

Eidg. Institut für Reaktorforschung Würenlingen
Schweiz

Ueber die Notwendigkeit von Brutreaktoren

H. K. Kohl, G. Sarlos, W. Seifritz

Vortrag gehalten an der Orientierungstagung über
Gasgekühlte Brutreaktoren
am 4. Juni 1974 in Bern



Würenlingen, Oktober 1974

Über die Notwendigkeit von Brutreaktoren

Zusammenfassung

Die Notwendigkeit der Einführung der Brutreaktoren wird aus der zukünftigen Brennstoffverknappung und der daraus resultierenden Brennstoffverteuerung für Leichtwasserreaktoren abgeleitet. Ohne die Einführung von Brutreaktoren würde aber auch der Uranbergbau einerseits und der erforderliche Umfang der zu installierenden Trennkapazität andererseits immense Ausmasse annehmen. Gute Brutreaktoren können die Uran- und Thoriumreserven strecken und auf lange Zeit die Brennstoffversorgung sichern. Zurzeit scheint der Gasgekühlte Schnelle Brüter, der allerdings gegenüber dem Natriumgekühlten einen Entwicklungsrückstand aufweist, eine günstigere Bruterate zu haben. Für zukünftige, autarke Reaktorsymbiosen von Brütern und Konvertern (Brennern) resultiert daraus ein günstiges Verhältnis von Brütern zu Brennern.

Résumé

La nécessité de l'introduction de surrégénérateurs est conditionnée par la future pénurie en matière première de combustible qui conduira à une augmentation du prix du combustible pour les réacteurs à eau légère.

L'absence des surrégénérateurs entraînerait un accroissement intolérable aussi bien de la capacité des mines d'uranium que du travail de séparation. L'utilisation de surrégénérateurs permet d'étendre les réserves en uranium-thorium et de garantir un approvisionnement de combustible à long terme. Le surrégénérateur refroidi au gaz, dont le développement est moins avancé que celui du réacteur refroidi au sodium, possède un facteur de conversion plus favorable. Il en résulte une combinaison avantageuse de surrégénérateurs et convertisseurs qui conduit à des systèmes autarciques.

Summary

The necessity of the introduction of Breeder Reactors results from the fuel shortage and from the

Dr. H. K. Kohl, dipl. Ing., Dr. G. Sarlos und
PD Dr. W. Seifritz, EIR, Würenlingen

1. Einleitung

Neben den fossilen Brennstoffen: Kohle, Erdgas, Erdöl wird heute hauptsächlich auch Uran als Kernbrennstoff zur Energieerzeugung genutzt. Um die Mitte dieses Jahrhunderts hat der Abbau des Urans eingesetzt. Der rasche Anstieg im Uranbedarf wird dazu führen, dass bereits zu Ende dieses Jahrhunderts immer minderwertigere Uranerze abgebaut werden müssen, da die Kernenergie in der bevorstehenden transienten Phase ihrer Einführung sehr viel Uran benötigen wird. In den USA wird für das Jahr 1982 eine installierte nukleare Leistung von 150 000 MW_e vorausgesagt, was dann etwa 20 % der gesamten elektrischen Leistung der USA ausmachen wird [1].

Zeichnet sich ganz allgemein die Erschöpfung einer Rohstoffreserve ab, so hat dies eine Auswirkung auf den Rohstoffpreis. Der Aufwand, der für weitere Prospektionen und Explorationen notwendig wird, nimmt zu. Heute ist der Uranpreis bereits mit \$ 1/lb U₃O₈ belastet, was etwa 10 % des U₃O₈-Preises ausmacht.

Von 1975 bis 1983 rechnet man mit einem Preisanstieg von durchschnittlich \$ 1 bis \$ 2 pro Jahr pro lb U₃O₈. Für 1975 wird etwa ein Anstieg auf \$ 10 bis \$ 11,5/lb U₃O₈ vorausgesagt, für 1979 auf \$ 15 bis \$ 16 und für 1983 auf \$ 18 bis \$ 20 [2].

Brutreaktoren bieten die Möglichkeit, das vorhandene Uran wesentlich besser auszunutzen und auch das etwa dreimal häufigere Thorium für die Kernenergie zu erschliessen. Im folgenden wird gezeigt, dass die Einführung von Schnellen Brütern nicht nur eine Möglichkeit zur Energie- und Spaltstofferzeugung, sondern schon in verhältnismässig naher Zukunft für die Nutzung der Kernenergie durch Spaltreaktoren eine Notwendigkeit darstellt.

2. Uranvorkommen und Brennstoffbedarf

2.1 Uranvorkommen in verschiedenen Preisklassen

Die Uranvorkommen werden in Preisklassen eingeteilt. Tabelle 1 gibt die sicheren Uran-Weltvorkommen der westlichen Welt bis zur Preisklasse

presumed increase in fuel prices for Light Water Reactors in the future.

Without the introduction of Breeder Reactors the uranium mining and the needed separative work capacity would increase enormously. Good Breeder Reactors are able to extend the uranium and thorium reserves and to guarantee the fuel supply for a long time.

At the moment the Gas Cooled Fast Reactor – which is in its development behind the Sodium Cooled Fast Reactor – seems to have a better breeding rate than the Sodium Cooled Reactor.

In future, for a maximum independence the former provides a more favourable ratio of breeder to burner reactors.

Tabelle 1 Sichere Uranvorkommen der westlichen Welt [3]

Preisklasse	sichere Vorkommen 10 ⁶ sht U ₃ O ₈
bis \$ 5/lb U ₃ O ₈	0,7
bis \$ 10/lb U ₃ O ₈	1,5
\$ 10–\$ 15/lb U ₃ O ₈	1,0

(\$ bedeutet den US-Dollar vom Frühjahr 1973, 1 lb = 0,45 kg, 1 sht = 907 kg)

von \$ 15/lb U₃O₈ an [3]. Als sichere Uranvorkommen gelten Lagerstätten, die Uran in einer Menge und Art enthalten, die eine gewinnbringende Förderung mit bekannten Abbau- und Verarbeitungsmethoden innerhalb des angegebenen Preisbereiches erlauben. Die Abschätzung des Umfanges der Lagerstätten und der Urangelhalte gründet sich auf die Lagerstättenbestimmung und die Ergebnisse von Proben über den Urangelhalt. Es sind eigentliche Reserven im Sinne des Bergbaus.

In Tabelle 2 sind die sicheren und zusätzlich geschätzten Uranvorkommen der USA für verschiedene Preisklassen zusammengestellt [4, 7]. Unter den zusätzlich geschätzten Vorkommen versteht man jenes Uran, das in bekannten Lagerstätten ohne Exploration oder in unbekanntem Lagerstätten in bekannten Urangebieten vermutet wird. Da die Prospektion und Exploration primär auf die Identifikation von Vorkommen in den preisgünstigen Kategorien ausgerichtet ist, ist die Zuverlässigkeit der Vorkommen in diesen Klassen am höchsten.

Geographisch verteilen sich die sicheren Uranvorkommen in der interessanten Preisklasse unter \$ 10/lb U₃O₈ folgendermassen: etwa 1/3 liegen in den USA und jeweils etwa 1/5 in Südafrika, Australien und Kanada.

Im Meerwasser ist Uran mit etwa 0,003 ppm enthalten. Schätzungen für die Urangewinnung aus dem Meerwasser ergaben Gesteungskosten für das Pfund Urankonzentrat zwischen \$ 35 und \$ 1000.

Tabelle 2 Uranvorräte der USA [4, 7]

Preisklasse	Erzkonzentration ppm U ₃ O ₈	sichere Vorkommen 10 ⁶ sht U ₃ O ₈	zusätzlich geschätzt 10 ⁶ sht U ₃ O ₈
< \$ 10/lb	> 1600	0,3	0,7
< \$ 15/lb	> 1000	0,5	1,0
< \$ 30/lb	> 200	0,7	1,6
< \$ 50/lb	> 60	4,8	3,6
< \$ 100/lb	> 25	8,8	8,6

2.2 Kernbrennstoffbedarf

Wie bereits erwähnt, wird die installierte Kernkraftwerkskapazität sehr rasch ansteigen und damit auch der Bedarf an Kernbrennstoff. Tabelle 3 enthält die voraussichtlich installierte Kernkraftwerkskapazität und den daraus abgeleiteten Uranbedarf der westlichen Welt bis zum Jahr 2000 [5]. Die installierte Kapazität steigt in den Jahren 1973 bis 2000 vermutlich um etwa das Fünffzigfache an, dabei steigt auch der relative Anteil der Kernenergie an der Gesamtenergieerzeugung. Der Uranbedarf erhöht sich im selben Zeitraum um den

Tabelle 3 Voraussichtlich installierte Kernkraftwerkskapazität und benötigtes Uran der westlichen Welt bis zum Jahr 2000 [5]

Jahr	Installierte Kernkraftwerkskapazität, GWe	Benötigtes Uran* 10 ⁶ sht U ₃ O ₈ (kumuliert)
1973	50	0,01
1975	93	0,09
1980	172	0,4
1985	585	1,0
1990	1088	2,0
2000	2660	5,3

* Mit Pu-Recycling in LWRs in 75 % der Kernkraftwerke bis zum Jahre 1979

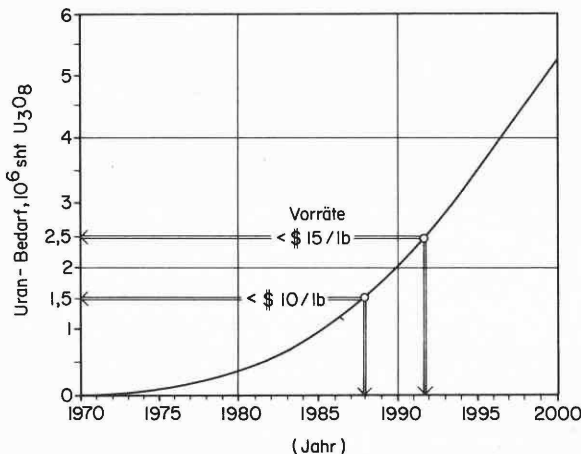


Bild 1 Kumulierter Uranbedarf der westlichen Welt [5]

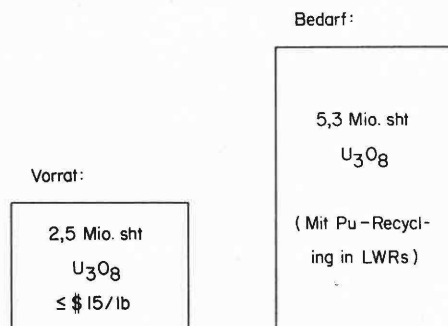


Bild 2 Masstäbliche illustrierte Kernbrennstoffbilanz im Jahre 2000

Faktor 530. Dabei ist ein Abreicherungsgrad in den Trennanlagen auf 0,3 % in Rechnung gesetzt. In Bild 1 ist der Uranbedarf der westlichen Welt als Kurve über den Zeitraum 1970 bis 2000 aufgezeichnet. Die sicheren Vorräte der westlichen Welt von 1,5 Millionen sht U₃O₈ in der Preisklasse bis \$ 10/lb U₃O₈ reichen bis in die zweite Hälfte der 1980er Jahre und die sicheren Vorräte von 2,5 Millionen sht U₃O₈ in der Preisklasse < \$ 15/lb U₃O₈ bis in die anfänglichen 1990er Jahre. Das heisst aber nicht, dass zu diesen Zeitpunkten das Uran zu diesen Preisen gehandelt werden wird, worauf eingangs bereits hingewiesen wurde.

2.3 Kernbrennstoffbilanz für die westliche Welt im Jahr 2000

Stellt man die heute bekannten Uranvorräte von 2,5 Millionen sht U₃O₈ (Preisklasse < \$ 15/lb) dem Bedarf von 5,3 Millionen sht U₃O₈ (mit Pu-Recycling in LWRs) gegenüber, so ergibt sich für das Jahr 2000 ein mehr als doppelt so hoher Bedarf als Vorrat in dieser noch relativ preisgünstigen Klasse (Bild 2). Um diesen hohen Bedarf zu decken, müssen entweder neue Uranvorkommen prospektiert und exploriert werden, oder man ist gezwungen, die ärmeren Vorkommen, die entsprechend höhere Kosten verursachen, zu verwenden. Dabei muss beachtet werden, dass sieben bis acht Jahre notwendig sind, um neue Bergbauanlagen in Betrieb zu nehmen.

2.4 Technisch-ökonomische Grenzen des Uranbergbaus und der Bereitstellung von Trennkapazität

Der Einfluss eines Anstiegs der Brennstoffkosten auf die Energiegestehungskosten bei Kernreaktoren (Leichtwasserreaktoren mit Pu-Recycling) kann mit folgender Faustformel [6] berechnet werden: Beim Übergang auf einen Uranpreis von \$ X/lb U₃O₈ gegenüber der heutigen Basis \$ 8/lb U₃O₈ erhöhen sich die Stromerzeugungskosten um

$$\Delta \left[\frac{\text{mills}}{\text{KWh}_e} \right] = 0,06 (X - 8) \quad (2.4.1)$$

Beispiel: Beim Einsatz von Uran der Preisklasse \$ 30/lb U₃O₈ beträgt die Erhöhung der Energiegestehungskosten $\Delta = 1,32$ mills/KWh_e, was bei einem heutigen Energiepreis von ungefähr 15 mills/KWh_e etwa eine 10%ige Erhöhung bedeutet. Der Übergang auf Uran der Klasse \$ 100/lb U₃O₈ würde unter denselben Annahmen die Stromgestehungskosten um ≈ 37 % erhöhen.

Zusätzlich zu dieser – vielleicht nicht schwerwiegend erscheinenden – Preissteigerung für die Kernenergie, muss aber der gewaltige Materialumsatz beachtet werden, der bei Verwendung ärmerer Uranerze in den Uranbergwerken zu bewerkstelligen ist. Rechnet man mit einer Jahresproduktion von 70 000 sht U₃O₈, die Mitte der 1980er Jahre

in den USA benötigt werden, so erfordert der Abbau von Uranerz in der Preisklasse \$ 50/lb U_3O_8 einen Gesteinsumsatz von etwa 1,2 Milliarden Tonnen im Jahr, was dem gegenwärtigen Materialumsatz des gesamten US-Kohlebergbaus entspricht. Aus dem *exponentiellen* Anstieg des Uranbedarfs würde sich bei Verarbeitung von immer ärmeren Uranerzen ein *überexponentielles* Wachstum für den Uranbergbau ergeben, was eine kaum erwünschte Umweltbelastung mit sich bringen dürfte und auch enorme ökonomische Risiken in sich birgt. Eine 5jährige Verzögerung bei der Einführung der Brüter – zum Beispiel statt 1986 erst 1991 – würde im Jahr 2040 für die USA zusätzlich eine Bereitstellung von 1 Million sht U_3O_8 bedingen. Das ist fast das Dreifache der in der westlichen Welt insgesamt benötigten U_3O_8 -Menge im Jahr 2000!

Weiter müsste bei ausschliesslicher zukünftiger Verwendung von Leichtwasserreaktoren (selbst mit Pu-Recycling) für die Urananreicherung eine immense Trennarbeitskapazität bereitgestellt werden. Tabelle 4 gibt eine Übersicht über die jährlich erforderliche Trennarbeit bis zum Jahre 2000 [5]. Dabei wird mit einer Abreicherung («tails assay») auf 0,3 % gerechnet. Wie aus der Tabelle ersichtlich, wird die voraussichtlich benötigte Trennarbeit von 1975 bis 2000 um mehr als das 12fache ansteigen, was gewaltige Investitionen nötig machen wird. Eine Verzögerung der Brütereinführung – zum Beispiel statt 1986 erst 1991 – würde bedingen, dass die Trennkapazität im Jahr 2000 um 30 % grösser sein müsste.

Tabelle 4 Voraussichtlich benötigte Trennarbeit bis zum Jahr 2000 [5]

Jahr	Voraussichtlich benötigte Trennarbeit in 10^6 kg UTA*/a		
	USA	westliche Welt ausser USA	Summe westliche Welt
1973	3,5	2,8	6,3
1975	6,8	6,2	13,0
1980	15,3	13,8	29,1
1985	30,0	27,9	57,9
1990	52,8	47,7	100,5
2000	74,3	84,6	158,9

* UTA – Urantrennarbeit

3. Die Ausnutzung des Urans in Leichtwasserreaktoren

Bei einem natürlichen Gehalt von etwa 0,7 % spaltbarem Uran-235 und einer Abreicherung auf 0,3 % gelangen nur 0,4 % des Urans als Spaltstoff in die Leichtwasserreaktoren. Werden davon in

einem Zyklus drei Viertel gespalten und rechnet man für diese Reaktoren mit einer Konversionsrate ($CR = \text{Zahl der gebildeten spaltbaren Atome} / \text{Zahl der verbrauchten spaltbaren Atome}$) von $CR = 0,5$ bis $0,6$, so kann das Uran effektiv nur unter 0,5 % ausgenutzt werden.

Dies ist der Grund für den hohen Uranbedarf in Bild 1, und es geht aus der obigen Darstellung hervor, dass schon mittelfristig und vor allem langfristig (nach 2000) eine bessere Ausnutzung des Urans unbedingt nötig wird. Die Möglichkeiten dazu werden im folgenden beschrieben.

4. Der Brutreaktor

Um Kernbrennstoff für thermische Reaktoren zu erzeugen, ist als Rohstoff in erster Linie Uranerz notwendig; für den Erzabbau, die Zerkleinerung, Laugung, Extraktion, Konversion, Isotopentrennung und Brennstofferzeugung soll schematisch als weitere Voraussetzung die elektrische Energie genannt werden, die nötig ist, um diese Prozesse durchführen zu können. Daraus ergibt sich das einfache Schema in Bild 3, wonach der nukleare Brennstoff unter Eingabe von Uranerz und elektrischer Energie erzeugt werden kann. Der Brüter benötigt Brennstoff und liefert wiederum Brennstoff und elektrische Energie zu konkurrenzfähigen Bedingungen. Er hat also – phänomenologisch gesehen – umgekehrt zur Brennstofferzeugung *einen* Eingang und *zwei* Ausgänge. Ein Brutreaktor liefert im Gegensatz zu einem Konverter mehr spaltbaren Brennstoff als er verbraucht.

Für die Erstladung eines Schnellen Brüters mit Pu-239/U-238-Brutzyklus wird Plutonium, das in thermischen Reaktoren erzeugt wurde, benötigt. Der U-233/Th-232-Zyklus, der die Erschliessung des Thoriums ermöglicht, zeigt hingegen bei einem weicheren (thermischen) Neutronenspektrum eine höhere Effektivität als in einem schnellen. In einer neueren Arbeit [8] wird dargelegt, dass der U-233/Th-232-Zyklus faktisch ebensogut wie der Pu-239/U-238-Zyklus in einem schnellen Reaktor arbeitet,

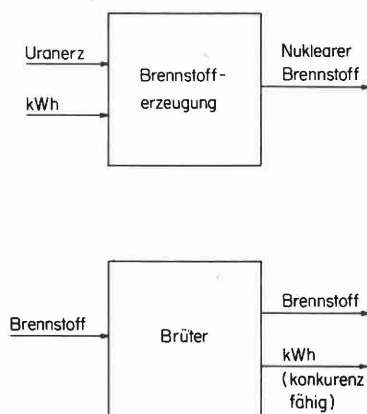


Bild 3 Phänomenologischer Unterschied der Brennstofferzeugung für thermische Reaktoren einerseits und eines Brutreaktors andererseits

wenn man sich auf externes Brüten beschränkt, das heisst wenn man etwa die radialen Blankets eines schnellen Reaktors mit Thorium (ThO_2) belädt. Das so erbrütete U-233 kann – wie wir noch sehen werden – als Brennstoff für Hochtemperaturreaktoren dienen.

4.1 Einige Definitionen des Brütens

Der Brutgewinn, BG, an Spaltstoff (U-233, Pu-239 beziehungsweise Pu-241) aus einem Brennstoffzyklus bei einem Brüter ist definiert als:

$$\begin{aligned} \text{BG} &= \frac{(\text{Spaltstoff am Zyklusende}) - (\text{Spaltstoff zu Zyklusbeginn})}{(\text{Spaltstoffverbrauch})} \\ &= \frac{(\text{Netto-Gewinn an Spaltstoff})}{(\text{Spaltstoffverbrauch})} \end{aligned} \quad (4.1.1)$$

In ähnlicher Weise ist die Bruterate, BR, definiert als:

$$\text{BR} = 1 + \text{BG} = \frac{(\text{erzeugter Spaltstoff})}{(\text{verbrauchter Spaltstoff})} \quad (4.1.2)$$

Dieser Wert ist für einen Brüter grösser als 1; das heisst man kann mit einem Brutgewinn nettomässig rechnen.

Eine weitere wichtige Grösse stellt die Verdopplungszeit, RDT (*reactor doubling time*) dar als jene Zeit (in Jahren), die nötig ist, um das spaltbare Material für eine neue Reaktorladung aus dem Netto-Gewinn an Spaltstoff zu erhalten:

$$\text{RDT} = \frac{(\text{Spaltstoff zu Zyklusbeginn})}{(\text{Netto-Gewinn an Spaltstoff}) \times (\text{Brennstoffzyklen/Jahr})} \quad (4.1.3)$$

In der Praxis ist während eines Zyklus nur ein Teil des Spaltstoffinventars im Reaktorkern; ein Anteil von etwa 60 % des im Reaktorkern befindlichen Spaltstoffes zirkuliert ausserhalb des Reaktors (Wiederaufbereitung).

Man erhält deshalb für die praktische Verdopplungszeit des Spaltstoffinventars eines Brennstoffzyklus, IDT (*inventory doubling time*) folgenden Ausdruck:

$$\begin{aligned} \text{IDT} &= \frac{(\text{Spaltstoff zu Zyklusbeginn})}{\{(\text{Netto-Gewinn an Spaltstoff}) - (\text{Aussenverluste an Spaltstoff})\}} \\ &\quad \times (\text{Aussenfaktor}) \\ &\quad \times (\text{Brennstoffzyklen/Jahr}) \end{aligned} \quad (4.1.4)$$

wobei auch Wiederaufbereitungsverluste in Rechnung gesetzt sind. Der

$$\text{Aussenfaktor} = \frac{(\text{Spaltstoff zu Zyklusbeginn}) + (\text{Spaltstoff aus Reaktor})}{(\text{Spaltstoff zu Zyklusbeginn})} \quad (4.1.5)$$

berücksichtigt die Spaltstoffmenge, die ausserhalb des Reaktors in Umlauf ist [9].

Betrachtet man einen Verbund von Brutreaktoren, der eine Vielzahl dieser Reaktoren enthält, und in welchem dann der erbrütete Brennstoff praktisch kontinuierlich exponentiell anfällt, so ist es sinnvoll eine Systemverdopplungszeit (*compound inventory doubling time*)

$$\text{CIDT} = 0,693 \text{ IDT} \quad (4.1.6)$$

einzuführen.

Um den ansteigenden Bedarf an elektrischer Energie zu decken, der einen Anstieg im Brennstoffbedarf verursacht, ist es wünschenswert, wenn die Verdopplungszeit des Energiebedarfs – also etwa zehn Jahre – mit der Verdopplungszeit der verwendeten Brüter übereinstimmt.

5. Brutreakortypen

5.1 Der Natriumgekühlte Schnelle Brüter

Zurzeit sind bereits verschiedene Prototypanlagen dieses Typs (DEMOs) der Grösse 250–300MW_e in Betrieb, wie Phénix (Frankreich), PFR (England), BN-350 (UdSSR). Die Investitionen für diese Anlagen sind hoch. Für den amerikanischen DEMO rechnet man mit rund den doppelten Anlagekosten verglichen mit einem Leichtwasserreaktor gleicher Leistung. Diese hohen Kosten sind zurückzuführen auf Sicherheitsüberlegungen, die die Anlage verteuern beziehungsweise auf die komplexe Natriumtechnologie. Eine heute noch offene Frage ist die wirtschaftliche Energieerzeugung mit Natriumgekühlten Schnellen Brütern.

Als Vorteile für die Natriumkühlung gegenüber der Gaskühlung gelten: niedriger Systemdruck, sehr gutes Wärmeübertragungsmittel, geringeres Brennstoffinventar, hoher Wirkungsgrad (40–42 %) der Anlage bei mittleren Temperaturen.

In Tabelle 5 sind Verdopplungszeiten für künftige kommerzielle Na-Brüter angegeben. Sie sind bei Oxidbrennstoff ungünstiger als bei Karbidbrennstoff. In projektierten Anlagen rechnet man mit folgenden Bruteraten: DEMO (USA): $1,15 \pm 0,05$; der SNR-300 wird aus Kostenersparnisgründen mit einem dünneren radialen Brutmantel bei $\lesssim 1$ liegen, der französische Superphénix wird bei 1,1 liegen und bei späteren weiteren kommerziellen Anlagen ist mit 1,2–1,3 zu rechnen.

5.2 Der Gasgekühlte Schnelle Brüter

Es existieren noch keine Prototypen mit Gaskühlung. Eine sichere Voraussage über eine wirtschaftliche Energieerzeugung ist zurzeit noch nicht möglich. Die Gasbrüterentwicklung zieht Nutzen aus der Entwicklung des Na-Brüters für das oxidische Brennelement. Der Brennstab im gasgekühlten Brüter unterscheidet sich allerdings vom Brenn-

Tabelle 5 Verdopplungszeiten für künftige kommerzielle Natriumgekühlte Schnelle Brüter [4]

Brennstoff	Spez. Leistung MWth/kg**	Brennstoffverbleib im Reaktor Jahr	Abbrand		Verdopplungszeit in Jahren				
			% Fima	Fifa	1.1	1.15	Brutraten		
						1.2	1.3	1.4	
Oxid	0,7	1	3,3	0,25	112	61	42	26	19
		3	10	0,75	47	30	22	14,2	10,5
Karbid*	1,4	1	6,7	0,50	–	26	19	12,2	9,0
		1,5	10	0,75	–	20	14,5	9,5	7,0
		2	13,3	1,00	–	17	12,6	8,3	6,1

* noch erhebliche Entwicklungsarbeit notwendig!

** Schwermetall

stab im natriumgekühlten Brüter, durch seine Entlüftung und aufgeraute Hülle. Von den gasgekühlten Reaktoren, insbesondere dem Hochtemperaturreaktor, kann das Engineering für die Heliumgaskühlung und den vorgespannten Betondruckbehälter übernommen werden, so dass wahrscheinlich ein viel kleinerer F&E-Aufwand notwendig sein dürfte, als für die Natriumgekühlten Brüter. Als Vorteile des Gasbrüters gelten: inertes, durchsichtiges, einphasiges Kühlmittel, reduzierte spezifische Leistung, nur schwache neutronische Wechselwirkungen mit dem Kühlmittel, gut überschaubare nukleare Sicherheit.

Die Brutrate einer zukünftigen 1000-MW_e-kommerziellen Anlage wurde in unserem Hause mit BR = 1,38 (bei oxidischem Brennstoff) ermittelt [10]. Es werden auch Werte bis zu BR = 1,49 bei halbjährlicher Coreumladung für einen 1000-MW_e-Gasbrüter angegeben [8]. Zukünftige, realistische Werte dürften bei 1,3–1,4 liegen.

5.3 Brutraten, Konversionsraten, Gesamtwirkungsgrad und U₃O₈-Inventar verschiedener Reaktoren

In Tabelle 6 sind die Brutraten beziehungsweise Konversionsraten, der Gesamtwirkungsgrad und das U₃O₈-Inventar der verschiedenen Reaktoren zusammengestellt. Auffallend ist das geringe U₃O₈-Inventar der Brüter, die nach der Erstladung mit rund einer sht U₃O₈ pro Jahr über die gesamte Betriebszeit auskommen, was für dieselbe elektrische Leistung gilt, wie für die thermischen Reaktoren.

6. Symbiotische Reaktorstrategien

Eine Symbiose von verschiedenartigen Konvertern beziehungsweise Brennern mit Brütern soll den Zweck verfolgen, einerseits allen Energieanforderungen gerecht zu werden, das heisst die Bereitstellung von:

- elektrischer Energie,
- Hochtemperaturprozesswärme für industrielle Zwecke,

Tabelle 6 Brutraten, Konversionsraten, Gesamtwirkungsgrad und U₃O₈-Inventar verschiedener Reaktoren [4]

Reaktortyp	Brutrate bzw. Konversionsrate BR bzw. CR	Gesamtwirkungsgrad η_B bzw. η_C	Inventar sht U ₃ O ₈	sht U ₃ O ₈ bei 40jährigem Betrieb
LWR (1000 MWe)	0,5 – 0,6	≈ 0,33	548 (PWR) 580 (BWR)	5000 (LWR)
HTGR (1000 MWe)	0,66–0,9	≈ 0,40	456	2400
LMFBR (kommerziell)	1,2 – 1,25	≈ 0,40	≈ 80	≈ 110*
GCFR (kommerziell)	1,3 – 1,4	≈ 0,37	≈ 100	≈ 140*

LWR = Light Water Reactor
BWR = Boiling Water Reactor
PWR = Pressurized Water Reactor

HTGR = High Temperatur Gas-Cooled Reactor
LMFBR = Liquid Metal Fast Breeder Reactor
GCFR = Gas-Cooled Fast Breeder Reactor

* Aussenfaktor berücksichtigt

– kalorischer Fernwärme für Fernheiznetze zur Raumbeheizung, soll hinreichend gewährleistet werden.

Andererseits will man aber auch gleichzeitig weitgehend von Rohstoffen unabhängig werden, so dass nur soviel Uran beziehungsweise Thorium in ein Symbiosesystem nachgespeist werden muss, wie infolge von Spaltung (lg pro MWd erzeugter thermischer Leistung) verbraucht wird. Neuerdings ist eine interessante Symbiose von GCFRs und HTGRs in den Vordergrund gerückt [8, 10, 11, 12]. Der Grundgedanke dieser Philosophie ist, dass ein GCFR so ausgelegt wird, dass der Kern mit den axialen Blankets auf der Grundlage des Uran-Plutonium-Zyklus eine Konversionsrate von $CR = 1$ besitzt, während die radialen Blankets Thoriumoxid enthalten. Das erzeugte Plutonium wird in den Kern des Reaktors zurückgeführt und ersetzt gerade wieder die Spaltstoffverluste. Der überschüssig erbrütete Brennstoff ist Uran-233 und wird in den radialen Blankets erzeugt. Dieses U-233 wird in HTGRs eingesetzt, die sich wegen $CR < 1$ brennstoffmässig nicht selbst erhalten können. Dieses System erhält sich selbst und ist somit autark bis auf die Nachspeisung von Natururan und Thorium. Die GCFRs dienen neben der Energieerzeugung als Brennstofffabriken für die HTGRs, die auf Grund ihrer Hochtemperaturwärme ein hohes Potential in der Zukunft haben werden. Somit sind keine Isotopentrennanlagen mehr nötig.

Nimmt man vereinfacht an, dass in einem solchen System alle GCFRs dieselbe Brutrate BR, und alle HTGRs dieselbe Konversionsrate CR, besitzen, sind weiterhin die thermischen Leistungen und Lastfaktoren aller Reaktoren gleich, und die elektrischen Anlagewirkungsgrade der Konverter und Brüter durch η_C beziehungsweise η_B berücksichtigt, so ergibt sich im stationären Gleichgewicht das Verhältnis der Zahl HTGRs N, zur Zahl der benötigten GCFRs M, zu [10, 12]

$$\frac{N}{M} = \frac{1}{a} \frac{BR-1}{1-CR} \times \frac{\eta_C}{\eta_B} \quad (6.1)$$

($a \approx 1.1$ für den beschriebenen gemischten Zyklus: Pu-239/U-238-Zyklus und U-233/Th-232-Zyklus; $a \approx 1.66$ für einen reinen Uran-Plutonium-Zyklus). Die total installierte elektrische Leistung L_{tot} stellt die Summe aus den elektrischen Leistungen der Konverter, L_C , und jene der Brüter, L_B , gemäss

$$L_{tot} = N \cdot L_C + M L_B \quad (6.2)$$

dar.

Für eine bestimmte zu installierende Leistung kann unter Annahmen für die Konversions- und Brutraten und für die Brutsysteme eine Abschätzung der Anzahl von Brütern (LMFBRs, GCFRs) zu Brennern (LWRs, HTGRs) nach Gleichung 6.1 getroffen werden. Die Tabellen 7 und 8 geben als

Tabelle 7 Anzahl von Brütern zu Brennern in Symbiose mit *reinem U/Pu-Zyklus* für eine installierte Gesamtleistung von 10 000 MWe

Brenner-Typ	LWR	HTGR
Brüter-Typ		
LMFBR	8 LMFBRs : 2 LWRs	6 LMFBRs : 4 HTGRs
GCFR	7 GCFRs : 3 LWRs	5 GCFRs : 5 HTGRs

(Alle Reaktoren besitzen eine Leistung von 1000 MWe; das in den Brütern überschüssige erzeugte Plutonium geht in die Brenner, welche ebenfalls mit dem U/Pu-Zyklus arbeiten)

Tabelle 8 Anzahl von Brütern zu Brennern in Symbiose, mit *gemischtem U/Pu- und Th/U-233-Zyklus*, für eine installierte Gesamtleistung von 10 000 MWe

Brenner-Typ	LWR	HTGR
Brüter-Typ		
LMFBR	7 LMFBRs : 3 LWRs	5 LMFBRs : 5 HTGRs
GCFR	6 GCFRs : 4 LWRs	4 GCFRs : 6 HTGRs

(Alle Reaktoren besitzen eine Leistung von 1000 MWe; das in den radialen Blankets der Brüter überschüssig erzeugte U-233 geht in die Brenner, welche mit dem Th/U-233-Zyklus arbeiten)

Beispiel für eine installierte Leistung von 10 000 MWe die Anzahl der benötigten Brüter und Brenner an, bei Verwendung des reinen Plutoniumzyklus beziehungsweise bei gemischten Zyklen. Der Berechnung liegen die Mittelwerte der Brutbeziehungsweise Konversionsraten und die Wirkungsgrade der Tabelle 6 zugrunde.

Durch Vergleich der beiden Tabellen sieht man, dass unter Anwendung des gemischten Brennstoffzyklus (Tabelle 8) 4 GCFRs–6 HTGRs, mit Brennstoff versorgen können. Die Firma *General Atomics* (früher *Gulf General Atomic Comp.*) glaubt sogar, dass ein Verhältnis von 3 oder gar 4 HTGRs pro GCFR möglich sein müsste, wenn optimistischere Brutraten für den GCFR; und Konversionsraten für den HTGR bis 0,9 angenommen werden.

Eine GCFR/HTGR-Symbiose basierend auf gemischtem Brennstoffzyklus ist also am vorteilhaftesten, da die kleinste Anzahl von Brüttern benötigt wird. In einem gemischten Zyklus zirkuliert viel weniger Plutonium, als in einem System das nur den reinen U/Pu-Zyklus verwendet.

Ein entscheidender Vorteil ist jedoch der, dass auch der Thoriumkreislauf erschlossen wird, und zwar wird gewichtsmässig mehr Thorium als Uran verbrannt. Da mehr Thorium als Uran in der Natur vorkommt, können somit diese Rohstoffe für die Kernspaltung optimal ausgenützt werden.

7. Schlussfolgerungen

Wie gezeigt wurde, leitet sich die Notwendigkeit von Brüttern aus der zukünftigen Brennstoffversorgung und den technisch-wirtschaftlichen Grenzen ab, die durch den Uranbergbau und die erforderliche Trennarbeit gegeben sind. Der *Natriumgekühlte Schnelle Brüter* besitzt gegenüber dem

Gasgekühlten einen Entwicklungsvorsprung. Soweit zurzeit beurteilbar, sind mit dem *Gasgekühlten Schnellen Brüter* höhere Brutraten zu erreichen als mit *Natriumgekühlten*. Eine Lösung der zukünftigen Rohstoffversorgung kann mit Reaktorsymbiosen erreicht werden, wozu der Brüter unbedingt notwendig ist. Es sind sowohl Symbiosen von Brüttern mit Leichtwasserreaktoren, wie auch mit Hochtemperaturreaktoren möglich. Die Verwendung von GCFRs würde eine geringere Anzahl von Brüttern für eine bestimmte zu installierende Leistung ergeben. Aus der Bedeutung der Brennstoffversorgung für die Kernenergie erscheint jedoch die Verfolgung von zwei Brüterkonzepten sinnvoll und das Energieproblem der Zukunft durch die rechtzeitige Einführung von Schnellen Brüttern lösbar.

Literatur

1. *Seaborg, G. T.*: Annals Nucl. Sci. Eng. 1, p. 2 (1974).
2. *Nucleonics Week*: 15, p. 6 (1974).
3. *Hampel, H. R.*: Atomwirtschaft 7, 330 (1973).
4. Report of the Cornell Workshops on the Major Issues of a National Energy Research and Development Program, Sept. 14—Oct. 17, 1973, Cornell University, Ithaca, New York 14 850, p. 9, 1973.
5. idem, p. 135.
6. idem, p. 136.
7. idem, p. 137.
8. *Fortescue, P.*: Annals of Nucl. Sci. Eng. 1, p. 21 (1974).
9. *Wyckoff, H. L.*, und *Greebler, P.*: Nucl. Techn. 21, p. 158 (1974).
10. *Seifritz, W.*: Chimia, S. 1 (1974).
11. *Melèse-d'Hospital, G.*, und *Meyer, L.*: Status of GCFBRs in the USA, Reaktortagung, 2.—5. April 1974, Berlin.
12. *Schikorr, W.*: Reaktorstrategie zu einer autarken Primärenergieversorgung, Reaktortagung, 2.—5. April 1974, Berlin.