versuchskraftwerke Peach Bottom, Dragon und AVR bislang keine nennenswerten Mengen fester Spaltprodukte nachgewiesen werden konnten. Offensichtlich bilden die brennstofffreien Graphitstrukturen der BE eine weitere wichtige Diffusionsbarriere für feste Spaltprodukte.

Bei den blockförmigen BE, die vor allem in England und in den USA entwickelt wurden, haben sich in den letzten Jahren die in Abb. 4 dargestellten Varianten herausgebildet. Gemeinsam ist ihnen die äußere Form, die aus Graphitblöcken mit hexagonalem Querschnitt von ca. 40 cm Schlüsselweite und ca. 80 cm Höhe besteht. In der von GULF vorgeschlagenen Variante ist der Brennstoff in zahlreichen axialen Bohrungen der Graphitblöcke untergebracht, wobei die C.P.s untereinander mit einem geeigneten Graphitbinder verbunden sind. Das Kühlgas strömt in davon getrennten Parallelbohrungen. [11]

In der englischen Variante ist der Brennstoff in wenigen (18) Bohrungen konzentrierter zusammengefaßt. Die C.P.s werden mit einer Graphitmatrix zu ringförmigen Zylindern verpreßt, die in zwei koaxiale Graphitrohre eingeführt werden, die ihrerseits außen und innen von Kühlgas durchströmt werden. [12]

Die GULF-Variante trägt ähnlich wie die kugelförmigen BE den Erfordernissen des Uran-Thoriumkreislaufs besonders Rechnung, in dem der Brennstoff nahezu homogen über die BE und damit das Core verteilt ist. Die englische Variante ist dagegen primär auf die Anforderungen des niedrig angereicherten Uran-Zyklus hin optimiert, die in einer stärker heterogenen Anordnung von Brennstoff und Graphitmoderator zum Ausdruck kommen.

Die Schwierigkeiten des GULF-Elementes lagen lange Zeit in der Entwicklung eines geeigneten Binders, der nur geringfügig unter dem Einfluß hoher Dosen schneller Neutronen schrumpft. Die Lösung dieses Problems ist erst in den letzten beiden Jahren durch außerordentliche Entwicklungsanstrengungen im ORNL unter Nutzung des Höchstflußreaktors HFIR gelungen und dies auch nur bei relativ kleinen Proben. Die Erprobung ganzer Brennelementblöcke - seit kurzer Zeit auch im Versuchskraftwerk Peach Bottom angestrebt - wird im vollen Umfange erst in der Prototypanlage Fort St. Vrain möglich sein.

Blockförmiges Brennelement mit Brennstoff- und Kühlgas-Bohrungen für Fort St. Vrain

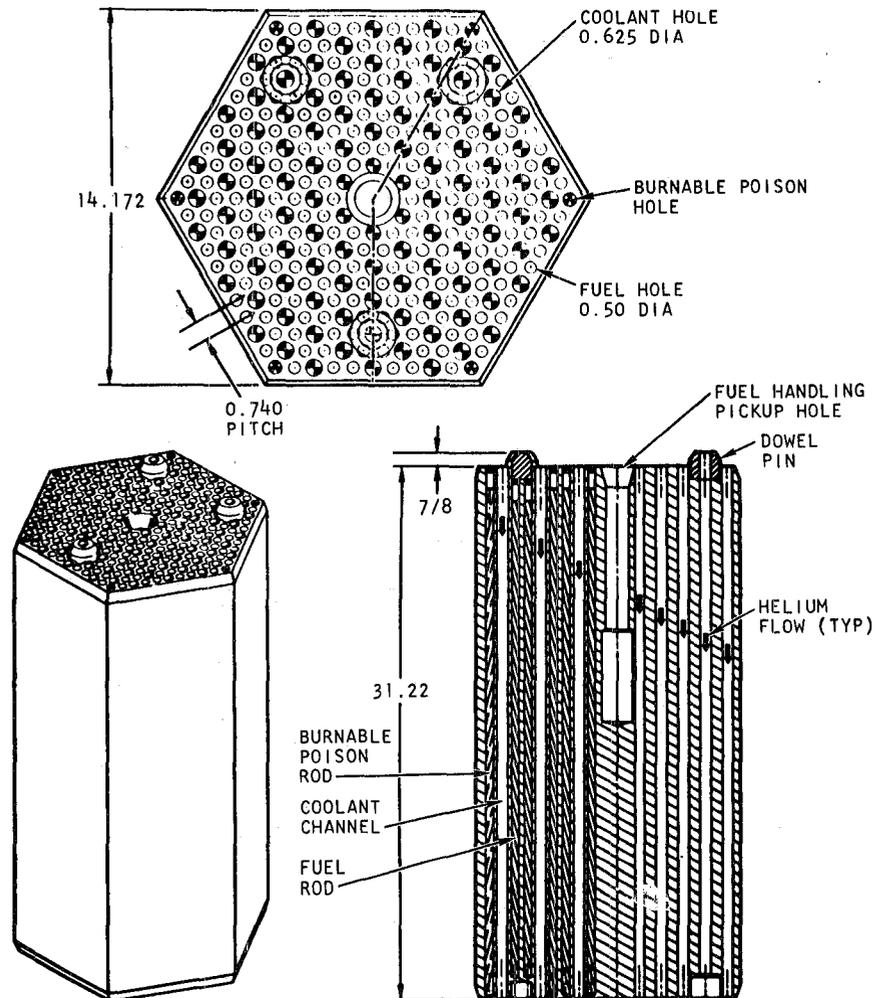
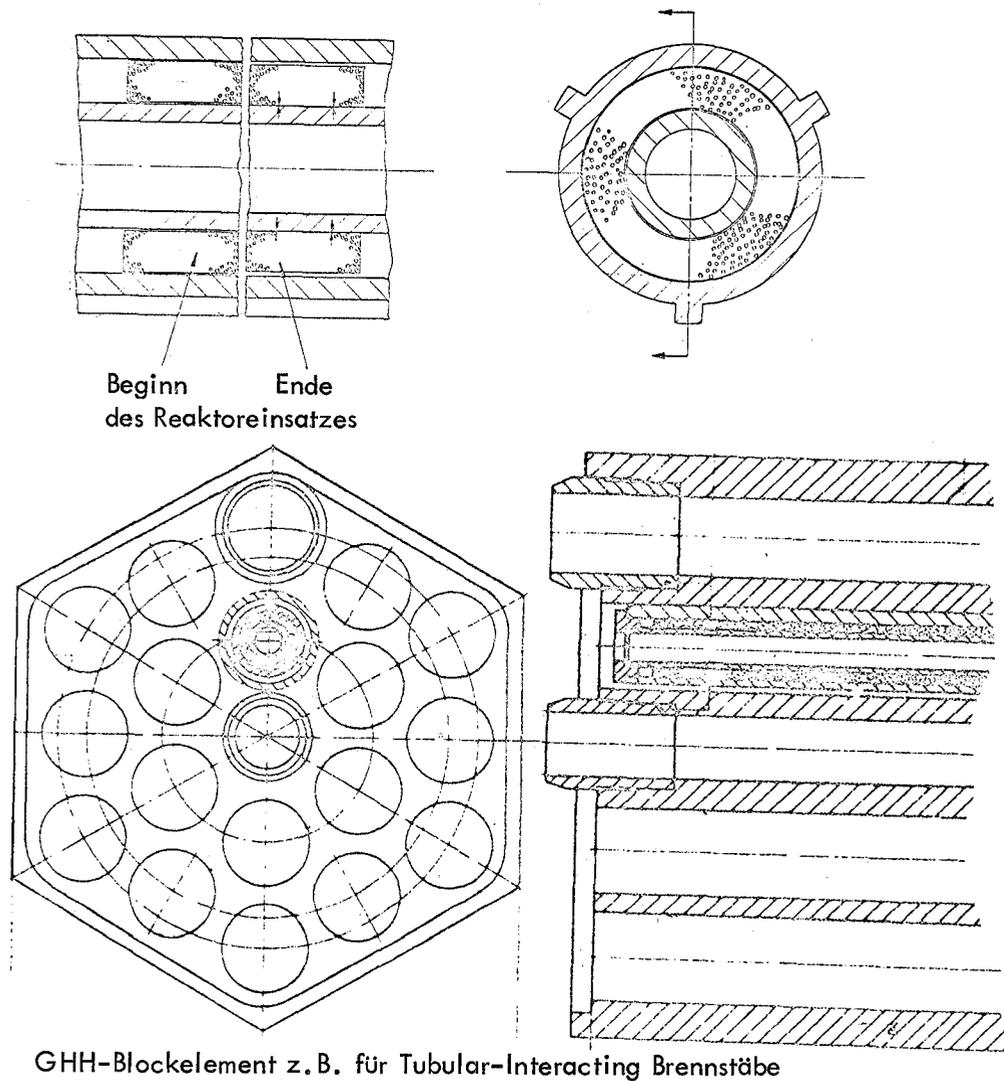


Abb. 4: Blockförmige Brennelemente

Tubular-Interacting-Brennstabvariante (Dragon)



GHH-Blockelement z. B. für Tubular-Interacting Brennstäbe

Die Entwicklung des englischen Tubularelementes hat in der Vergangenheit darunter gelitten, daß dieses Konzept zugunsten einer breiteren Materialentwicklung nicht zielstrebig genug verfolgt wurde. Obgleich aus heutiger Sicht mit keinen ernsthaften Schwierigkeiten zu rechnen ist, werden die für einen Baubeschluß erforderlichen Erprobungstests dadurch nicht vor etwa 2 Jahren vorliegen. Die ersten Brennelemente dieses Konzeptes mit repräsentativen Spezifikationen sind im vergangenen Jahr in den Dragon-Reaktor eingesetzt worden. Ihr bisheriges Verhalten deutet darauf hin, daß das spezifische Problem dieses Brennelement-Konzeptes - das unterschiedliche Schrumpfverhalten der Brennstoff-Matrix und der sie umgebenden Graphitrohre - bereits durch die vorliegende BE-Konstruktion eingegrenzt ist.

Unabhängig davon hat NUKEM mit der Entwicklung eines Brennstoffrohres begonnen, bei dem Brennstoffmatrix und Graphitrohr nicht getrennt, sondern ähnlich wie bei kugelförmigen BE in zwei Preßvorgängen als Einheit hergestellt werden.[9] Bei erfolgreichem Abschluß könnte diese Entwicklung zu einem BE führen, das im Vergleich zu der englischen Variante sowohl höhere Leistungsdichten als auch niedrigere Fabrikationskosten ermöglicht.

Besondere Aufmerksamkeit ist in den vergangenen Jahren der Entwicklung geeigneter Graphite für BE und den das Core umgebenden Reflektor gewidmet worden.[13] Der im AVR verwendete ARS-Graphit, der auf Shell-Koks-Basis hergestellt wurde, ist wegen der geringen Dimensionsstabilität bei hohen Neutronendosen und Temperaturen für Anlagen großer Leistung nicht geeignet.

Die derzeitige Entwicklung erstreckt sich auf Graphite mit der wesentlich günstigeren Gilsonit-, Pech- und Petrol-Koks-Basis. Für den im THTR Prototyp vorgesehenen Reflektorgraphit sind inzwischen Bestrahlungsdosen erreicht worden, die mehr als 80 % seiner Belastung im THTR entsprechen. Die dabei beobachteten Dimensionsänderungen liegen innerhalb der Spezifikationen, die bei der Konstruktion der Reflektoreinbauten zugrundegelegt wurden.

Die z.Zt. laufenden Untersuchungen konzentrieren sich einerseits auf die Erfassung des Einflusses des Ausgangsmaterials sowie der Herstellungsverfahren auf das Bestrahlungsverhalten, andererseits auf die Erzielung hoher Reproduzierbarkeit der gewünschten Eigenschaften im Produktionsmaßstab.

Äußerer Brennstoffkreislauf

Wie die Frage der günstigsten BE-Form ist im Hinblick auf den langfristigen Einsatz des HTR auch die Frage des Brennstoffzyklus noch offen. Die endgültige Entscheidung zwischen Uran-Thorium- und niedrig-angereichertem Uran-Zyklus ist z.Zt. weder erforderlich noch möglich, da die entscheidenden Kriterien ihrem Gewicht nach noch nicht erfaßbar sind. Auf eine detaillierte Darstellung der Diskussion soll hier verzichtet werden. Anlagen mit kugelförmigen und blockförmigen BE sind im Bau. Sowohl Uran-Thorium als auch niedrig angereicherter Brennstoff-Zyklus werden vorgesehen. Endgültige Bewertungen sind wahrscheinlich erst in einer fortgeschrittenen Phase der Markteinführung möglich, wenn hinreichende Erfahrungen für die verschiedenen Varianten vorliegen. Gemeinsam ist allen Varianten die erste Stufe der Wiederaufarbeitung, d.h. die Trennung des abgebrannten Schwermetalls vom Graphit. Es gilt heute als sicher, daß das hierfür am besten geeignete Verfahren die Verbrennung der BE ist. Entsprechende Anlagen sind seit einiger Zeit zwar im Labormaßstab, jedoch unter heißen Bedingungen in Betrieb. Über den Bau einer Pilot-Anlage wird zur Zeit verhandelt. Es ist außer Zweifel, daß die technischen Probleme bis zum Zeitpunkt, zu dem größere Mengen abgebrannter HTR-Brennstoffe anfallen, in ausreichend großen Anlagen gelöst sein werden. [4]

1.3 Komponenten

Die Konstruktionsprinzipien, die der Entwicklung eines modernen HTR zugrundeliegen, zielen darauf ab, für den nuklearen Anlagen-Teil ausschließlich einfache und nach Möglichkeit erprobte Technologie zu verwenden. Alle größeren Anlageteile wie z.B. der Spannbetonbehälter, der Liner, die Einbauten sollen mit herkömmlichen Verfahren auf der Baustelle fertigzustellen sein. Die Kreislaufkomponenten mit hohem maschinentechnischen Aufwand, wie Gebläse, Dampferzeuger, Hilfsanlagen müssen ohne Schwierigkeiten anzuliefern, ihre Montage durch eine entsprechende Gestaltung des Spannbetonbehälters wenig aufwendig sein.

Der Erfolg dieser Prinzipien läßt sich bislang nur an den Bauerfahrungen für die Fort St. Vrain Anlage ablesen und ist damit noch nicht hinreichend gesichert. Diese Erstanlage läßt dennoch schon deutlich die wesentlichen Vorteile dieser Konstruktionsprinzipien erkennen, die in einer wenig risikobehafteten Baustellenmontage

zum Ausdruck kommen und gleichzeitig die Voraussetzungen für eine einfache Reparierbarkeit und damit für eine langfristig gesicherte hohe Verfügbarkeit schaffen. [15]

Es ist typisch für den HTR, daß nahezu alle Einzelkomponenten mit konventionellen Techniken ausgelegt werden können, nachdem die grundsätzlichen Probleme nun überwunden sind, die mit dem Einsatz von Helium als Kühlgas zusammenhängen, und die zu Beginn der HTR-Entwicklung in der Auswahl geeigneter Materialien und Materialpaarungen zu Schwierigkeiten geführt haben. [16,17] So stellt beispielsweise der Bau der Dampferzeuger keine höheren Forderungen als im konventionellen Kesselbau. [18] Selbst die Gebläse und die allgemeine Gasführung im Primärkreislauf werfen keine neuartigen Probleme auf. Tatsächlich war es nicht erforderlich, parallel zur ingenieurmäßigen Entwicklung dieser Komponenten größere Forschungs- und Entwicklungsprogramme durchzuführen. Diese Komponenten werden sowohl beim Fort St. Vrain-Reaktor als auch beim 300 MWe THTR Prototyp ohne Vorläufer - lediglich mit einer teilweisen Out-of-Pile Erprobung - eingesetzt. Das gleiche gilt sinngemäß auch für viele Hilfseinrichtungen, wie beispielsweise die Heliumversorgung und -Reinigung und die Beschickungsanlage.

Die Probleme der Auslegung der Coreeinbauten ließen sich im wesentlichen auf Materialfragen zurückführen, die heute (wie schon dargelegt) in befriedigender Weise gelöst sind. Größerer Aufwand war für die Entwicklung des Spannbetonbehälters erforderlich. [19] Zwar konnten sich die Arbeiten sehr stark auf die in England und Frankreich für gasgekühlte Reaktoren geleisteten Vorentwicklungen abstützen, doch zeigte sich, daß die unterschiedlichen thermodynamischen Eigenschaften von Helium und CO_2 zu größeren Änderungen bei der Innenauskleidung zwangen. Die eigentlichen technischen Probleme sind heute zweifellos gelöst. Es ist aber offensichtlich, daß die gewählten technischen Lösungen noch relativ aufwendig sind und mit zunehmendem Erkenntnisstand durch einfachere Konstruktionen sowie billigere Materialien ersetzt werden müssen. Das gleiche gilt auch für eine Reihe von Hilfsanlagen, wie die bereits erwähnte Gasreinigung und die Beschickungsanlage des THTR Prototyps.

Im Vergleich zu den ausländischen HTR-Konzepten sowie zu den bereits erprobten, fortgeschrittenen gasgekühlten Reaktoren weist der in der BRD entwickelte THTR als Besonderheit ein Core mit kugelförmigen BE und kontinuierlicher Beschickung auf. Dieses neuartige Konzept machte besondere Entwicklungen für die Handhabung

der BE, für die Abbrandmessung der ausgeschleusten Kugeln sowie für die Kontrollstäbe erforderlich, die hier direkt in den Kugelhaufen eingefahren werden. Für Reaktoren der 300 MW-Klasse sind die damit zusammenhängenden Entwicklungsarbeiten in ihren wesentlichen Zügen abgeschlossen, wobei eine Extrapolierbarkeit auf Anlagen der 1000 MWe-Klasse noch nicht in allen Details gegeben ist. Für solche Anlagen werden weitere Entwicklungsarbeiten erforderlich sein.

Im vergangenen Jahr sind einige Stimmen laut geworden, die die Möglichkeit der Korrosion von hochlegierten Stählen, die auf Spannung beansprucht werden, in Heliumatmosphäre hoher Reinheit (wie sie für einen HTR typisch ist) nicht ausschließen. Inzwischen hat sich gezeigt, daß die experimentellen Grundlagen nur in einigen Ausnahmefällen diese Aussage zulassen. Umfangreiche Untersuchungen, die z. Zt. in mehreren Ländern abgestimmt anlaufen, werden hierzu in absehbarer Zeit volle Klarheit geben.

Das Auftreten von Gasschwingungen im primären Kühlkreislauf, das bei den Magnox-Reaktoren z. T. zu erheblichen Schwierigkeiten geführt hat, ist für große HTR-Anlagen noch nicht voll geklärt. Repräsentative Experimente an großen Versuchsanlagen konnten bislang nicht durchgeführt werden. Nach allen bisherigen Erkenntnissen sind jedoch gefährliche mechanische Wirkungen auf die Komponenten des Helium-Kühlkreislaufs, z. B. die Linerisolierung, durch Gasschwingungen auszuschließen. Die Gründe zu dieser Annahme liegen einmal in der um mehr als eine Zehnerpotenz geringeren Dichte des Heliums (gegenüber CO_2) und in der wesentlich größeren Schallgeschwindigkeit, die strömungsinduzierte Schwingungen zu höheren und damit ungefährlichen Frequenzen verschiebt. Schließlich sind bei der Auslegung der Gasführung Vorkehrungen getroffen worden, so daß die Gasgeschwindigkeiten in der Anlage kaum Werte von 20 - 30 m/sec überschreiten; bei diesen Geschwindigkeiten sind strömungsinduzierte Schwingungen praktisch auszuschließen.

1.4 Sicherheit

Hohe betriebliche Sicherheit und größtmögliche Sicherheit im Störfall sind wichtige und besonders herausragende Eigenschaften des HTR. Sie sind durch den Aufbau und die ausgewählten Materialien begründet.

Die im Core ausschließlich verwendete Materialkombination Helium-Graphit ist die denkbar günstigste. Sie schließt Korrosion innerhalb des primären Kühlkreises bei den im Normalbetrieb gegebenen geringen Verunreinigungen des Kühlmediums selbst in den Maßstäben eines Langzeitbetriebes praktisch aus. Sie setzt keine obere Temperaturgrenze, d.h. Coreschmelzen mit der daraus resultierenden massiven Spaltproduktfreisetzung ist nicht möglich. Darüber hinaus ist das Verhältnis von Wärmekapazität in den Graphitstrukturen zur Leistungsdichte im Core so groß, daß selbst bei vollständigem Ausfall des Kühlkreislaufs Notkühlmaßnahmen zur Abführung der Nachwärme nicht vor etwa 20 Min. nach Eintritt dieses Störfalles erforderlich sind. Bedenkt man dabei weiter, daß ein spontaner Kühlmittelverlust durch die Verwendung des Spannbetonbehälters nicht in Betracht kommt, so wird schon ohne eine quantitative Betrachtung deutlich, daß die inhärente Sicherheit des HTR-Systems die anderer Reaktorsysteme weit überragt. [20]

Zu erwähnen ist auch, daß bei kontinuierlicher BE-Beschickung, wie sie für den THTR vorgesehen und im AVR seit Jahren praktiziert wird, Reaktivitätsunfälle ausgeschlossen sind. Beim AVR wurde mit der Außerbetriebnahme beider Kühlgasgebläse und gleichzeitiger Blockierung der Abschaltstäbe bei voller Leistung der denkbar ungünstigste Störfall simuliert. Das Ergebnis - der Reaktor schaltete sich von selbst ab und wurde nach Stunden bei einer Leistung von etwa 100 Kilowatt wieder kritisch - ist für Kernkraftwerke einmalig und unterstreicht die obigen Aussagen. [21]

Die zu erwartende Kühlgasaktivität ist bereits beim heutigen Stand der BE-Entwicklung außerordentlich niedrig und führt, wie die Tabelle 3 zeigt, im Normalbetrieb einer 300 MWe-Anlage und bei Zugrundelegung eines ständigen Kühlgasverlustes von 1 ‰/Tag, zu einer radioaktiven Belastung der Umgebung des Kraftwerkes von < 30 mrem/Jahr.

Selbst in dem hypothetischen Störfall, bei dem innerhalb kurzer Frist das gesamte Kühlgas an die Atmosphäre abgegeben wird, beträgt die äußere Strahlenbelastung weniger als 150 mrem. Dieser Wert ist aus heutiger Sicht, unabhängig von der außerordentlich geringen Wahrscheinlichkeit für das Auftreten eines solchen Störfalles ohne Gefahr zulässig. Durch die zunehmenden Verbesserungen in der BE-Fabrikation ist mit einer weiteren wesentlichen Reduktion dieser Werte zu rechnen.

Tabelle 3: Aktivitätsbelastung der Umgebung durch den 300 MWe THTR

Kühlgasaktivität: 67000 Ci; Gesamt-He-Leckage: 1 ‰/d; Leckageverzögerung bis Kaminaustritt: ca. 2 h			
Belastung bei Normalbetrieb			
Abwasser	Feststoff Tritium	0,5 Ci/a 1.000 Ci/a	<1 mrem/a
Abluft	Σ Kr, Xe Sr-90, J-131, Cs-137	31.000 Ci/a 10 ⁻⁶ Ci/a	<26 mrem/a
Gesamtbeitrag			<30 mrem/a
Die Werte stellen obere Grenzwerte dar, die Erwartungswerte sind mindestens eine 10er-Potenz niedriger			
Belastungen im Störfall			
Abluftfahne	Σ Kr, Xe Feststoffe Sr-90, J-131, Cs-137	<34.000 Ci < 27 Ci <0,1 Ci	<90 mrem
Strahlung aus Kamin	abgelagerte Feststoffe	<270 Ci	<30 mrem
Gesamtbeitrag im Störfall			<150 mrem
Die Störfalldosis von 150 mrem entspricht der Jahresdosis nach ICRP. Für die Störfalldosis gilt derzeit ein Empfehlungswert von 25 rem. Beim THTR bleibt die Strahlenbelastung beim GAU in jedem Fall unter 0,5 rem.			

Diese wenigen Hinweise sollen deutlich machen, daß der HTR auf kostspielige, eine ständige Überwachung erforderlich machende Safeguards weitgehend verzichten kann. Damit ergeben sich Vorteile für die normale Betriebsführung, vor allem aber ist der HTR dadurch relativ unempfindlich gegenüber zu erwartenden verstärkten Sicherheitsanforderungen und bringt damit unter wirtschaftlichen Bedingungen die Voraussetzungen für stadtnahe Standorte.

1.5 Die 300 MWe THTR Prototypanlage

Mit dem Bau des THTR, der durch einen Letter of Intent der Hochtemperaturkraftwerks-Gesellschaft (HKG) (eine Vereinigung mehrerer EVUs, VEW, Elektro Mark Hagen) Ende 1970 eingeleitet wurde, hat die HTR-Entwicklung in der BRD einen weiteren entscheidenden Schritt auf dem Wege zur kommerziellen Markteinführung getan. Das BMBW, das dieses Projekt mit 374 Mio DM unterstützt, hat damit gleichzeitig für Europa und die USA ein deutliches Signal in der Weiterentwicklung der Kerntechnik innerhalb der BRD gesetzt. Dabei soll nicht übersehen werden, daß dieser Entscheidung schwierige und langwierige Verhandlungen vorangegangen sind, durch die sich der zeitliche Abstand zur Entwicklung in den USA auf 4 Jahre verzögert hat. Die Gründe dafür lagen weder in technischen Problemen noch in Sicherheitsfragen. Das Kraftwerk, das in Uentrop unmittelbar im Anschluß an einen bereits bestehenden Kraftwerksblock der VEW gebaut wird, weist, wie Tab. 4 zeigt, in den wichtigsten Auslegungsdaten weitgehend Übereinstimmung mit den Konzepten der Fort St. Vrain- und der von den Engländern geplanten 600 MW-Anlage auf [22]. Wesentliche Unterschiede bestehen lediglich in Form und Anordnung der BE sowie in den unmittelbar mit der BE-Handhabung verknüpften Hilfseinrichtungen.

Die Vor- und Nachteile dieser verschiedenen Konzepte dürften sich nach unseren heutigen Kenntnissen etwa ausgleichen. Welches der beiden BE-Konzepte sich langfristig stärker durchsetzen wird, ist daher eine noch offene Frage. Möglicherweise werden sich spezifische Einsatzbereiche für beide Konzepte herausbilden.

Tabelle 4: Auslegungsdaten von HTR-Kraftwerken der ersten Generation

		THTR BRD	Fort St. Vrain USA	Mark III GB
Nettoleistung	MW	307,5	330	640
Gastemperatur				
Core-Eintritt	°C	262	404	300
Core-Austritt	°C	750	776	800
Gasdruck	kg/cm ²	40	49,1	56,25
Leistungsdichte im Core	MW/m ³	6	6,3	6,3
Spezifischer Abbrand	MWd/tU	115.000	100.000	60.000
Brennstoffart		UO ₂ -ThO ₂	UC ₂ -ThC ₂	UO ₂
Durchmesser der Brennstoffpartikel	μ	400	400	800
Gasströmungsrichtung im Core		abwärts	abwärts	abwärts
Coredurchmesser	m	5,6	4,7	8,79
Corehöhe	m	6	6	6,8
Spannbehälter		zylindrisch	zylindrisch	zyl. mit pods
innerer Durchmesser	m	15,9	9,45	9,5(Core-Teil)
innere Höhe	m	15,3	22,8	16
Dampfzustand				
Druck	kg/cm ²	181	169	174
Temperatur	°C	530	538	565

Eine Frage, die bei der Nachfolganlage des THTR Prototyps erneut diskutiert wird, betrifft die Anordnung der Dampferzeuger. Während sie beim 300 MWe Prototyp innerhalb des zylindrischen Ringraumes zwischen Spannbetonbehälterinnenwand und thermischem Seitenschild untergebracht sind (diese Anordnung ist auch bei ersten Entwürfen für einen THTR 600 MWe vorgesehen), wird in USA und England bei großen Anlagen eine Pod-Boiler-Variante vorgeschlagen, bei der die Dampferzeuger im Zylindermantel des Spannbetonbehälters in telefonscheibenartig angeordneten Kavernen von 2,5 - 3 Meter Durchmesser eingebaut werden.

Eine endgültige Entscheidung setzt eine sorgfältige Analyse der durch die unterschiedlichen Bauweisen bedingten Kosten voraus, die bisher noch aussteht. Die "Anullar"-Variante gestattet zwar eine einfachere Auslegung des Spannbetonbehälters, dafür ist die Gasführung innerhalb der Reaktorkaverne komplizierter, der Durchmesser der Kaverne und das Heliuminventar größer.

Der aktuelle terminliche Stand des 300 MWe THTR Prototypreaktors ist in Tabelle 5 festgehalten. [23]

Tabelle 5: Wichtigste Daten der THTR-Errichtung

Bauvorlaufzeit:	Beginn 15.12.70	Dauer 10 Monate
Lieferzeit:	Beginn 15.10.71	Dauer 61 Monate
Übergabe:	15.11.76	
Der kritische Pfad läuft über Stahlkonstruktion der Reaktorhalle, Spannbetonbehälter-Montage, Dampferzeuger, Nullenergieversuche, Druckprobe, SBB-Inbetriebnahme, Probetrieb.		
Die Abwicklung erfolgt in 4 Teilgenehmigungen. Die 1. Teilgenehmigung über Standort, Reaktorgebäude, SBB wurde am 30.4.71 erteilt.		

1.6 600/1000 MWe Anlage

Der Einsatz des HTR ist letztlich nur mit wirtschaftlichen Vorteilen motivierbar (dabei ist vorausgesetzt, daß Probleme der Sicherheit sich auch in Form von Kosten

ausdrücken lassen); das bedeutet, daß der Durchbruch auf dem Energiemarkt in Konkurrenz zu den erprobten Systemen gelingen muß. Dieser Durchbruch ist aus zwei Gründen zu einem möglichst frühen Zeitpunkt anzustreben. Einmal wird der Abstand zu den erprobten Systemen bezüglich der technischen Reife mit zunehmender Wartezeit größer, dabei verschiebt sich die Blockgröße kommerzieller Kernkraftwerke zu ständig wachsenden Leistungseinheiten, was die Markteinführung wesentlich erschwert, andererseits läßt sich das inzwischen erarbeitete know how nicht beliebig lange ohne konkrete Bauaufträge konservieren.

Alle an der HTR-Entwicklung beteiligten Stellen bereiten daher mit Nachdruck Entwürfe in der 600 und 1000 MW-Klasse vor. In der BRD wird dabei neuerdings sowohl auf eine Variante mit kugelförmigen als auch auf eine mit blockförmigen BE gesetzt. Allerdings ist deutlich, daß die hier für eine Variante mit blockförmigen BE erforderlichen zusätzlichen Unterlagen nur über eine internationale Zusammenarbeit erstellt werden können.

Bei realistischer Einschätzung der gegenwärtigen Möglichkeiten zeigt sich, daß in der BRD baureife Unterlagen für eine große HTR-Anlage nicht vor 1973/74 vorliegen werden. Bis zu diesem Zeitpunkt hat sich die LWR-Technologie in der Kraftwirtschaft weiter etabliert. Die Bestellungen werden zu diesem Zeitpunkt in der Regel bei Einheitsleistungen von ca. 1000 MWe liegen, die beschränkten Ressourcen der deutschen Industrie auf absehbare Zeit sehr stark für die LWR-Technik gebunden sein. Die Konsequenzen, die aus diesen Erwartungen zu ziehen sind, bedeuten:

1. HTR-Kraftwerke werden in der BRD erst in einem Leistungsbereich von mindestens 1000 MWe kommerziell werden.
2. Der weitere Zubau von HTRs nach einer ersten Großanlage wird relativ langsam erfolgen.

Dies bedeutet einmal höhere Risiken der Bauindustrie und der Betreiber bei den ersten Anlagen, zum anderen zieht sich die mit wachsender Stückzahl zu erwartende Kostendegression über einen längeren Zeitraum hin. Der Zeitpunkt, zu dem firmenseitige Aufwendungen wieder ausgeglichen sind, dürfte daher erst in den späten 80er Jahren liegen.

Unter diesen Aspekten ist ein einseitiges Engagement seitens der Reaktorbauinterie bei der Markteinführung des HTR in der BRD kaum denkbar. Alle bisherigen

Bestrebungen in der Erarbeitung einer Marktstrategie zielen daher auf eine Zusammenfassung möglichst potenter internationaler Interessen sowie auf die Erlangung einer beschränkten weiteren staatlichen Unterstützung auch noch während einer zeitlich begrenzten Demonstrationsphase ab.

Während dieser Phase müßten, ähnlich wie bei den LWR-Demonstrationskraftwerken, die Anlagekosten bis zu einer Höhe von ca. 10 % subventioniert und das Betriebsrisiko bis zu einer limitierten Höhe durch die Öffentliche Hand abgedeckt werden. Einige Gründe, mit denen eine solche Unterstützung zu motivieren ist, die an den bereits geleisteten Förderungsmaßnahmen für den HTR gemessen relativ gering ist, sind in Abschnitt 1.7 genannt.

Die verschiedenen Modelle, die zur Markteinführung des HTR diskutiert worden sind, gehen zur Begrenzung des industriellen Engagements und der finanziellen Risiken von folgenden Prinzipien aus.

- Internationale Zusammenarbeit auf industrieller Ebene
- Einschaltung nationaler Forschungszentren soweit möglich und sinnvoll
- Zusammenfassung öffentlicher Förderungsmittel durch internationale Regierungsabkommen

Bei Abschluß eines Zusammenarbeitsabkommens zwischen USA und der Bundesrepublik könnte in Europa bereits 1973/74 eine 800 MWe Anlage angeboten werden, die sich auf eine in Betrieb befindliche Referenzanlage abstützt. Offen wäre allerdings dabei die Frage, wo und in welcher Form der Baubeschluß für eine solche Erstanlage getroffen werden könnte. Das Angebot der Franzosen, sich mit 50 % an einer 600 - 800 MWe HTR Gemeinschaftsanlage zu beteiligen (selbst dann, wenn sie Demonstrationscharakter hätte) ist in diesem Zusammenhang von einiger Bedeutung. Die französische Regierung, das CEA, die EDF sowie die französische Industrie-gruppe halten offenbar eine solche Regelung für wünschenswert und auch für realistisch.

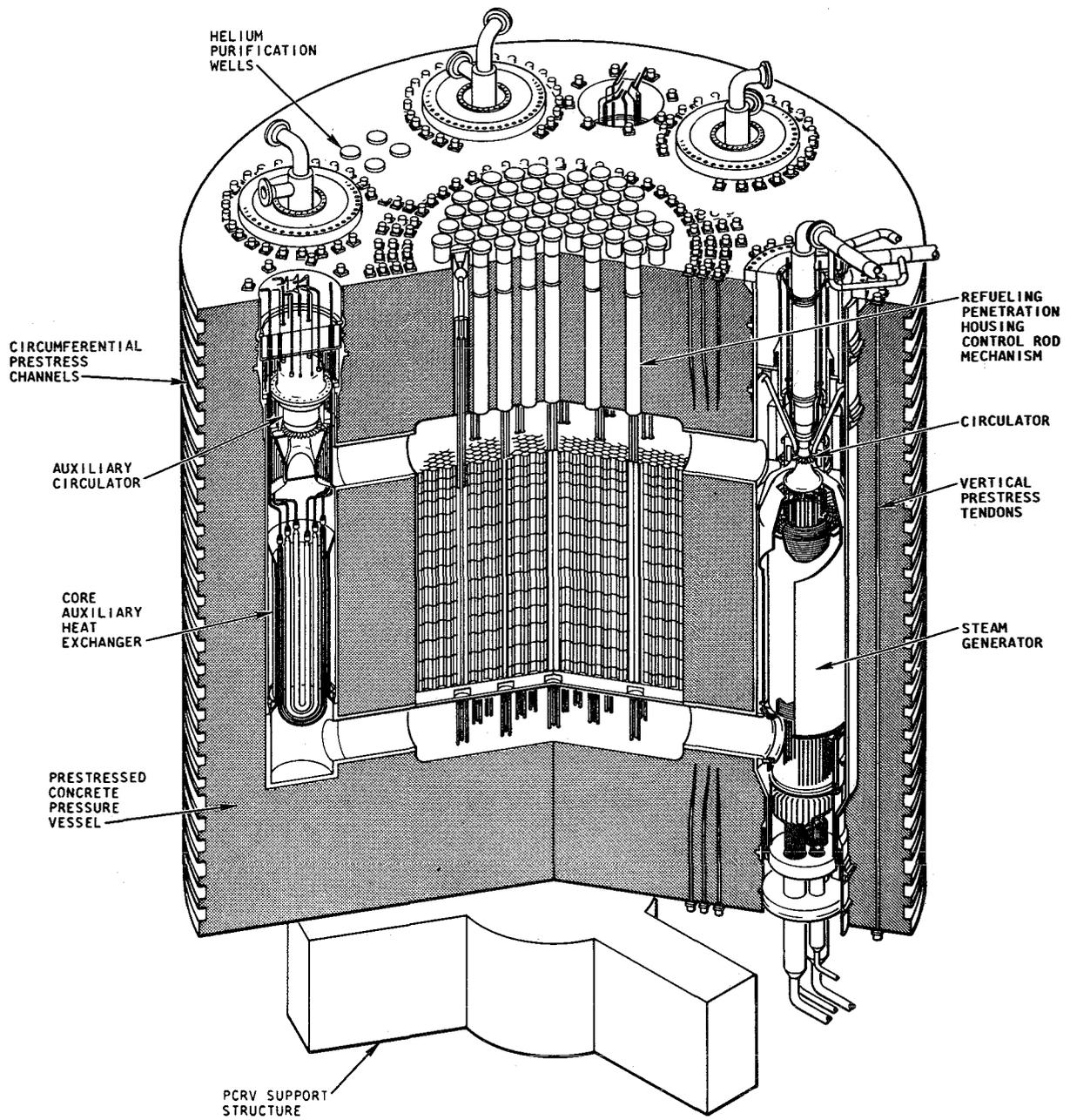


Abb. 5 a: Schnitt durch den 1100 MWe HTGR von GULF

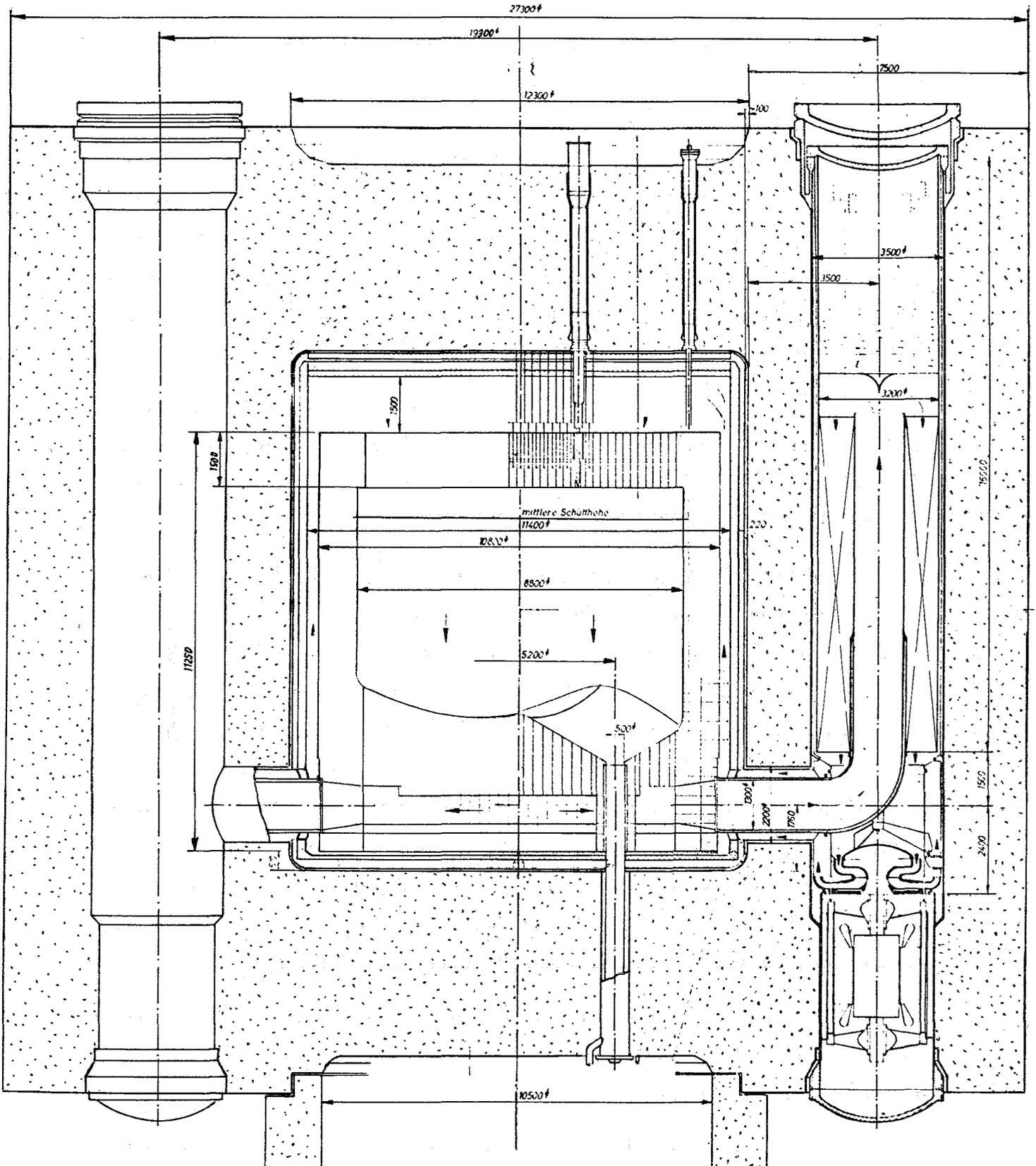


Abb. 5 b: Schnitt durch den 1000 MWe THTR von BBK

Eine weitere Möglichkeit zur Markteinführung bestünde in einer Zusammenarbeit mit England. Dort wird möglicherweise 1972/73 ein Baubeschluß für eine erste 650 MWe Anlage getroffen und es gibt in England Stimmen, die diese Anlage in eine internationale Kooperation sowohl auf staatlicher wie auch auf industrieller Ebene einbringen wollen. Ein solches Abkommen könnte durch eine entsprechende enge Zusammenarbeit zwischen den Forschungszentren ergänzt werden. Gegenüber dem bereits genannten Modell hätte das den Nachteil, daß der fast vierjährige Vorsprung von GULF nicht genutzt und demzufolge die Nachfolgeanlagen entsprechend später in den Markt kommen würden.

Interessant und durchaus denkbar ist schließlich eine Kopplung der genannten Modelle, bei der zwar eine finanzielle Beteiligung am englischen Projekt nicht infrage kommt, bei der aber die deutsche Industrie zusätzliche Bauverfahren gewinnen könnte.

Wenn die Markteinführung des HTR rein national erfolgt, wird dies auf der Basis des THTR-know how geschehen. Aus heutiger Sicht kann in diesem Falle ein Baubeschluß für eine weitgehend kommerzielle Großanlage nicht vor einer erfolgreichen Inbetriebnahme des 300 MWe Prototyps, also etwa 1976/77 erfolgen, es sei denn, die EVUs wären bereit, einen solchen Reaktor in eigener Regie in Auftrag zu geben, so daß BBK praktisch nur als Ingenieur-Architekt für das nukleare Dampferzeugersystem in Erscheinung tritt und damit ein wesentlich geringeres Risiko trägt.

Entscheidungen über diese verschiedenen Modelle sind für einen ungestörten Ablauf der HTR-Entwicklung in der BRD dringend erforderlich. Die laufenden Verhandlungen müssen mit höchster Priorität vorangetrieben werden.

Voraussetzung für all diese Überlegungen ist jedoch eine weitere Konsolidierung von BBK, die möglicherweise sogar eine zusätzliche Verbreiterung ihrer industriellen Basis erfordert.

Abb. 5 a und b gibt eine Gegenüberstellung der 1100 MWe-Anlage von GULF und einer entsprechenden Anlage von BBK auf der THTR-Basis. Sie unterscheiden sich außer in der Brennelementform in der Anordnung des Reflektors und in der Art der Gebläseantriebe. Während BBK hierfür elektrische Antriebe vorschlägt, sieht GULF Dampfturbinen vor, die unmittelbar mit dem Heißdampf aus den Dampferzeugern

gespeist werden, der anschließend zwischenüberhitzt wird.

Beide Varianten bieten spezifische Vor- und Nachteile, die heute mangels Betriebserfahrungen noch nicht endgültig gegeneinander abzuwägen sind. Der Reflektor des THTR kann bei der derzeitigen Konzeption im Gegensatz zum GULF-Konzept während der Lebensdauer des Reaktors nicht ausgewechselt werden. Dies bringt zweifellos gewisse Risiken mit sich, andererseits sind an die Formhaltigkeit des THTR Reflektors wesentlich geringere Anforderungen gestellt. Während beim THTR-Konzept von vornherein eine kontinuierliche Brennelement-Beschickung realisiert werden wird, soll dies beim GULF-Konzept erst über mehrere Zwischenstufen angestrebt werden.

1.7 Weiterentwicklung des HTR-Systems

Es ist eine allgemein anerkannte Tatsache, daß das Potential des HTR in der Kopplung mit einem Heißdampfturbinenprozeß noch nicht ausgeschöpft ist. Der Wirkungsgrad des Dampfturbinenprozesses hat im HTR bei primärseitigen Kühlgastemperaturen von 750 - 800°C bereits einen Sättigungswert erreicht, während schon in absehbarer Zeit Kühlgastemperaturen von 900 - 950°C zur Verfügung stehen werden, die durchaus noch keine obere Grenze darstellen. Um dieses Potential zu nutzen, wurden in der BRD Entwicklungsarbeiten mit folgenden Zielsetzungen aufgenommen.

1. Die Kopplung des HTR mit einer Gasturbine im Direktkreislauf für den Einsatz in der Kraftwirtschaft.
2. Die Kopplung des HTR mit einem Steam Reformer zur Erzeugung von Reduktionsgasen für die Anwendung im Bereich der Chemie und der Stahlerzeugung.

In diesem Zusammenhang ist die Feststellung wichtig, daß diese Entwicklungsarbeit nicht darauf abzielt, neuartige Technologien für den HTR zu erschließen, sondern Techniken, die im konventionellen Bereich bereits bekannt und erfolgversprechend sind, an den HTR anzupassen. Die Arbeiten sind dadurch verhältnismäßig begrenzt;

sie schließen unmittelbar an die Entwicklung der Zweikreisanlage an bzw. lassen sich dieser Entwicklung sinnvoll überlagern.

Das HHT-Projekt

Gasturbinen haben im konventionellen Bereich während der letzten Jahre einen außerordentlich starken Aufschwung erlebt. Während 1960 weltweit noch Anlagen mit einer Gesamtleistung von ca. 4.000 MWe installiert waren, sind heute bereits Anlagen mit einer Gesamtleistung von mehr als 60.000 MWe im Bau oder in Betrieb. Die dabei verwendete Technologie kann weitgehend auf eine mit einem HTR gekoppelte Gasturbinenanlage übertragen werden. [24]

Die bei einer solchen Anlage zu erwartenden Vorteile gegenüber einer HTR-Dampfkraftanlage sind im wesentlichen folgende:

- Die Gasturbine kann wesentlich kompakter gebaut werden. Schwierigkeiten, die bei den immer größer werdenden Einheitsleistungen in der Dampfturbinentechnik zwangsläufig auftreten, lassen sich dadurch leichter überwinden.
- Der erforderliche Raum für die Aufstellung und Montage der Turbine läßt sich dadurch drastisch reduzieren. Es ist denkbar, daß die Gasturbine sogar im Spannbetonbehälter des Reaktors untergebracht werden kann, was zu einer weiteren Erhöhung der Sicherheit der Gesamtanlage beitragen würde.
- An die Stelle der Dampferzeuger und des Kondensators treten beim Gasturbinenprozeß Wärmetauscher und Kühler, die wesentlich einfacher gebaut sind und kleinere Bauvolumina haben. Dadurch ist insgesamt mit einer Vereinfachung und damit einer Verbilligung der Anlage zu rechnen.
- Entscheidend dabei ist, daß für die Gasturbinenvariante des HTR keine systembedingte Temperaturbarriere besteht (s. Abb. 6), das Temperaturpotential des HTR also Zug um Zug zur Steigerung des Wirkungsgrades bzw. für eine weitere Vereinfachung der Anlage genutzt werden kann.
- Ein weiteres wichtiges Argument für die Gasturbine ergibt sich aus der Tatsache, daß die Abwärme dort in einem Temperaturbereich zwischen 35 und ca. 120°C abgeführt wird, während bei der Dampfturbine die Kondensationstemperatur auf maximal 35 - 40°C begrenzt ist. Dadurch kann beim Gasturbinenprozeß

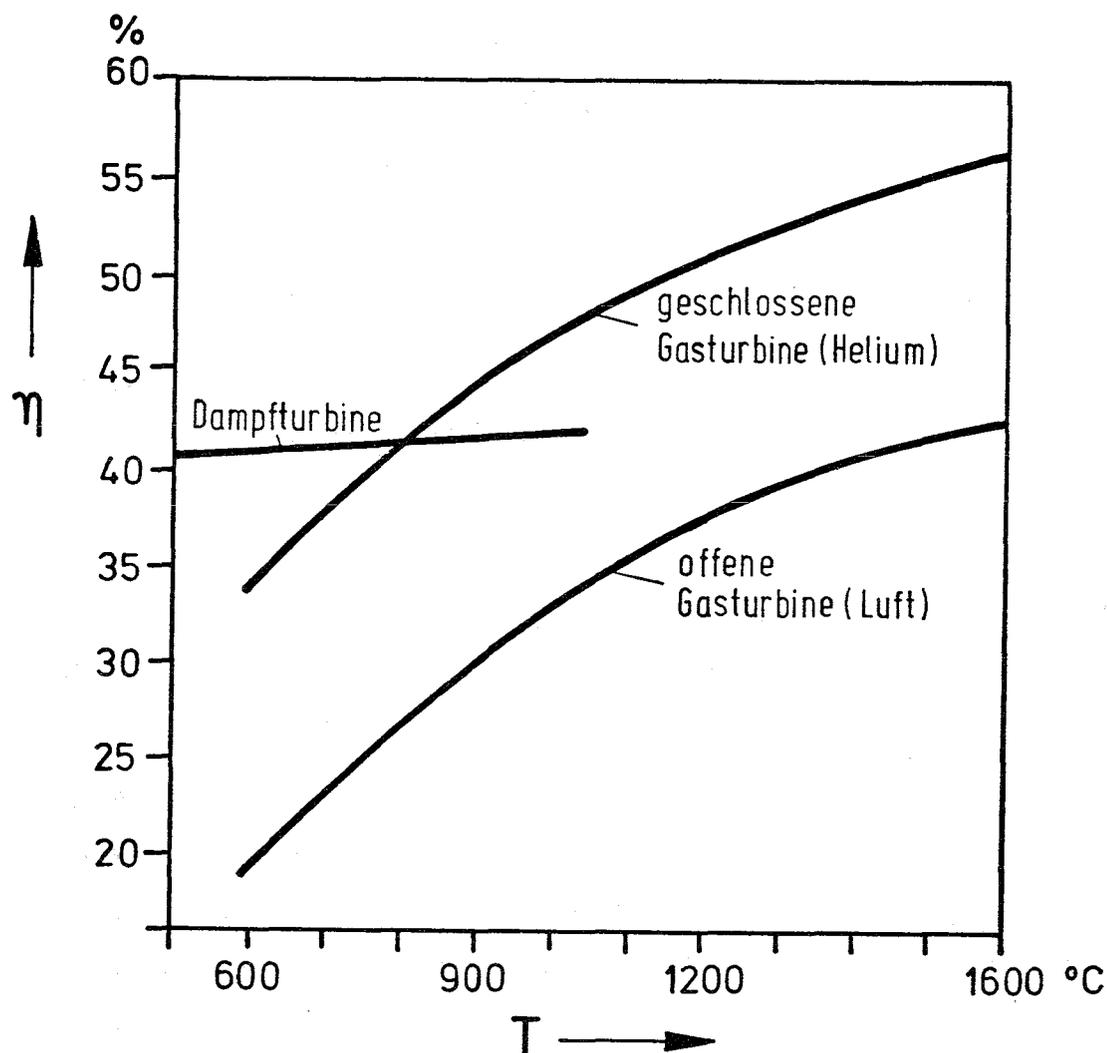


Abb. 6 : Wirkungsgrad des Dampf- und Gasturbinenprozesses als Funktion der (primären) Kühlgastemperatur

die Wärmetauscherfläche wesentlich kleiner gehalten und somit auch Luftkühlung ohne nennenswerte wirtschaftliche Pönalen vorgesehen werden, die bei einem modernen Dampfturbinenprozeß nur mit erheblich größerem Aufwand, bei den Sattdampfturbinen der LWR möglicherweise überhaupt nicht realisierbar ist. Wenn man sich die sehr rasch zunehmenden Einheitsleistungen, die schnell wachsende installierte Gesamtleistung und die damit vergrößerte Belastung des verfügbaren Kühlwassers vor Augen hält, wird deutlich, daß dieses Argument erhebliche Bedeutung erlangen kann.

Bei der Formulierung des HHT-Projektes wurde angestrebt, die Realisierung und die Markteinführung der nuklearen Gasturbinenanlage durch Versuchs- und Testanlagen breit abzustützen, so daß die Risiken sowohl für die Reaktorbauindustrie als auch für die EVUs überschaubar werden.

Folgende Prinzipien wurden dabei verfolgt:

1. Die bisher entwickelte HTR-Technologie soll weitgehend übernommen werden, lediglich bei systembedingten Änderungen soll Neuland beschritten werden, d.h. bestehende oder im Bau befindliche HTR-Zweikreisanlagen sollen weitgehend genutzt werden.
2. Der Baubeschluß für die erste Einkreisanlage soll erst dann getroffen werden, wenn eine HTR-Zweikreisanlage von mindestens der 300 MWe Klasse als Referenzanlage bereits einen erfolgreichen Betrieb hinter sich hat.
3. Die bisher entwickelte Gasturbinentechnik soll voll genutzt werden; im Gegensatz zu anderen Ländern, in denen z.T. völlig neue Konzeptionen für die Auslegung und die Anordnung der nuklearen Gasturbine ins Auge gefaßt werden, wird eine herkömmliche Bauweise, d.h. eine Einwellenanlage mit horizontalem Läufer vorgesehen.
4. Die Kopplung von HTR und Gasturbine muß vor dem Baubeschluß für die 1. Großanlage mit einer entsprechenden nuklearen Versuchsanlage erfolgreich demonstriert werden.
5. Alle spezifisch neuen Komponenten sind unter Betriebsbedingungen nach Möglichkeit im Maßstab 1 : 1 zu erproben.

Diese Prinzipien legen den terminlichen und sachlichen Ablauf des Projektes weitgehend fest. Die Rolle der HTR-Referenzanlage fällt dem 300 MWe THTR zu, daneben auch der 1972 in den USA in Betrieb gehenden Fort St. Vrain Anlage, deren Leistung ebenfalls ca. 300 MWe beträgt.

Das geplante Kraftwerk KWSH in Geesthacht sollte als Versuchskraftwerk dienen. Der hierfür schon abgeschlossene Liefervertrag wurde allerdings wieder annulliert, da die Lieferfirma nach erneuter realistischer Überprüfung des Projektes nicht bereit war, die aus den Lieferbedingungen resultierenden finanziellen Belastungen zu über-

nehmen.

Zur Zeit wird eine Studie durchgeführt, die zur Festlegung der endgültigen Konzeption der Versuchsanlage führen soll. Dabei wird auch ein Umbau des AVR-Reaktors zu einer Einkreisanlage mit in die Betrachtung einbezogen.

Für die Erprobung der Komponenten, insbesondere der Gasturbine, der Heißgasleitung und der Armaturen, ist ein spezielles Versuchsfeld geplant, in dessen Mittelpunkt eine Turbomaschinenanlage stehen wird, die bezüglich ihrer Auslegungsdaten und ihrer Abmessungen einer 300 MWe Turbine entspricht und bei einer Gaseintrittstemperatur von 850°C betrieben werden wird. Außerdem laufen z. Zt. Verhandlungen zwischen dem RWE und den Stadtwerken Oberhausen über die Errichtung eines konventionell befeuerten 50 MWe Kraftwerkes mit einer Heliumturbine. Dieses Kraftwerk könnte ein weiteres wichtiges Bestimmungsstück für das Gesamtprojekt werden.

Aus diesem Programmablauf wird deutlich, daß mit der Realisierung der ersten Großanlage nicht vor Ende des Jahrzehntes gerechnet wird. Die eigentliche Markteinführung soll nach den derzeitigen Erwartungen Anfang der 80er Jahre erfolgen.

Nukleare Prozeßwärmanlagen

In vielen Bereichen der Industrie, insbesondere in der Chemie, besteht ein großer Bedarf an Wärme auf hohem Temperaturniveau, der bislang vollständig durch fossile Energieträger abgedeckt wird und der auf der Basis Kernenergie nur durch den HTR bereitgestellt werden könnte. Endotherme chemische Reaktionen, die sich für den Einsatz von Reaktorwärme auf hohem Temperaturniveau anbieten und erhebliche Energiebeträge erfordern, sind: Kohlevergasung, Heizöl-, und Methan-spaltung, Raffineriegas-Spaltung, Benzinspaltung, Olefinerzeugung [25]

Die bei diesen Prozessen derzeit durch partielle Verbrennung fossiler Brennstoffe bereitgestellte Wärme könnte durch billigere HTR-Wärme ersetzt werden, wobei die erforderliche Reaktoraustrittstemperatur des Kühlmittels mit Ausnahme der Steinkohledruckvergasung (Reaktionstemperatur: ca. 1050°C) im Bereich um 950°C liegt. Neben ökonomischen Vorteilen ermöglicht der Einsatz des HTR eine Streckung der fossilen Rohstoffreserven sowie eine Minderung der Umweltverschmutzung.

Prinzipiell können Kernreaktoren zur Erzeugung von Prozeßwärme in folgenden Anwendungsbereichen eingesetzt werden:

Stahlerzeugung,
Heizung,
Verkehr,
Kunststoffe
Chemische Grundprodukte,
Allgemeiner Wärmeverbrauch der Industrie,
Spitzenstrom und Industriedampferzeugung

Wasserstoff, Synthesegas, Methanol, Äthylen und Methan sind Produkte, die unter Ausnutzung von Reaktorwärme herstellbar sind und in den einzelnen Sektoren der Energiewirtschaft eingeführt werden können.

Ob das Potential von Kernreaktoren einmal in der geschilderten Form tatsächlich ausgenutzt wird, ist einzig und allein eine Frage der sich in Zukunft ergebenden wirtschaftlichen Verhältnisse auf dem Energiemarkt. Hierbei können schon aus heutiger Sicht einige entscheidende Prognosen gewagt werden:

Die in Kernreaktoren erzeugte Wärme ist kostenmäßig praktisch invariant gegenüber der Verteuerung von Uranerz im Gegensatz zur Energie, die durch Verbrennung fossiler Rohstoffe erzeugt wird.

Prozesse, die ihren Energiebedarf mit Kernreaktorwärme decken, werden weitaus weniger zur Luftverschmutzung beitragen als bisher übliche Verfahren.

Tab. 6 [26] gibt eine Übersicht über die Einsatzbereiche (Spalte 1), die voraussichtliche Bedarfsmenge für spezielle Produkte in der BRD im Jahre 2000 (Spalte 2), das für die Deckung des Bedarfs einzusetzende Produkt (Spalte 3), die spezifischen Verbrauchszahlen für die Herstellung dieser Produkte (Spalte 4) sowie die hierfür benötigten Mengen an Kernreaktorwärme (Spalte 5). Spalte 6 gibt die zu installierende Reaktorleistung an.

Eine Möglichkeit der Markteinführung der nuklearen Wärme könnte darin bestehen, daß man sie kommerziell über kleinere HTR-Prozeßdampfanlagen einzuleiten versucht. Kostenstudien, die derzeit von der Industrie durchgeführt werden, lassen erwarten, daß 500 MW_{th}-HTR-Gegendruckanlagen entsprechenden fossil gefeuerten Kraftwerken überlegen sind und noch mit größeren LWR-Einheiten konkurrieren können. Überdies könnten sicherheitstechnisch beeinflusste Standortfragen die Konkurrenzsituation weiter zugunsten des HTR verschieben.

Voraussetzung für die Markteinführung der HTR-Prozeßwärme ist die erfolgreiche Durchführung eines Entwicklungsprogramms mit folgenden Schwerpunkten:

- Anpassung der Steam-Reformer-Technik und der Verfahren der Crackung auf Olefine an den Kernreaktor-Kreislauf

- Entwicklung von Verfahren zur Kohledruckvergasung
- Weiterentwicklung des HTR in Richtung auf höhere Reaktoraus-
trittstemperaturen, insbesondere im Hinblick auf die Steinkohlevergasung.

Die Förderungsmaßnahmen für den ersten Schritt dieses stufenförmig angelegten Entwicklungsprogramms, das gemeinsam von der Bergbauforschung in Essen, der Rheinbraun AG in Köln und der KFA Jülich durchgeführt werden soll, werden z.Zt. beim BMW beraten.

ANWENDUNG	MENGE IM JAHR 2000	EINSETZBARE PRODUKTE	SPEZIFISCHE VERBRAUCHSZAHLN	GESAMTBEDARF REAKTORWÄRME 10^{10} Mcal/a	BENÖTIGTE REAKTORLEISTUNG MW_{th} (8)
Stahl	$60 \cdot 10^6$ t/a	H ₂ und Strom	$\frac{850 \text{ Nm}^3 \text{ H}_2 + 650 \text{ kWh}_{el}}{\text{t Stahl}}$ ⁽⁵⁾ ⁽⁶⁾ ₍₄₎	18,6	27.000
Heizung	$100 \cdot 10^6$ tSKE/a	CH ₃ OH (1)	$\frac{2300 \text{ Nm}^3 \text{ CO} + \text{H}_2}{\text{t CH}_3\text{OH}}$	69	100.000
		CH ₄ (2)	$\frac{5 \text{ Mcal Reaktorwärme}}{\text{Nm}^3 \text{ CH}_4}$	41	59.500
Treibstoffe für Verkehr	$80 \cdot 10^6$ tSKE/a	CH ₃ OH (3)	$\frac{2300 \text{ Nm}^3 \text{ CO} + \text{H}_2}{\text{t CH}_3\text{OH}}$	55	80.000
		Benzin (aus Kohle)	$\frac{2600 \text{ Nm}^3 \text{ H}_2 + 600 \text{ kWh}_{el}}{\text{t Benzin}}$	36,4	52.700
Äthylen	$20 \cdot 10^6$ t/a	Nukleare Wärme	$\frac{7000 \text{ Mcal}}{\text{t C}_2\text{H}_4 + \text{höhere Olefine}}$ ⁽⁷⁾	14	20.300
Ammoniak	$6 \cdot 10^6$ t/a	H ₂ und Strom	$\frac{2000 \text{ Nm}^3 \text{ H}_2 + 800 \text{ kWh}_{el}}{\text{t NH}_3}$	3,44	5.000
Methanol als che- mischer Grundstoff	$3 \cdot 10^6$ t/a	H ₂ /CO	$\frac{2300 \text{ Nm}^3 \text{ H}_2 + \text{CO}}{\text{t CH}_3\text{OH}}$	1,38	2.000
Allgemeiner Wärme- verbrauch der Industrie	$80 \cdot 10^6$ tSKE/a	CH ₃ OH	$\frac{2300 \text{ Nm}^3 \text{ H}_2 + \text{CO}}{\text{t CH}_3\text{OH}}$	55	80.000
		CH ₄	$\frac{5 \text{ Mcal Reaktorwärme}}{\text{Nm}^3 \text{ CH}_4}$	32,8	47.500
Entschwefelung von Heizöl	$50 \cdot 10^6$ t/a	H ₂	$\frac{300 \text{ Nm}^3 \text{ H}_2}{\text{t Heizöl S}}$	3	4.350
Aufbessern des C ₁ /H- Verhältnisses von Rohölen	$50 \cdot 10^6$ t/a	H ₂	$\frac{300 \text{ Nm}^3 \text{ H}_2}{\text{t Rohöl}}$	3	4.350
Spitzenstrom	$100 \text{ TWh}_{el}/a \triangleq$ $40 \cdot 10^6$ tSKE/a	CH ₃ OH	$\frac{2300 \text{ Nm}^3 \text{ H}_2 + \text{CO}}{\text{t CH}_3\text{OH}}$	27,6	40.000
Industriedampf	$200 \cdot 10^6$ t Dampf/a	Nukleare Wärme	$\frac{750 \text{ Mcal}}{\text{t Dampf}}$	15	21.800

348.000 284.500

- (1) Umrechnung: 1 tSKE/a in Form von CH₃OH \triangleq 1,5 t CH₃OH/a
- (2) Umrechnung: 1 tSKE/a in Form von CH₄ \triangleq 820 Nm³ CH₄/a
- (3) Umrechnung: 1 tSKE/a in Form von Benzin \triangleq 700 kg Benzin/a
- (4) Einsatz: 850 kg RE oder Eisenschwamm/t Stahl
- (5) Energieverbrauch für H₂- bzw. CO-Erzeugung: 2 Mcal Reaktorwärme/Nm³ H₂
- (6) Stromerzeugung: 2,15 Mcal/kWh_{el}
- (7) Ansetzbare C₂H₄-Menge: $20 \cdot 10^6$ t/a
- (8) Annahme: Auslastung 8000 h/a \rightarrow 1 Mcal/a = $1,45 \cdot 10^{-7}$ MW_{th}

Tab. 6: Das Potential der Prozeßwärme

1.8 Einige systemanalytische Betrachtungen zum Einsatz des HTR

Die Entwicklung des HTR-Systems einschließlich Markteinführung für die Zwei- und Einkreisanlage erfordert noch weitere erhebliche öffentliche Mittel (vgl. Abb. 1). Rechnet man die bisherigen öffentlichen Aufwendungen sowie die noch zu leistenden Aufwendungen der Industrie dazu, erreichen die Mittel bis zum Jahre 1985 nahezu 2 Mrd. DM.

Es ist verständlich, daß immer wieder die Frage auftaucht, ob sich derartig hohe Aufwendungen lohnen, d.h. ob sie bei Berücksichtigung des bereits erreichten Standes der Kerntechnik und der parallel laufenden Entwicklung - volkswirtschaftlich gesehen - wieder eingespielt werden können. Häufig wird bei der Erörterung dieser Frage von der Vorstellung ausgegangen, der HTR stelle eine Zwischengeneration zwischen den LWR und den Schnellen Brütern dar und es verbleibe ihm daher nur eine relativ kurze Einsatzzeit, die lohnende Investitionen nur begrenzt zuläßt.

Die zahlreichen systemanalytischen Untersuchungen der letzten Jahre lassen erhebliche Zweifel an dieser Vorstellung aufkommen. Eine Reihe von Fakten, vor allen Dingen die derzeitige Situation bei der Brennstoffversorgung, die rasche Expansion der Kraftwirtschaft und schließlich der allgemeine Ablauf der marktreifen Entwicklung des Schnellbrüters weisen darauf hin, daß thermische Reaktoren zumindest während der nächsten 50 Jahre eine entscheidende Rolle neben den Schnellen Brütern spielen werden. Die angeschnittene Frage läuft in Wirklichkeit darauf hinaus, ob es erforderlich ist, dem LWR Anfang der 80er Jahre eine fortgeschrittene Alternative zur Seite zu stellen.

Hierzu lassen sich folgende Aussagen machen:

Der LWR hat sich in den letzten Jahren als ein technisch zuverlässiges System erwiesen, das vor allem in den bezüglich Kühlwasserversorgung und Bevölkerungsdichte besonders günstigen Einsatzbereichen im Rhein/Main Dreieck, an der Unter-Elbe und am oberen Teil des Rheines konventionellen Kraftwerken wirtschaftlich deutlich überlegen ist.

Der relativ rasche Übergang zu immer größeren Leistungseinheiten ist verhältnismäßig glatt erfolgt, wenn auch bei den Anlagen der 800 - 1000 MWe Klasse noch keine Betriebserfahrungen vorliegen.

Die mit kleineren Anlagen gesammelten Betriebserfahrungen sind jedoch ermutigend, obwohl in einigen Fällen Schwierigkeiten nicht zu vermeiden waren.

Auf der anderen Seite zeigen die Diskussionen der beiden letzten Jahre, daß stadtnahe Standorte, die künftig in immer stärkerem Maße mit in die Betrachtung einbezogen werden müssen, das Konzept des LWRs vor einige technische Probleme stellen. Fragen wie Bruch des Druckbehälters und als Folge davon evtl. eintretendes Coreschmelzen werden neuerdings nicht mehr ausgeschlossen.

Konstruktive Maßnahmen (Safeguards), durch die derartige Störfälle beherrscht werden, tangieren nicht unerheblich die Wirtschaftlichkeit des Leichtwasserreaktors.

Die relativ niedrigen Dampfstufen des Leichtwasserreaktors erfordern einen hohen Kühlwasserbedarf für die Abwärmeseitigung. Damit ist beim Übergang von Frischwasserkühlung zu Kühlturbetrieb, der noch vor Ende dieses Jahrzehntes bei der Mehrzahl neuer Standorte unausweichlich wird, mit zusätzlichen Pönalen zu rechnen, die die Wirtschaftlichkeit gegenüber Kraftwerken mit Heißdampfturbine belasten. Schließlich liegen in der Fertigung wichtiger Komponenten des LWR noch auf absehbare Zeit nicht unbeträchtliche Risiken, die sich in Lieferverzug und in finanziellen Einbußen auswirken können. Zu diesen Komponenten zählen zweifellos der Druckbehälter, ebenso die Satteldampfturbinen mit Leistungen oberhalb 800 MWe, die bezüglich ihrer Abmessungen und ihrer Materialbelastung erheblich größere Anforderungen stellen als Heißdampfturbinen oder gar Gasturbinen gleicher Leistung. Erwähnt sei auch, daß die bei Systemen mit Flüssigkeitskühlung generell bestehenden Korrosionsprobleme bislang beim LWR nicht voll befriedigend gelöst sind, was vor allem die BE, die BE-Handhabung und die damit unmittelbar zusammenhängenden Hilfskreisläufe belastet.

In all diesen Fragen, die beim LWR weitgehend systembedingt sind und daher mit einfachen Mitteln nicht zu beseitigen sind, bietet der HTR Alternativen bzw. wichtige Vorteile:

Der HTR verwendet Materialkombinationen, bei denen ein Teil der genannten Schwierigkeiten gar nicht auftritt. Die verwendeten Technologien führen zu einer weiteren erheblichen Eingrenzung der Probleme. Seine immense inhärente Sicherheit erfordert selbst bei Standorten in Ballungszentren keine besonderen Sicherheitsvorkehrungen, die kostspielig sind und darüber hinaus eine ständige Überwachung erfordern. Die Pönalen beim Übergang zum Naßkühlturbetrieb sind wegen des ca. 30 % kleineren Kühlwasserbedarfs geringer.

Zwar wird die HTR Zweikreisanlage gegenüber dem LWR voraussichtlich keine neuen wirtschaftlichen Bereiche erschließen; bedeutungsvoll ist aber doch, daß die BE-Zykluskosten beim HTR bei wahrscheinlich gleichen Anlagekosten auf 60 % der LWR Kosten reduziert werden können, ein Vorteil, der über die volle Lebensdauer des Kraftwerkes zu erheblichen Einsparungen führt.

Bei der Einkreisvariante des HTR besteht erstmals auch die Möglichkeit, den nicht nuklearen Anlagenteil, der kostenmäßig den größeren Anteil an den Gesamtkosten ausmacht, deutlich zu vereinfachen und damit die Gesamtanlagenkosten nennenswert zu senken. Langfristig lassen sich außerdem Wirkungsgrade nahe 50 % erreichen.

Da bei Einkreisanlagen der Einsatz von Trockenkühltürmen zur Abwärmebeseitigung offenbar unter wirtschaftlichen Bedingungen möglich ist, kann mit dem HTR praktisch eine totale Standortunabhängigkeit erreicht werden, die in der BRD besondere Bedeutung hat.

Zieht man schließlich noch die Tatsache mit in Betracht, daß der HTR durch seine günstige Neutronenökonomie die Uranreserven gegenüber dem LWR deutlich schont und auch den spezifischen Trennarbeitsbedarf nennenswert reduziert (Tabelle 7), können keine Zweifel bestehen, daß dem HTR im Netz der BRD weitere Einsatz-

Tabelle 7: Vergleich des Uran- und Trennarbeitsbedarfs für LWR und HTR

	Dimension	LWR	HTR
Brut- bzw. Konversionsrate	-	≈ 0,55	0,7
Spaltstoffinventar	kg/MWe	2,90	1,2
Spezifischer Spaltstoffverbrauch	kg/MWe · a	0,5	0,22
Trennarbeitsbedarf für Inventar	kg TAE/MWe	390	93,0
Trennarbeitsbedarf für Betrieb	kg TAE/MWe · a	110	54,0

bereiche neben dem LWR verbleiben. Selbst wenn der Marktanteil des HTR langfristig nur 25 - 30 % des LWR Marktanteils erreicht, liegen die dadurch entstehenden Einsparungen ein vielfaches über den auf Seite 34 geschätzten Gesamtentwicklungskosten.

Daneben ist zu berücksichtigen, daß der HTR grundsätzlich auch zu einem gasgekühlten Schnellen Brüter weiterentwickelt werden kann, daß er ferner bei der Bereitstellung von Prozeßwärme in dem besonders interessanten Temperaturbereich von 800 - 1000°C ohne kerntechnische Konkurrenz ist. Dies macht den HTR ohne Zweifel zu einem der interessantesten Systeme der Energieerzeugung.

2. Die Schnellbrüterentwicklung in der BRD und den BENELUX-Ländern

2.1 Einleitung

1960 begann im Kernforschungszentrum Karlsruhe die Entwicklung Schneller Brutreaktoren in Deutschland. Man hat sich die damalige Lage vor Augen zu halten: Vor allem die USA und England hatten bei der Verfolgung dieser Entwicklung einen Vorsprung von 10 - 15 Jahren und konnten darüber hinaus breit angelegt auf Arbeiten zur Entwicklung der friedlichen Nutzung der Kernenergie allgemein zurückgreifen. Aber auch in Rußland und in geringerem Maße auch in Frankreich war die entsprechende Entwicklung längst im Gange. Es mußte nach einem Projektansatz gesucht werden, der es von der Sache her, wie von der Art der Durchführung der Arbeiten her, wahrscheinlich machte, diesen erdrückenden Vorsprung aufzuholen. Das erschien umso dringlicher, als damals wie heute abzusehen war, daß langfristig der Bau und Betrieb von Schnellen Brutreaktoren ein wesentlicher, wenn nicht der wesentlichste Zug der wirtschaftlichen Nutzung der Kernenergie sein würde.

Der Ansatz, der von der Sache her der Karlsruher Gruppe die Möglichkeit gab, mit Aussicht auf Erfolg bei der Entwicklung Schneller Brutreaktoren einzusetzen, war der etwa 1959 - 1962 allgemein erfolgende Übergang von metallischen auf oxydische Brennelemente [1]. Dabei war die Erzielung sehr hoher Abbrände und dementsprechend geringerer Brennstoffzykluskosten der leitende Gesichtspunkt, denn ein Brutreaktor sollte nicht nur brüten, sondern ebenso auch voll wirtschaftlich sein.

2.2 Der Ansatz der ersten Arbeiten

In der BRD

Es stellte sich heraus, daß zunächst physikalische Fragen zu behandeln waren. Neben anderen Arbeiten war es vor allem der Bau und Betrieb der Anlagen SUAK, STARK und SNEAK, der dazu geführt hat, daß heute die Physik Schneller Brutreaktoren im notwendigen Maße sicher überblickt wird [1]. Die Teilnahme am Entwurf, Bau und Betrieb des amerikanisch-deutschen Reaktors SEFOR vertieft diesen Überblick im Hinblick auf Fragen der Leistungskoeffizienten (Doppler-Koeffizienten u.a.). Neben physikalischen Fragen wurden von Anfang an Fragen der Brennelemententwicklung

verfolgt. Vor allem galt es, in Deutschland die Technologie Pu-haltiger Brennstoffe in den Griff zu bekommen. Die Gründung der Firma ALKEM und ihr Betrieb im Gelände des Kernforschungszentrums Karlsruhe, der Aufbau des Instituts für Material- und Festkörperforschung sowie der Aufbau und Betrieb des EURATOM-Transurane-Instituts, haben dazu geführt, daß heute die Technologie Pu-haltiger Brennstoffe beherrscht wird[2].

In Belgien und Holland

In Belgien befaßt sich die BELGONUCLEAIRE seit 1958 mit Arbeiten auf dem Gebiet Schneller Reaktoren. Diese Firma und das belgische Kernforschungszentrum in Mol arbeiteten insbesondere mit APDA⁺ in USA für den Fermi-Reaktor zusammen. Im Auftrag des französischen CEA übernahm ferner BELGONUCLEAIRE den Detailentwurf und Bau der Reaktoren MASURCA und HARMONIE. Von 1963 bis 1967 haben BELGONUCLEAIRE und das Kernforschungszentrum Mol an einer EURATOM-Assoziation Schneller Reaktoren teilgenommen. Neben allgemeinen Untersuchungen auf den Gebieten Reaktorphysik, Brennstoffe und Hüllmaterialien wurden in Mol insbesondere Bestrahlungen in Kapseln und Natriumloops im schnellen Fluß des BR-2 Reaktors ausgeführt. Seit 1966 sind diese Arbeiten Teil des DEBENELUX-Schnellbrüter-Projektes (DEBENELUX: Deutschland, Belgien, Niederlande, Luxemburg).

In Holland schlossen sich das Kernforschungszentrum Petten, die Forschungsorganisation TNO und das Industriekonsortium NERATOOM 1966 dem deutschen Schnellbrüterprojekt an, damals ebenfalls im Rahmen einer EURATOM-Assoziation. Während in Petten hauptsächlich physikalische und sicherheitstechnische Versuche im Vordergrund standen, befaßte sich TNO vor allem mit natriumtechnologischen Untersuchungen.

2.3 Brennelement-Entwicklung

Umfangreiche Vorarbeiten zur Bestrahlung und Nachuntersuchung von Brennstoffstäben wurden vom Kernforschungszentrum Karlsruhe in Zusammenarbeit mit den Firmen NUKEM/ALKEM durchgeführt (FR 2, Heiße Zellen). Vor allem aber wurden in den Reaktoren BR 2 (Mol, Belgien) und DFR (England) und seit kurzem auch RAPSODIE (Frankreich) die für den Baubeschluß des Prototyp-Reaktors erforderlichen Bestrahlungen durchgeführt. Vor allem auf diesem Brennelemententwicklungsgebiet war der Vorsprung der englischen und amerikanischen Entwicklung erdrückend. Heute

⁺ Atomic Power Development Associats

zeigt es sich, daß die erarbeiteten Spezifikationen für die Auslegung und Herstellung von Brennstäben weitgehend mit denen anderer Gruppen übereinstimmen.

In der Tabelle 1 wird dazu ein hinweisender Überblick gegeben.

Tabelle 1: Vergleich der Brennstabauslegung und der Erprobung von Brennstäben für die Prototypen Schneller Brüter [1,3]

	DEBENELUX (SNR)	Frankreich (Phenix)	England (PFR)	USA
Brennstab- durchmesser	6 mm	6,6 mm	5,84 mm	
Dicke des Hüll- materials	0,38 mm	0,4 mm	0,38 mm	
Stablänge	248 cm	ca. 230 cm	225 cm	Konzepte liegen noch nicht fest
Länge des ax. Blankets	175 cm	ca. 80 cm	(55 cm) im Stab	
Länge der aktiven Zone	95 cm	85 cm	91,4 cm	
Dichte des Brennstoffs	80 % th. D. smear	78 % th. D. smear	80 % th. D. smear, annular pellet	
Stöchiometrie	1.98	1.98	1.98	
Stableistung max. nom.	460 W/cm	430 W/cm	460 W/cm	
Dicke des Spalts	0,15 mm	0,2 mm		
Ungefähre Anzahl der erprobten Brennstäbe	150	3000	1200	ca. 500

Die Tabelle macht deutlich, daß heute die Parameter der Brennstabauslegung bei den wichtigeren Entwicklungsgruppen weitgehend übereinstimmen. Vor diesem Hintergrund ist es gut vertretbar, wenn in Deutschland nur eine vergleichsweise geringe Anzahl von Stäben (bis heute) erprobt worden ist. Dieses Minimum ist erforderlich, um zu zeigen, daß auch mit den Feinheiten und Zufälligkeiten der eigenen Fertigung (ALKEM, BELGONUCLEAIRE) die allgemeiner gültigen Abbrände und Wärmeleistungen solcher Stäbe erreicht werden. Dann aber werden die umfangreicheren Bestrahlungstests der anderen Schnellbrütergruppen für das eigenes Projekt eine Bestätigung. Diese internationale Verzahnung des deutschen Projektes ist also wesentlich. Auch bei anderen Gelegenheiten wird die breite internationale Zusammenarbeit und damit Absicherung des eigenen Projektes deutlich werden. Im Vordergrund des Interesses steht auch die Bestrahlung von Proben der in Rede stehenden Strukturmaterialien. Dabei spielt der Schwelleffekt eine besondere Rolle. Die Tabelle 2 gibt einen Überblick über die ungefähre Zahl der bestrahlten Proben und die Höhe der applizierten Fluenz (nvt).

Tabelle 2: Vergleich von Strukturmaterial-Bestrahlungen im schnellen Neutronenfluß

	DEBENELUX	Frankreich	England	USA
Zahl der Proben	45	etwa identisch mit der Zahl der bestrahlten Stäbe nach Tab. 1		
Fluenz (cm ⁻²)	$4,5 \cdot 10^{22}$	$8 \cdot 10^{22}$	$8 \cdot 10^{22}$	$1 \cdot 10^{23}$

Heute werden Volumenschwelleffekte von 8 % bei dem Entwurf und der Konstruktion des SNR-Cores zugrundegelegt, d.h. $\frac{8\%}{3}$ hat man dann in jeder Richtung an linearer Ausdehnung zu erwarten. Die Vermessung der im DFR bestrahlten 39 Stäbe des DEBENELUX-Projektes, die bis zu 50.000 MWd/to bestrahlt worden sind, weist auf einen Schwelleffekt hin, der kleiner ist als 8 %. Dabei sind bereits Unterschiede in der Fluenz und Temperatur verrechnet. Der Prototypreaktor SNR soll mit mittleren Abbränden von mindestens 50.000 MWd/to für das erste Core rechnen können [4]. Die Erzielung von höheren Abbränden unter in vollem Umfang echten Betriebsbedingungen soll dagegen gerade durch Bestrahlungserfahrung im SNR selbst gewonnen werden. Diesen Zug hat

der deutsche Prototypreaktor mit dem englischen, französischen und auch russischen Prototypreaktor gemein [5]. In den USA möchte man sich dagegen vor allem auf Bestrahlungserfahrungen in einem dafür eigens entworfenen und noch zu bauenden und mit Priorität verfolgten Testreaktor (FFTF) [6] verlassen. Man hält die Brüterentwicklung für so entscheidend, daß man diesen Aufwand, zumal unter längerfristig aufkommenden Notwendigkeiten, in den USA für erforderlich hält.

2.4 Sicherheitsfragen

Von Anfang an standen Sicherheitsfragen beim Projekt Schneller Brüter im Vordergrund. Bei der frühen amerikanischen Entwicklung Schneller Brüter (1945 - 1959) spielten Überlegungen zur kurzen Lebensdauer (10^{-7} sec) der Reaktorneutronen eine große Rolle (Bethe, Fermi, Teller), weil mit solcher Neutronenlebensdauer rasche, steile Reaktorexkursionen denkbar sind, die wegen ihrer Steilheit dann im Prinzip zur Freisetzung größerer Mengen an mechanischer Zerstörungsarbeit geeignet sind. Schon 1962 aber konnte ganz grundsätzlich gezeigt werden, daß solche Befürchtungen nur dann gerechtfertigt sind, wenn ein positiver, instantaner Leistungskoeffizient vorliegt [7]. Bei negativen instantanen Leistungskoeffizienten dagegen wird die kurze Neutronenlebensdauer zum Vorteil, da sie das Flußintegral unter der allein interessierenden ersten Flußspitze begrenzt und so einen größeren Zeitaufschub bis zur Produktion signifikanter Flußintegrale vermittelt. Man gewinnt also reichlich Zeit zum Abschalten des Reaktors, und ein Abschalten des Reaktors ist trivialerweise schließlich in allen solchen Störfällen immer erforderlich. Von daher wird die Bedeutung der Demonstration eines in diesem Sinne begrenzenden negativen Doppler-Koeffizienten durch das SEFOR-Projekt deutlich. Es soll hier kurz betont werden, daß also die noch heute anstehenden Sicherheitsfragen Schneller Brutreaktoren wegen des negativen Dopplerkoeffizienten nichts mit den früheren Befürchtungen zu tun haben.

Es bleiben trotzdem spezifische Sicherheitsprobleme Schneller Brutreaktoren. Die Soll-Konfiguration eines schnellen Reaktor-Cores ist aus prinzipiellen neutronenphysikalischen Gründen nicht die Konfiguration höchster Kritikalität. Vielmehr kann ein niedergeschmolzenes Core bzw. ein Core, dessen innerer Teil von Natrium entleert ist, deutlich überkritisch sein. Dann könnte es zur Freisetzung größerer Energiemengen kommen, die freilich durch den negativen Dopplerkoeffizienten selbst wieder deutlich

gegenüber früheren Betrachtungen reduziert sind [8]. Man hatte zu untersuchen, wie die Einleitung solcher Unfälle zustande kommen kann. Vor allem ist es der Kühlmittelverlust im Core-Bereich, der ausgeschlossen werden muß. Das geschieht im wesentlichen durch zwei Schritte:

- a) durch konstruktive Maßnahmen wird die für Notkühlzwecke erforderliche Mindestintegrität des Primärkreises gewährleistet,
- b) es wird der Nachweis geliefert, daß die solchen Unfall einleitenden Mechanismen hinreichend unwahrscheinlich sind.

Die Schritte a) und b) weisen dann einen solchen Unfall als hypothetisch aus. Die für den SNR vorgesehene Auslegung von Core und Primärkreis, die unter a) angesprochen ist, wird die Abfuhr der Nachwärme einer nicht mehr kritischen Konfiguration unter allen denkbaren Umständen gewährleisten. Hinsichtlich b) hat es sich gezeigt, daß in erster Linie der Mechanismus des stoßweisen Siedens von überhitztem Natrium und somit eben dieses Überhitzungsphänomen und die als sehr raschen Wärmeübergang zu verstehende Brennstoff (UO_2/PuO_2 Teilchen)-Natrium (in den Kühlkanälen)-Reaktion im Hinblick auf das Umsetzen in mechanische Arbeit (Zerstörung von Brennelementen) als hinreichend unwahrscheinlich auszuweisen sind.

Das Phänomen der Natriumüberhitzung ist in den Jahren 1966 - 1969 vor allem in Europa ausführlich untersucht worden [9], mit dem Ergebnis, daß dieser Mechanismus als einleitende Unfallursache auszuschließen ist. Ein ähnliches Arbeitsprogramm ist für die Brennstoff-Natrium-Reaktion im Bereich des DEBENELUX-Projektes, in den USA, in England und auch in Frankreich aufgestellt und die Durchführung durch den Aufbau entsprechender Versuchseinrichtungen vorbereitet worden. Erste Versuchsergebnisse der ANL-Gruppe mit dem TREAT-Reaktor weisen aus, daß die Konversion thermischer Energie in mechanische Energie bei der Brennstoff-Natrium-Reaktion mit einem Wirkungsgrad, der kleiner als $2 \cdot 10^{-3}$ ist, erfolgt [10]. Im Kernforschungszentrum Karlsruhe sind kürzlich umfangreiche theoretische Arbeiten fertig geworden, die auf die Detektion von thermohydraulischen Zuständen im Brennelement abzielen, die unter Umständen einen Schadensfall einzuleiten in der Lage sind. Es zeigt sich, daß dabei die frühe Feststellung geringer Mengen von Spaltgasen eine große Rolle spielen kann [11].

Damit haben sich die anhaltenden besonderen Befürchtungen zur Sicherheit Schneller Brutreaktoren als übertrieben herausgestellt. Somit stellt sich heraus, daß gewisse aktive, vor allem aber passive, technische Maßnahmen zu ergreifen bzw. vorzusehen sind, die dann die Sicherheit des Schnellen Brütters gewährleisten. Das Zulassungsverfahren hat dann schließlich verbindlich auszuweisen, ob die vom Reaktorhersteller vorgesehenen Maßnahmen ausreichend sind. Auf diesen Sachverhalt reduziert sich auch die Sicherheitsproblematik der heute als sicher geltenden und im Betrieb befindlichen sonstigen Reaktoren.

2.5 Der Prototypreaktor SNR-300

Natrium ist für Schnelle Brutreaktoren das Kühlmittel der Wahl. Alle Schnellbrütergruppen der Welt, die schon länger an dieser Entwicklung arbeiten (USA, England, Rußland und Frankreich), sowie alle Gruppen, die erst seit kürzerer Zeit ein solches Projekt verfolgen (Italien, Japan), haben ebenso wie das DEBENELUX-Projekt Natrium als Kühlmittel gewählt. Je größer der betrachtete Brüterreaktor ist, desto deutlicher werden die Vorteile des Natriums. Vor allem gilt das wegen des Umstandes, daß der Primärkreislauf praktisch drucklos ist. So wird beim Übergang von 1000 MWe zu 2000 und 3000 MWe Reaktoreinheiten sich immer noch eine deutliche Kostendegression zeigen. Weiter bedeutet die vergleichsweise Drucklosigkeit im Primärkreis, daß die dort gespeicherte Energie erheblich kleiner als bei Druck- oder Siedewasserreaktoren ist. In diesem Sinne wird dann der natriumgekühlte Brüter auch sehr sicher [12]. Natriumkühlung bedeutet jedoch die Entwicklung der dafür notwendigen großen technischen Komponenten wie Pumpen, Na-Na-Wärmeaustauscher und Na-H₂O-Dampferzeuger. In Frankreich und beim DEBENELUX-Projekt hat man sich für die möglichst maßstäbliche frühe Erprobung dieser Komponenten entschieden und entsprechend große Versuchsstände gebaut. Der Pumpenversuchsstand von INTERATOM in Bensberg, der jetzt in Betrieb geht, kann zunächst Pumpen bis zu 5000 m³/h erproben; eine Erweiterung auf 15.000 m³/h für spätere Zwecke ist möglich [13]. An das Betriebssystem des Pumpenversuchsstands angeschlossen ist eine Einrichtung zur Untersuchung der Brennelement-Handhabungs-Einrichtungen und zur Erprobung des Reaktordrehdeckel-Konzeptes. Eine weitere Versuchsanlage bei INTERATOM, die Anfang 1971 in Betrieb genommen wurde, dient der Erprobung von Original-Brennelementen (ein-

schl. Brutelementen und Kontrollstäben) unter repräsentativen Na-Bedingungen hinsichtlich ihres thermohydraulischen und ihres Schwingungsverhaltens und des Verschleißverhaltens der Abstandshalter. Schließlich ist bei INTERATOM eine Anlage für die Untersuchungen von sicherheitstechnischen Aspekten von Na-beheizten Dampferzeugern (Natrium-Wasser-Reaktionen) seit 1969 in Betrieb. Der Dampferzeugerversuchsstand in Hengelo/Niederlande ist für 50 MW ausgelegt (Zwischenwärmetauscher: 70 MW). Auch diese Anlage geht 1971 in Betrieb [14]. Damit liegt im Bereich des DEBENELUX-Projektes eine Komponentenentwicklungskapazität vor, die sogar etwas über den heute in den USA verfügbaren Kapazitäten liegt [15]. Sie ist wesentlich größer als die des englischen Projektes. Vielmehr wird man dort die großen Komponenten erst im Reaktor selbst erproben können. Während bei der Brennelemententwicklung das englische Projekt im Vergleich zum DEBENELUX-Projekt auf mehr Erfahrung und größere Möglichkeiten zurückgreifen kann, ist das bei der Komponentenentwicklung eher umgekehrt. Beide Projekte könnten sich also ergänzen. Bei der zeitlichen Gliederung des Projektes, wie sie 1965/66 erarbeitet worden war, war davon ausgegangen worden, daß 1969/70 die ersten und für den Bau des Prototyps entscheidenden Erprobungen großer Natrium-Komponenten zustande gekommen sein würden. Es zeigt sich, daß diese Erprobungen jetzt im Laufe des Jahres 1971 zustandekommen. Nach der heute vorliegenden Situation ist das voll ausreichend. In der Tabelle 3 ist die Lage bei der Entwicklung großer Natrium-Komponenten in großen Zügen festgehalten.

Bei dieser Lage der Dinge, d.h. dem Entwicklungsstand auf dem Gebiet der Physik, der BE-Entwicklung, der Sicherheit und der großen Natrium-Komponenten, kann weitere Klarheit jetzt nur durch den Bau des großen Prototyp-Reaktors-SNR (300 MWe) zustandekommen. Klärungen, wie sie durch Studien möglich sind, sind weitgehend ausgenutzt worden [16, 17]. Experimente und Untersuchungen werden noch weitergehen und in ihrem je vorliegenden Zusammenhang auch notwendig sein, jedoch werden sie nicht das Bild im Großen spürbar ändern oder deutlicher machen können. Hier muß die technische Demonstration im Großen: der Bau und Betrieb des Prototyp-Reaktors jetzt kommen. Bei den Schnellbrütergruppen, die früher als Deutschland mit der Entwicklung begonnen haben, liegen Erfahrungen mit einem Experimentierreaktor vor. In den USA gibt es den EBR-II, in England den DFR und in Frankreich den RAPSODIE-Reaktor. Es hätte nahe gelegen, auch in Deutschland diesen Weg zu gehen. Jedoch hat man sich klar zu machen, daß dann kaum eine Chance bestanden hätte,

Tabelle 3a: Versuchsanlagen für Großkomponenten

	Versuchsanlage	Ziel	Auslegungsdaten	Zeitplan
USA	35 MW Natrium-Versuchsanlage - SCTI	Versuche mit verschiedenen Dampferzeugern und Zwischenwärmetauschern	Na-Na-Dampf-System Na: max 705°C/1165 m ³ /h Dampf: 565°C/176 at	1965 Vorversuche 1966 Betrieb
	Natriumpumpen-Versuchsanlage SPTF	Pumpen-Test	Fördermenge bis 27200 m ³ /h Na-Temp. 675°C	1970 Bau 1972 Betrieb
UDSSR	3 MW Natrium-Versuchskreislauf	Untersuchungen mit Dampferzeuger- und Zwischenwärmetauschern		1960 Betrieb
	Natriumpumpen-Versuchsanlage	Test der BN-350 Pumpen		1966 Bau
UK	Natriumpumpen-Versuchsanlage	Versuche mit Natriumpumpen	Fördermenge 1400 m ³ /h Na-Temp. 400°C	1964/65 Betrieb
Frankreich	5 MW Grand Quevilly	Untersuchungen mit Dampferzeuger- und Zwischenwärmetauscher-Modellen	Na-NaK-Dampf-System Na: 625°C/100 m ³ /h Dampf: 565°C/130 at	1964 Betrieb
	50 MW EdF Versuchsanlage	Versuche mit Dampferzeugern	Na-Dampf-System Na: 650°C/1000 m ³ /h Dampf: 565°C/167 at	1967 Bau 1970 Betrieb
Deutschland -BENELUX	5 MW INTERATOM -Versuchsanlage	Versuche mit Dampferzeugern und Zwischenwärmetauschern	Na-Na-Dampf-System Na: 560°C/150 m ³ /h Dampf: 540°C/280 at	1963 Bau 1965 Betrieb für KNK 1969/70 Betrieb für SNR
	INTERATOM Natriumpumpen Versuchsanlage	Versuche mit Pumpen	Fördermenge 5000 m ³ /h (15000 m ³ /h) Na: 560°C	1967 Bau 1971 Betrieb
	50 MW NERATOOM - Natriumversuchsanlage	Versuche mit einem 50 MW-Dampferzeuger und 70 MW-Zwischenwärmetauscher	Na-Na-Dampf-System Na: 675°C Dampf: 625°C/225 at	1968 Bau 1971 Betrieb
Japan	2 MW Natrium Versuchsstand	Untersuchungen mit Natrium-Natrium-Komponenten	Na-System 600°C	1970 Betrieb
	50 MW-Dampferzeuger- Versuchsanlage	Versuche mit Dampferzeuger	Na: 570°C, Dampf: ?	1973 Betrieb

Tabelle 3b: Betriebsdaten für die Hauptkomponenten der 300 MWe-Anlage

			<u>Versuchsbeginn</u>
Na-Pumpen	max. Betriebstemperatur Fördermenge Förderhöhe max. Betriebsdruck Drehzahl Werkstoff	560°C 5000 m ³ /h 85 m Flüssigkeitssäule 11 at 980 min ⁻¹ X 6 Cr Ni 18 11 (Werkstoff-Nr. 1.4948)	INTERATOM/Bensberg 1971
Zwischenwärme- tauscher	Leistung Konstruktionstyp max. Betriebstemperatur Werkstoff	70 MW gerade Rohre im Druck- behälter 635°C X 6 Cr Ni 18 11 (Werkstoff-Nr. 1.4948)	NERATOOM/Hengelo 1971
Dampferzeuger	Leistung Konstruktionstyp max. Betriebsdaten für den Überhitzer Werkstoff (Überhitzer, Verdampfer)	50 MW gerade Rohre im Druck- behälter Überhitzer- und Verdampfer- teil sind getrennt Natrium: 530°C Dampf: 530°C - 190 at stabilisierter ferritischer Stahl, 10 Cr Mo Ni Nb 9 10 (Werkstoff-Nr. 1.6770)	NERATOOM/Hengelo 1971

den Vorsprung von 10 - 15 Jahren, von dem am Anfang dieser Erläuterungen die Rede war, jemals aufzuholen. Vielmehr wären alle Kräfte mit dem Bau des Experimentierreaktors beschäftigt gewesen, anstatt sich mit dem eigentlichen Problem, dem Prototyp-Reaktor zu befassen. Jedoch konnte auf die Erfahrung beim Bau und Betrieb eines solchen Experimentierreaktors nicht ersatzlos verzichtet werden. Die eine Seite solcher Erfahrung, die mit schnellen Neutronen zusammenhängt, wurde durch die Teilnahme am Entwurf, Bau und Betrieb des SEFOR-Reaktors in den USA gewonnen. Vor allem ist hier die Erfahrung mit der sicherheitsmäßigen Zulassung herauszustellen. Das Zulassungsverfahren in den USA hat mit dem Verfahren in Deutschland manche gemeinsame Züge. Von daher ist es interessant, daß der SEFOR-Reaktor der erste Reaktor in den USA ist, bei dem ein $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ Core mit schnellen Neutronen zugelassen wurde. Gerade jetzt macht das DEBENELUX-Projekt von diesen Erfahrungen Gebrauch. Die andere Seite solcher Erfahrungen, die mit der Na-Technologie zusammenhängt, wird mit dem thermischen KNK-Reaktor (KNK-I) gewonnen. Der KNK-Reaktor ist fertiggestellt. Nach Überwindung anfänglicher Schwierigkeiten soll der KNK-Reaktor im Jahre 1971 in Betrieb gehen.

Beim Entwurf des eigentlichen Prototyp-Reaktors hat man eine fundamentale Frage zu beantworten: Soll der Reaktor in der Tank(pool)- oder in der Schleifen(loop)-Bauweise gebaut werden? Die Frage, welche Bauweise vorzuziehen ist, ist bei vielen, wenn nicht allen Entwicklungsgruppen, Gegenstand jahrelanger Untersuchungen und fortgesetzter Diskussionen gewesen. Es gibt keine klare Präferenz für eine der beiden Lösungen. Vergleicht man die Lösungswege, die die verschiedenen Gruppen gewählt haben, so ergibt sich das folgende Bild:

Tank (pool)	Schleife (loop)
England (PFR)	USA (Westinghouse)
Frankreich (Phenix)	USA (Atomics International)
USA (General Electric)	DEBENELUX (SNR)
Rußland (BN-600)	Rußland (BN-350)

Gesichtspunkte, die in einen Vergleich der beiden Bauweisen eingehen, sind die folgenden:

- Sicherheit gegen Kühlmittelverlust aus dem Primärsystem
- Ausfall der Primärpumpen (Möglichkeiten zur Betonung der Naturkonvektion, Wärmekapazität des Primärsystems)

Zustand der Zwischenwärmetauscher nach Exkursion
Eintritt von Gasblasen in den Reaktorkern
Wirtschaftlichkeit, Entwicklungspotential
Kapitalkosten
Verfügbarkeit
Technisches Risiko

Das Ergebnis aller bisher durchgeführten Vergleichsstudien [18, 19, 20, 21] kann am besten dadurch wiedergegeben werden, daß man den letzten Satz der betreffenden AI-Studie zitiert:

"Even though AI (Atomics International) has chosen the loop concept, it believes that both concepts appear to offer acceptable configurations for ultimate FBR plants"

Das SNR-Konsortium (INTERATOM, BELGONUCLEAIRE, NERATOOM), das den Entwurf und den Bau des Prototyps SNR des DEBENELUX-Projektes durchführt und verantwortet, hat sich für die Schleifenbauweise (loop) entschieden.

Der Entwurf und das technische Angebot für den SNR-Reaktor ist für den 31.12.1969 fertiggestellt worden. Von seiten des Bestellers sowie von den beiden Ad-hoc-Ausschüssen "Baureife SNR" und "Grundsatzprobleme" des Projektkomitees sind im Laufe des Jahres 1970 eine Reihe von Änderungswünschen vorgebracht worden, die sich vor allem auf die Art der Umhüllung (containment) des Reaktors beziehen. Dabei stand der Wunsch im Vordergrund, schon beim SNR eine Bauweise anzuwenden, wie sie auf lange Sicht bei 1000 MWe und 3000 MWe Reaktoren, also ganz großen Einheiten, sinnvoll zur Anwendung kommen kann. Ebenfalls waren Gesichtspunkte der Wartung und Zugänglichkeit maßgebend. Das überarbeitete und vervollständigte Angebot ist durch das Konsortium im April 1971 abgegeben worden.

Der SNR steht mit dem PFR und Phenix der Sache nach, nicht unbedingt der Zeit nach, in einer Reihe. Die Tabelle 4 stellt einen Vergleich dieser Reaktoren an.

Tabelle 4: Vergleich PHENIX, PFR, SNR

	PHENIX	PFR	SNR
Elektrische Nettoleistung (MW)	233	250	300
Netto-Wirkungsgrad (%)	41,4	41,6	41,1
Dampfzustand vor der Turbine (at/ ^o C)	165/510	162/513	165/505
Primärkonzept	pool	pool	loop
Core-Volumen (m ³)	1,23	1,32	1,75
Core-Höhe (cm)	85	91,4	95
Pu-Anreicherung des frischen Brennstoffs (%)	19,2/27,1	19/25	22,7/32
Brennstabdurchmesser (mm)	6,6	5,84	6,0
Dicke des Hüllrohres (mm)	0,40	0,38	0,38
Max. nom. Stableistung (W/cm)	430	460	460
Kühlmitteltemperatur			
am Reaktoreintritt (^o C)	400	400	377
am Reaktorausritt (^o C)	560	562	546
Brutrate	1,16	1,2	1,29
Doppler-Konstante			
$\left[\frac{T_f}{K} \frac{\delta K}{\delta T_f} \right]$	$-3,9 \cdot 10^{-3}$		$-3,8 \cdot 10^{-3}$
Max. Abbrand (MWd/t)	50 000	70 000	80 000
Max. Fluß (cm ⁻² sec ⁻¹)	$7,6 \cdot 10^{15}$	$8,8 \cdot 10^{15}$	$6,0 \cdot 10^{15}$
Anzahl der Trimm- und Abschaltstäbe	6	11	18
Schlüsselweite des Brennelementes (cm)	12,7	14,2	11,2

Über den zeitlichen Stand des SNR-Projektes gibt Tabelle 5 Auskunft.

Tabelle 5:

SNR-Zeitplan:

Endgültige Angebotsabgabe	April 1971
Zustimmung der Genehmigungsbehörden	bis Herbst 1971
Baubeginn	erste Hälfte 1972
Inbetriebnahme	1977

Internationaler Rahmen:

	<u>Baubeginn</u>	<u>Inbetriebnahme</u>
USA:		
FFTF	1971	1975
GE, AI, WH	1972/3	1977/8
UDSSR:		
BN 350	1965	1971
BN 600	1969	1974
GB:		
PFR	1966	1972
CFR 1200	1974	1979
Frankreich:		
Phenix	1969	1973
Phenix 1000	(1974/5)	(1979/80)
BRD:		
SNR	1972	1977
Japan:		
JPFER	1973	1977/8

Schließt man Rußland aus Gründen der Wirtschafts- und Marktstruktur aus der Betrachtung aus, so liegt das DEBENELUX-Projekt zwischen England und Frankreich einerseits, die zeitlich einen Vorsprung haben, und den USA und Japan andererseits.

Die Ziele für den SNR-Reaktor sind wie folgt anzugeben:

1. Demonstration des erfolgreichen Betriebes eines 300 MWe natriumgekühlten Schnellbrüter-Kernkraftwerkes. Dabei werden Verfügbarkeit, Wartung, Zuverlässigkeit und Betriebserfahrung als solche im Vordergrund stehen.
2. Weiterentwicklung von Brennelementen im SNR-Reaktor, d.h. unter echten Betriebsbedingungen. Dabei steht die Steigerung des Abbrandes der jetzt vorhandenen Brennelemente auf Werte über 50.000 MWd/to im Vordergrund. Im Rahmen der bestehenden Möglichkeiten nach 1. sollen auch fortschrittliche Hochleistungselemente erprobt werden (z.B. karbidische und karbonitridische Brennstoffe).

2.6 Der Brennstoffzyklus

Brutreaktoren werden vor allem durch ihren Brennstoffzyklus interessant. Zwar ist langfristig, d.h. nach Ausbildung eines echten Marktes auch mit Kapitalkosten zu rechnen, die nur wenig über denen der Leichtwasserreaktoren liegen, wenn nur große Einheiten (über 1000 MWe) betrachtet werden. Bei der kommerziellen Einführung der Schnellen Brüter, wie sie für die 80er Jahre erwartet wird, werden gewisse Mehrkosten bei der Anlage durch extrem niedrige Brennstoffkosten überkompensiert, so daß insgesamt ein hinreichend großer Kostenanreiz bei den Stromerzeugungskosten übrigbleibt. Dazu aber ist es erforderlich, daß auch die übrigen Teile des Brennstoffzyklus des Schnellen Brüters vorhanden sind und zu akzeptablen Einheitskosten arbeiten.

Die folgende Aufstellung, die der kürzlich erschienen Studie des Konsortiums SNR entnommen ist [22], gibt die prozentualen Gewichte der verschiedenen Anteile bei den Brennstoffzykluskosten an:

Kostenanteile der BZ-Kosten eines Schnellen Brütters		Annahmen für die Ermittlung der nebenstehenden Werte
Brennelementfabrikation	ca. 71 %	1000 MWe Einheit
Brennelementtransport und Aufarbeitung	ca. 14 %	5 \$/g Pu-Preis
Zinskosten für Pu- Inventar	ca. 40 %	790 DM/kg Fabrikationskosten für Core und axiales Blanket gemittelt
Verbrauch an Spaltstoff	ca. - 26 %	300 DM/kg Fabrikationskosten für radiales Blanket
Verbrauch an Brutstoff (als einzigem Brenn- stoffnachschieb)	ca. 0,4 %	Kosten für chemische Wiederauf- arbeitung 200 DM/kg Abbrand: 100 000 MWd/to
100 %		

Man erkennt, daß die Zykluskosten vor allem von den Fabrikationskosten der Brennelemente bestimmt werden. Diese Brennelemente sind aber Pu-haltige Brennelemente. Fabrikationskosten von z. B. 790 DM/kg, wie sie diesem Beispiel zugrundeliegen, könnten bei Anlagen erreicht werden, deren Kapazität zwischen 20 und 40 to/Jahr liegt. Eine solche Kapazität wird aber nicht durch einen Prototyp ausgelastet. Das bedeutet aber, daß der Bau einer solchen Anlage (bzw. der Betrieb einer solche Funktionen übernehmenden anderen Anlage) selbst als prototypisches Unternehmen angesehen werden muß. Eine derartige Anlage darf nicht zu früh unter rein kommerziellen Aspekten betrachtet werden. Im besonderen wird man wie bei dem Reaktorprototyp, so auch bei dem Prototyp der Fabrikationsanlage ein "baubegleitendes F. u. E-Programm" sowie einmalige "Prototypkosten" vorzusehen haben.

Bei der chemischen Wiederaufarbeitungsanlage liegen die Dinge wegen des geringeren Anteils an den Brennstoffzyklus-Kosten einfacher. Das laufende Programm, das vom Forschungsbereich und vom Versuchsanlagenbereich der Gesellschaft für Kernforschung sowie der Gesellschaft zur Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen verfolgt wird und auf die Aufnahme von Brüterbrennelementen in großen Wiederaufarbeitungsanlagen zielt, ist gut unterwegs. Es wird durch den Betrieb der Anlage MILLI (1 kg/Tag Durchsatz) sowie durch die Modifikation der bestehenden WAK-Anlage vorbereitet. Das Brennstoffwiederaufarbeitungsprogramm wird in Zusammenarbeit mit dem Kernforschungszentrum Mol/Belgien durchgeführt.

Der Kapazitätsüberhang bei Fabrikationsanlagen Pu-haltiger Brennelemente, der in der Sache selbst begründet liegt, legt es nahe, die Rezyklierung von Pu-haltigen Brennelementen in thermischen Leichtwasserreaktoren an die in Rede stehenden Fabrikationskapazität für Brüterelemente heranzuführen. Damit ergibt sich nicht nur über die bloße Produktion von Pu in Leichtwasserreaktoren eine Bindung zwischen Brütern und den im DEBENLUX-Bereich vorhandenen Leichtwasserreaktoren, sondern auch über die weitgehend gemeinsame Technologie und die Auslastung von Infrastruktur bei der Brennelementefabrikation.

2.7 Der Demonstrationsreaktor SNR-1000

Der entscheidende Schritt für die Einführung der Schnellbrutreaktoren bleibt der Bau und Betrieb des SNR-300 und der ersten Fabrikationsanlage für Pu-haltige Brennelemente. Es mehren sich jedoch die Anzeichen und die Stimmen, die nach dem SNR-300 einen SNR-1000 für erforderlich halten, bevor die Energieversorgungsunternehmen sich ohne Einschränkung auf Schnelle Brutreaktoren als Grundlastkraftwerke verlassen. Bedenkt man das mit dem Bau gerade eines sehr großen Grundlastkraftwerkes (> 1000 MWe) verbundene Risiko, so wird diese Haltung verständlich. Das gilt aber nicht nur für die Energieversorgungsunternehmen, sondern sinngemäß auch für die Reaktorbauindustrie. Bei der Erstellung eines SNR-1000 wird vermutlich z.B. der Betrieb durch entsprechende Ausfallgarantien von staatlicher Seite abzudecken sein.

In diesem Zusammenhang ist die folgende Überlegung wichtig: In Europa wird es in absehbarer Zeit drei Prototypen Schneller Brutreaktoren geben. Diese drei Prototypen sind für England, Frankreich und Deutschland Projekte der Konsolidierung und der Demonstration technischer Reife und deshalb auch erforderlich. Es zeichnet sich die Möglichkeit ab, nach diesem Schritt durch das Zusammengehen von mindestens zwei der drei europäischen Gruppen zu einer Vereinheitlichung der europäischen Entwicklung zu kommen. Sich so vereinigende Gruppen werden freilich nach allen internationalen Erfahrungen nur dann partnerschaftlich und somit erfolgreich sein, wenn sie sich beim Bau ihrer jeweiligen Prototypen ausgewiesen haben. Die Phase nach dem Bau der drei Schnellbrüterprototypen der 300 MWe Klasse und vor dem Bau der 1000 MWe Klasse ist auch der Zeitpunkt im Ablauf des umfassend zu verstehenden Brüterprojektes, an dem sinnvollerweise noch einmal ein Vergleich Tank-Schleifenbauweise

anzustellen ist. Dann liegen genügend konkrete Daten und Erfahrungen auf dem Tisch, um diese Frage vielleicht fundiert beantworten zu können. Drei Prototypen der 300 MWe Klasse und ein oder zwei 1000 MWe Reaktoren in Europa entsprechen für den Fall einer bis dahin etablierten industriellen Zusammenarbeit in Form eines Konsortiums oder auch einer einheitlichen europäischen Firma dann sehr wohl der amerikanischen Situation, bei der ebenfalls drei Prototypen der 300 MWe Klasse vorgesehen sind in der Absicht, dann ein oder zwei 1000 MWe folgen zu lassen. Kommt es zu der oben angesprochenen industriellen Zusammenarbeit in Europa, so ist der Vergleich mit den USA nach allen Richtungen hin auch legitim. Auch solche Überlegungen sind bei der jetzt anstehenden SNR-Baument-scheidung anzustellen.

2.8 Analysen

Ein 20-Jahres-Großprojekt, wie es die Entwicklung Schneller Brutreaktoren in Deutschland darstellt, erfordert eine ständige Analyse der systematischen Zusammenhänge, in denen das Projekt steht. In einer Serie von Arbeiten [23, 24, 25, 26, 27] ist das auch geschehen. Die in dieser Serie angelegte Arbeitsmethode hat ihren vorläufigen Abschluß in der umfassenden Analyse gefunden, die von Jansen [28] vorgelegt worden ist. Dabei werden in einzelnen Analysen der Kosten, des Nutzens, des Uranverbrauchs, der Einführungsmöglichkeiten in den Markt, der erforderlichen Trennarbeiten, des Pu-Preises und andere Dinge durchgeführt. Oder mit anderen Worten: es wird die Situation, in die der Schnelle Brüter hineinpassen muß, untersucht, um so für die Optimierung der verschiedenen Parameter des Schnellen Brüters, den zeitlichen Rhythmus der Durchführung des Projektes und für die Beantwortung von Alternativen Hinweise zu bekommen. Eine solche Analyse ist auch für das amerikanische Brüterprojekt durchgeführt worden [29]. Sie kommt im wesentlichen zu den gleichen Schlüssen. Die letzte Untersuchung dieser Art, die deswegen bezüglich der verwendeten Daten und der untersuchten Zusammenhänge am aktuellsten ist, ist die vom SNR-Konsortium vorgelegte Studie [22]. Die Entwicklung von Brutreaktoren ist so entscheidend wichtig aus den folgenden Gründen:

- a) Brutreaktoren lassen niedrigere Stromerzeugungskosten erwarten und bieten deshalb rein wirtschaftliche Anreize. Dabei werden die Kostenvorteile umso größer sein, je mehr Brüter im Grundlastbetrieb und in großen Einheiten (> 1000 MWe) eingesetzt werden können.

- b) Brutreaktoren haben in ihren beweglichen Kosten einen verschwindend geringen Anteil, der die Brutstoffkosten deckt (0,4 %). Da Brutstoff unter dem Strich gesehen die Brennstoffversorgung ausmacht, sind Brutreaktoren praktisch unabhängig von Kostenbewegungen auf dem Brennstoffmarkt. In einem Gesamtnetz wirkt er somit stark kostenstabilisierend, auch im Hinblick auf fossile Brennstoffe. Die Ölkrise 1970/71 illustriert die Notwendigkeit solcher Stabilisierungen. Auch wird die Vorsorge für Brennstoff einfach und billig.
- c) Brutreaktoren schonen die Uranreserven. Dieses ist eine langfristige Notwendigkeit. Ihr zu begegnen braucht aber Zeit. Wonach die Lebensdauer für ein Kraftwerk 30 Jahre ist und die Einführung der Brüter in großem Maßstab somit eben von dieser Zeitkonstante diktiert ist, hat man möglichen Reserveverknappungen etwa 30 Jahre früher durch die wirtschaftliche Einführung Schneller Brüter zu begegnen. Bedenkt man weiter, daß die Entwicklung Schneller Brüter bis zur wirtschaftlichen Reife noch einmal 10 - 15 Jahre braucht, so muß man mit dieser Entwicklung 40 - 45 Jahre vor der erwarteten Knappheit der Uranversorgung einsetzen. Wenn im Augenblick in dieser Hinsicht noch keine Sorgen bestehen, ist das ein unzureichender Gesichtspunkt. Schon zwischen 1990 und 1995 würden in der westlichen Welt die derzeit bekannten ca. $1 \cdot 10^6$ t an billigem U_3O_8 (< 10 $\text{₰}/\text{lbs}$) von den Leichtwasserreaktoren aufgebraucht sein und 50 Jahre später würde sich der Verbrauch auf das ca. 10-fache erhöht haben. Nur weitere 1.5 bis $3 \cdot 10^6$ t U_3O_8 stehen aber für Kosten zwischen 10 und 30 $\text{₰}/\text{lb}$ zur Verfügung. Die Einführung der Schnellen Brutreaktoren in den 80er Jahren dagegen begrenzt den Gesamtverbrauch auf insgesamt etwa $3 \cdot 10^6$ t. Diese Betrachtung erscheint indessen als stark stilisiert. Jedoch hat man im Hinblick auf praktische Schlußfolgerungen sich vor Augen zu halten, daß eine Verknappung der Uranvorräte sich als stetige Erhöhung des Preises für Uranerze frühzeitig ankündigt, so daß im Sinne der bei b) und a) beschriebenen Zusammenhänge sich Brüter allein vom Preismechanismus her einführen. Es stehen hier unter c) beschriebene Zusammenhänge also im Einklang mit denen von b) und a). Dazu halte man sich vor Augen: Eine Preiserhöhung des U_3O_8 von 8 auf 16 $\text{₰}/\text{lb}$ würde die Leichtwasserreaktoren um ca. 0,25 DPf/kWh teurer machen. Kumuliert bis zum Jahre 2000 und aktualisiert auf 1980 sind dies für die BRD mindestens 5 Milliarden DM. An der Größe dieser Beträge ist zu ermessen, welche Bedeutung eine zügige Brütereinführung hat.

- d) Brutreaktoren geben dem in Leichtwasserreaktoren erzeugten Pu einen hohen Wiederverwendungswert, der sich in einem Kostenvorteil des Verbundbetriebes Leichtwasserreaktor (LWR)/Brüter (SBR) ausdrückt. Um den Zusammenhang zu demonstrieren, setze man ökonomische Brennstoffzykluselemente voraus. Dann liegt der Verwertungswert von Pu in LWR bei ca. 7 $\text{₰}/\text{g}$, in SBR bei ca. 14 $\text{₰}/\text{g}$. Ohne weitere Kostenvorteile des SBR im Falle eines Pu-Preises von 14 $\text{₰}/\text{g}$ gegenüber einem LWR in Rechnung zu stellen, würden sich von 1970 - 2000 die Vorteile im Pu-Erlös auf LWR-Seite aufgrund der SBR-Einführung aktualisiert (8 %) auf 1980 bereits auf ca. 2 Milliarden DM belaufen. In diesem Zusammenhang hat man sich vor Augen zu halten, daß Pu, das nach mehrmaligem Rezyklieren in thermischen Reaktoren viele höhere Isotope ausweist, immer und unter allen Umständen in Schnellen Brütern verwendet werden kann. Auf die Kopplung zwischen LWR und Schnellen Brütern, die über die gemeinsame Technologie und Infrastruktur der Fabrikationsanlagen für Pu-haltige Brennelemente zustandekommt, wurde schon weiter oben hingewiesen.
- e) Brutreaktoren führen dazu, daß in Deutschland bzw. Europa nur eine begrenzte Kapazität an Urananreicherungsanlagen installiert werden muß [30]. Bei optimalem Vorgehen erscheint es möglich, die Kapazität dieser Anlage so zu wählen, daß langfristig eine hohe gleichmäßige Auslastung gegeben ist.
- f) Brutreaktoren haben ökologische Vorteile. Ihr hoher thermischer Wirkungsgrad reduziert das Problem der Rückkühlung.
- g) Bei Brutreaktoren läßt sich auch noch langfristig ein Entwicklungspotential in Richtung auf höhere Wirtschaftlichkeit absehen, z.B. durch Verwendung von karbidischen Hochleistungsbrennelementen bei den Brennstoffzykluskosten, oder die Eliminierung des Natrium-Zwischenwärmetauschers und den Übergang zu sehr großen Kraftwerkseinheiten bei den spezifischen Anlagekosten.

Man kann die beschriebenen Zusammenhänge holzschnittartig durch folgende Betrachtungen zusammenfassen:

Bei Leichtwasserreaktoren setzen sich die Brennstoffzykluskosten aus drei Anteilen zusammen, die (ganz grob) ungefähr gleich groß sind:

- a) Erzkosten
- b) Anreicherungskosten
- c) Brennelementfabrikationskosten (einschließlich Chemie etc.)

Beim Brüter dagegen entstehen nur die folgenden Kosten:

- a') -
- b') -
- c') Brennelementfabrikationskosten (einschl. Chemie etc.)

Daran kann man dreierlei ablesen:

1. Brutzykluskosten sind grob nur ein Drittel der LWR-Zykluskosten.
2. Erzkosten und Anreicherungskosten zu beeinflussen, ist auf absehbare Zeit der Wirtschaft im DEBENELUX-Bereich nicht möglich. Wohl aber gilt das für die Anteile c) bzw. c'), d.h. die Brennstofffabrikationskosten. Die Gestaltung der Zykluskosten bleibt also beim Brüter in der Hand der Wirtschaft im DEBENELUX-Bereich.
3. Stellt sich die Wirtschaft der industrialisierten Länder auf Kernenergie erst einmal um, so wird es von seiten der Lieferländer auch zu Steigerungen bei den Erzkosten kommen. Der Leichtwasserreaktor wird dann direkt betroffen, der Brüter praktisch überhaupt nicht.

Zufolge der Argumente bei 2. und 3. kommt es durch den Einsatz von Brutreaktoren langfristig zu einer Energieversorgungssituation, die de facto mit der Energieversorgungssituation übereinstimmt, wie sie sich durch die Verwendung heimischer Brennstoffe (Steinkohle, Braunkohle) ergab.

2.9 Weitere Arbeiten des Basisprogramms

Neben den existierenden und in Bau befindlichen Entwicklungseinrichtungen und Anlagen der Kernforschungszentren Karlsruhe, Mol und Petten sowie den Anlagen in Bensberg (INTERATOM) und Hengelo (TNO/NERATOOM) sowie den Einrichtungen der Firma ALKEM und BELGONUCLEAIRE, die es erlauben, die umfangreichen Vorbereitungsarbeiten für den SNR durchzuführen, steht der Umbau des KNK-I Reaktors zum KNK-II Reaktor an. Der KNK-II Reaktor hätte statt des thermischen Cores ein schnelles

Core und würde es erlauben, insgesamt 7 große Pu-Brennelemente zu erproben.

Indessen ist festzustellen, daß der KNK-II Reaktor keine Voraussetzung für den Bau des SNR ist. Zweck des Umbaus zum KNK-II wäre die Brennelementerprobung für die Phase nach dem SNR. Dieser Umbau könnte relativ bald (1973) fertig sein, während eine Brennelementerprobung im SNR bis etwa 1978 zu warten hätte. Zwar sollten nach Möglichkeit auch noch SNR-Brennelemente bestätigenden Tests unterzogen werden, jedoch sind diese bestätigenden Tests nicht wirklich essentiell. Vielmehr sollen Brennelemente mit fortschrittlicheren Leistungscharakteristiken bis hin zu Hochleistungselementen erprobt werden. Besonders gilt das auch für Brennelemente mit karbidischem und karbonitridischem Brennstoff. Gelingt es, diesen Brennstofftypus zu entwickeln, so sinken die Zykluskosten und damit die Stromerzeugungskosten noch einmal und vor allem werden die Zykluskosten vom Pu-Preis praktisch unabhängig. Aus diesem Grunde werden im Basisprogramm des Projektes Schneller Brüter auch diese Entwicklungen verfolgt. Im Hinblick auf die Langfristigkeit dieser Entwicklungsaufgabe wird man dabei einen gewissen Aufwand nicht überschreiten dürfen, andererseits bedeutet die Größe des Kostenvorteils, daß ein gewisser Aufwand auch nicht unterschritten werden sollte.

Weiter stehen die Arbeiten zum Schadensverhalten Schneller natriumgekühlter Brüter-Cores im Vordergrund. Hier wird es sich um die Fortsetzung und den Ausbau der schon laufenden theoretischen und vor allem experimentellen Arbeiten handeln. Besonders zu erwähnen ist indessen das geplante SEFOR-Follow-on-Programm.

Die Ermittlung von Schadensgrenzen für das Brennelement unter transienten Überlast- und Kühlmittel-Blockage-Bedingungen steht im Vordergrund dieses SEFOR-Follow-on-Programms. Schon seit 1969 wurde in Karlsruhe in Zusammenarbeit mit der Fa. General Electric, USA, ein entsprechendes Versuchsprogramm geplant und eine Kostenstudie für den Umbau von SEFOR aufgestellt [35]. SEFOR wird nach Beendigung des jetzigen experimentellen Programmes zur Demonstration der dynamischen Sicherheit und des Doppler-Koeffizienten unter Leistungsreaktor-Bedingungen (Mitte 1972) der einzige schnelle Reaktor sein, der transiente Überlast- und Kühlmittel-Blockage-Experimente unter prototypähnlichen Bedingungen zuläßt. Der von der USAEC für ähnliche Experimente eingesetzte TREAT-Reaktor kann diese Bedingungen mit seinem thermischen Neutronenspektrum und langsamen Transienten nur unzureichend erfüllen. Die USAEC hat dieses Potential von SEFOR erkannt und wird das bisher von Karlsruhe und General Electric erarbeitete Versuchsprogramm voll in ihr LMFBR-Safety Programm integrieren.

Sie beabsichtigt, das jetzige Programm außerdem auf Incore-Instrumentierungs- und Kreislaufkomponenten-Tests unter transienten Beanspruchungen zu erweitern. Damit könnte es ähnlich wie 1964 beim SEFOR-Programm zu einer weiteren fruchtbaren Zusammenarbeit und deutscher Teilnahme am amerikanischen Sicherheitsprogramm kommen.

Das jetzige SEFOR-Follow-on Programm sieht einen Umbau der Anlage bis Mitte 1973 und den Beginn der Experimente für Anfang 1974 vor. Damit liegt dieses Programm zeitlich im Takt mit dem fortgeschrittenen Brennelement-Entwicklungsprogramm für die Phase nach dem SNR, wobei von Karlsruhe aus die statischen Bestrahlungsversuche und am SEFOR II die Versuche zur Ermittlung von Schadensgrenzen für Brennelemente unter transienten Bedingungen durchgeführt werden sollen.

2.10 Die Kühlmittel Helium und Dampf

Die bisherigen Ausführungen dieser Darlegung befaßten sich allein mit Natrium als Kühlmittel, weil Natrium das Kühlmittel des SNR-Reaktors ist, und weil alle Schnellen Brüter, die gebaut worden sind und die geplant sind, Natrium als Kühlmittel haben bzw. vorsehen. In der Tabelle 6 ist eine Liste dieser Reaktoren zusammengestellt.

In der letzten Zeit jedoch kommt bis zu einem gewissen Grade Helium als Kühlmittel wieder ins Gespräch. Hier sollte man sich folgendes vor Augen halten:

In Deutschland werden der Schnelle Brüter und der Hochtemperaturreaktor entwickelt. Ein He-gekühlter Schneller Brüter wird die gesamte Technologie zu benutzen haben, die im Rahmen des Hochtemperaturreaktors entwickelt wird, während das Core eines solchen He-gekühlten Schnellen Brüters eine Entwicklung erfordert, die sich vor allem an die Entwicklung des Schnellen Brüters anlehnen wird. Beide Entwicklungen sind aber sowieso im Gange, es können also nicht besonders dringende Schritte anstehen. Weiter hat man sich klarzumachen, daß man es bei der Entwicklung He-gekühlter Schneller Brutreaktoren auf zwei verschiedene Gesichtspunkte hin anlegen kann.

Einmal kann es das Ziel sein, auf einen Einkreishochtemperaturreaktor, wie er etwa im Bereich des Hochtemperaturreaktor-Projektes ins Auge gefaßt wird, zuzugehen. In einem solchen Falle würden die dort beschriebenen Vorteile sich mit den Vorteilen Schneller Brüter evtl. kombinieren lassen. Jedoch ist die Einkreis-HTR-Version

Tabelle 6:

Schnelle Reaktoren

Name	Land	Leistung		Kühl- Mittel	Jahr der Inbetriebnahme (Leistg. Betr.)
		MWth	MWe		
<u>In Betrieb</u>					
CLEMENTINE	USA	0.025	-	Hg	1946
EBR-I	USA	1	0.2	NaK	1951
BR-2	UDSSR	0.1	-	Hg	1956
BR-5	UDSSR	5	-	Na/NaK	1959
DFR	GB	60	15	NaK	1961
LAMPRE	USA	1	-	Na	1961
EBR-II	USA	62	17	Na	1964
FERMI	USA	200	60	Na	1966
RAPSODIE	FRANKR.	20(40)	-	Na/NaK	1967(1970)
SEFOR	USA	20	-	Na	1969
BOR	UDSSR	60	(12)	Na	1970
<u>Im Bau</u>					
BN 350	UDSSR	1000	350	Na	1971
PFR	GB	600	250	Na	1972
PHENIX	FRANKR.	600	250	Na	1973
BN-600	UDSSR	1470	600	Na	1973-75
(KNK-II	DEUTSCHL.	58	20	Na	1974)
JOYO	JAPAN	50(100)	-	Na	1974
FFTF	USA	400	-	Na	1975
PEC	ITALIEN	130	-	Na	1975
<u>In Planung</u>					
SNR 300	DEUTSCHL.	730	300	Na	1977
GE-DEMO	USA	750	310	Na	} 1977/78
AI-DEMO	USA	1250	500	Na	
W-DEMO	USA	770	300	Na	
JPFR	JAPAN	750	300	Na	1977
CFR	GB		1200	Na	1979

schon im Rahmen des Hochtemperatur-Projektes die längerfristige und noch unsicherere Version. In erhöhtem Maße gilt das dann für einen derartigen He-Brüter. Hier wäre auch erhebliche BE-Entwicklung zu leisten. Man wird also den Erfolg des Einkreis-Hochtemperaturreaktors abwarten und die Entwicklung eines solchen He-Brüters zeitlich und sachlich darauf abstimmen.

Zum anderen kann man an einen He-Brüter mehr konventioneller Bauart denken. In dem kürzlich fertiggestellten Memorandum [31] wird abgeschätzt, daß hier etwa dieselben Kosten entstehen wie bei einem Na-Reaktor. Ein solcher He-Brüter hat also alle Merkmale einer back-up Lösung und sollte mit kleinerem und vertretbarem Aufwand auch als solche verfolgt werden.

Die Merkmale einer back-up Lösung hat auch die Dampfvariante. Die technischen Schwierigkeiten dieser Brütervariante sind wohl überwindbar; die Entwicklungssituation ist ausführlich untersucht und zusammengestellt worden [32]. Es bleibt der Anreiz bestehen, die Dampftechnologie, die ein Stück weit mit der Technologie der Leichtwasserreaktoren verwandt ist und deswegen beherrschbar erscheint, auf Brutreaktoren anzuwenden. Wie bei der He-Situation auch steht die Erprobung der Brennelemente im Vordergrund. In der Tabelle 1 ist ausgewiesen, wie sehr bei der Natriumvariante des Brüters die eigene Brennelemententwicklung in die internationale Entwicklung eingebettet ist und darum auf diese Art und Weise der Aufwand, der bei der Brennelemententwicklung im DEBENELUX-Projekt getrieben wird, trotz seiner geringen Größe vertretbar ist. Bei He und Dampf gibt es diese Einbettung nicht. Eine angemessene Brennelemententwicklung müßte also mindestens den Umfang haben, wie er in Tabelle 1 für das französische oder englische Natriumprojekt ausgewiesen ist, d.h. er müßte deutlich größer sein als das für Natrium beim DEBENELUX-Projekt der Fall ist. Vor allem von daher wird deutlich, daß Helium und Dampf nur back-up Lösungen sein können, bei denen man mit beschränktem Aufwand allein Schlüsselprobleme untersucht.

In diesem Zusammenhang soll noch einmal darauf hingewiesen werden, daß die Einführungsrate von Schnellen Brütern, die über die Plutonium-Bindung mit z.B. den Leichtwasserreaktoren bestimmt wird, sich nicht einfach aus dem Produkt von Brennstoffbelastung (MWth/kg spaltbares Material) und Brutrate bestimmt. Vielmehr werden am Anfang der Brütereinführung, wo es nur wenige Anlagen und einen Plutonium-Überschuß gibt, ganz andere Randbedingungen als die der Pu-Bindung maßgebend sein.

Dann wird über eine Reihe von Jahrzehnten allein die Brennstoffbelastung im Vordergrund stehen [33]. Erst ganz langfristig (d.h. weit über das Jahr 2000 hinaus) gewinnt dann die Brutrate gleichermaßen an Bedeutung und aus diesem Grunde ist auch zu fordern, daß sie von Anfang an deutlich über 1 liegen muß. Das hat man bei Brütervergleichen zu beachten [12]. He-Brüter haben eine Tendenz zu höheren Brutraten aber kleineren Belastungen, wenn man sie mit Na-Brütern vergleicht. Dampfbrüter erkaufen ihre virtuellen Vorteile bei den Anlagekosten mit kleineren Brutraten und kleineren Belastungen.

Die so ausgesprochenen Tendenzen sind in der Abbildung 1 dargestellt, bei dem in der Ebene Brutgewinn/spaltbares Inventar (kg Spaltstoff/MWe) der Gesamtbedarf an Uranerzen (bis zur Einpendelung eines reinen Brüterbetriebes) dargestellt ist und bei dem die entsprechenden Brütertypen als Bereiche gekennzeichnet sind [34]. Hierbei sind die nicht diskutierten Milliardenbeträge für Erzkosten, wie sie auf der Leichtwasserreaktorseite anfallen, mit angegeben. Dabei sind noch nicht die aller Wahrscheinlichkeit in der Abbildung nach rechts zunehmenden Erzkosten verrechnet.

2.11 Zusammenfassende Schlußfolgerungen

Damit ergibt sich vor dem Hintergrund des Gesagten das folgende Bild für das weitere Vorgehen beim Projekt Schneller Brüter:

- A) Entscheidend ist der Baubeschluß, der Bau und der erfolgreiche Betrieb des SNR-300. Zu diesem Bereich gehört die Entwicklung, der Bau und der Test der großen Na-Komponenten in den dazugehörigen Versuchsständen im Bereich der Industrie.
- B) Als Prototyp-Unternehmen im gleichen Sinne wie beim SNR-300 ist der Bau und Betrieb einer Fabrikationsanlage für Pu-haltige Brennelemente (bzw. der Betrieb einer solche Funktionen übernehmenden Anlage) zu sehen.
- C) Während des Baues des SNR-300 wird man versuchen - wenn möglich, in einem europäischen Rahmen - zum Bau eines schon weitgehend kommerziellen SNR-1000 zu kommen. Vor dem Baubeschluß wird man noch einmal die Frage: Tank-Schleifen-Bauweise aufgrund der dann vorliegenden praktischen Erfahrungen untersuchen.

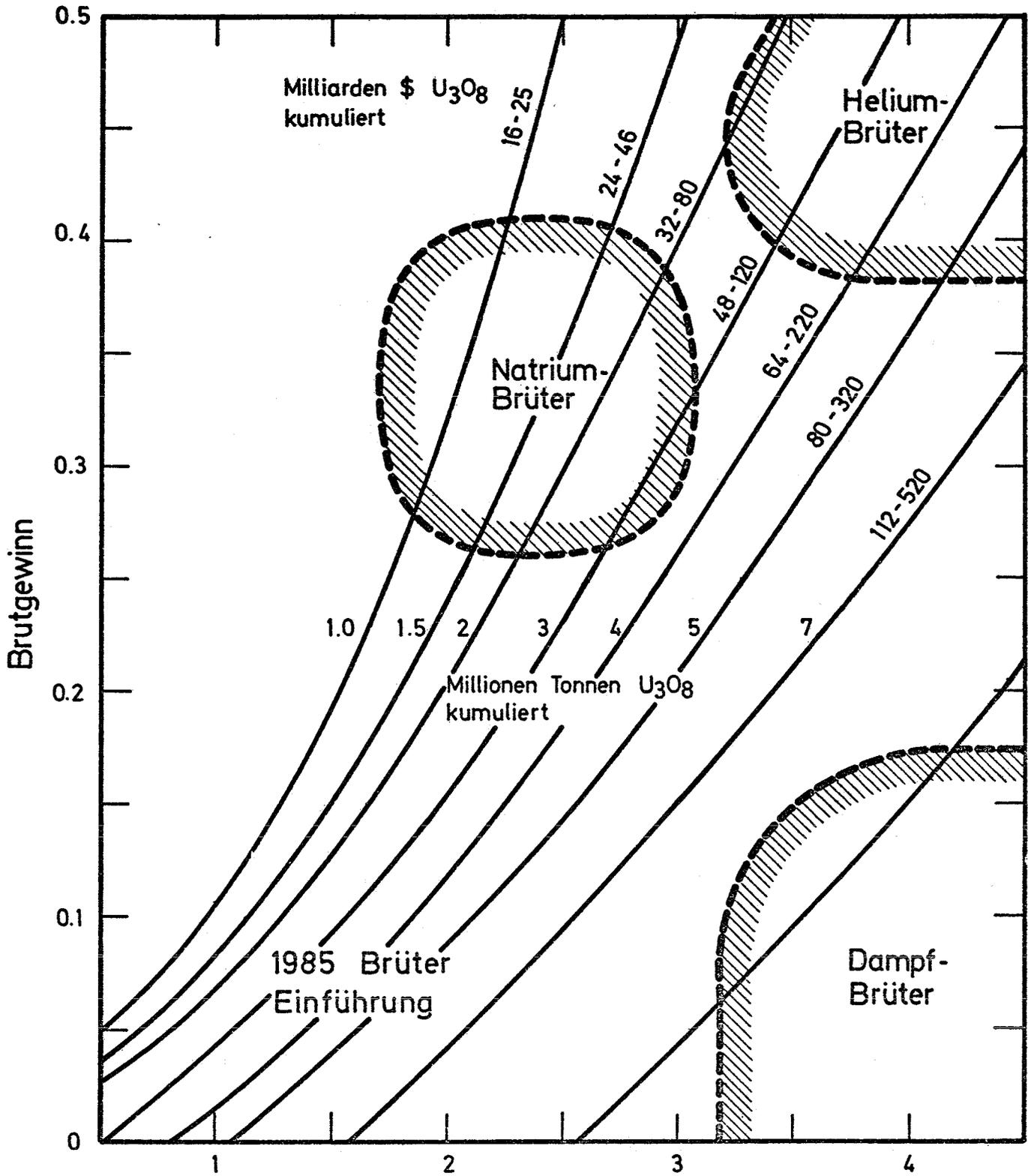


Abb. 1: Spezifisches Inventar [$\text{kg Spaltstoff} / \text{MWe}$]

(Figur aus: C. Starr, National Atomic Energy Policy - A Time for Change Atomic Industrial Forum/ANS-Meeting, Washington, Nov. 1970, UCLA Paper ENG-0470
siehe auch: R. Balent, S. Golan, Engineering Consideration of Fast Reactor Plants, Proc. of the American Power Conference, 1967, Vol. 29, S. 160)

- D) Die Schritte A), B), C) sind in einem Basisprogramm eingebettet. Hauptkennzeichen des Basisprogramms sind die folgenden:
- a) Verfolgung einer längerfristig angelegten Brennelemententwicklung mit dem Ziel, zu Hochleistungsbrennelementen zu kommen. Diese Hochleistungsbrennelemente können oxydischen, karbidischen oder karbonitridischen Brennstoff haben.
 - b) Verfolgung eines umfangreichen und sowohl kurz- wie langfristig angelegten Versuchsprogramms zum Thema der Sicherheit Schneller Brutreaktoren. Daher steht die Frage experimenteller Nachweise im Vordergrund mit dem Ziel, die heute für notwendig erachtete Reaktorauslegung zu entlasten, so daß Schnelle Brüter einfacher und damit auch billiger werden können. Ein Haupthilfsmittel bzw. eine Hauptquelle der Information wird dabei die Teilnahme an dem SEFOR-Follow-on Programm sein.
 - c) Verfolgung eines Programms gezielter Einzeluntersuchungen zum Thema He- und Dampfkühlung bei Schnellen Brütern. Dabei wird insbesondere mit der Kernforschungsanlage Jülich und der Industrie zusammengearbeitet.
 - d) Neben diesen Arbeiten werden Einzelarbeiten zu Themen wie z.B. chemische Wiederaufarbeitung, Instrumentierung, Physik und andere weiterlaufen.

Schließlich ist zu bemerken, daß das Kernforschungszentrum Karlsruhe die Frage eines großen Testreaktors mit sehr hohem schnellen Neutronenfluß und großen flexibel einzusetzenden Testvolumina untersucht (FR3) hat. Die Problematik der Frage FR3 wird in diesem Dokument noch nicht behandelt. Es ist wohl abzusehen, daß ein solch großer und teurer Testreaktor nur gemeinsam mit anderen Schnellbrütergruppen, und d.h. international, gebaut und betrieben werden kann. Vor allem aus diesem Grunde sind noch eine Reihe von Fragen zu klären, bevor dieser Fragenkreis ausführlicher dargestellt werden kann.

Bei dem Programm A) bis D) ergibt sich dann folgende Zeitskala:

- | | | |
|----|---------|---------------------|
| A) | SNR-300 | 1971 Baubeschluß |
| | | 1972 Baubeginn |
| | | 1977 Inbetriebnahme |

- B) Etwa ab 1972 prototypischer Betrieb einer Fabrikationsanlage für Pu-haltige Brennelemente.
- C) SNR-1000 Etwa 1977 Baubeschluß, falls der Reaktor allein zu bauen ist; kommt ein Zusammengehen mit anderen Brütergruppen infrage, so kann der Baubeschluß entsprechend früher erfolgen.
- D) Ab 1974 Betrieb des KNK-II
Ab etwa 1974 Betrieb des umgebauten SEFOR-Reaktors und Verfolg des SEFOR-Follow-on Programms.

3. Organisation der Projekte HTR und SNR

Die Projekte HTR und SNR sind in ganz ähnlicher Form in drei Verantwortungsbereiche gegliedert:

1. Die Industrie

Zu den Aufgaben des Industrieprogramms gehören:

Im HTR-Projekt

- Bau des THTR 300
- Bauzugehörige Komponentenentwicklung
- Aufbau einer BE-Fabrikationslinie
- Fertigung der BE

Diese Arbeiten werden vom Konsortium BBC/BBK bzw. von der NUKEM verantwortlich durchgeführt. In den Bereich des Industrieprogramms gehört auch Entwurf und Bau von Folgeprojekten.

Im SNR-Projekt

- Entwurf und Bau SNR 300
- Na-Großkomponenten-Entwicklung
- Versuchsstände (Pumpen, Wärmetauscher)
- Erfüllung der SNR-Essentials:
 - out of pile-Erprobung von 2 Brennelementen (große Natrium-Loops in Bensberg und Mol)
 - Brennelementhandhabung
 - Natriumtechnologie, KNK-I
 - Sicherheitsprobleme
 - Zustimmung der RSK zum vorläufigen Sicherheitsbericht

Diese Arbeiten werden vom Industriekonsortium SNR (INTERATOM, BELGONUCLEAIRE und NERATOOM) verantwortlich durchgeführt.

Die Industrie wird auch Entwurf und Bau der SNR-Folgeprojekte verantworten. Die Fertigung von Pu-haltigen Brennelementen wird von den Firmen ALKEM und BELGONUCLEAIRE wahrgenommen.

Den Bau des Versuchsreaktors KNK-I und Umbau zu KNK-II führt die Firma INTERATOM durch.

2. Die Forschungszentren

Zu den Arbeiten der Forschungszentren gehören:

Im HTR-Projekt

- Dampferzeugertests (inzwischen abgeschlossen)
- Materialuntersuchungen (Wasserstoffdiffusion in Dampferzeugern)
- Brennelementerprobung (für THTR 300 weitgehend abgeschlossen)
- Graphituntersuchungen
- Voruntersuchungen zur Wiederaufarbeitung
- Voruntersuchungen für die Weiterentwicklung des HTR zur Einkreis- und Prozeßwärmanlage

Diese Arbeiten werden in der Kernforschungsanlage Jülich in enger Zusammenarbeit mit dem Dragon Projekt und den Zentren in Petten, Mol und Studsvik durchgeführt.

Im SNR-Projekt

- Physikalische Reaktorexperimente (SNEAK, SEFOR)
- Brennelementbestrahlungen (FR 2, DFR, BR 2, RAPSODIE, sowie ggf. PFR, KNK-II)
- Reaktorsicherheit (Grundsatzfragen, experimentelle und theoretische Untersuchungen)
- Vorarbeiten für die Errichtung eines großen schnellen Testreaktors (FR 3)
- Weitergehende Entwicklung (Na, Dampf, Gas; Hochleistungsbrüter)
- Erfüllung der SNR-Essentials (z.T. bereits abgeschlossen):
 - Brennstab-Beweisbestrahlungen
 - SNR Mock up in SNEAK
 - Brennstoffzyklus

Diese Arbeiten werden von den Kernforschungszentren Karlsruhe, Petten und Mol, sowie der BELGONUCLEAIRE, der Organisatie voor Toegepast Natuurwetenschapelijk Onderzoek (TNO) und LUXATOM unter der koordinierenden Leitung des Kernforschungszentrums Karlsruhe durchgeführt.

3. Die Elektrizitätsgesellschaften

Zu dem Verantwortungsbereich der EVUs gehören in beiden Projekten

Bauftrag

Bauaufsicht bzw. Wahrnehmung aller Pflichten (u.a. Einholung der Genehmigung)

Aufnahme der Projekte in die nationale und internationale Elektrizitätswirtschaft

Wahrnehmung der Betreiberpflichten bei den Brennstoffdiensten

Diese Aufgaben werden beim HTR-Projekt von der Hochtemperatur-Kraftwerksgesellschaft (HKG) wahrgenommen, der die VEW, die Elektromark Hagen und eine Reihe weiterer EVUs angeschlossen sind.

Beim SNR-Projekt sind die tragenden EVUs die Rheinisch-Westfälische Elektrizitätswerk AG (RWE), die N.V. Samenwerkende Electriciteits-Productiebedrijven und die SYNATOM, die in der "Projektgesellschaft Schneller Brüter", Essen, zusammengefaßt sind.

Die Gesamt-Koordination der beiden Projekte erfolgt in den Projektkomitees HTR und SNR, die gleichzeitig die beteiligten Regierungen beraten. Diesen Projektkomitees gehören an:

Regierungsvertreter

Vertreter der Elektrizitätsgesellschaften

Vertreter der Forschungszentren

Vertreter der Industrie

Der Vorsitz liegt jeweils beim Bundesministerium für Bildung und Wissenschaft.

Literaturverzeichnis zu Kapitel 1

- [1] Henderson, J.
Dragon reactor experiment - An independent assessment
Nucl. Energy (1967) S. 162 - 167
- [2] Rickard, C.L., Fischer, P.U.
High temperature gas cooled reactor systems
Vortrag NUCLEX 69, Techn. Meeting, NO /3/6, 1969
- [3] Schulten, R., v.d.Decken C.B., Schmidt, H.W., Wundt, H.
Physik des BBC-Krupp Hochtemperaturreaktors
Nukleonik 1 (1959) H. 8, S. 277 - 286
- [4] PCRV-notes compiled by GGA Inc. P.O. Box 608, San Diego, Calif. 92112
seit Sept. 1968 ca. monatl.
- [5] Scott, J.L., Prados J.W.
Coated particle survey irradiation tests
ORNL 3885
- [6] Huddle, R.A.U.
Fuel elements for high temperature reactors:
Basic materials philosophy of the Dragon Programme
Proc. of IAEA-Symposium on advanced and high temperature gas cooled reactors
Jülich, Oct. 1968, SM 111/64, S. 631 - 644
- [7] Goeddel W.V., Bokros, J.L.
The HTGR coated particle fuel
GGA Rep. GA-6975, Oct. 1966
- [8] Liebmann, B., Bugl, J. Ehlers, K., Hackstein, K.G.
HTR fuel and materials development in Germany, present situation and Program
Proc. of gas-cooled reactor information meeting, Oak Ridge, April 1970,
Conf - 7000401, 7/128, S. 568 - 597

- [9] Hackstein, K.G.
Experiments with the production of AVR-fuel elements
Proc. of gas-cooled reactor information meeting, Oak Ridge, April 1970,
Conf-700401, 9/116, S. 610 - 617
- [10] Nieder, R., Ivens, G., Wimmers, M., Ragoß, H.
Bestrahlungsverhalten der Brennelemente im AVR
Reaktortagung des Deutschen Atomforums, Bonn, März/April 1971
- [11] Goedel, W.V., Winkler, E.O., Luby, C.S.
HTGR fuel irradiation performance and implications on fuel design
Proc. of gas-cooled reactor information meeting, Oak Ridge, April 1970,
Conf-700401, 1/131, S. 439 - 455
- [12] Smith, D.R., Böhm, E., Storrer, J., Acciari, P.
Prospects for the HTR with prismatic fuel
Proc. of IAEA-Symposium on advanced and high temperature gas-cooled reactors
Jülich, Oct. 1968 SM 111/22, S. 181 - 194
- [13] Stöcker, H.J., Delle, W., Ehlers, K., Groos, E., Olshausen, K.D., Pott, G.
Valette, L.
Fuel and material testing for pebble bed reactors
Proc. of IAEA-Symposium on advanced and high temperature gas-cooled reactors
Jülich, Oct. 1968 SM 111/8 S. 681 - 690
- [14] Merz, E.
Aufarbeitung bestrahlter Brenn- u. Brutstoffe an Thorium-Reaktoren
Atomwirtschaft 13 (1968) S. 417 - 421
- [15] Wellhouser, H.N.
Fort St. Vrain construction progress
Proc. of gas-cooled reactor information meeting, Oak Ridge, April 1970
Conf-700401, 1/105, S. 93 - 111

- [16] Ehlers, K., Schröder, E., Weicht, K.
Gaskühlung in Kernreaktoren
Atomwirtschaft 15 (1970), 9/10, S. 476 - 480
- [17] Müller, H.W., v.d.Decken, C.B., Muser, W.
Stand der Heliumtechnologie
Reaktortagung des Deutschen Atomforums, Bonn, März/April 1971
- [18] Cameron, P.J., O'Tallamham, C.
Boilers in HTRs
Proc. of IAEA Symposium on advanced and high temperature gas-cooled reactors,
Jülich, Oct. 1968 SM 111/28, S. 517 - 582
- [19] Informationstagung über Arbeiten auf dem Gebiet von Spannbetonbehältern
und ihrer Isolierung
Brüssel, 7./8.11.1967 - EUR 4280 d/f/i/n/e, Vol. 1 und 2
- [20] Baust, E.
Nukleare Sicherheit des THTR Prototyp-Kernkraftwerks
Atomwirtschaft 14 (1969) 3, S. 122 - 124
- [21] Cautius, W., Hantke, H.J., Ivens, G., Schweiger, F.
Operational experience with the AVR reactor
Proc. of IAEA Symposium on advanced and high temperature gas-cooled reactors
Jülich, Oct. 1968 - SM 111/20, S. 37 - 49
- [22] Harder, H., Oehme, H., Schöning, J., Turnher, K.
Das 300-MW-Thorium-Hochtemperaturkernkraftwerk (THTR),
Atomwirtschaft 16 (1971) 5, S. 238 - 245
- [23] Oehme, H., Baust, E., Wittchow, G., Turnher, K.
300 MW-THTR-Kernkraftwerk
Reaktortagung des Deutschen Atomforums, Bonn, März/April 1971

- [24] Bammert, K., Twardziok, W.
Kernkraftwerke mit Heliumturbine für große Leistungen
Atomkernenergie 12 (1967) H 9/10 S. 305 - 326
- [25] Schulten, R., Kugeler, K.
Ausblick auf zukünftige Anwendungen des HTR
Energie und Technik (1970) Febr., S. 53 - 56
- [26] Unveröffentlichte Studie der Abt. Prozeßwärme des
Instituts für Reaktorentwicklung der KFA, Jülich

Literaturverzeichnis zu Kapitel 2

- [1] W. Häfele, et.al.:
Fast Breeder Reactors
Annual Review of Nuclear Science, Palo Alto, California (1970)
KFK 1167 (Dezember 1970)
- [2] W. Stoll
Technologie des Plutoniums
Atomwirtschaft VX/12 (Dez. 1970)
- [3] Projekt Schneller Brüter, Karlsruhe
Zweijahresbericht 1968/69
KFK 1269 (Juli 1970)
- [4] Ausführliche Erläuterungen zu den Anträgen zur Bereitstellung
der Mittel für die Erstellung der Unterlagen zum Bau der
Prototypen des Schnellen Brüters
Gesellschaft für Kernforschung, Karlsruhe,
Projekt Schneller Brüter (Oktober 1965)
- [5] H. Lawton et.al.:
Irradiation Testing in Fast Reactors in the United Kingdom
sowie
J.L. Ratier et.al.:
Irradiation Program for the Phenix Fuel Element
in Proc. Int. Conf. on Fast Reactor Irradiation Testing,
Thurso, April 1969
UKAEA, TRG Report 1911 (R)
- [6] siehe: Batelle North-West Laboratory, FFTF
Quarterly Progress Reports
z.B. BNWL-1090 (1969)
- [7] W. Häfele:
Prompt überkritische Leistungsexkursionen in schnellen Reaktoren
Nukleonik, Vol. V, S. 201 (1963)

- [8] B. Wolfe et.al.:
A Parameter Study of Large Fast Reactor Meltdown Accidents
Proc. Conf. Safety, Fuels and Core Design
in Large Fast Power Reactors, Argonne (Oktober 1965)
ANL-7120, S. 671
- [9] G.C. Pinchera et.al.:
Sodium Boiling Researches Related to Fast Reactor Safety
Trans. American Nucl. Soc. 11 (2): 690 - 693 (1968)
- [10] C.E. Dickermann:
Studies of Fast Reactor Core Behaviour under Accidents Conditions
Nucl. Safety, Vol. 11, No. 3 (May-June 1970)
- [11] K. Gast:
Die Ausbreitung örtlicher Störungen im Kern natriumgekühlter
Schneller Reaktoren und ihre Bedeutung für die Reaktorsicherheit
KFK 1380 (1971)
- [12] C. Starr:
National Atomic Energy Policy
- A Time for Change
UCLA Paper ENG-0470 presented at the 1970 - Winter Meeting
Atomic Industrial Forum/ANS, Washington Nov. 1970
- [13] Anlage für Pumpenversuche Schneller Brüter
(APB) und Reaktorteststrecke Schneller Brüter (RSB)
Bericht der Fa. INTERATOM, INTAG-98 (Aug. 1969)
- [14] R.H. Fahkl:
Sodium Pump Development
SM-130/23
sowie

- W.J.C. DeClercq, M.J. van Waveren:
Steam Generator and Intermediate Heat Exchanger Development
SM-130/72
in Proc. IAEA Symp. on Sodium Cooled Fast Reactor Engineering,
Monaco (März 1970)
- [15] siehe z.B.
M. Shaw:
The US Fast Breeder Reactor Program
Proc. American Power Conference
Vol. 30 (1968)
- [16] D. Smidt et.al.:
Referenzstudie für den Natriumgekühlten Schnellen Brutreaktor (Na-I)
KFK-299 (Dez. 1964)
- [17] K. Gast et.al.:
Schneller natriumgekühlter Reaktor Na 2
KFK-660 (Oktober 1967)
- [18] 1000 MWe LMFBR Liquid Metal Fast Breeder Reactor Follow-on Study
General Electric
Atomics International AI-AEC 12765
Westinghouse Electric WARD 2000 - 33
Babcock and Wilcox BAW 1316, BAW 1328
- [19] C.P. Zaleski et.al.:
Phenix, Version with External Loops
EUR FNR-316L (Febr. 1966)
- [20] Phenix, Prototype Fast Neutron Nuclear Power Station
AEC-tr-7130 (June 1969)

- [21] G. Heusener:
Zusammenstellung der wichtigsten Vor- und Nachteile
von Loop- und Pool Reaktor
Interne Karlsruher Projektnotiz vom 23.12.1970
- [22] Der Zweck der Brütereentwicklung,
Memorandum des Konsortiums SNR (Dez. 1970)
- [23] H. Grümme et. al.:
Kernbrennstoffbedarf und Kosten verschiedener Reaktortypen in Deutschland
KFK-366 (September 1965)
- [24] H. Grümme et. al.:
Ergänzendes Material zum Bericht
"Kernbrennstoffbedarf und Kosten verschiedener Reaktortypen in Deutschland"
(KFK-366)
KFK-466 (September 1966)
- [25] D. Gupta et. al.:
Economic Aspects of Nuclear Energy Production with Different Thermal
and Fast Reactors and the Required Separative Work Capability
KFK-566 (Juni 1967)
- [26] M. Fischer et.al.:
Untersuchungen der technischen und ökonomischen Situation
dampfgekühlter schneller Brutreaktoren
KFK-918 (Januar 1969)
- [27] H. Krämer, J. Seetzen:
Mögliche Entwicklungen einer künftigen Kernenergiewirtschaft in der BRD
Studie im Auftrag des Bundesministeriums für wissenschaftliche Forschung
(Dezember 1968)
- [28] P. Jansen:
Methoden zur Beurteilung von Kernkraftwerksentwicklungen, insbesondere
der Schnellen Brütere
KFK-1066 (Februar 1970)

- [29] Cost Benefit Analysis for the US Fast Breeder Reactor Program
USAEC Division of Reactor Development and Technology,
WASH-1126 (April 1969)
- [30] W. Häfele, P. Jansen:
Überlegungen zum Thema Schwerwasserreaktoren und Trennanlagen
Reaktortagung 1970, Berlin (April 1970)
- [31] Gasbrüter Memorandum
Zusammenfassung und Bewertung der wichtigsten Ergebnisse
einer Systemstudie
Gesellschaft für Kernforschung, Karlsruhe,
Kernforschungsanlage Jülich (Okt. 1970)
- [32] P. Engelmann, L. Ritz:
Bericht über die im KFZ Karlsruhe durchgeführten F.+E.-Arbeiten zum
dampfgekühlten Schnellen Brüter
KFK-1370 (1971)
- [33] W. Häfele, P. Jansen:
Beurteilungskriterien für Schnelle Brüter
Reaktortagung 1970, Berlin (April 1970)
- [34] C. Starr: Ref. 12
siehe auch:
R. Balent, S. Golan: Engineering Considerations of Fast Reactor Plants
Proc. American Power Conference, Vol. 29, S. 160 (1967)
- [35] Engineering Study of the Conversion of SEFOR
to a Fast Reactor Test Facility, Task 1,
Conceptual Design and Preliminary Evaluation
N.E.D.C. - 13602, GE-Report (April 1970)

