

**KERNFORSCHUNGSANLAGE JÜLICH**  
**GESELLSCHAFT MIT BESCHRÄNKTER HAFTUNG**

**Institut für Reaktorentwicklung**

in Zusammenarbeit mit der

**GESELLSCHAFT FÜR KERNFORSCHUNG m. b. H. KARLSRUHE**

**Institut für Angewandte Reaktorphysik**

**Mögliche Entwicklungen**  
**einer künftigen Kernenergiewirtschaft**  
**in der Bundesrepublik Deutschland**

Studie im Auftrag des Bundesministeriums für wissenschaftliche Forschung

von

H. Krämer und J. Seetzen

Jüli - 600 - RG

KFK - 933

Juni 1969

Als Manuskript gedruckt



**Mögliche Entwicklungen  
einer künftigen Kernenergiewirtschaft  
in der Bundesrepublik Deutschland**

Studie im Auftrag des Bundesministeriums für wissenschaftliche Forschung

von

H. Krämer und J. Seetzen



<u>Inhaltsverzeichnis</u>		Seite
I.	Einleitung	1
II.	Zukünftige Stellung der Kernenergie im Rahmen des Energiemarktes in der BRD.	3
III.	Bisherige und zukünftige Kernkraftwerksentwicklung.	7
III. 1.	Kernkraftwerksvarianten	7
III. 2.	Entwicklungsverlauf	8
III. 3.	Entwicklungsstruktur	11
III. 4.	Entwicklungsmotive	12
III. 5.	Vergleich technischer und ökonomischer Kenndaten	13
III. 6.	Bedingungen für den Einsatzerfolg	17
III. 7.	Struktur der öffentlichen Entwicklungsförderung	18
III. 8.	Förderungsmaßnahmen in der BRD	19
III. 9.	Erreichter Entwicklungsstand und Bedeutung für den Einsatz in der BRD.	21
IV.	Einsatzmöglichkeiten verschiedener Kernkraftwerke in der BRD	31
IV. 1.	Die wachsende Bedeutung der Energiepolitik	31
IV. 2.	Bedingungen für den Aufbau eines optimalen Kraftwerkssystems.	32
IV. 3.	Systemanalysen	35
IV. 4.	Infrastrukturkapazitäten	40
IV. 5.	Zusammenfassung	44
V.	Empfehlenswerte weitere Untersuchungen	47
VI.	Literaturverzeichnis	50

## I. Einleitung

Die kerntechnische Entwicklung hat einen Stand erreicht, der es zum jetzigen Zeitpunkt gebietet, erneut einen Überblick über das Erreichte und das noch zu Leistende zu gewinnen. Die Gründe liegen in der folgenden, kurz skizzierten Situation.

Die Entwicklung von Kernkraftwerken wird im Ausland seit etwa 25 Jahren vorangetrieben, in Deutschland seit etwa 10 Jahren. Alle diese Entwicklungen basieren auf umfangreichen öffentlichen Förderungsprogrammen. Das primäre Ziel, Kernkraftwerke als wirtschaftliche Quellen für die Stromversorgung im Rahmen der Energiewirtschaft in den Markt einzuführen, ist sowohl in den USA seit fünf Jahren als auch in Deutschland seit einem Jahr erreicht. In den USA wurden bislang etwa 75 Kernkraftwerke mit einer Leistung von 62 GWe und in Deutschland zwei Kernkraftwerke mit einer Leistung von 1,2 GWe unter marktwirtschaftlichen Bedingungen, d.h. ohne weitere öffentliche Förderung in Auftrag gegeben. Dazu kommt ein Exportauftrag nach Argentinien an eine deutsche Firma.

Aufgrund dieses Erfolges wird allgemein vom wirtschaftlichen Durchbruch einer ersten Generation von Kernkraftwerken gesprochen. Diese erste Generation von Kernkraftwerken demonstriert die Wirtschaftlichkeit der Kernenergie unter heutigen Energiemarktbedingungen. Es ist aber ebenso allgemein akzeptiert, dass erst eine zweite Generation von Kernkraftwerken in der Lage sein wird, den wirtschaftlichen Erfolg der ersten Generation zu vergrößern und vor allen Dingen auf die Dauer zu sichern.

Auf Einzelheiten dieser Situation wird im Verlauf der hier vorgelegten Untersuchungen zugehen sein. Man kann jedoch generell zum jetzigen Zeitpunkt zweierlei überschauen, nämlich einerseits die wesentlichen Gründe für den Erfolg einzelner Typen der ersten Kernkraftwerksgeneration und zum anderen- anhand einer ganzen Reihe von neuen entwurfsmässigen, ökonomischen und technologischen Vorarbeiten - das Potential der möglichen Varianten von Kernkraftwerken der zweiten und eventuell einer

dritten Generation. Deswegen liegt eine erneute Systemanalyse der Möglichkeiten einer zukünftigen Kernenergiewirtschaft in der BRD heute nahe.

Auch die zukünftige Entwicklung von Kernkraftwerken in der BRD muss primär durch öffentliche Förderung ermöglicht werden, weil derartige mit Risiken behaftete Innovationen im Milliarden-DM-Maßstab die Entwicklungskapazität unserer Industrie übersteigt und weil eine vergleichbare öffentliche Förderung in allen Industrieländern üblich geworden ist. Auf der Grundlage der jetzt verfügbaren Information sollte man deshalb auch den sinnvollen Rahmen zukünftiger Förderungsmassnahmen erneut überdenken. Den jetzigen genau umrissenen Rahmen der öffentlichen Förderung stellt das 3. Atomprogramm der Bundesrepublik Deutschland 1968 - 1972 des Bundesministeriums für wissenschaftliche Forschung vom Dezember 1967 dar.

Die hier vorgelegten Untersuchungen können schon wegen der kurzen zur Verfügung stehenden Zeit nur eine erneute Standortbestimmung sein, wobei auf dem Hintergrund des 3. Atomprogramms die Kernkraftwerksentwicklung im Lichte der 1968 entstandenen neuen Information betrachtet und - soweit ohne neue Berechnungen möglich - quantitativ beleuchtet wird. Dem Wunsche des Bundesministeriums für wissenschaftliche Forschung entsprechend, das uns im November 1968 mit dieser Untersuchung beauftragt hat, soll damit auch die Basis zu einer erneuten und wenn möglich verbesserten Systemanalyse der zukünftigen Kernenergie-Entwicklung und -Wirtschaft gelegt werden.

II. Zukünftige Stellung der Kernenergie im Rahmen des Energiemarktes  
in der BRD

Der Bedarf an Energie steigt in wachsenden Volkswirtschaften im Verhältnis zum Sozialprodukt, wenn auch nicht mit gleicher Zuwachsrates wie das Sozialprodukt selbst.

Tabelle II. 1  
Primärenergieverbrauch und Bruttosozialprodukt in der BRD

	Primärenergieverbrauch (Mio t SKE)	Bruttosozialprodukt (BSP)	
		zu jeweiligen Preisen (Mia DM)	zu Preisen von 1954 (Mia DM)
1955	175	180	177
1965	271	452	326

Der Bedarf an elektrischer Energie ist dagegen im Vergleich zum Gesamtenergieverbrauch stärker gestiegen, so dass das Verhältnis vom Wert des Elektrizitätsverbrauches zum BSP in Marktpreisen in letzter Zeit in Deutschland praktisch konstant war.

Tabelle II. 2  
Wert des Stromverbrauches im Verhältnis zum BSP in der BRD

	1953	1959	1965
Wert des Stromverbrauches (Mia DM)	4,9	8,1	13,8
(% BSP)	3,3	3,2	3,1
Bruttosozialprodukt (Mia DM)	147	251	452

Aufgrund des erwarteten allgemeinen Bevölkerungs- und Wirtschaftswachstums kann man den Stromverbrauch und die zu installierende elektrische Engpassleistung mit einiger Sicherheit vorausschätzen.



Tabelle II. 3

Schätzung des Stromverbrauches und der installierten elektrischen Leistung in der BRD

	1970	1980	1990	2000
Stromverbrauch tWh/a	230	420	640	980
Install. Engpass- leistung (GWe)	55..	98..105	150..180	230..300

Der Anteil, den die Kernenergie an der wachsenden Stromerzeugung in Zukunft übernehmen kann, ist in letzter Zeit verschiedentlich abgeschätzt und durch Modellrechnungen untersucht worden. Da dieser Anteil nicht nur von der wirtschaftlichen Konkurrenzfähigkeit der Kernkraftwerke, sondern auch von Strukturfragen der Elektrizitätsversorgung abhängt, sind derartige Schätzungen nur im Rahmen relativ weiter Unsicherheitsgrenzen möglich. Wegen der erwiesenen Wirtschaftlichkeit der Kernkraftwerke wird jedoch heute von keiner Seite mehr ernsthaft an der Übernahme des grössten Teils der Stromerzeugung durch Kernenergie gezweifelt. Dieser Anteil liegt mit grosser Sicherheit bis 2000 zwischen 70 und 90 % der erzeugten elektrischen Energie. Man kann schätzen, dass im Jahre 2000 rund 200 GWe an elektrischer Leistung in Kernkraftwerken installiert sein werden. Je nachdem, ob der Zubau rein ökonomischen Gesichtspunkten folgen kann oder ob die Struktur der Energieversorgung in Deutschland zu gewissen dämpfenden Wirkungen führt, ist ein steiler oder weniger steiler Anstieg des Zubaus grosser Kernkraftwerke in den 70er Jahren zu erwarten. In den 80er Jahren und den folgenden Jahrzehnten ist dann nicht mehr mit einem nennenswerten Anteil am Zubau konventioneller Kraftwerke - ausser etwa 20 % Spitzenlastkraftwerken - zu rechnen.

Vor Anfang des nächsten Jahrhunderts sind mit hoher Wahrscheinlichkeit keine Energiequellen zu erwarten, die wirtschaftlich mit der Kernenergie konkurrieren können, da noch nicht einmal ein vergleichbares physikalisches Prinzip der Energieerzeugung erprobt ist.

Man kann daher aufgrund der heute verfügbaren Information schätzen, dass der Kernenergieeinsatz zur Stromerzeugung sich bis 2000 in den folgenden Grenzen vollzieht, wobei die Tendenz zur unteren Grenze im ersten Jahrzehnt wahrscheinlich ist:

Tabelle II. 4

Schätzung der installierten elektrischen Leistung in der BRD (GWe)

Jahr	Gesamt	Kernenergie
1970	55	2
1980	98..105	15.. 40
1990	150.. 180	80.. 130
2000	230.. 300	200.. 220

Im Hinblick auf die zukünftigen Einsatzmöglichkeiten der Kernenergie in Deutschland ist insbesondere die Frage offen, in welchem Masse sie nicht nur zur Stromerzeugung, sondern auch zur Erzeugung von Prozesswärme herangezogen werden und damit weiter in den Substitutionsbereich für andere Primärenergieträger eindringen kann.

Weiterhin sollten die genauen Einsatzbedingungen und -Möglichkeiten der Kernenergie aus der Sicht der Energieversorgung noch besser erarbeitet werden als bisher, d.h. Fragen der Einsatzbedingungen, der Grösse, der Standortmöglichkeiten von Kernkraftwerken sowie des Verbundnetzes und der kerntechnischen Infrastruktur müssten noch näher und quantifizierter betrachtet werden.

Die Probleme des zukünftigen Energiemarktes sind deswegen in diesem Zusammenhang besonders bedeutsam, weil damit der Rahmen der Einsatzmöglichkeiten für Kernkraftwerke innerhalb der Volkswirtschaft Deutschlands deutlich wird und in diesem Rahmen sich die öffentlich geförderten Kernkraftwerkseentwicklungen vor allen Dingen rentieren müssen. Die internationale Konkurrenzsituation ausserhalb dieses Rahmens hat noch

keine deutlichen Konturen angenommen, so dass Exportüberlegungen zunächst nur am Rande zur Motivierung dieser Entwicklung mit herangezogen werden können. Es wäre jedoch sehr wünschenswert, auch die Exportbedingungen und -Möglichkeiten für Kernkraftwerke in Zukunft besser überblicken zu können.

### III. Bisherige und zukünftige Kernkraftwerkentwicklung

#### III.1. Kernkraftwerksvarianten

Die technischen Möglichkeiten, Kernkraftwerke auszulegen, sind erstaunlich vielfältig. Als prinzipielle Grundvarianten lassen sich zusammenstellen:

##### 1. Neutronenenergie

1.1. thermische Neutronen - Moderator  
( $H_2O$ ,  $D_2O$ , C, BeO, Zr  $H_n$ )

1.2. schnelle Neutronen - kein Moderator

##### 2. Brennstoff

2.1. Natururan und konvertiertes Plutonium aus U 238

2.2. Angereichertes Uran und konvertiertes Plutonium aus U 238

2.3. Abgereichertes Uran und Plutonium

2.4. Angereichertes Uran und konvertiertes Uran 233 aus Thorium 232

##### 3. Brennstoffart

3.1. Metall

3.2. Keramik (Oxid, Karbid, Nitrid)

##### 4. Kühlmittel

4.1. Flüssigkeiten -  $H_2O$ ,  $D_2O$ , organische Kühlmittel, Na, Salzschnmelzen

4.2. Gase -  $H_2O$ -Dampf,  $CO_2$ , He.

Angesichts der vielen Kombinationsmöglichkeiten lässt sich auch heute keine absolut überlegene Reaktorauslegung angeben, vielmehr hat jede Auslegungsvariante, die bisher in grösserem Stil verfolgt wurde, ihre spezifischen Vorteile und ihre spezifischen Schwierigkeiten. Keines der technisch realisierbaren Reaktorkonzepte kommt ohne spezielle Materialentwicklungen oder -Erprobungen für die Brennelementhüllen oder andere Reaktorbauteile aus. Es gibt kein Reaktorkonzept, das nicht auch hinsichtlich der Kühlungstechnik sowie der thermodynamischen Auslegung technologisches Neuland betreten müsste.

Diese hier nur in den Umrissen skizzierte äusserst komplexe Entscheidungssituation hinsichtlich zu wählender und zu fördernder Reaktorkonzepte ist das eigentliche Grundproblem der Kernkraftwerksentwicklung bisher gewesen und auch bei der Fortentwicklung bis heute geblieben. In der Geschichte der Technik ist diese Grössenordnung an Entscheidungsunsicherheit ohne Vorläufer. Das Risiko, auf die Dauer nicht konkurrenzfähige Konzepte zu entwickeln, ist nicht zuletzt deswegen hoch, weil oft Detailentwicklungen oder -Erfindungen zu einer gänzlichen Verschiebung der Situation führen. (Beispiele: Magnox, Zirkaloy, Coated Particles)

### III. 2. Entwicklungsverlauf

Die bisherige Entwicklung von Kernkraftwerken ist aus den obigen Gründen uneinheitlich verlaufen und trägt wegen der öffentlichen Förderung in den verschiedenen Ländern sehr deutliche Züge teils militärischer Vorentwicklungen teils wirtschaftspolitischer Präferenzen. Man muss deswegen die politische und wirtschaftliche Situation der jeweiligen Länder mit betrachten, wenn man den bisherigen Erfolg oder Mißerfolg einzelner Entwicklungslinien beurteilen will.

Die bei weitem breiteste Entwicklung hat in den USA stattgefunden. Trotzdem hat sich dort bisher nur der Leichtwasserreakortyp (LWR) wirtschaftlich durchsetzen können. Dieser Typ hängt von der militärischen

Vorinvestition in Urananreicherungsanlagen ab, die heute allerdings auch kommerziell betrieben werden könnten. Man muss sich jedoch folgendes in aller Deutlichkeit bewusst machen: Der Grund für diesen amerikanischen Erfolg liegt nur z. T. in der öffentlichen Förderung des Grundkonzeptes aus zuerst militärischen Erwägungen (Schiffsantriebe), zum anderen Teil liegt er ebenso entscheidend in der privatwirtschaftlichen Fortentwicklung und vor allem in der entschlossenen Markteinführung durch amerikanische Großfirmen, wobei sich auch die amerikanischen Elektrizitätsversorgungsunternehmen frühzeitig in die Entwicklung und Förderung eingeschaltet haben.

Die Entwicklung in Deutschland steht an Breite der amerikanischen kaum nach, wenn auch viele Konzepte wegen der wesentlich kürzeren Entwicklungszeit nicht in vergleichbarer Tiefe untersucht und erprobt werden konnten. Auf eine Voraussetzung der amerikanischen Entwicklung ist jedoch in Deutschland bewusst verzichtet worden: das sind alle militärischen Zielsetzungen. Dennoch kann man heute feststellen, dass die konsequent zivil-technologische Ausrichtung der deutschen Entwicklung eher den Erfolg beschleunigt als gehemmt hat, zudem hat sie ihn bemerkenswert verbilligt.

In Zusammenarbeit mit grossen amerikanischen Firmen haben deutsche Großfirmen die Leichtwasserreaktoren ebenfalls bis zur Marktreife entwickelt, wobei gezielte, aber relativ beschränkte Förderungsmaßnahmen des Bundes einen wesentlichen Beitrag leisteten. Die stärker öffentlich geförderte Entwicklung von Schwerwasserreaktoren in Deutschland hat für den Reaktorexport zu einem ersten Erfolg geführt, nachdem die Firma Siemens in beträchtlichem Maße in diese Kernkraftwerksvariante Entwicklungsarbeit investiert hat. Ein Inlandserfolg ist diesem Typ bislang allerdings noch nicht geglückt.

Man kann sich den Entwicklungsstand und die Entwicklungstendenz der Kernkraftwerkentwicklung in groben Zügen an folgendem Schema verdeutlichen ( siehe Tab. III.1 ).

	Flüssigkeitsgekühlte Reaktoren	Mischtypen (Phasenübergang d. Wassers)	Gasgekühlte Reaktoren		
1. Generation (einsatzfähig)	LWR: PWR(1957) <sup>1)</sup> USA,D,USSR <sup>2)</sup> ( 50 GWe) <sup>3)</sup>  HWR(1966) <sup>1)</sup> CDN,D,USA,F, GB, J.P. ( 3 GWe) <sup>3)</sup>	BWR(1960) <sup>1)</sup> USA,D <sup>2)</sup> ( 40 GWe) <sup>3)</sup>	GGR(1956) <sup>1)</sup> GB, F <sup>2)</sup> ( 7 GWe)  AGR(1963) <sup>1)</sup> GB <sup>2)</sup> ( 5 GWe) <sup>3)</sup>		
2. Generation (bis 1980 einsatzfähig)	NaBR (USSR, GB, F, USA, D; Benelux, JP) <sup>2)</sup>	DBR (D) <sup>2)</sup>	HTR (USA, OECD, D) <sup>2)</sup>		
3. Generation (nach 1980 einsatzfähig)	MSBR (USA, D) <sup>2)</sup>		HeBR (USA, GB, D) <sup>2)</sup> <sup>C+</sup>		
<p>1) Ersteinbetrieb eines kommerziell genutzten Kraftwerkes.</p> <p>2) Kurzbezeichnung der Länder in denen der jeweilige Typ hauptsächlich entwickelt wird.</p> <p>3) Im Jahre 1975 in den westlichen Ländern voraussichtlich installierte Leistung.</p>					
<p><u>Übersicht über die technische Auslegung</u></p> <p><u>von Kernkraftwerken</u></p>					
	Neutronen Energie	Moderator	Kühlmittel	Brennstofftyp	Spaltstoff
GGR	thermisch	Graphit (C)	Kohlendioxid (C O <sub>2</sub> )	Oxid	Natururan
AGR	thermisch	Graphit	Kohlendioxid	Oxid	anger. Uran
HTR	thermisch	Graphit	Helium	Oxid (coated particles)	Thorium anger. Uran
LWR	thermisch	Wasser	Wasser	Oxid	anger. Uran
HWR	thermisch	Schwerwasser	Schwerwasser	Oxid	Natururan
NaBR	schnell	-	Natrium	Oxid, Karbid	Plutonium, anger. Uran
DBR	schnell	-	Heißdampf	Oxid	- " -
HeBR	schnell	-	Helium	Oxid, Karbid	- " -
MSBR	thermisch epitherm.	Graphit	Li,Be-Fluorid	Fluorid	Thorium anger. Uran
<p>GGR - Gasgekühlter graphit moderierter Reaktor</p> <p>LWR - Leichtwasserreaktor</p> <p>PWR - Druckwasserreaktor</p> <p>BWR - Siedewasserreaktor</p> <p>HWR - Schwerwasserreaktor</p> <p>AGR - Fortgeschrittener gasgekühlter Reaktor</p> <p>HTR - Hochtemperaturreaktor</p> <p>NaBR - Natriumbrüter - Reaktor</p> <p>DBR - Dampfbrüter-Reaktor</p> <p>HeBR - Heliumbrüter-Reaktor</p> <p>MSBR - Salzschnmelzenbrüter-Reaktor</p>					

### III. 3. Entwicklungsstruktur

Trotz aller Auslegungsdifferenzen lassen sich anhand Tabelle III. 1 einige grosse Gruppierungen vornehmen.

1. Die Reaktoren der heute einsatzfähigen ersten Generation sind thermische Reaktoren mit relativ geringer Natururan-Nutzung. Die Entwicklung der zweiten und dritten Generation konzentriert sich auf schnelle Plutonium-Brüter und thermische Thorium-Konverter und eventuell-Brüter, welche die natürlichen Kernbrennstoffe - Uran und Thorium - wesentlich intensiver nutzen.
2. Es lassen sich zwei grosse alternative Linien hinsichtlich der Reaktorkühlmittel feststellen: einerseits flüssigkeitsgekühlte Reaktoren, zum andern gasgekühlte Reaktoren; dazwischen gibt es wassergekühlte Mischtypen, bei denen im direkten Kühlkreislauf der Phasenübergang vom Wasser in Dampf erfolgt.

Die erste Unterscheidung hinsichtlich thermischer und schneller Reaktoren stellt die physikalische Verwandtschaft dar, die zweite Unterscheidung hinsichtlich des Kühlmittels die technologische Verwandtschaft.

Beide Arten der Verwandtschaft von Kernkraftwerken spielten bisher eine nicht immer bewusste, aber dennoch wirksame Rolle bei der Entscheidung über Kernkraftwerksentwicklungen, und zwar die physikalische im Forschungsbereich und die technologische bei der industriell-marktmässigen Entwicklung. Die Ursachen liegen in den Investitionen zur Schaffung des know how bei Forschungszentren und Industriefirmen; sie besitzen eine ebenso normative Kraft wie Investitionen in Fertigungskapazitäten.



Neben dieser an physikalischen und technologischen Gesichtspunkten orientierten Struktur gibt es eine zeitliche Struktur hinsichtlich der Einsatzbereitschaft von Kernkraftwerken.

Die erste Generation ist heute praktisch einsatzbereit. Über ihren weiteren Erfolg entscheiden die Wirtschaftlichkeit, die industrielle Vertretung und Markterschliessung sowie das Vorhandensein einer entsprechenden kerntechnischen Infrastruktur bzw. wirtschaftspolitische Gesichtspunkte, z. B. die Versorgungssicherheit.

Die zweite Generation von Kernkraftwerken befindet sich in fortgeschrittener Entwicklung, so dass mit der Einsatzbereitschaft um 1980 gerechnet werden kann. Dabei wird in der westlichen Welt von Land zu Land bzw. auch von Projekt zu Projekt die Entwicklung entweder mehr bei den staatlichen Forschungszentren konzentriert (England, Frankreich) oder die Industrie eigenverantwortlich in die Entwicklung einbezogen (USA, Deutschland- Benelux).

Über die zweite Kernkraftwerksgeneration hinaus läßt sich noch eine dritte Generation aufführen, die aus fortgeschrittenen Konzepten besteht, deren technisch-ökonomische Realisierung heute allerdings noch nicht voll zu überschauen ist. Ihre Einsatzfähigkeit ist allein aus Gründen der Entwicklungszeit in der BRD erst nach 1980 gegeben. Ob diese Konzepte eine industrielle Vertretung und eine öffentliche Förderung im großen Umfange erfahren werden, hängt mit von den im Forschungsbereich laufenden Vorarbeiten ab, aber auch von den Entwicklungen innerhalb der zweiten Generation.

### III. 4 Entwicklungsmotive

So, wie die Kernkraftwerksentwicklung heute steht, hat sich auch in den Ländern, in denen die Entwicklung zunächst noch weitgehend militärischen Zielsetzungen unterlag und auf militärischen Vorinvestitionen aufbaute (Atom-Städte, Uran-Trennanlagen, Pu-Produktions-Reaktoren), also in der westlichen Welt in den USA, in Grossbritannien und in Frankreich,

der Akzent der Zielsetzungen für die Fortentwicklung ganz eindeutig auf die energiewirtschaftlichen Vorteile von Kernkraftwerken konzentriert. Diese Vorteile sind:

1. Stromkostensenkung,
2. billigere und günstigere Versorgung mit Primärenergie,
3. langfristige Lösung des Energieversorgungsproblems.

Man muss deutlich sehen, dass diese Vorteile je nach wirtschaftspolitischer Situation eines Landes unterschiedliches Gewicht besitzen. Zum Beispiel sind Länder mit reichen Uranvorkommen, aber ohne Möglichkeit, riesige Trennkapazitäten wirtschaftlich zu betreiben, in einer anderen Situation als Länder ohne wesentliche Uranvorkommen, aber mit einem genügend grossen Inlandsmarkt, der gegebenenfalls auch rein kommerziell betriebene Trennanlagen tragen würde. Solange die Wirtschaftsräume so wenig integriert sind wie heute, darf man jedenfalls nicht erwarten, dass der dominierende Einfluss wirtschaftspolitischer Motive auf die Kernkraftwerkentwicklung geringer wird. Es ist ebenso verfehlt, in der Beurteilung der bisherigen Entwicklung von diesem Einfluss abzusehen.

### III. 5. Vergleich technischer und ökonomischer Kenndaten

Man kann über die wirtschaftlichen Möglichkeiten, die die verschiedenen Kernkraftwerkstypen bieten, durch Gegenüberstellen der Brennstoffcharakteristiken und Kostencharakteristiken einen Überblick gewinnen. Die verschiedenen Auslegungsvarianten, die im Rahmen kommerzieller Grenzen offenen Kostenannahmen und die bei noch nicht voll erprobten Konzepten verbleibenden Ungewissheiten führen dazu, dass sich nur Bereiche von Kenndaten für Reaktortypen bei einem allgemeinen Vergleich angeben lassen. Zwar beruhen derartige Daten weitgehend auch auf Zahlen, die von Industriefirmen angegeben werden; wirklich genau können jedoch

nur aktuelle Angebotsvergleiche sein, die in diesem Zusammenhang nicht angestellt werden können und die auch nicht die Möglichkeit einer generellen Übersicht über zukünftige Entwicklungen bieten würden.

Tab. III.2 enthält eine Zusammenstellung von Kenndatenbereichen für Kernkraftwerke, die für deren ökonomische Beurteilung von Belang sind.

In diesem Abschnitt wird bewusst darauf verzichtet, aus den Kostenkenn-  
daten Stromerzeugungskosten zu berechnen. Auch sei mit Nachdruck  
darauf hingewiesen, dass die jeweiligen oberen und unteren Grenzen bei  
einem Typ teils nicht miteinander kompatibel sind.

Anhand der Tab. III.2 lassen sich jedoch sehr deutlich einige weitere all-  
gemeine Züge der Kernkraftwerksentwicklung herausstellen:

1. Alle Kernkraftwerke der ersten Generation benötigen relativ grosse Mengen an Natururan, der LWR und der AGR am meisten; d. h., diese Kernkraftwerke sind versorgungsmässig von erheblichen Uranreserven abhängig, wenn sie auf die Dauer eingesetzt werden sollen. LWR und AGR sind darüberhinaus von billiger Trennarbeit abhängig. Eine mehr oder weniger beträchtliche Stromkostenverbilligung (Vorteil 1) gegenüber konventionellen Kraftwerken erlauben alle drei Typen der ersten Generation.
2. Von den einsatzfähigen Kernkraftwerken der ersten Generation bietet den kombinierten Vorteil der Stromkostenverbilligung und den der Versorgungsunabhängigkeit von Urantrennanlagen (Vorteil 2) nur der HWR. Ausserdem ist sein Natururanbedarf innerhalb der ersten Generation am kleinsten.
3. Innerhalb der zweiten Kernkraftwerksgeneration bieten sowohl der HTR als auch der NaBR und mit gewissem Abstand der DBR weitere, wenn auch keine ausserordentlichen Stromkostenverbilligungen gegenüber den Kernkraftwerken der ersten Generation.

Tabelle III. 2 Übersichtscharakteristiken für Kernkraftwerke

	1. Generation			2. Generation			3. Generation		
	LWR	HWR	AGR	HTR (ohne und mit He-Turbine)	NaBR (oxid. u. karb. Brennstoff)	DBR	HeBR (ohne u. mit He-Turb. oxid. u. karb. Brennst.)	MSBR	
<b>1. Brennstoffcharakteristik</b>									
1.1 Inventar:	Spaltstoff (t/GWe)	2,2 ... 3,5 (U5)	0,7 ... 1,3 (U5)	ca. 2,23	1,0 ... 1,2	1,5 ... 2,5 (Pu9)	2,0 ... 3,5	2,0 ... 3,0	0,7 1.1
	Natururan (t/GWe)	400 ... 700	100 ... 200	375	200 ... 240	40 ... 60 (Uab)	50 ... 80 (Uab)	50 ... 80 (Uab)	-
1.2 Lfd. Bedarf:	Spaltstoff (t/GWe)	0,600 .. 0,700 (U5)	0,8 ... 1,0 (U5)	0,79 U5	0,30 ... 0,55	0	0	0	0
	Natururan (t/GWe)	130 ... 170	130 ... 160	304	56 ... 103	1 ... 2 (Uab)	1 ... 2 (Uab)	1 ... 2 (Uab)	1 ... 2 (Th)
1.3 Lfd. Überschuss:	Spaltstoff (t/GWe)	0,200 .. 0,270 (Pu9)	0,300 .. 0,350 (Pu9)	0,12 (Pu9)	0	0,230 .. 0,400 (Pu9)	0,120 .. 0,220	0,250 .. 0,400	0,047
1.4 Trennarb. Bedarf:	Inventar (t TA/GWe)	400 ... 500	0	170	260 ... 312	0	0	0	0
	laufend (t TA/GWe)	90 ... 150	0	65	73 ... 134	0	0	0	0
<b>2. Kostencharakteristik (1GWe)</b>									
2.1 Anlagekosten: direkt (MDM)		330 ... 380	400 ... 440	400 ... 420	360 ... 396	400 ... 440	360 ... 390	330 ... 380	ca. 400
Barwert	gesamt (MDM)	460 ... 540	560 ... 620	580 ... 600	500 ... 540	560 ... 620	500 ... 550	460 ... 540	ca. 540
2.2 Erstcorekosten: (MDM)		90 ... 150	94 ... 145 <sup>1)</sup>	108	50 ... 70 <sup>2)</sup>	60 ... 100 <sup>3)</sup>	110 ... 135 <sup>3)</sup>	80 ... 120 <sup>3)</sup>	40 ... 50
2.3 Betriebskosten: (MDM/a)		7 ... 8	10 ... 16 <sup>4)</sup>	7 ... 8	7 ... 8	7 ... 8	7 ... 8	7 ... 8	7 ... 8
2.4 Brennstoffkosten: (MDM/GWe)		30 ... 38	30 ... 50	55	14 ... 16	5 ... 13	15 ... 22	0 ... 13	0 ... 5

Der Kostencharakteristik zugrundeliegende Annahmen :

	Fabrikationskosten DM/kg	Wiederaufarbeitungskosten DM/kg
LWR	250	120
HWR	200	120
DBR	300	200
NaBR	300	200
HeBR	300	200
HTR	700 <sup>5)</sup>	200
AGR	300	200

- 1) Schwerwasserinventar enthalten
- 2) Uranpreis 8 \$/lb.
- 3) Pu Preis 30 DM/g
- 4) Schwerwasserverluste enthalten
- 5) Moderatorkosten enthalten

4. Der HTR hängt versorgungsmäßig von billiger Trennarbeit ab, der Zubau von Brütern ist an die Plutoniumproduktion bereits installierter Reaktoren (z.B. LWR und Brüter) gekoppelt. Beim NaBR können die Inventare an Spaltstoff nach den heutigen Kenntnissen so stark reduziert werden, daß ein Start dieser Reaktoren auch mit U 235 statt mit Pu 239 wirtschaftlich in Betracht kommt. Allerdings kann dies bei nennenswertem Zubau zu einer Spitze im Trennarbeitsbedarf Anfang der 80er Jahre führen. Bei den anderen Brütertypen, insbesondere beim DBR, verbietet sich dieser Weg, da durch den geringeren Reaktivitätswert von U 235 (0.8 gegenüber Pu 239) das ohnehin große Spaltstoffinventar ( ca. 3 t ) weiter vergrößert wird. Die Investitionen für das Erstcore erhöhen sich u.U. um einen Faktor 1.5 bis 2 im Vergleich zum Pu-Start. Das bedeutet z.B. beim DBR von 1 000 MWe Leistung Mehrinvestitionen von ca. 100 MDM.
  
5. Sofern der NaBR in der ersten Zubauphase auf der Basis Pu-erzeugender Reaktoren der ersten Generation aufbauen oder bei U-235-Start mit verhältnismäßig geringen Mengen an Trennarbeit versorgt werden kann, vereinigt dieser Reaktortyp als Kraftwerk der zweiten Generation die Vorteile: Stromkostenverbilligung, weitgehende Versorgungsunabhängigkeit, langfristige Lösung des Energieproblems. ( Vorteile 1 bis 3 )

Der HTR ist ständig von Trennkapazität abhängig, wenn auch in wesentlich geringerem Maße als der LWR, vereinigt aber die Vorteile der Stromkostenverbilligung und die starke Reduzierung des Uranverbrauches. Dazu bietet der HTR möglicherweise spezifische Vorteile des Einsatzes für Prozesswärmeerzeugung, die den Anwendungsbereich der Kernenergie beträchtlich erweitern.

6. Die Kernkraftwerke der dritten Generation bieten gegenüber Kraftwerken der zweiten Generation vermutlich keine weiteren wesentlichen Vorteile. Ihre Fortentwicklung ist jedoch als Risikoabdeckung

bei der Entwicklung der zweiten Generation bedeutsam.

### III. 6. Bedingungen für den Einsatzerfolg

Die bisherige Entwicklung zeigt, daß der Einsatzerfolg von Kernkraftwerken an eine Reihe von Bedingungen geknüpft ist, die nicht in unmittelbarem Zusammenhang mit den jeweiligen technischen Eigenschaften stehen:

1. Öffentliche Förderung,
2. breites Forschungs- und Entwicklungsprogramm,
3. hinreichend grosses ökonomisches Potential in Abhängigkeit wirtschaftspolitischer Präferenzen,
4. industrielle Fortentwicklung und Vertretung,
5. Entwicklung und Ausbau einer kerntechnischen Infrastruktur,
6. industrielle Einsatzfähigkeit im Rahmen der Elektrizitätswirtschaft.

Die Massnahmen, die zur Erfüllung dieser Bedingungen getroffen worden sind bzw. getroffen werden müssen, gliedern sich in öffentliche und in industrielle (privatwirtschaftliche) Massnahmen. Diese Massnahmen müssen bei erfolgreichen Entwicklungen sehr sorgfältig und den ständig veränderten Bedingungen angepasst aufeinander abgestimmt werden. Gerade die Betonung der 4. Bedingung, also die industrielle Fortentwicklung und Marktvertretung, ist in marktwirtschaftlich orientierten Ländern die zentrale Bedingung für einen Entwicklungserfolg. Dagegen ist in mehr zentral gelenkten Wirtschaften, wie z. B. auf dem Energiesektor in Grossbritannien, der Einsatz von Kernkraftwerken auch ohne Bedingung 4 zu erreichen; die Konsequenz solchen Vorgehens ist aber ohne Zweifel die Minderung des gesamtwirtschaftlichen Erfolges und der Konkurrenzfähigkeit gegenüber anderen Volkswirtschaften.

Die Betonung der industriellen Fortentwicklung, der privatwirtschaftlichen Marktvertretung und des privatwirtschaftlichen Einsatzes von Kernkraftwerken führt aber auch hinsichtlich der Massnahmen der öffentlichen Förderung zu erheblichen Konsequenzen. Ein erfolgreiches Förderungsprogramm muss sich ebenso stark vom ökonomischen Potential eines Kernkraftwerkstyps in Abhängigkeit von wirtschaftspolitischen Präferenzen (Bedingung 2) wie von den industriellen Kapazitäten zur Fortentwicklung und Marktvertretung und der industriellen Einsatzfähigkeit (Bedingungen 4 und 6) bestimmen lassen. Es lässt sich feststellen, dass gerade die Kernkraftwerksentwicklung in Deutschland sich dadurch auszeichnet, dass frühzeitig alle genannten Bedingungen in ausgewogener Weise berücksichtigt wurden.

### III.7. Struktur der öffentlichen Entwicklungsförderung

Entsprechend den Bedingungen für den Einsatzerfolg von Kernkraftwerken lässt sich die Struktur der öffentlichen Förderungsmaßnahmen wie folgt genauer beschreiben: Es gibt vier Stufen der öffentlichen Förderungsmaßnahmen, die sich bei den Entwicklungsprojekten für Kernkraftwerke in entsprechenden Projektphasen widerspiegeln.

#### 1. Stufe

Physikalisch-technisch-ökonomische Grundlagenerarbeitung in öffentlich geförderten oder betriebenen Forschungseinrichtungen.

#### 2. Stufe

Projektierung und Bau von Versuchsreaktoren in Form öffentlicher Aufträge und maßgeblicher Beteiligung der Hersteller- und Betreiberindustrie.

### 3. Stufe

Projektierung und Bau von Prototypkernkraftwerken von technisch repräsentativer Größe in Form öffentlicher Aufträge bei maßgebender Beteiligung der Hersteller- und Betreiberindustrie und Deckung des Betreiber- risikos durch die öffentliche Hand.

### 4. Stufe

Industrielle Errichtung von Demonstrationkernkraftwerken, wo notwendig, nur noch mit öffentlichen Maßnahmen zur Risikoverminderung.

Neben den eigentlichen Förderungsmaßnahmen für die Kernkraftwerks- entwicklung müssen eine grössere Anzahl von Maßnahmen zur Förderung eines Infrastrukturaufbaues getroffen werden, also Maßnahmen der Kern- brennstoffversorgung, die Versorgung mit Trennarbeit, zum Ausbau der Reaktorsicherheitsprozeduren und -Gremien, für die Bereitstellung von Brennelementfertigungs- und Wiederaufarbeitungskapazitäten, Beseiti- gung von aktiven Abfällen. Alle diese Maßnahmen zur Erfüllung der Be- dingung 5 müssen an die geförderten Reaktorkonzepte und wiederum an die industriellen Gegebenheiten und Möglichkeiten angepaßt sein. Auch auf dem Gebiet der Infrastrukturmaßnahmen sind in der deut- schen Entwicklung insbesondere im Hinblick auf den LWR-, HTR- und Schnellbrüter-Einsatz alle wesentlichen Maßnahmen getroffen worden bzw. werden nach Bedarf eingeleitet, wie das 3. Atomprogramm zeigt. Besondere Schwerpunkte für die Zukunft ergeben sich noch bei dem Pro- blem der Versorgung mit Trennarbeit, beim Brennstoffzyklus des HTR und des NaBR.

## III. 8. Förderungsmaßnahmen in der BRD

Betrachtet man die Stufen der öffentlichen Förderungsmaßnahmen für die verschiedenen Reaktorkonzepte in Deutschland, so ergibt sich folgende Übersicht.



LWR - ab 1963 Förderungsmaßnahmen 4. Stufe  
( Auf der US-Entwicklung aufbauend.)

HWR - 1956 - 1966 Förderungsmaßnahmen 1. und 2. Stufe  
ab 1959 Förderungsmaßnahmen 3. Stufe

GGR/AGR - Keine Förderungsmaßnahmen

HTR - seit 1958 Förderungsmaßnahmen 1. und 2. Stufe  
vorgesehen: 1969 bis 1974 Prototyperrichtung ( 3. Stufe)

NaBR) - seit 1960 Förderungsmaßnahmen 1. und 2. Stufe  
DBR )

HeBR - seit 1960 Förderungsmaßnahmen 1. Stufe in geringem Umfang

bisher vorgesehen:

DBR)

NaBR) 1970 - 1974/75 Prototyperrichtung 3. Stufe

III. 9. Erreichter Entwicklungsstand und Bedeutung für den Einsatz in der BRD

REAKTOREN DER 1. GENERATION

Der Schwerwasserreaktor (HWR) hat sich trotz seiner Entwicklung in verschiedenen Ländern bislang nur in Kanada durchgesetzt. In der BRD ist erhebliche Entwicklungsarbeit geleistet worden. Das erste größere HWR-Kraftwerk, das 1966 in Betrieb genommen wurde, war der MZFR in Karlsruhe. Der HWR wird möglicherweise in den kommenden Jahren noch in weiteren Ländern, insbesondere Entwicklungsländern, an Bedeutung gewinnen. Für die BRD ergeben sich daraus erhebliche Exportinteressen.

Der fortgeschrittene gasgekühlte Graphitreaktor (AGR) ist in England, ausgehend von den CALDER-HALL-Reaktoren und den MAGNOX-Reaktoren (GGR), entwickelt worden und ist heute dort mit herkömmlichen Kraftwerken wettbewerbsfähig. Die in England installierte bzw. bestellt Gesamtkapazität gasgekühlter Reaktoren hat inzwischen ca. 10 000 MWe erreicht. In Frankreich und Italien sind weitere 4 000 MWe in Betrieb bzw. im Aufbau.

Die Leichtwasserreaktoren (LWR), im zivilen Bereich die jüngste Linie, haben in den USA ihren Ausgang genommen, wo sie in den letzten Jahren eine eindrucksvolle Entwicklung erlebt haben, dort sind allein in den vergangenen sechs Jahren über 75 Anlagen mit einer Gesamtkapazität von ungefähr 62 GWe in Auftrag gegeben worden. Diese stürmische Entwicklung wird voraussichtlich auch stark die Situation in Mitteleuropa und insbesondere auch in der BRD beeinflussen, wo ebenfalls seit Ende der 50er Jahre, in Zusammenarbeit zwischen der deutschen und amerikanischen Industrie und mit öffentlicher Förderung, der LWR marktreif entwickelt wurde. Dabei sind von der Industrie ein Versuchskraftwerk (VAk) und drei Demonstrationskraftwerke

(Gundremmingen, Lingen, Obrigheim) errichtet worden, die heute unter industriellen Bedingungen mit öffentlicher Risikoabdeckung betrieben werden. Die kommerzielle Bestellung von zwei großen LWR-Kernkraftwerken ( Stade, Würgassen ) erfolgte in der BRD 1967.

Den Kernkraftwerken der 1. Generation kommt eine erhebliche wirtschaftliche Bedeutung zu, wie folgende Überlegung zeigt: Aus vorliegenden Mitteilungen der Reaktorbaufirmen haben z. B. LWR von 600 MW-Blockgröße bei einem Lastfaktor von 0.7 Stromerzeugungskosten von 2,2 bis 2,5 DPfg/kWh. Bei 1 000 MWe-Anlagen, wie sie später zugebaut werden, betragen die Kosten 1,7 bis 1,9 DPfg/kWh.

Das bedeutet eine Reduzierung der Stromerzeugungskosten gegenüber herkömmlichen Kraftwerken um mehr als 1,0 Dpfg/kWh. Wenn wir annehmen, daß bis 1980 Anlagen mit einer Gesamtkapazität von mehr als 20 000 MWe in das Verbundnetz der BRD zugebaut werden, was sowohl vom elektrischen Energiebedarf her als auch von den technischen und terminlichen Gegebenheiten der Gesamtreaktor-Entwicklung gesehen möglich und wahrscheinlich ist, ergeben sich allein durch diese Anlagen im Laufe ihrer Einsatzzeit ( > 25 Jahre ) Einsparungen von mindestens etwa 30 Mia DM. Da diesen Einsparungen nur noch sehr geringe Entwicklungskosten gegenüberstehen, ist die Einbeziehung solcher Kraftwerke in das künftige Verbundnetz der BRD unbestritten wirtschaftlich. Im Hinblick auf die Gesamtwirtschaft sollte ihr Zubau so frühzeitig und so rasch erfolgen, wie es der Ausbau des Verbundnetzes zuläßt. Ihr großtechnischer Einsatz führt außerdem zu einer erheblichen Verbesserung der allgemeinen technologischen Voraussetzungen innerhalb der Reaktortechnik und leistet damit indirekt wichtige Dienste für die Entwicklung von Anlagen der späteren Generationen.

Von den drei Typen von Kernkraftwerken der 1. Generation wird in der BRD mit einiger Wahrscheinlichkeit die Präferenz beim LWR liegen, da er den in Abschnitt III. 6. genannten Bedingungen für den Einsatzerfolg am meisten entspricht.

## REAKTOREN DER 2. UND 3. GENERATION

Der Hochtemperaturreaktor (HTR) ist in England parallel zu der dort vor 20 Jahren etablierten gasgekühlten Reaktorlinie entwickelt worden. In der BRD und in den USA sind vor etwa 10 Jahren weitere unabhängige Entwicklungen aufgenommen worden. Die Entwicklungsziele haben sich jedoch in den letzten Jahren in allen diesen Ländern stark angenähert. Insgesamt sind bis heute drei Versuchskraftwerke mit thermischen Leistungen zwischen 20 und 100 MW nach vorwiegend gleichen Auslegungsprinzipien errichtet worden. Die bisherigen, z.T. mehrjährigen Betriebserfahrungen sind sehr zufriedenstellend und haben in den USA Mitte 1968 zum nächsten Schritt in der Kommerzialisierung der HTR-Linie, dem Bau der ersten 330 MWe-Anlage ( Fort St. Vrain ) geführt.

In der BRD rechnet man im Laufe des Jahres 1969 mit dem Baubeschluß des 300 MWe- HTR-Prototyps. Mit der Inbetriebnahme der ersten kommerziellen Kraftwerke mit einer Leistung von 600 bis 1 000 MWe kann in den USA Mitte der 70er Jahre gerechnet werden. Weitere Entwicklungen innerhalb der HTR-Linie sind im Gange.

Nach den von der Industrie vorliegenden Unterlagen sollten Anlagen, die auf die erste Entwicklungsphase folgen ( d.h. HTR mit Dampfkreislauf), Stromerzeugungskosten erzielen, die um 0,2 DPfg/kWh unter den Kosten gleich großer LWR-Anlagen liegen. Mit einer weiteren Kostenreduzierung um 0,2 bis 0,3 DPfg/kWh ist bei Anlagen zu rechnen, die etwa 1980 verfügbar sind und die eine Heliumturbine im direkten Kreislauf verwenden. Daraus ergibt sich langfristig eine Kostendifferenz zu LWR-Anlagen von ca. 0,4 DPfg/kWh. Diese Differenz ist im Verhältnis zur entsprechenden Kostendifferenz zwischen Leichtwasserreaktoren und konventionellen Kraftwerken kleiner, sie ist aber möglicherweise von noch größerer wirtschaftlicher Bedeutung:

Unabhängige Untersuchungen haben in den letzten Jahren gezeigt, daß der HTR im Gegensatz zum LWR in absehbarer Zeit nicht durch weiter fortgeschrittene Konzepte, z. B. schnelle Brüter völlig abgelöst werden wird, daß er vielmehr neben solchen Anlagen weiter bestehen kann. Der Grund liegt einerseits darin, daß die vom HTR erzielten Stromerzeugungskosten in einem Bereich liegen, der auch für schnelle Brüter als Projektziel angestrebt wird, andererseits darin, daß der Zubau des HTR unter normalen Verhältnissen keinen Engpässen in der Spaltstoffversorgung unterliegt, so daß sein wirtschaftliches Potential rasch voll zum Tragen kommt, im Gegensatz zu denjenigen schnellen Brütern, die nur in dem Maße zugebaut werden, in dem der künstliche Spaltstoff Plutonium anfällt und verfügbar wird.

Das Einsatzpotential des HTR ist nach den Ergebnissen von Modellrechnungen auch unter Einbeziehung Schneller Brüter so groß, daß sich die Ersparnisse, die sich aus der Kostendifferenz zwischen HTR und den im betrachteten Zeitraum zur Konkurrenz stehenden Anlagen ergeben, allein bis zum Jahre 2 000 auf insgesamt 20 Mia DM aufsummieren können. Das sind auf das Jahr 1970 diskontiert etwa 6 Mia DM. Diesem Betrag stehen Entwicklungskosten aus öffentlicher Hand von insgesamt ca. 1 Mia DM für die gesamte HTR-Linie gegenüber.

Frühere Feststellungen, wonach der HTR eine Zwischengeneration zwischen LWR und Schnellen Brütern darstellt, entsprechen damit nicht dem Potential des HTR und werden heute nicht mehr aufrecht erhalten.

In der Beurteilung der HTR-Linie für ihren Einsatz in der BRD spielen außer den rein ökonomischen Gesichtspunkten eine Reihe von technischen Argumenten eine Rolle:

- Der HTR hat aufgrund seiner besseren Spaltstoffausnutzung einen deutlich niedrigeren Brennstoffbedarf, insbesondere einen geringeren Bedarf an angereichertem Uran als der LWR. Bei Ablösung der LWR durch den HTR kann infolgedessen auch bei Berücksichtigung der Schnellbrüterentwicklung ab Ende der 70er Jahre über mehr als 15 Jahre hinweg der für die BRD benötigte Bedarf an angereichertem Material deutlich reduziert werden, was gerade in diesem Zeitraum zur Entlastung des Trennarbeitsmarktes besonders wichtig werden kann, in dem voraussichtlich die amerikanischen Anreicherungsanlagen ihre volle Auslastung erreichen werden und in dem eine europäische Anlage möglicherweise noch nicht besteht.
  
- Es besteht die Aussicht, daß sich in absehbarer Zeit in einem Temperaturbereich von 800 bis 1 000<sup>o</sup>C der Kerntechnik innerhalb der nicht elektrischen Energiewirtschaft neue Anwendungsmöglichkeiten eröffnen, wie beispielsweise die Produktion von Reduktionsgasen für die Eisenhüttenindustrie, Methanspaltung oder Kohlevergasung. Der Bedarf an Nuklearwärme kann langfristig gesehen in diesem Bereich, der praktisch ausschließlich dem HTR vorbehalten ist, etwa die gleiche Größenordnung erreichen wie in der elektrischen Energiewirtschaft. Das wird einerseits eine starke Erweiterung des Einsatzbereiches für den HTR bedeuten, umgekehrt aber auch zu neuen Impulsen in der Verfahrenstechnik vor allem innerhalb des chemischen Bereiches führen.
  
- Infolge seines hohen Wirkungsgrades und des hoch liegenden Temperaturniveaus seiner Abwärme, erfordert der HTR wesentlich geringere Kühlwassermengen als konkurrierende Reaktorsysteme. Diese Tatsache kann beim künftigen Ausbau des Verbundnetzes in Einzelfällen von erheblicher Bedeutung sein.

- Die Gesamtinvestitionskosten ( Anlage einschl. Erstcore) sind beim HTR insbesondere bei Anlagen mit direktem Turbinenkreislauf im Vergleich zu anderen Reaktorkonzepten niedrig. Das bedeutet, daß der HTR auch im Mittellastbereich elektrische Energie zu tragbaren Kosten liefern kann.
- Schließlich ist zu erwähnen, daß der HTR im Bedarfsfalle unter Beibehaltung aller wesentlichen Komponenten mit Ausnahme des Reaktorkores zu einem gasgekühlten schnellen Brüter mit hohem Brutpotential weiterentwickelt werden kann.

---

Die Voraussetzungen für die technische Realisierung der einzelnen Konzepte innerhalb der HTR-Linie sind in der BRD günstig, die noch ausstehenden Arbeiten sind überschaubar. Bei der Reaktorindustrie bestehen starke Interessen für diese Linie.

Die Schnellen Brüter (BR) werden in der UdSSR, in den USA, in England, Frankreich, Deutschland, den Benelux-Ländern und Japan entwickelt. Zum Teil werden diese Arbeiten seit Ende der

50er Jahre gefördert. Seit 1960 bestehen in fast allen genannten Ländern breit angelegte Entwicklungsprojekte. Anfangs standen die Entwicklungsarbeiten vorwiegend unter dem Aspekt möglichst rasch zu einer effektiven Schonung der Uranreserven zu kommen, die damals als entscheidend angesehen wurden. Obgleich in der Zwischenzeit durch anhaltende Uranprospektion der Druck, der sich aus der Möglichkeit einer Uranverknappung ergab, nicht mehr für so gravierend gilt, ist die Bedeutung der Brüterentwicklung zur Sicherung der langfristigen Brennstoffversorgung weiterhin unbestritten. Dadurch hat sich die Zielsetzung dieser Entwicklung verschoben. Es wird heute zwischen kurz- und langfristigen Zielen unterschieden.

Das kurzfristige Ziel besteht darin, Konzepte mit ausreichendem Brutpotential zu realisieren, die in der Lage sind unter wirtschaftlichen Bedingungen neben erprobte Kernkraftwerke mit hohem Uranverbrauch zu treten und zunächst den raschen Anstieg im Bedarf an Uran, insbesondere an angereichertem Material zu stoppen und damit den Preis auf dem Uranmarkt und für die Anreicherungsarbeit zu stabilisieren. Langfristig soll eine völlige Unabhängigkeit von Trennanlagen und eine drastische Reduzierung des Uranbedarfs erreicht werden. Beiden Aufgaben kommt entscheidende wirtschaftliche Bedeutung zu, ihnen muß daher mit einer sinnvollen Planung hinreichend Rechnung getragen werden. Insbesondere die natriumgekühlte Variante schneller Brutreaktoren basiert auf einer erheblichen technologischen Vorentwicklung. In der UdSSR, den USA und England sind seit Jahren Versuchsreaktoren in Betrieb (BR-5, EBR-II, DFR). In Frankreich wird ebenfalls seit 1967 ein Versuchsreaktor (Rapsodie) betrieben, dessen Betriebsverhalten bislang bemerkenswert günstig ist. In Deutschland wird der KNK in Karlsruhe nach einer kurzen Erprobungszeit mit einem Zirkonhydrid-moderierten Core 1969-1971, mit einem schnellen Core ab 1971 als Schneller Versuchsreaktor zur Verfügung stehen.

In der UdSSR ist ein 350 MW natriumgekühltes Schnellbrüterkernkraftwerk (BN 250) kurz vor der Vollendung, in England ist der 250 MW natriumgekühlte Prototypreaktor (PFR) seit 1966 im Bau, die Prototypplanung in Deutschland - zusammen mit den BENELUX-Ländern - sowie in Frankreich und in den USA ist weit fortgeschritten; mit dem Baubeginn dieser Anlagen kann für 1970 gerechnet werden.

Die breite industrielle Fortentwicklung und marktmäßige Vertretung des Natriumbrüters in Deutschland und den BENELUX-Ländern ist



aufgrund der Zusammenarbeit großer Firmen dieser Länder gesichert. Von entscheidender Bedeutung für den Natriumbrüter ist sein erhebliches Entwicklungspotential zu Hochleistungsbrennelementen und damit zu niedrigem Spaltstoffinventar. Mit diesem fortgeschrittenen System hat der Natriumbrüter das Potential, elektrische Energie zu Kosten zu erzeugen, die um etwa 0,4 DPfg/kWh niedriger liegen als beim Leichtwasserreaktor.

Da nicht von vornherein ersichtlich war, ob der Natriumbrüter zum wirtschaftlich günstigsten Schnellbrüter entwickelt werden kann, wurden in Deutschland neben Natrium- auch Heißdampf- und Heliumkühlung untersucht. Der DBR wurde zunächst wegen seiner technologischen Verwandtschaft zum BWR-entwurfsmäßig parallel zum NaBR- im Rahmen der ersten Stufe öffentlicher Förderung entwickelt. Während beim NaBR durch den Bau des KNK auch die zweite Förderungsstufe vorangetrieben werden kann, war beim DBR ein analoger Umbau des HDR in Kahl in einen schnell-thermischen dampfgekühlten Versuchsreaktor aus technischen Gründen nicht möglich, so daß diese Förderungsstufe nachgeholt werden müßte. Die Vorarbeiten in Deutschland und ähnliche Untersuchungen in den USA, in England und Schweden haben jedoch kein gesamtwirtschaftliches Potential dieses Schnellbrüters erkennen lassen, das die nächste Förderungsstufe rechtfertigen würde, wenn daneben die Förderung des NaBR und gegebenenfalls des HTR erfolgt. Wegen dieser Situation haben die USA, England und Schweden die Entwicklung des DBR fallengelassen.

Der HeBR hat ebenfalls seit Anfang der 60er Jahre in Deutschland, England und den USA Interesse gefunden. Die Arbeiten haben aber bislang die erste Förderungsstufe nicht überschritten, z. T. auch nicht erreicht, dennoch kann im Gegensatz zum DBR seit 1966 von wachsendem Interesse an diesem Typ gesprochen werden.

Nach heutigem Wissen hat der Heliumbrüter ein beträchtliches Potential an Stromkostenverbilligung bei guten Bruteigenschaften. Voraussetzung für die Realisierung sind erhebliche Entwicklungsarbeiten für die Brennelemente und der Übergang zum Heliumturbinenkreislauf. Die physikalische Verwandtschaft mit dem NaBR und die technologische Verwandtschaft mit dem Hochtemperaturreaktor bilden dazu eine wesentliche Erleichterung. Obgleich ein paralleler Einsatz fortgeschrittener Natriumbrüter und Heliumbrüter keine weiteren wesentlichen Vorteile bringt, sollte der HeBR zumindest innerhalb der ersten Entwicklungsstufe solange gefördert werden, bis die angestrebte Entwicklung eines fortgeschrittenen Natriumbrüters eine endgültige Entscheidung zwischen beiden Konzepten zuläßt.

Die ökonomische Charakteristik der Schnellen Brüter ist hinsichtlich der Gesamtinvestition ungünstiger als beim HTR, hinsichtlich der Arbeitskosten günstiger, so daß solche Kraftwerke sich besonders - auch wegen des dann größeren Brutüberschusses an Plutonium - für die Grundlast eines Verbundnetzes eignen.

Beim Salzschmelzenbrüter sind wichtige technologische Probleme in den letzten Jahren weitgehend gelöst worden. Dazu hat die Erprobung der Salzschmelzentechnologie in dem vom Oak Ridge National Laboratory (USA) seit Jahren mit ermutigendem Erfolg betriebenen MSRE wesentlich beigetragen. Der MSBR nimmt innerhalb der Brüterentwicklung dennoch eine Sonderstellung ein: Dieser fast ausschließlich im Oak Ridge National Laboratory entwickelte Reaktortyp dürfte außergewöhnlich niedrige Brennstoffkosten erzielen. Er kann ferner ohne nennenswerte Kostenpönale auch als Konverter betrieben werden und damit unabhängig von der Versorgung mit erbrütetem Material zugebaut werden, um später mühelos auf einen Brüter umgestellt und weiterbetrieben zu werden. Durch sein niedriges Brennstoffinventar und die damit verbundenen geringen Investitionskosten kann dieser Reaktortyp außerdem in einem

weiten Lastbereich wirtschaftlich betrieben werden. Damit vereint der MSBR auf sich wichtige Eigenschaften sowohl des Hochtemperaturreaktors als auch der schnellen Brüter. Eine kürzlich veröffentlichte Studie ergab ein entsprechend hohes Einsatzpotential für den MSBR. Da allerdings in der BRD derzeit kaum Aktivitäten in der MSBR-Entwicklung, weder bei den Industriefirmen noch bei den Forschungszentren bestehen, wird in absehbarer Zeit dieses Konzept bei uns nicht realisiert werden können. Dennoch empfiehlt es sich, auch diesen Reaktor als eine besonders aussichtsreiche Entwicklung im Auge zu behalten.

IV Einsatzmöglichkeiten verschiedener Kernkraftwerke  
in der BRD

IV. 1 Die wachsende Bedeutung der Energiepolitik

Entscheidungen im Ausbau des Verbundnetzes der BRD wurden in der Vergangenheit praktisch allein von den EVU nach den jeweils bestehenden regionalen marktwirtschaftlichen Gegebenheiten getroffen. Langfristige energiepolitische Betrachtungen, die gesamtwirtschaftliche Optima zum Gegenstand haben, sind dabei kaum angestellt worden. In der Zukunft wird mit einer weitgehend geänderten Situation zu rechnen sein:

Es gilt heute als sicher, daß in der künftigen Energiewirtschaft die Kernenergie eine zunehmende Rolle spielt. Die Entwicklung der für die Stromerzeugung notwendigen Reaktoren bis zur technischen Reife ist wie in den vorhergehenden Abschnitten erläutert durch den wirtschaftlichen Trend zu immer größeren Anlageeinheiten außerordentlich zeitraubend und kostspielig und erfordert für jeden Reaktortyp den Aufbau einer speziellen Infrastruktur. Sie kann daher nur für wenige Anlagentypen und nur mit Unterstützung der öffentlichen Hand durchgeführt werden. Aufgrund ihrer speziellen Betriebscharakteristik sowie ihres unterschiedlichen Einsatzzeitpunktes werden diese Anlagen außerdem vermutlich nur bestimmte Einsatzbereiche schwerpunktmäßig übernehmen können.

Künftige Entscheidungen werden somit in starkem Maße durch die heute eingeschlagenen Entwicklungen im voraus geprägt sein, die darum notwendigerweise nicht nur die heutigen Bedürfnisse, sondern auch die Bedürfnisse der lange vor uns liegenden Zeit berücksichtigen müssen. Dementsprechend sind innerhalb der Reaktortechnik schon heute und in weit stärkerem Maße als im übrigen industriellen Bereich Analysen über die langfristigen Einsatzmöglichkeiten der in der Entwicklung stehenden Konzepte üblich geworden.

Das bedeutet, daß die elektrische Energieversorgung künftig mit wachsendem Einfluß der Kerntechnik über einen größer werdenden Zeitraum im voraus planerisch bearbeitet wird, das bedeutet aber auch, daß sie durch die Tatsache, daß die Entwicklungsarbeiten zum überwiegenden Teil aus öffentlicher Hand finanziert werden, in ständig steigendem Maße durch politische Entscheidungen mitbestimmt wird.

#### IV. 2 Bedingungen für den Aufbau eines optimalen Kraftwerk- systems

Ein künftiges optimales Kraftwerkssystem läßt sich durch folgende Merkmale kennzeichnen:

1. Es ist in der Lage, während eines überschaubaren Zeitabschnittes elektrische Energie zu möglichst niedrigen Kosten zu liefern, und zwar auf der Basis eines internationalen Vergleiches.
2. Die Brennstoffversorgung ist durch eine entsprechende Infrastruktur für einen langen Zeitraum unter wirtschaftlichen Bedingungen gesichert.
3. Die Aufwendungen für die technische Entwicklung der Einzelanlagen sowie für ihre Einführung in das System stehen in einem günstigen Verhältnis zu den Einsparungen, die heute durch den Einsatz dieser Anlagen entstehen, d.h. die heute getätigten Investitionen rentieren sich im Gesamtrahmen der Volkswirtschaft in angemessener Höhe.

Die bisherige Reaktorentwicklung zeigt, daß diese Bedingungen in einem expandierenden Verbundnetz langfristig nicht mit einem einzigen Kraftwerkstyp, vielmehr nur durch eine Kombination mehrerer Anlagentypen zu realisieren ist, die infolge des technischen Fortschrittes auch in Form von Typenlinien auftreten können, wobei ältere durch fortgeschrittenere Typen ersetzt werden.

Die relativ große Zahl der heute bekannten Reaktorkonzepte bietet im Prinzip ein breites Band von Kombinationsmöglichkeiten, durch die das gewünschte Optimum hinreichend approximiert werden könnte. In der technisch-wirtschaftlichen Realität ist der Entscheidungsspielraum jedoch stark eingeschränkt. Einerseits lohnt sich, wie bereits erwähnt, nur bei wenigen Anlagen eine ausreichende Förderung der Entwicklung, zum anderen finden auf dem Energiemarkt der BRD nur wenige unterschiedliche Anlagentypen genügend Marktvolumen, um ihre volle Wirtschaftlichkeit zu erreichen, denn ein einmal in ein Verbundnetz eingeführter Anlagentyp und seine technologisch Verwandten, fortgeschrittenen Nachfolger sollten möglichst lange, d. h. mehrere Jahrzehnte marktfähig bleiben, damit die notwendigen Fertigungsinvestitionen für die volle Abschreibungszeit hinreichend genutzt werden. Im anderen Falle ist mit erheblichen Abschreibungen zu rechnen, die letztlich die Gesamrentabilität belasten.

Ebenso ergibt sich eine starke Einschränkung in der Auswahl von Kombinationsmöglichkeiten aus den Fakten, die durch die bisherige Reaktorentwicklung entstanden sind. So kommen als Basis eines künftigen Kernkraftwerkssystems an erster Stelle Konzepte in Betracht, deren technische Realisierung heute überschaubar ist, deren Technologie also bei den Industriefirmen bereits in hohem Maße etabliert ist bzw. in absehbarer Zeit etabliert werden kann.

Der Übergang zu neuen Konzepten empfiehlt sich, wie im vorigen Abschnitt erwähnt, nur dann, wenn wesentliche ökonomische Vorteile über einen langen Zeitraum hin zu erwarten sind.

Im folgenden wird versucht, die heute bekannten und in der BRD verfolgten Reaktorkonzepte unter Berücksichtigung der hier genannten Randbedingungen daraufhin zu überprüfen, inwieweit sie zum Aufbau eines optimalen Kraftwerksystems beitragen können bzw. dafür notwendig sind, d.h. in welchem Maße ihre Weiterentwicklung von allgemeinem wirtschaftlichen Interesse ist. Hierbei wird der Forderung Rechnung getragen, daß ein künftiges Kraftwerksystem so flexibel ausgelegt werden muß, daß mögliche Verzögerungen in der Entwicklung bestimmter Reaktoranlagen oder Änderungen in deren Auslegung entsprechend ausgeglichen werden können. Mit anderen Worten: Es wird darauf geachtet, daß sich die Einsatzbereiche der tragenden Konzepte nicht zu knapp überdecken. Dadurch kann gleichzeitig ein gegenseitiger Konkurrenzdruck zwischen diesen noch zu entwickelnden Konzepten entstehen, der gesamtwirtschaftlich gesehen vorteilhaft ist.

Betrachtet werden für die Systemanalyse hier nur die folgenden Kernkraftwerkstypen, die für die hier angestellten Betrachtungen von besonderer Bedeutung sind.

- 1.) Generation: LWR
- 2.) Generation: HTR, NaBR, DBR
- 3.) Generation: HeBR

#### IV. 3. Systemanalysen

Seit etwa vier Jahren werden in Deutschland umfangreiche Systemanalysen der zukünftigen Kernenergiewirtschaft angestellt. Zweck dieser Untersuchungen ist es, Bedingungen und Möglichkeiten des Kernreaktoreinsatzes in Deutschland möglichst quantitativ zu erfassen. Dabei wird insbesondere auch das Zusammenspiel mehrerer Kernreakortypen betrachtet, sei es über eine Plutoniumbilanz, bei der nur soviel Schnellbrüter zum Einsatz kommen wie im Gesamtsystem an Überschuß-Plutonium erzeugt wird, sei es, daß aus den Kosten-Charakteristiken beim Einsatz verschiedener Typen deren kostenoptimale Einsatzrate errechnet wird. Derartige Analysen haben naturgemäß heuristischen Wert und liefern nur konditionale Aussagen. Aus der Fülle möglicher Aspekte bei derartigen Systemanalysen sollen hier nur wenige und für die hier angestellten Betrachtungen wesentliche herausgegriffen werden.

Relativ leicht überschaubar sind die Verhältnisse in einem Drei-Typensystem, in dem Urankonverter, z. B. Leichtwasserreaktoren<sup>+</sup> und Schnelle Brüter mit konventionellen Kraftwerken zusammenwirken. An einem solchen Drei-Typen-System mit geschlossener Pu-Bilanz kann man besonders deutlich zeigen, wie sich die Eigenschaften Schneller Brüter, also das Spaltstoffinventar und der Brutüberschuss im Prinzip auswirken. ( Siehe Abb. IV 1 )

Die natriumgekühlten Brüter können allein aus dem im System entstehenden Plutonium etwa doppelt soviel Kapazität aufbauen wie die Dampfbrüter. HeBR sind wegen ihres späteren möglichen Einsatzes benachteiligt, könnten aber dann wegen ihrer guten Bruteigenschaften relativ schnell an Kapazität gewinnen. Der Bedarf an Trennarbeit des Gesamtsystems - konventionelles Kraftwerk / LWR / Brüter - ist beim Natriumbrüter mit Hochleistungsbrennelementen<sup>++</sup> besonders niedrig und fällt ab 1990 wieder. Die Gesamtstromerzeugungskosten sind für ein System aus konventionellen Kraftwerken / LWR / NaBR mit Hochleistungsbrennele-

---

<sup>+</sup> Bei den folgenden Betrachtungen wird der LWR stellvertretend für alle Reaktoren der 1. Generation berücksichtigt.

<sup>++</sup> Aus heutiger Sicht sind darunter karbidische bzw. karbonitridische Brennstoffe zu verstehen.



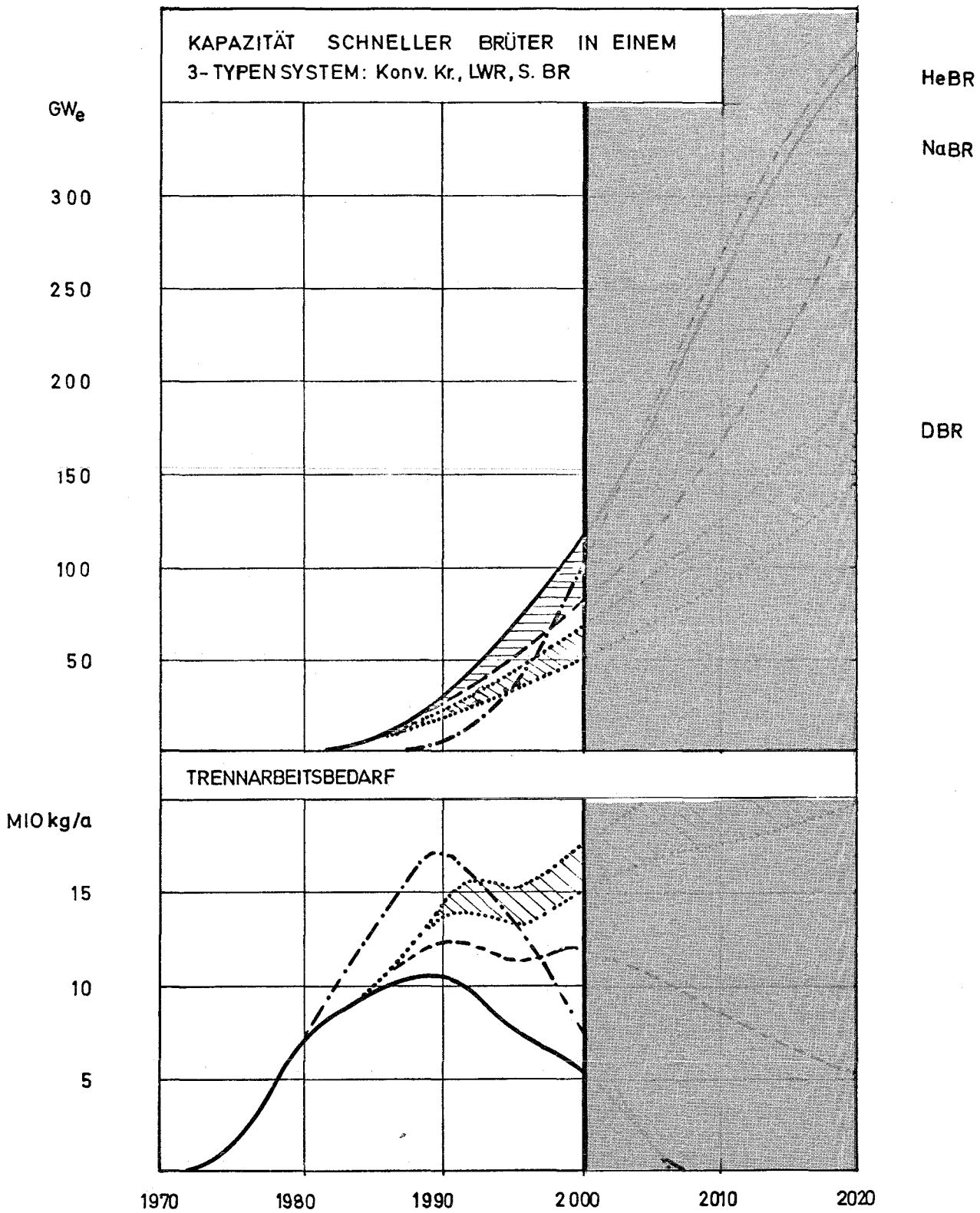


Abb.IV.1

menten am niedrigsten. Der Barwert der Einsparungen dieses Systems gegenüber einem 2-Typensystem ohne Schnelle Brüter würde - auf das Jahr 1980 diskontiert - rund 5 Mia DM betragen. Wegen des verlängerten Einsatzes von Leichtwasserreaktoren in einem 3-Typensystem mit Heliumbrüter würde der Einsatz dieses Reaktors keine wesentliche zusätzliche Rendite erbringen.

Die Unterschiede im Potential der betrachteten Schnellen Brüter zeichnen sich noch schärfer ab, wenn in das bisherige 3-Typensystem zusätzlich der Hochtemperaturreaktor mit einbezogen wird. (4-Typensystem) Der HTR, der mit seinem wirtschaftlichsten Brennstoffkreislauf kein Plutonium erzeugt, würde bei ökonomischer Planung im Ausbau des Verbundnetzes den LWR verdrängen und damit die Plutoniumproduktion drosseln. Der Zubau schneller Brüter wäre dann an die Plutoniummenge gekoppelt, die von ihnen selbst und dem Sockel von LWR erzeugt wird. Brüter mit langer Verdopplungszeit würden (bei kurzfristiger Optimierung) dementsprechend geringe Zubauraten erreichen, unabhängig von der Höhe ihrer Stromerzeugungskosten. Bei langfristiger Optimierung bei der über einen Zeitraum von 30 oder 40 Jahren die integrierten Stromerzeugungskosten des Gesamtsystems minimalisiert werden, könnte es sich als Vorteil erweisen, mit U 235 startende Brüter auf Kosten der Hochtemperaturreaktoren zu bauen, um die Plutoniumproduktion weiter zu steigern und damit den Zubau der Brüter zu fördern. Das gilt allerdings nur dann, wenn die Stromerzeugungskosten der Brüter selbst nach Zuschlag der durch den Uran-Start entstehenden effektiven Mehrkosten insgesamt niedriger sind als die Kosten des HTR. In einem 4-Typensystem konkurriert deshalb der Schnelle Brüter mit dem HTR nicht als Einzelanlage, sondern im Verbund mit dem Plutoniumkonverter (LWR) und gegebenenfalls mit dem Uran startenden Brüter. Die Kopplung ist umso stärker und die damit verbundenen Kostenpönanen für den Schnellen Brüter sind umso größer, je niedriger sein Brutpotential ist und je höher sein Inventar an Spaltstoff ist.

Zur Veranschaulichung dieses Sachverhaltes ist in Abb. IV 2 die für den Fall einer wirtschaftlichen Planung errechnete Brüterkapazität innerhalb eines abgeschlossenen 4-Typensystems dargestellt. (Konventionelle Kraftwerke / LWR / HTR und BR). Die Eingangsdaten sind in Tab. III. 2 enthalten. Im Vergleich zu Abbildung IV. 1. fällt auf, daß der Kapazitätsbereich der Natriumbrüter sich stärker aufspreizt, d. h. Natriumbrüter mit Hochleistungsbrennstoff werden im Zusammenspiel mit Hochtemperaturreaktoren besonders wichtig für den Brütereinsatz überhaupt. Ebenso fällt auf, daß der Dampfbrüter aufgrund seiner relativ langen Brennstoffverdopplungszeit nur einen sehr geringen Kapazitätsanteil im Zusammenspiel mit den HTR erreichen kann.

Der Trennarbeitsbedarf schwankt im Falle des 4-Typensystems nicht erheblich bis 2000, wenn verschiedene Schnelle Brüter eingesetzt werden. Er liegt, wie ein Vergleich der Abbildungen IV. 1. und IV. 2. zeigt, in allen Fällen jedoch durch den Einfluß des HTR niedriger als im 3-Typensystem. Nach dem Jahre 2000 werden die Unterschiede im 4-Typensystem je nach dem eingesetzten Brütertyp drastisch.

Die in den Abb. IV. 1. und IV. 2. dargestellten Kurven sind naturgemäß mit einer Reihe von Unsicherheiten behaftet und geben bestenfalls den Trend innerhalb der künftigen Marktentwicklung wieder. Aus ihm folgt, daß die Brüterentwicklung im Falle, daß HTR in die künftige Energiewirtschaft einbezogen werden und sie darin ihr volles wirtschaftliches Potential erreichen, schon heute Konzepte mit einem günstigen Verhältnis von Plutonium-Inventar und Plutonium-Überschuß als Ziel anstreben muß.

Der DBR, so wie er heute konzipiert werden kann, gewinnt aus diesem Grunde wegen seiner nuklearen Eigenschaften keine ausreichende Einsatzkapazität für eine wirtschaftlich vertretbare Entwicklung. Daran ändert auch die Tatsache nichts, daß der Dampfbrüter potentiell als einzelne Anlage relativ niedrige Stromerzeugungskosten erreichen kann.

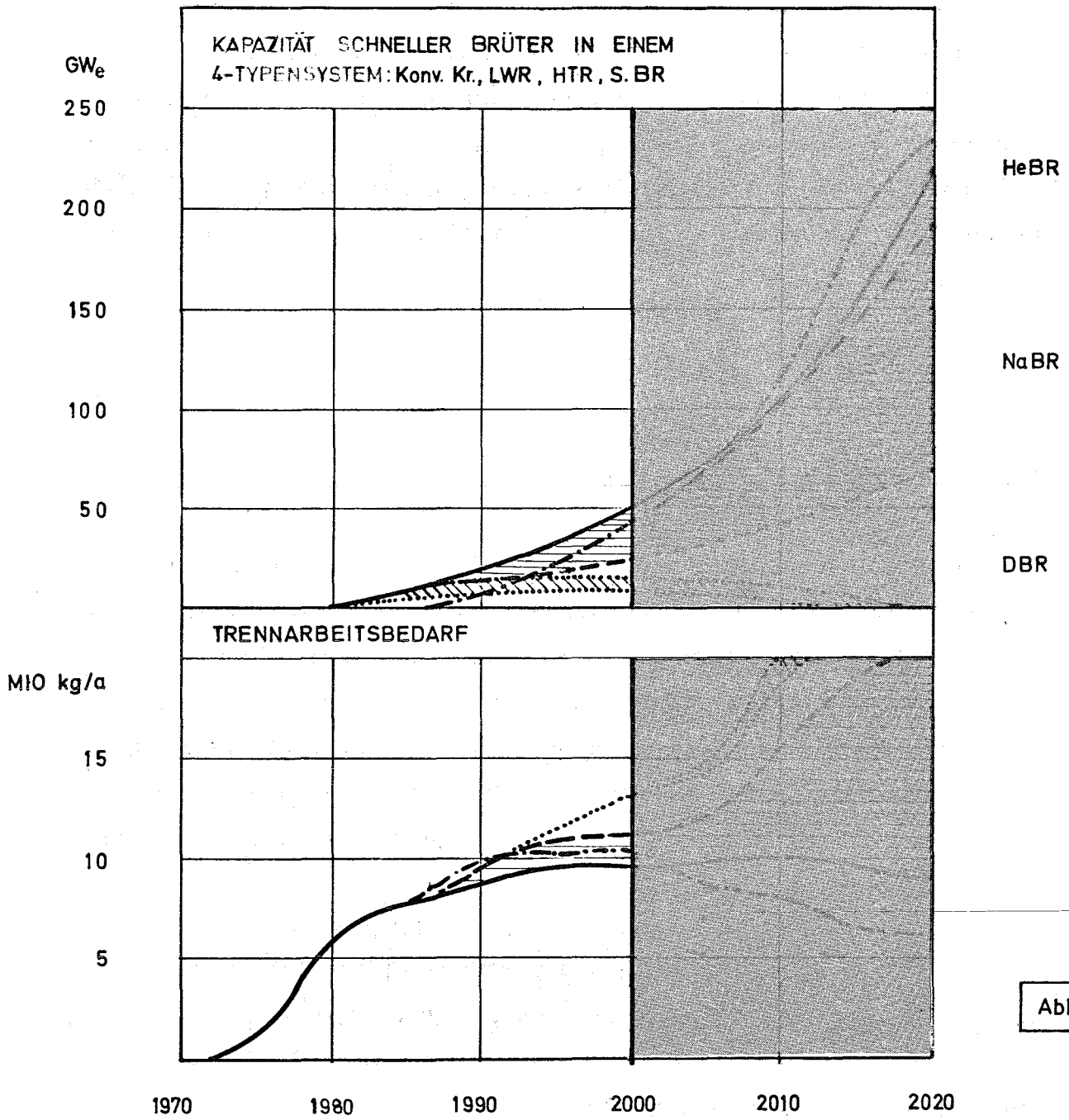


Abb. IV.2

Der parallele Einsatz von zwei Brüterlinien bietet kaum Vorteile, weder ökonomische noch versorgungstechnische, auch nicht im Falle der Hochleistungsbrüter NaBR und HeBR. Die Einsatzbereiche dieser wirtschaftlich wie technisch gesehen etwa gleichwertigen Konzepte überdecken sich weitgehend, so daß ein Paralleleinsatz lediglich zu einer Marktaufteilung führt.

#### IV. 4. Infrastrukturkapazitäten

Um die Auswirkung des Einsatzes von LWR, HTR und NaBR, derjenigen Anlagen also, die neben konventionellen Kraftwerken in einem künftigen Kraftwerkssystem (4-Typensystem) besondere Präferenzen haben werden, auf die erforderliche Infrastruktur im einzelnen zu studieren, wurden Modellrechnungen für ein 4-Typensystem durchgeführt und mit analogen Studien für 3-Typensysteme in Beziehung gebracht, die sozusagen Grenzfälle zum 4-Typensystem darstellen, nämlich die Systeme

Konv. Kraftwerke / LWR / HTR / NaBR

Konv. Kraftwerke / LWR / NaBR

Konv. Kraftwerke / LWR / HTR

Die Ergebnisse sind in den Abbildungen IV 3 - IV 6 dargestellt, die Abb. IV.3 zeigt den jeweiligen Trennarbeitsbedarf, die Abb. IV. 4 den kumulativen Uranverbrauch, Abb. IV.5 und IV 6 die jährlichen Durchsatzmengen durch Fabrikations- bzw. Wiederaufarbeitungsanlagen. In den genannten 3-Typensystemen übernimmt der HTR bzw. der NaBR sehr rasch nach 1980 den überwiegenden Kapazitätsanteil, wobei der Zubau des LWR im System mit HTR bereits Mitte der 80er Jahre weitgehend gestoppt wird, während im System mit NaBR (bei Ausschluß von Uranstart) infolge des begrenzten Plutoniummarktes noch

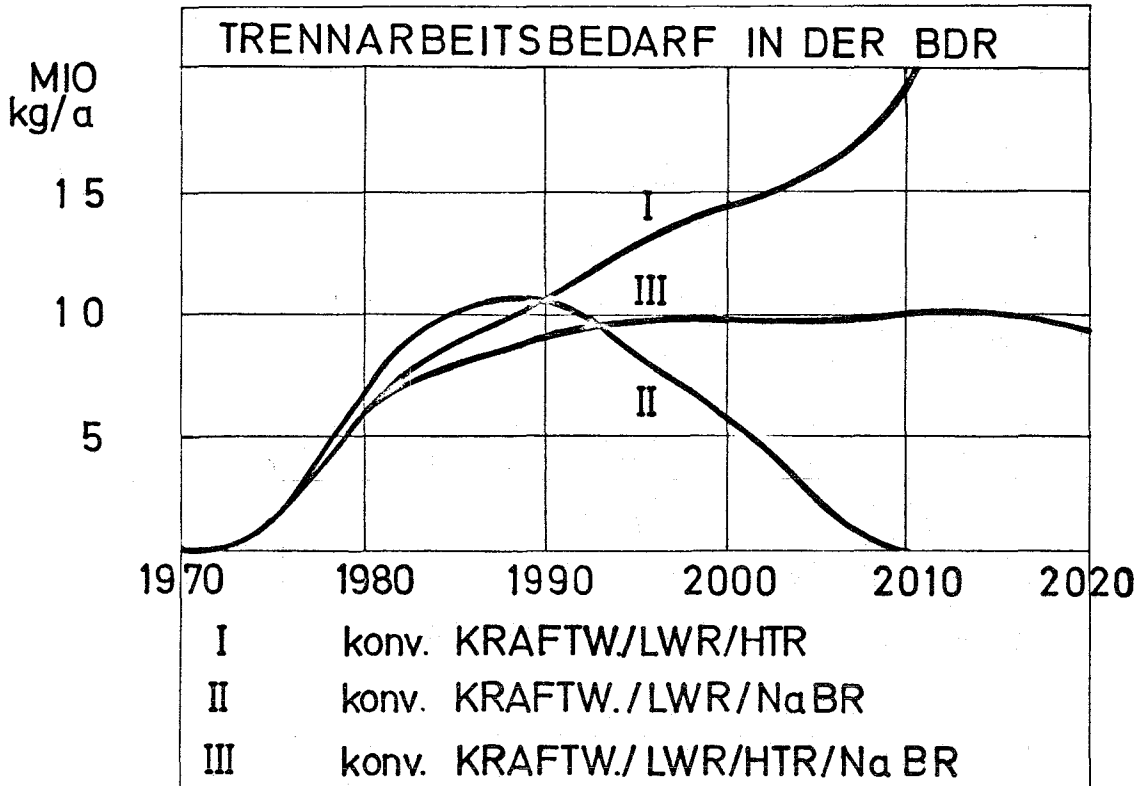


Abb. IV. 3

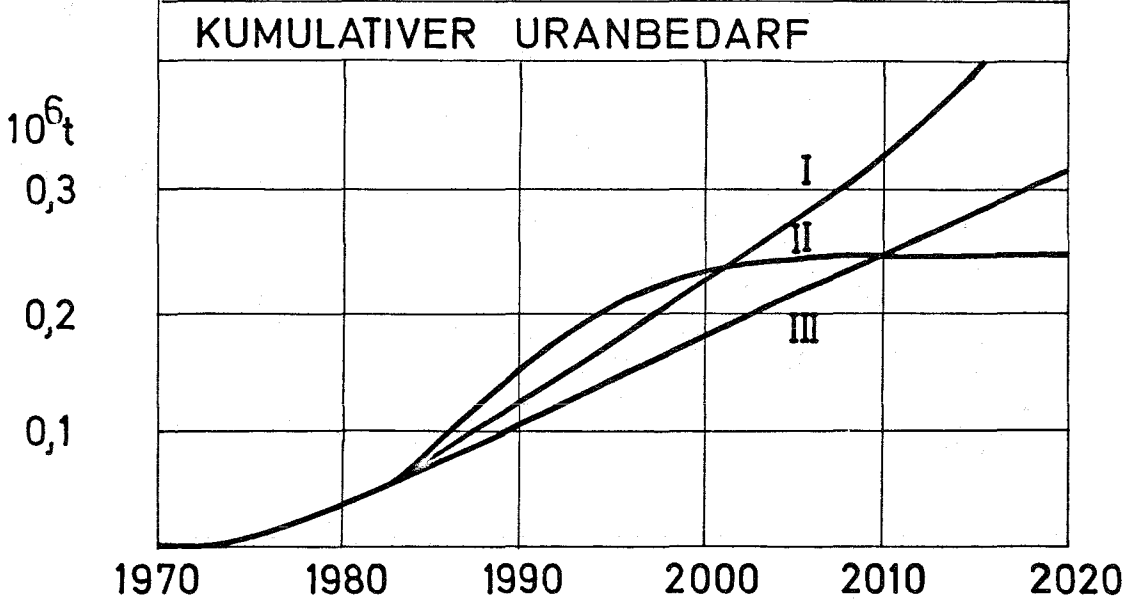


Abb. IV. 4

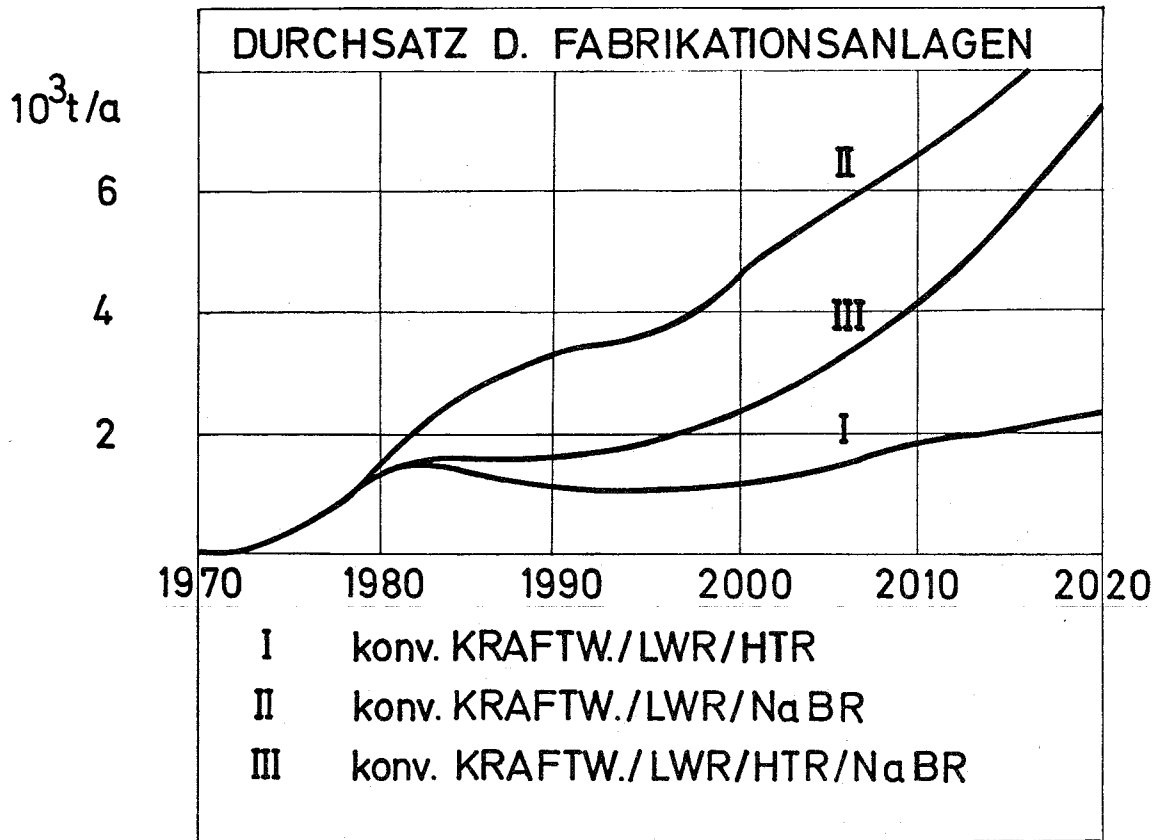


Abb. IV.5

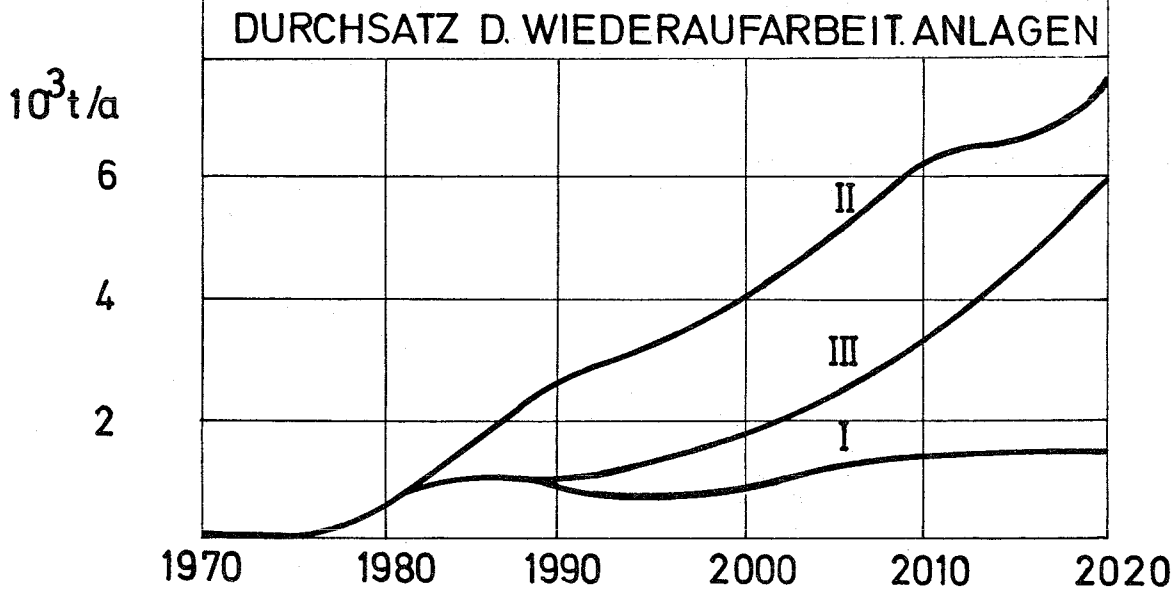


Abb. IV.6

einige weitere Zeit LWR zugebaut werden. Die konventionellen Kraftwerke werden in beiden Fällen ab etwa 1980 zurückgedrängt; sie können sich aber schließlich einen festen Kapazitätsanteil innerhalb des Spitzenlastbereiches sichern. Dieser Anteil ist bei bestehender Konkurrenz durch HTR-Anlagen kleiner als im Falle fehlender HTR-Konkurrenz.

Im 4-Typensystem sind die Kapazitätsanteile der konventionellen Kraftwerke und der Leichtwasserreaktoren nahezu unverändert gegenüber dem System-Konventionelle Kraftwerke / LWR / HTR. Die von diesen Kraftwerken nicht eingenommene Kapazität, die ab 1990 den überwiegenden Anteil ausmacht, teilt sich auf den HTR und den NaBR auf, wobei klare Grenzen wegen der noch bestehenden Unsicherheiten in den Auslegungsdaten sowie der Kostencharakteristik dieser Anlagen heute kaum anzugeben sind. Allerdings läßt sich, wenn man den Uranstart des NaBR ausschließt, weil dieser etwa 1990 zu einer Spitze im Trennarbeitsbedarf führen würde, ein charakteristisches Wechselspiel zwischen HTR und NaBR feststellen:

Der HTR weist generell anfangs, durch die Brennstoffversorgung bedingt, stärkere Zuwachsraten auf und übernimmt dadurch einen erheblichen Kapazitätsanteil, der über einen weiten Lastbereich reicht. Später geht der HTR-Anteil im Grundlastbereich in dem Maße an den NaBR über, in dem diese Linie ihren Kapazitätsanteil steigert.

Wie die Abb. IV 3. zeigt, liegen die im betrachteten Zeitraum max. erreichten Werte für den Trennarbeitsbedarf beim 4-Typensystem am niedrigsten, außerdem läßt sich in diesem System der Bedarf nach Erreichen des Maximalwertes (etwa 1990) über mehr als 20 Jahre konstant halten, was zu einer günstigen Auslastung der installierten Trennarbeitsanlagen führen kann und damit eine wichtige Voraussetzung für eine wirtschaftliche Sicherung der Brennstoffversorgung schafft.



Die notwendigen Uran-Mengen liegen hier geringfügig höher als bei einem aus LWR und Natrium-Hochleistungsbrüter bestehenden System. Dafür sind die Durchsatzmengen durch die Fabrikations- bzw. Wiederaufarbeitungsanlagen deutlich niedriger. Insgesamt gesehen bietet das 4-Typensystem die günstigsten Voraussetzungen für eine versorgungstechnisch befriedigende Infrastruktur, die zugleich den geringsten Investitionsbedarf hat. Auch ökonomisch gesehen hat dieses System wesentliche Vorteile. Der Abstand zu den bis zum Jahre 2000 kumulierten Gesamtstromerzeugungskosten eines nur aus konventionellen Kraftwerken und Leichtwasserreaktoren bestehenden Kraftwerkssystems beträgt mehr als 45 Mia DM. ( Auf 1970 diskontiert 10 Mia DM)

Wichtig ist auch, daß die Grenzen zwischen den Einsatzbereichen des HTR und des NaBR in gewissem Umfange ohne wirtschaftliche Verluste verschiebbar sind, so daß sich im Aufbau des 4-Typensystems hinreichend Spielraum ergibt für den Fall, daß Verzögerungen in der Entwicklung der einen oder anderen Kraftwerkslinie entstehen.

#### IV. 5. Zusammenfassung

Zusammenfassend lassen sich folgende Thesen formulieren:

1. Das künftige Verbundnetz der BRD bietet eine ausreichende Basis für den ökonomischen Einsatz mehrerer Kernkraftwerkstypen neben konventionellen Kraftwerken.
2. Für den Aufbau des künftigen Kraftwerkssystems der BRD stehen neben Anlagen der ersten Generation zwei ökonomisch aussichtsreiche Kernkraftwerkstypen der zweiten Generation zur Verfügung, die in der BRD bereits eine breite industrielle Basis haben, und gegebenenfalls im Sinne technologischer Verwandtschaft in Typen der 3. Generation evolvieren können:

- a) die gasgekühlte Linie,  
beginnend mit dem HTR mit Dampfturbine,  
dem HTR mit Heliumturbine und als eventuelle weitere  
Entwicklungsstufe dem gasgekühlten schnellen Brüter;
- b) die flüssiggekühlte Linie  
mit dem NaBR mit oxydischem und Hochleistungsbrennstoff  
und als eventuelle Entwicklung dem MSBR.

Eine Kombination beider Linien, zusammen mit Anlagen der 1. Generation und konventionellen Kraftwerken, bietet die Möglichkeit, ein in bezug auf die Ökonomie und die versorgungstechnische Situation günstiges Kraftwerkssystem für den vollen heute überschaubaren Zeitraum aufzubauen.

Ein 4-Typensystem bestehend aus konventionellen Kraftwerken, LWR, HTR, NaBR, ist hinreichend flexibel gegenüber möglichen Änderungen in seinem Aufbau. Obgleich sich HTR und schneller Brüter darin zu einem erheblichen Teil in ihrer Funktion ergänzen, stehen sie in einem bestimmten Teil ihres Anwendungsbereiches auch in direkter Konkurrenz zueinander, was bereits zu einer gewissen Risikosicherung innerhalb des Kraftwerkssystems führt.

3. Der fortgeschrittene natriumgekühlte Schnelle Brüter hat hinsichtlich seiner Brennstoff- und Kostencharakteristik sehr günstige Eigenschaften, die von den heute bekannten Schnellen Brütern nur mit heliumgekühlten Schnellen Brütern erreichbar sind und möglicherweise überschritten werden können. Vor dem Hintergrund der großen und internationalen Anstrengungen zur Entwicklung natriumgekühlter Schneller Brüter erscheint die Präferenz für diesen Schnellen Brüter-Typ eindeutig. Zur Risikoabdeckung sollte jedoch der heliumgekühlte Schnelle Brüter in geeigneter Weise weiter verfolgt werden,

mindestens so lange bis die technische Realisierung eines natriumgekühlten Hochleistungsbrüters endgültig gesichert ist.

4. Aus heutiger Sicht sind die Chancen des Dampfbrüters wegen seines begrenzten Einsatzpotentials für eine wirtschaftlich vertretbare Entwicklung zu gering. Eine Fortführung der Entwicklung im Rahmen der ersten Förderungsstufe zur Untersuchung des weiteren Entwicklungspotentials erscheint geboten.
5. Der MSBR hat zweifellos besonders günstige Eigenschaften. Wegen der in der BRD bisher fehlenden Entwicklungsanstrengungen kommt eine öffentliche Unterstützung dieses Typs zumindest innerhalb der 1. Förderungsstufe in Anbetracht des in den USA erreichten Entwicklungsstandes nur in einer Zusammenarbeit mit den USA in Betracht.

V. Empfehlenswerte weitere Untersuchungen

Die Förderungsmaßnahmen zur erfolgreichen Einführung von Kernkraftwerken in die Stromversorgung der BRD sowie zur Fortentwicklung einer zweiten Generation von Kernkraftwerken, die die langfristige Verbilligung der Stromerzeugung und die billige Versorgung mit Kernbrennstoffen sichern, sind hinsichtlich ihres sachlichen und finanziellen Rahmens im 3. Atomprogramm für den Zeitraum bis 1972 abgedeckt. Weitere Programme müssen sich anschließen.

Bei der zweiten Reaktorgeneration ist allerdings empfehlenswert, in Abweichung vom 3. Atomprogramm, die zweite und dritte Stufe der Förderungsmaßnahmen für den DBR solange nicht zu ergreifen, wie dieses Kraftwerkskonzept nicht ein besseres langfristiges ökonomisches Potential und eine entsprechende industrielle Vertretung findet. Sofern dies nicht innerhalb der nächsten etwa 5 Jahre geschieht, dürfte auch eine weitere Förderung im Rahmen der ersten Stufe nicht mehr empfehlenswert sein.

Bei der dritten Reaktorgeneration dürfte sich empfehlen, den HeBR zunächst im Rahmen der ersten Stufe öffentlicher Förderung zu betrachten, um in der internationalen kerntechnischen Entwicklung ständig Schritt halten zu können. Ob dieses Konzept für weitergehende Förderungsmaßnahmen in Frage kommt, hängt weitgehend auch vom Erfolg oder Mißerfolg der Reaktoren der 2. Generation ab.

Es ist hier nicht der Ort, einzelne Maßnahmen des Entwicklungsprogrammes der HTR-Linie oder der Schnellbrüter zu empfehlen, da hierfür zuständige Gremien bestehen.

Aufgrund der Untersuchungen der vorausgehenden Abschnitte lassen sich aber hinsichtlich weiterer systemanalytischen Untersuchungen einige Empfehlungen aussprechen:

1. Die bisher ausgeführten Systemanalysen wurden bei den Kernforschungszentren, bei den Reaktorbaufirmen und den EVU ausgeführt. Von einer Ausnahme abgesehen, nämlich den Arbeiten an KFK 366 und KFK 466 sind diese Arbeiten praktisch ohne gemeinsame Diskussionsbasis geblieben. Bei der Bedeutung derartiger Analysen für die kerntechnische Entwicklung empfiehlt sich die Schaffung einer solchen Basis, die auch die Einbeziehung von Arbeiten benachbarter Länder ermöglichen könnte.
2. Eine genauere Untersuchung der energiewirtschaftlichen Bedingungen und Möglichkeiten des künftigen Kernkraftwerkeinsatzes ist empfehlenswert. Dabei müßten Fragen der Betriebsanfordernisse, der Kraftwerksgrößen, der Kraftwerksstandorte, der Bedingungen künftiger Verbundnetze u. ä. behandelt werden.
3. Eine kontinuierliche Arbeit an Kernkraftwerkskenndaten als Basis für Systemanalysen sollte im Rahmen der unter 1. genannten Maßnahme vorgesehen werden.
4. Die Bedingungen und Möglichkeiten des Kernkraftwerksexportes sollten systemanalytisch untersucht werden, da hieraus möglicherweise besondere Förderungsmaßnahmen z. B. für den HWR mit Natururan und Thorium folgen könnten.

5. Eine weiterführende Analyse der Infrastrukturkapazitäten empfiehlt sich. Hierbei sind die Möglichkeiten, den künftigen Trennarbeitsbedarf zu decken, vordringlich zu betrachten. Vorarbeiten hierzu sind bereits an mehreren Stellen vorhanden. Aber auch die Brennstoff-Fabrikations und Wiederaufarbeitungskapazitäten bedürfen einer konsistenten Systemanalyse, wobei wiederum Anlagengröße, Betriebsbedingungen, Standorte, Automation u. ä. betrachtet werden müssen.
  
6. Bei der zentralen Bedeutung von Experimenten zur Brennelementauslegung für die Entwicklung von Kernkraftwerken ist zu empfehlen, den künftigen Bedarf, die Verfügbarkeit und evtl. die zusätzliche Beschaffung von Bestrahlungsraum systemanalytisch zu untersuchen.
  
7. Es könnte empfehlenswert sein, für bestimmte besonders wichtige technologische Entwicklungen, wie etwa Gasturbinen und Spannbetonbehälter, den Entwicklungsumfang systemanalytisch zu untersuchen, um daraus eine konsistente Basis für künftige Förderungsmaßnahmen und für die Beurteilung der zu schaffenden industriellen Kapazitäten zu gewinnen.

VI. Verwendetes Schrifttum

Zu Abschnitt I

1. The Nuclear Industry 1968, USAEC
2. 3. Atomprogramm der Bundesrepublik Deutschland, BMwF 1967

Zu Abschnitt II

1. D. Faude, welche Bedeutung hat der elektrische Strom in der deutschen Volkswirtschaft, KFK 675, 1967
2. Statistisches Jahrbuch für die Bundesrepublik Deutschland, 1968.
3. M. Recker, Schätzungen des zukünftigen Kernenergiebedarfes, in KFK 466, Kapitel 9 (s. Ref. III/9)
4. J. Seetzen, D. Schade, Vergleich verschiedener Abschätzungen des nuklearen Energiebedarfes in Deutschland ..., 1967 (unveröffentlicht manuskript)
5. H. Mandel, Kernenergie an der Schwelle zur wirtschaftlichen Nutzung, in "Energie von morgen", dtsh. Industrie und Handelstag, Schriftenreihe H. 105
6. H. Mandel, Betrachtungen zur langfristigen Energieversorgung der Bundesrepublik Deutschland, Nov. 1966
7. W. Mackenthun: Electricity Supply Industry Nuclear Engineering, Sept. 1968.
8. A. Boettcher, H. Krämer, K. Wagemann, Voraussichtlicher Trennarbeitsbedarf für Uran in der BRD, Atomwirtschaft 13, 249, Mai 1968

Zu Abschnitt III

1. R. Gerwin, Atomenergie in Deutschland, Econ, 1964
2. K. Winnacker, die kerntechnische Entwicklung in Deutschland, in "Atom-Reaktoren-Energie-Forschung in Deutschland", Verlag H. P. Conte, Sprendlingen (1967)
3. D. Burn, The Political Economy of Nuclear Energy, the institute of economic affairs, research monograph, 9, 1967

4. K. Wirtz, Zum Stand der Kernenergieentwicklung, Brennstoff-Wärme-Kraft, Bd. 20, Nr. 6, 1968
5. J. Seetzen, Technische und wirtschaftliche Probleme der zukünftigen Entwicklung von Leistungsreaktoren, Energie und Technik, 20. Jhg., Heft 9/1968.
6. G. Ivens, W. Cautius, F. Schweiger, H.J. Hantke, Operational experience with the AVR-Reactor, IAEA-Symposium SM 111/20.
7. R.F. Walker, Status report on the design and construction of Fort St. Vrain Nuclear Generating Station, IAEA-Symposium SM III/75
8. H. W. Müller, Design features of the 300 MW THTR power station, IAEA Symposium SM III/4 Jülich 1968
9. W. Haefele, Schnelle Brutreaktoren, ihr Prinzip, ihre Entwicklung und ihre Rolle in einer Kernenergiewirtschaft, KFK 480, 1966.
10. R. Schulten, R. Hecker, C.B. von der Decken, Activities in the field of thorium reactors in the Federal Republic of Germany. IAEA Symposium SM III/7 Jülich 1968
11. W. Haefele, On the development of Fast Breeders, KFK 881 (1968)
12. H. Krämer, R. Schulten und K. Wagemann, Die langfristige wirtschaftliche Bedeutung des gasgekühlten Hochtemperaturreaktors, Nucleonik, 11, Bd., h. 1. 1968
13. H. Gruemm, D. Gupta, W. Haefele, P. Jansen, E. Schmidt, J. Seetzen, Kernbrennstoffbedarf und Kosten verschiedener Reaktortypen in Deutschland, KFK 366, und 466 (1965 und 1966)
14. An Assessment Study of Gas-cooled Fast Reactors For Civil Power Generation, Enea, July 1968 ( unveröffentlicht).
15. An Assessment Study of Steam-cooled Fast Reactors For Civil Power Generation, Enea, Sept. 1968 ( unveröffentlicht).
16. C.P. Gratton et. al., A gas-cooled fast reactor with direct cycle potential. IAEA Symposium, SM 111/67 Jülich 1968



17. M. Fischer, P. Jansen, J. Seetzen, Untersuchung der technischen und ökonomischen Situation dampfgekühlter Schneller Brutreaktoren ( unveröffentlichter Bericht 1968).

#### Zu Abschnitt IV

1. Lage und Perspektiven der Kernenergie in der europäischen Gemeinschaft, Eur/L/4000/64d.
2. K. Wirtz, Künftige Nutzung der Kernenergie in Europa, KFK 359 ( 1965).
3. R. Harde, G. Memmert, Modellrechnungen über Aussichten und Konsequenzen der Verwendung von Kernenergie zur Elektrizitätserzeugung, Atomwirtschaft 11, 164, (1966)
4. R. Harde, Investigations of the possible role of advanced converter reactors in electric power generating systems. Symposium on the future of advanced converters, Portugal 1967.
5. D. Gupta, W. Haefele, P. Jansen, J. Seetzen, Economic aspects of nuclear energy production with different thermal and fast reactors and the required separative work capability, KFK 566 ( 1967)
6. D. Gupta, W. Haefele, P. Jansen, J. Seetzen, Prospects of plutonium fueled fast breeders, KFK 569 ( 1967)
7. H. Krämer, B. Markowski, K. Wagemann, Long-term investigations on the economic potential and the fuel supply of HTR. IAEA Symposium SM 111/6 Jülich 1968
8. P. Jansen, Die Bedeutung Schneller Brutreaktoren in einer Kernenergiewirtschaft, Haus der Technik, Heft 162 ( 1967)
9. D. Gupta, P. Jansen, J. Seetzen, Wirtschaftlichkeitsbetrachtungen zur Entwicklung Schneller Brutreaktoren, Chemie-Ingenieur Technik, 40 Jhg. Heft 9/10, 1968.

10. Fast Breeder Reactor Report, Edison Electric Institute  
( April 1968)
11. Prospects for Nuclear Energy in Western Europe,  
Illustrative Power Reactor Programmes, Enea, May, 1968.
12. H. Maerkl, Untersuchungen über langfristige optimale Reaktor-  
strategien unter Berücksichtigung des begrenzten Umfanges  
der Uranreserven, Nukleonik 10, Heft 4, 1967.
13. P. Jansen, An analysis of the long-term market of plutonium  
for the use in fast reactors, panel on plutonium utilization  
IAEA, Wien 1968.
14. A. Boettcher, H. Krämer, K. Wagemann, Wirtschaftliche  
Potentiale fortgeschrittener Reaktoren. Atomwirtschaft B,  
501( 1968)
15. P. Jansen, Methoden zur Beurteilung von Kernkraftwerkent-  
wicklungen, insbesondere der Schnellen Brüter ...  
( in Vorbereitung).
16. A. Boettcher, H. Krämer, K. Wagemann, The economic  
potential of different advanced reactor concepts in a future  
power generating system, ANS-winter meeting, International  
Washington D.C. Nov. 1968.
17. K. Wagemann  
Beitrag zu Systemuntersuchungen über die langfristigen  
wirtschaftlichen Einsatzmöglichkeiten verschiedener  
Kraftwerkstypen unter besonderer Berücksichtigung des  
Thoriumhochtemperaturreaktors  
Jül-590-RG, Februar 1969