

**KERNFORSCHUNGSZENTRUM
KARLSRUHE**

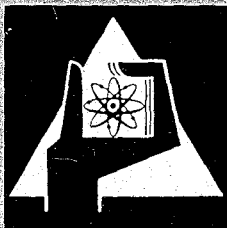
Juli/August 1967

KFK 683

Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik

Tendenzen der Kernenergieentwicklung

K. Wirtz



GESELLSCHAFT FÜR KERNFORSCHUNG M. B. H.
KARLSRUHE

Herausgegeben in Verbindung mit der „Elektrizitätswirtschaft“ von der Vereinigung Deutscher Elektrizitätswerke - VDEW

SONDERDRUCK Nr. 2135

Jg. 13 (1967), Seite 85 - 93

Tendenzen der Kernenergieentwicklung

Von Karl Wirtz, Karlsruhe*)

DK 621.039.001.6

Nach einem Blick auf die Entwicklung der Kernenergie und die besonderen Verhältnisse in der Bundesrepublik Deutschland wird genauer auf die Typen von Kernreaktoren eingegangen, die gegenwärtig in Kernkraftwerken verwendet werden. Die Grenzen ihrer Entwicklungsmöglichkeiten werden beleuchtet. Dies leitet über zu einer Betrachtung der künftigen Reaktortypen, insbesondere der Brutreaktoren. Hier werden besonders die deutsche, die englische und die amerikanische Entwicklung erörtert. Vorzüge und Schwierigkeiten der einzelnen Brüter-Varianten werden miteinander verglichen. Zum Abschluß wird auf die Frage der Brennstoffversorgung der Bundesrepublik eingegangen.

Rückblick

Vor elf Jahren nahm das Kernkraftwerk Calder Hall in England seinen Betrieb auf. Sein Hauptzweck war nicht die Erzeugung von Energie, sondern die Produktion von Plutonium für militärische Zwecke. Trotzdem können wir die Gewinnung von technisch verwertbarer Energie aus Kernreaktionen mit diesem Datum beginnen lassen. Calder Hall war die Krönung eines langjährigen Entwicklungsprogramms der englischen Atomenergiebehörde. Aber auch in den USA, in Rußland und in Frankreich gab es um diese Zeit schon große Programme mit dem Ziel der Gewinnung von technisch verwertbarer Kernenergie. Die Bundesrepublik Deutschland hatte erst im Jahre 1955 die Möglichkeit eigener Kernenergieforschung wiedergewonnen. Bekanntlich führte dies zur Gründung der Kernforschungszentren Karlsruhe und Jülich und zum Bau des ersten in der Bundesrepublik entwickelten Kernreaktors, des heutigen Forschungsreaktors FR2 in Karlsruhe. Gleichzeitig wurde unter der Führung des neu geschaffenen Bundesministeriums für Atomkernenergie, beraten durch die ebenfalls neu gegründete Deutsche Atomkommission, ein vorsichtig und vorausschauend angelegtes Atomprogramm begonnen mit dem Ziel, durch Zusammenwirken von Staat, Wissenschaft und Industrie eigene und unabhängige Leistungen auf diesem Gebiet zu ermöglichen. Das unzweifelbare Verdienst dieses Programms war es, mit einem Minimum von Mitteln, wenn man sie

mit dem Ausland vergleicht, und in einer relativ kurzen Zeit, wenn man bedenkt, daß kein militärisches Programm vorausging, sowohl die wissenschaftlich-technische Forschung als auch die deutsche Industrie an die moderne Entwicklung herangeführt zu haben. Dies drückt sich unter anderem darin aus, daß heute deutsche Firmen in der Lage sind, auf dem Weltmarkt Forschungs- und Leistungsreaktoren sowie Kernbrennstoffe und eine Vielzahl von Reaktorkomponenten anzubieten. Wer die rasche Entwicklung, welche die Kernenergiegewinnung im letzten Jahrzehnt genommen hat, verfolgte, kann ermessen, welche Anstrengungen notwendig waren, und wie schwierig es auch künftig sein wird, den internationalen Stand zu wahren.

Bekanntlich kam es in den letzten Jahren zu einem Durchbruch der Kernenergie auf dem Kraftwerkmarkt. Bis heute sind allein in den USA rd. 30 000 MW auf Atombasis teils in Betrieb, teils im Bau, teils bestellt, und zwar in Einheiten, die zum Teil über 1000 MW liegen. Auch in England, Frankreich, Rußland, der Bundesrepublik, Kanada, Italien, Japan, Schweden und in anderen Ländern wurden Kernkraftwerke errichtet und in Betrieb genommen. Von den Experten lange vorausgesagt, von der bedrohten Konkurrenz oft nur skeptisch beurteilt, wurde das Kernkraftwerk an vielen Stellen der Welt als der absolut billigste Elektrizitätserzeuger erkannt. Es ist das Verdienst der Energieversorgungsunternehmen (EVU) in Amerika und in Europa, zu diesem Durchbruch dadurch beigetragen zu haben, daß ihre sorgfältigen und unvoreingenommenen Kostenanalysen die Überlegenheit des Kernkraftwerks ergaben.

*) Dr. K. Wirtz ist ord. Professor an der TH Karlsruhe und Direktor des Instituts für Neutronenphysik und Reaktortechnik im Kernforschungszentrum Karlsruhe.

Vortrag, gehalten auf der VDEW-Jahrestagung am 31. Mai 1967 in Hannover.

Wir wollen zunächst auf die Frage eingehen, welche Reaktortypen diese Entwicklung tragen. Hierbei soll weniger über Kostenfragen oder technische Einzelheiten als vielmehr über nukleare Besonderheiten und in ihrem Lichte über Entwicklungsmöglichkeiten gesprochen werden. Hierzu müssen wir etwas weiter ausholen und einen Blick auf die Grundlagen der Kernreakorteknik werfen.

Grundlagen

Der Energie erzeugende Prozeß ist die Spaltung des Urankerns. Natürliches Uran besteht zu 99,3% aus dem nicht primär spaltbaren Uran 238 und zu 0,7% aus dem spaltbaren Uran 235. Zwischen den spaltbaren Urankernen kann durch Vermittlung von Neutronen eine Kettenreaktion stattfinden. Trifft ein Neutron auf ein Uran 235, so spaltet dieses unter Freisetzung von Energie und gleichzeitiger Abgabe von 2 bis 3 Neutronen, die ihrerseits neue Spaltungen hervorrufen können. Diese Kettenreaktion verläuft bekanntlich nur unter gewissen sorgfältig abzustimmenden kernphysikalischen Bedingungen. Unter an-

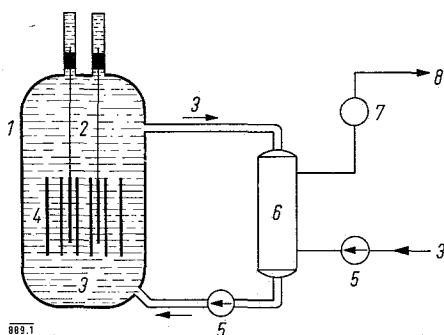


Bild 1. Druckwasser-Reaktor (Druckkessel-Typ)

- | | |
|----------------|-----------------|
| 1 Druckkessel | 5 Pumpe |
| 2 Regelstab | 6 Wärmetauscher |
| 3 Wasser | 7 Dampftrummel |
| 4 Brennelement | 8 Dampf |

derem müssen in den heutigen Leistungsreaktoren die neuen Neutronen durch geeignete Moderatoren, zum Beispiel Wasser oder Graphit, verlangsamt werden, ehe sie die Kettenreaktion fortführen können. Das Uran muß in geeigneter Form in „Brennelementen“ in den Reaktor eingebracht werden, wobei diese Form von nuklearen Bedingungen abhängt. Zum Beispiel dürfen die Brennelemente, die meist stabförmig sind, weder zu dick noch zu dünn sein, noch darf zwischen ihnen zuviel oder zuwenig Moderator bzw. Kühlmittel sein. Diesen nuklearen Nebenbedingungen haben sich weitere Anforderungen an den Reaktor, zum Beispiel der Wunsch nach großer Leistungsdichte und starker Kühlung, unterzuordnen. Die Kunst des Entwurfs besteht darin, unter Verwendung geeigneter Materialien einen Reaktor zu konstruieren, in dem die nuklearen und wärmetechnischen Bedingungen optimal sind.

Es zeigt sich, daß eine Kombination von natürlichem Uran als Brennstoff mit gewöhnlichem Wasser als Moderator nicht zu einem Reaktor führt. Wohl ist dies möglich durch geeignete Kombinationen von natürlichem Uran und schwerem Wasser sowie von natürlichem Uran und Graphit. Wünscht man, in einem Kernreaktor natürliches Wasser als Moderator und Kühlmittel zu verwenden, so muß das seltene Uran 235 gegenüber seiner natürlichen Häufigkeit angereichert werden. Dieser Anreicherungsprozeß geschieht bekanntlich in teuren Isotopentrennanlagen, die heute nur die USA, England, Frankreich und Rußland (sowie wahrscheinlich China) besitzen. Nur die USA geben angereichertes Uran 235 für nicht-militärische

Verwendung frei. Hier leuchtet schon ein Problem auf, auf das wir noch zurückkommen. Wer nämlich auf der Basis von Leichtwasserreaktoren ein Kernenergieprogramm durchzuführen wünscht, muß in irgendeiner Form Zugriff zu ausreichender Trennkapazität für Uran 235 besitzen. Trotz dieser Nebenbedingungen, die in den USA in vollem Umfang erfüllt sind, haben sich aus Kostengründen gerade die Leichtwasserreaktoren als Dampferzeuger in Kernkraftwerken vor allen anderen durchgesetzt. Wir wollen deshalb zunächst einen Blick auf sie sowie auf die anderen Leistungsreaktoren werfen, die heute die Kernenergieerzeugung tragen.

Leichtwasserreaktoren vom Druckwasser-Typ

Bild 1 zeigt das Schema eines solchen Reaktors. Der Brennstoff besteht aus Urandioxid in Form zylindrischer Pellets von rd. 9 mm Dmr. Sie werden in Hüllrohre aus Zirkaloy von 0,6 mm Wanddicke gefüllt und bilden einen Brennstab von 2 bis 3 m Länge. Diese Stäbe werden zu Bündeln zusammengefaßt, die man Brennelemente nennt. Diese Brennelemente werden zu einem dicht gepackten Gitter, dem „Core“, zusammengesetzt, das für eine Anlage von 600 MW rd. 75 t Uran enthält, das auf 3% Uran 235 angereichert ist. Die Zwischenräume zwischen den einzelnen Brennstäben werden von Wasser durchströmt, das sowohl die Kühlung als auch die Neutronenmoderation besorgt. Das Wasser befindet sich unter einem Druck von 145 at bei einer Temperatur von rd. 300 °C. Dabei siedet es nicht, sondern dient lediglich als flüssiges Kühlmittel. Die Aufheizspanne im Core beträgt zum Beispiel im Falle des Kernkraftwerks Obrigheim 25 grd. In einem Wärmetauscher, dem „Dampferzeuger“, überträgt das Primärkühlwasser seine Wärme auf einen Sekundärkreis, der Dampf von rd. 270 °C und 50 at erzeugt, der in die Turbine geleitet wird.

Zu den Vorzügen des Druckwasserreaktors gehört die relativ geringe Aufheizspanne, die eine gleichmäßige Leistung des ganzen Cores ermöglicht. Da das Wasser im Core nicht siedet, sind nukleare Unstabilitäten infolge von Dampfblasen unmöglich. Der Temperaturkoeffizient der Reaktivität des Reaktors ist negativ und deshalb stabilisierend, da bei Erhöhung der Temperatur die Dichte des Kühlwassers abnimmt und das in der Regel leicht untermoderierte Core in den Bereich ungünstigerer Neutronenbilanz gerät. Infolge der relativ niedrigen Temperatur im Core bereitet die Korrosion der Hüllmaterialien des Brennstoffs keine Schwierigkeiten. Die Tatsache, daß der Primärkühlkreis über den Wärmetauscher direkt zum Reaktor zurückgeführt werden kann, ermöglicht einen vom sicherheitstechnischen Standpunkt aus besonders günstigen Aufbau. Der primäre Wärmetauscher kann nämlich mit dem Reaktor zusammen in ein „Containment-Gebäude“ eingeschlossen werden, aus dem lediglich die Sekundärdampfleitungen nach außen führen, die ihrerseits mit dem Core keinerlei direkte Verbindung haben. Der Primärkreis ist also durch das äußere Containment völlig umschlossen. Auch bei einem Bruch wird der Inhalt des Primärkreises im Containment festgehalten.

Leichtwasserreaktoren vom Siede-Typ

In seinem Coreaufbau ist dieser Typ vom Druckwasserreaktor nicht sehr verschieden. Das Core wird jedoch nur zu etwa 2/3 mit Wasser gefüllt, das durch die Brennstoffstäbe so stark erhitzt wird, daß es zum Sieden kommt. Der entstehende Dampf wird zur Kühlung des oberen Drittels des Cores verwendet. Trotz der Dampf Bildung ist es möglich, den Reaktor nuklear stabil zu halten. In modernen Anlagen wird der Dampf im Core noch von dem mitgerissenen Wasser getrennt und ohne Benutzung eines Wärmetauschers direkt auf den Hochdruckteil der Turbine geleitet. Der Primärkreis tritt also aus dem Containment-Gebäude aus. Ein solcher Reaktortyp befindet

sich zum Beispiel in den Kernkraftwerken Gundremmingen und Lingen. Bild 2 zeigt ein Schema eines Siedewasserreaktors. Das Core von Gundremmingen besteht aus rd. 13 000 Brennstäben, die zu Brennelementen von je 36 Stäben zusammengefaßt sind. Der äußere Durchmesser eines Brennstabes beträgt 14 mm, die Wanddicke des Hüllmaterials etwa 0,9 mm. Das Material der Umhüllung ist Zirkaloy. Der mittlere Anreicherungsgrad des Brennstoffs beträgt 2,2 % Uran 235, die Kühlmittelaustrittstemperatur rd. 286 °C. Obwohl der Dampf im Core entwickelt

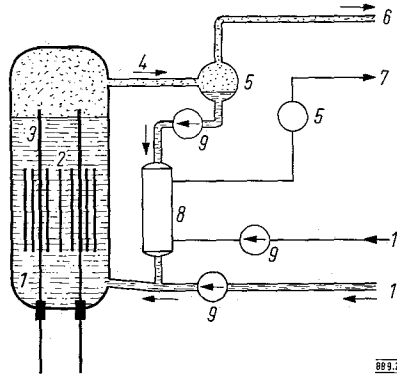


Bild 2. Siedewasser-Reaktor (Zweikreislauf-Typ mit Zwangumlauf)

- | | |
|----------------|--------------------|
| 1 Wasser | 6 Dampf-Hauptkreis |
| 2 Brennelement | 7 Dampf-Hilfskreis |
| 3 Regelstab | 8 Wärmetauscher |
| 4 Naßdampf | 9 Pumpe |
| 5 Dampftrommel | |

wird, die Aufheizspanne relativ groß ist und die Corebelastung ungleichmäßiger als im Druckwasserreaktor ist, hat sich der Siedewasserreaktor ebenfalls hervorragend bewährt. Der bekannteste Reaktor dieses Typs ist wohl der von Oyster Creek, dessen Bestellung bei der General Electric Company durch das EVU Jersey Central auf rein kommerzieller Basis im Jahre 1964 den Durchbruch der Kernenergie in den USA einleitete. Oyster Creek leistet 515 MW und soll noch im Jahr 1967 in Betrieb kommen. Der weitaus überwiegende Teil aller amerikanischen Kernkraftwerke ist vom Siede- oder Druckwasser-Typ.

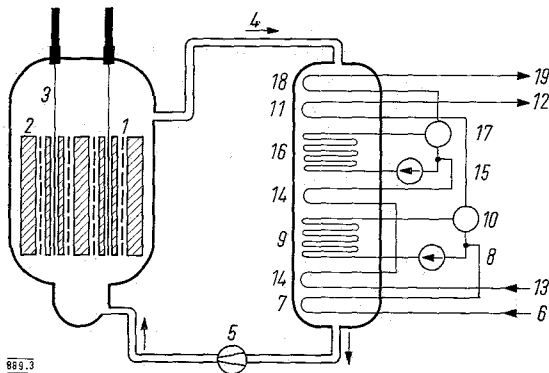


Bild 3. Gas-Graphit-Reaktor

- | | |
|--------------------------|--------------------|
| 1 Brennelemente | 11 ND-Überhitzer |
| 2 Graphit | 12 ND-Dampf |
| 3 Regelstab | 13 MD-Wasser |
| 4 heißes CO ₂ | 14 MD-Vorwärmer |
| 5 Gebläse | 15 MD-Pumpe |
| 6 ND-Wasser | 16 MD-Verdampfer |
| 7 ND-Vorwärmer | 17 MD-Dampftrommel |
| 8 ND-Pumpe | 18 MD-Überhitzer |
| 9 ND-Verdampfer | 19 MD-Dampf |
| 10 ND-Dampftrommel | |

Gas-Graphit- und AGR-Typen

Die englischen und französischen Gas-Graphit-Reaktoren benutzen Graphit als Moderator, natürliches Uran in metallischer Form als Brennstoff und Kohlendioxidgas als Kühlmittel. Bild 3 zeigt eine schematische Darstellung. Der große Vorzug ist die Unabhängigkeit der Brennstoffversorgung von einer Trennanlage sowie die Tatsache, daß Natururan, Graphit und Kohlendioxid billig und leicht beschaffbar sind. Dies war wohl auch der tiefere Grund, warum diese Reaktortypen in der frühen Phase der Entwicklung Anhänger fanden. Am bekanntesten ist das englische Programm, das 5000 MW auf der Basis von Gas-Graphit-Reaktoren, den „Magnox-Reaktoren“, vorsieht. Bisher zeichnen sich die englischen Reaktoren durch Zuverlässigkeit und Sicherheit aus, doch haben sie einen durch die nuklearen Eigenschaften bedingten Nachteil. Graphit moderiert die Neutronen nur schwach. Dies führt zu großen Corestrukturen. Der Coredurchmesser des Werkes Wylfa, das im April 1969 in Betrieb gehen und mit 1180 MW, geliefert aus zwei Reaktoren, die größte Magnox-Station der Welt sein wird, beträgt etwa 17 m bei einer Höhe von etwa 9 m. Es enthält je Reaktor 3740 t Graphit und etwa 600 t Natururan. Seine mittlere Kühlgastemperatur beträgt 400 °C, der Kühlgasdruck etwa 10 at, die Dampftemperatur 396 °C bei etwa 96 at. Diese wenigen Zahlen ergeben einen Eindruck von der Größe der Anlage und dem damit verbundenen Kapitalaufwand.

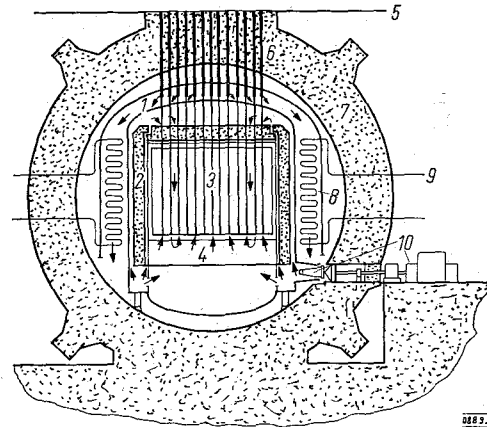


Bild 4. Schematische Darstellung eines AGR

- | |
|------------------------------|
| 1 Heißgas-Leitung |
| 2 Neutronenabschirmung |
| 3 Core |
| 4 Tragegitter |
| 5 Ladeflur |
| 6 Brennelement-Führungsrohre |
| 7 Spannbeton-Druckgefäß |
| 8 Dampferzeuger |
| 9 Dampfleitung |
| 10 Gebläse mit Antrieb |

Die relativ niedrige Kühlgastemperatur, die sowohl durch die Magnox-Hülle des Brennstoffs als auch durch die chemische Beeinflussung des Graphits durch die Kohlendioxid bedingt ist, hat zur Folge, daß auch der Wärmetauscher (Dampferzeuger) sehr groß ist. Diese Züge der englischen Kernkraftwerke sind allgemein bekannt und haben dazu geführt, daß sich Gas-Graphit-Reaktoren auf dem Weltmarkt trotz der eingangs erwähnten Vorteile außerhalb Englands bisher, von Einzelfällen abgesehen, nicht durchsetzen konnten. Für die französische Variante gilt im großen und ganzen dasselbe wie für die englischen Magnox-Reaktoren.

Inzwischen wurde in England der Magnox-Typ zugunsten eines fortgeschritteneren gasgekühlten Reaktors, des AGR (advanced gas-cooled reactor), verlassen (Bild 4).

Tafel 1. Daten verschiedener Reaktortypen

Reaktortyp	Kühlmittel-Temperatur °C	Dampfzustand		thermischer Netto-Wirkungsgrad %	U 235 %	kW je kg Brennstoff	MW je kg Spaltstoff	Konversion
		at	°C					
Druckwasser	306	50	267	31	3.3	8.3	0.25 bis 0.3	0.6
Siedewasser	285	70	285	30	2.5	6.3	0.25 bis 0.3	0.6
Gas-Graphit	402	96	396	31	0.7	1.75	0.25	0.8
AGR	675	160	565	41	2.2	5.7	0.26	0.5
D ₂ O-D ₂ O	293	40	240	31	0.7	5	0.7	0.8
D ₂ O-Gas	550	107	530	35	1.15	3	0.25	0.6
Hochtemperatur-Gas-Reaktor	730	102	540	40	13	—	0.2	0.5
Schneller Brüter	680	170	540	40	10-12	50	0.5	1.35

Gegenüber dem Magnox-Reaktor ist er dadurch verändert, daß die Menge des Graphit, zum Beispiel bei der im Bau befindlichen Anlage Dungeness B, auf 1100 t, die des Brennstoffs auf rd 120 t vermindert wurde. Die Auslaßtemperatur des Kühlgases Kohlendioxid ist auf 675 °C gesteigert worden. Das Core hat nur 9,5 m Dmr. und 8,3 m Höhe. Die Leistung je Kilogramm Spaltstoff, eine der wichtigsten Kenngrößen für die Brennstoffausnutzung, beträgt etwa 0,26 MW/kg, etwa ebensoviel wie bei den Magnox- und Wasser-Typen¹⁾. Die Dampfbedingungen entsprechen mit 565 °C und 162 at modernen Anforderungen. Der thermische Wirkungsgrad wurde auf 42% gesteigert; der Brennstoff ist nicht mehr Uranmetall, sondern Urandioxid in Edeldstahlhülle. Wegen der höheren Gas-temperatur ist der Wärmetauscher kleiner als bei den Magnox-Reaktoren. Die gesamte Anlage wird in ein Druckgefäß aus Spannbeton eingeschlossen, das auch den Wärmetauscher sowie die Gasumlaufpumpen umfaßt. Der Druck des Gases ist 35 at. Der Abbrand des Brennstoffs beträgt 16 000 bis 20 000 MWd/t Brennstoff verglichen mit 4000 bis 7000 MWd/t bei den Magnox-Reaktoren. Auch kann der AGR während des Betriebs umgeladen werden. Durch eine geschickte Gasführung wird der Graphit des Moderators auf tiefer Temperatur gehalten (rd. 350 °C), so daß ebenso wie bei den Magnox-Reaktoren eine chemische Reaktion zwischen der Kohlendioxid und dem Graphit vermieden wird. Alle diese Vorteile und Verbesserungen haben jedoch ein Opfer gegenüber den Magnox-Typen gefordert: Natururan kann nicht mehr verwendet werden, vielmehr muß das Uran 235 im Brennstoff auf 2 bis 2,5% angereichert sein. Damit ist der AGR ebenso wie die Leichtwasserreaktoren auf den Zugriff auf eine Anreicherungsanlage angewiesen. Erwähnt sei, daß der AGR als gasgekühlter Reaktor verschiedene günstige sicherheitstechnische Züge zeigt.

In Tafel 1 sind einige Angaben über die vier bisher behandelten Reaktortypen zusammengestellt. Außer den schon erwähnten Punkten sehen wir folgendes. Die Leistung je Kilogramm Spaltstoff ist bei den meisten Reaktoren etwa gleich. Lediglich der Schwerwasserreaktor und der schnelle Brüter, auf die gleich eingegangen wird, zeigen höhere Werte. Die Leistung je Kilogramm Brennstoff schwankt. Sie ist am ungünstigsten beim Gas-Graphit-Reaktor, am günstigsten beim schnellen Brüter. Die beste Nutzung des Spalt- und Brennstoffinventars verspricht also der schnelle Brüter. Die Konversion ist nur beim Gas-Graphit-Reaktor und beim Schwerwasser-Typ günstig, vom Brüter abgesehen. Alle Reaktoren, die mit Wasser gekühlt werden, zeigen niedrige Kühlmitteltemperaturen und damit ungünstige Dampfbedingungen. Selbstverständlich sind vor allen diesen Gesichtspunkten die Kostenfragen entscheidend. Heute kann vom Druckwasser-, vom Siedewasser-Reaktor und vom AGR Strom so billig oder billiger erzeugt werden

¹⁾ Die Leistungsangaben sind grundsätzlich — soweit nicht anders vermerkt — elektrische Leistungen.

wie von konventionellen Kraftwerken. Aus dem bisher Gesagten geht jedoch hervor, warum die kerntechnische Entwicklung nicht bei diesen Typen haltmacht und sich mit dem Erreichten benügt. Es zeichnen sich Wege zu technischen Verbesserungen ab, wie wir soeben gesehen haben. Ob diese Wege auch den heutigen Kostenbedingungen genügen, muß sich zeigen. Es gibt jedoch noch weitere Argumente für die Fortentwicklung der heutigen Reaktoren. Um sie zu verstehen, müssen wir unter anderem auf die Ausnutzung des Brennstoffs in den bisher beschriebenen Typen näher eingehen.

Gründe für die Weiterentwicklung

Beim Leichtwasser-Siede-Typ könnte man zunächst an eine Verbesserung der Dampf Eigenschaften dadurch denken, daß der erzeugte Dampf in besonderen Brennelementen im Innern des Cores überhitzt wird. Derartige Untersuchungen sind im Gange, in der Bundesrepublik zum Beispiel durch die AEG im Versuchsreaktor Kahl. Die Schwierigkeit besteht darin, ein Hüllmaterial für die Brennelemente zu finden, das der Korrosion des Dampfes widersteht. Aus nuklearen Gründen müssen die Hüllen dünn sein. Bisher ist es nicht gelungen, befriedigende Hüllwerkstoffe zu entwickeln, die bei den in Frage kommenden Temperaturen eine genügend lange Lebensdauer haben. Dies gilt nicht nur für die Leichtwasserreaktoren, sondern auch für die schnellen Brüter. Es besteht jedoch Hoffnung, hier zum Ziel zu kommen.

Ein weiterer Grund für den Wunsch nach Weiterentwicklung der heutigen Leistungsreaktoren liegt jedoch in ihrer schlechten Ausnutzung der Kernbrennstoffe. Mehr als 97% ihres Urans besteht aus dem nicht spaltbaren Atom Uran 238. Da je Spaltung 2 bis 3 neue Neutronen entstehen, tritt insgesamt ein geringer Neutronenüberschuß auf, der unter anderem vom Uran 238 absorbiert wird. Dieses wird dadurch in Plutonium, einen neuen Spaltstoff, verwandelt, der nun seinerseits zur Spaltung beiträgt. Die Anzahl neu erzeugter Plutonium-Atome je gespaltenem Uran 235 nennt man das „Konversionsverhältnis des Reaktors“. Bei allen bisher betrachteten Reaktoren ist es verhältnismäßig niedrig: bei Leichtwasserreaktoren etwa 0,6, bei den Magnox-Typen 0,8, beim AGR 0,5 bis 0,6 (Tafel 1). Infolge dieses Konversionsprozesses nimmt während des Abbrandes das spaltbare Material insgesamt etwas langsamer ab als ohne Konversion. Im Mittel wird jedoch je gespaltenes Uran-235-Atom jeweils nur etwa ein Uran 238 mit verbrannt. Das Ziel ökonomischer Brennstoffnutzung ist daher, die Konversion zu erhöhen. Im Prinzip ist dies möglich, da, wie gesagt, je Spaltung etwa 2 bis 3 neue Neutronen entstehen, von denen nur eines zur Fortführung der Kette benötigt wird. Würde es gelingen, je verbrauchtes spaltbares Atom mindestens ein neues zu erzeugen, so würde die Konversion eine Größe annehmen, die man als Brutvorgang bezeichnet. Der Brutvorgang würde ermöglichen, das gesamte Uran 238

Tafel 2. Mittlere Anzahl neuer Neutronen je primäres Neutron

primäres Neutron	Uran 235	Plutonium 239
thermisch, mit Moderator	2,07	2,08
schnell, ohne Moderator	2,33	2,93

mit zu verbrennen. Reaktoren, in denen dies geschieht, nennt man Brutreaktoren. Am bekanntesten sind die „schnellen Brüter“. Sie unterscheiden sich dadurch wesentlich von den bisher besprochenen Reaktortypen, daß sie keinen Neutronenmoderator enthalten, die Kettenreaktion also von unmoderierten schnellen Neutronen getragen wird. Reaktoren mit schnellen Neutronen haben aus kernphysikalischen Gründen ein besonders hohes Konversions- bzw. hier Brutverhältnis, das je nach Typ zwischen 1,2 und 1,5 neu erzeugten spaltbaren Atomen je Spaltung liegt. Es zeigt sich, daß der schnelle Brutreaktor dann ein besonders großes Brutverhältnis hat, wenn er Plutonium als spaltbares Material verwendet. Wir können uns dies an Hand der Tafel 2 vergegenwärtigen, welche die Anzahl neuer Neutronen in Abhängigkeit von der Energie des primären Neutrons für die Spaltstoffe Uran 235 und Plutonium 239 angibt.

Schnelle Brüter

Ehe wir die Frage behandeln, wie sich schnelle Brüter mit Plutonium als Brennstoff in eine Atomenergiewirtschaft einpassen könnten, und woher das nötige Plutonium käme, sei ein Blick auf den Aufbau dieser Typen geworfen. Die Forderung nach geringer Moderation ver-

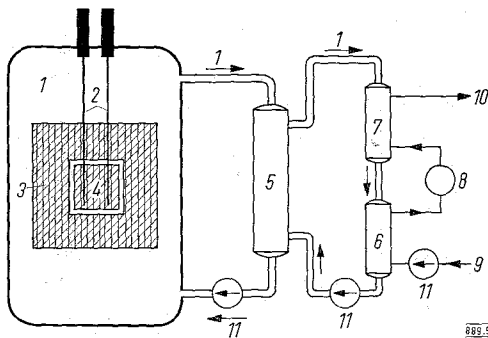


Bild 5. Schneller Reaktor

- | | | |
|-------------|-----------------|----------|
| 1 Natrium | 5 Wärmetauscher | 9 Wasser |
| 2 Regelstab | 6 Verdampfer | 10 Dampf |
| 3 Bruthülle | 7 Überhitzer | 11 Pumpe |
| 4 Core | 8 Dampftrömmel | |

langt hohe Spaltstoffdichte. Im Brennstoff sind deshalb Plutonium und Uran etwa im Verhältnis 1 zu 10 gemischt. Das Fehlen von Moderator und die hohe Spaltstoffkonzentration führen zu einer starken Verkleinerung der Gesamtanlage und damit auf Verbilligung, erhöht andererseits die Schwierigkeit einer angemessenen spezifischen Leistung und eines angemessenen Abbrands je Kilogramm Spaltstoff. Liegt zum Beispiel der Abbrand bei Natururan-Reaktoren bei 7000 MWd/t, bei fortgeschrittenen gasgekühlten Reaktoren bei 16 000 MWd/t, beim Leichtwasserreaktor bei 20 000 MWd/t, so sollte er beim schnellen Brüter bei etwa 100 000 MWd/t Brennstoff und die spezifische Leistung mindestens bei 0,5 MW/kg Plutonium liegen. Würde dies erreicht, so würden die Brennstoffkosten eines schnellen Brüters um etwa 0,3 bis 0,5 Pf je kWh geringer sein als die eines Leichtwasserreaktors. Bei 1000 MW und 7000 Benutzungsstunden jährlich brächte dies eine Ersparnis von 35 Mio DM jährlich gegenüber einem entsprechenden Leichtwasserreaktor.

Die hohe Leistungsdichte der Brüter erfordert intensive Kühlung. Sie kann auf verschiedene Weise erreicht werden, zum Beispiel durch Kühlung mit einem flüssigen Metall. Am besten geeignet erscheint Natrium. Es konnte jedoch gezeigt werden, daß auch Wasserdampf und Heliumgas in Frage kommen. Die Entscheidung über das optimale Kühlmittel für schnelle Brüter ist noch nicht gefallen. Zur Zeit stehen Natrium und Wasserdampf im Vordergrund der Entwicklung. Betrachten wir als Beispiel einen schnellen Brüter mit Natrium-Kühlung. Bild 5 zeigt ein Schema eines solchen Reaktors. Das Kühlmittel tritt mit etwa 580 °C aus dem Reaktor aus und gelangt, da Natrium im Neutronenfeld stark radioaktiv wird, zunächst in einen Zwischenwärmetauscher, in dem es seine Wärme an einen sekundären, nicht radioaktiven Natriumkreis abgibt. Dieser sekundäre Natriumkreis arbeitet auf den Dampferzeuger, der Dampf von 540 °C und 170 at erzeugt. Die Anlagekosten für einen Prototyp von 1000 MW würden etwa 500 bis 700 DM/kW betragen, doch erscheinen erhebliche Reduktionsmöglichkeiten im Laufe der Entwicklung möglich. Die Brennelemente bestehen aus einer Mischung von Uran- und Plutoniumoxid in Form von etwa 6 mm dicken Stäben. Das Core hat nur etwa 3,8 m Dmr. und etwa 1,8 m Höhe. Es ist in verschiedene Zonen eingeteilt, die eigentliche Brennstoffzone und die 40 cm dicke „Brutmantelzone“, die den Brennstoffbereich allseitig umgibt. Das Brutverhältnis beträgt 1,3 bis 1,4.

Noch sind nicht alle Stabilitätsfragen des mit Natrium gekühlten Brüters geklärt. Der Zwischenaustauscher erhöht die Kapitalkosten. Auch liegen noch keine ausreichenden Erfahrungen mit großen Dampferzeugern auf Natriumbasis vor. Die Brennelemente sind nicht bis zum letzten entwickelt. Diese Fragen bilden die Hauptanliegen der Brüterstudien in vielen Ländern der Welt; doch sind die Chancen gut, daß der Natriumbrüter technisch und wirtschaftlich ein Erfolg wird.

Auf die dampfgekühlte Version des Brüters soll hier nicht näher eingegangen werden. Sie hätte den Vorteil, daß der Dampf im Prinzip wie beim Siedewasserreaktor direkt auf die Turbine arbeiten könnte. Der Wunsch nach geringer Moderation verbietet, daß der Dampf im Reaktor erzeugt wird. Deshalb ist ein äußerer Löffler-Kessel erforderlich. Eine Schwierigkeit bietet zur Zeit das Hüllmaterial der Brennelemente. Ein Nachteil des dampfgekühlten Brüters ist ferner, daß er zur Zeit nur ein sehr kleines Brutverhältnis, nämlich 1,1 bis 1,2, ermöglicht.

Während beim Brutverhältnis 1,3 bis 1,4 je Spaltung nicht nur das gesplante Atom ersetzt wird, sondern 0,3 bis 0,4 zusätzliche spaltbare Atome als Brutgewinn abgeführt werden können, ist diese Anzahl beim dampfgekühlten Brüter erheblich kleiner. Während ein Brüter mit einem Brutverhältnis von 1,4 in etwa zehn Jahren einen Plutonium-Überschuß erzeugt, der seinem eigenen Inventar entspricht, also weitere Brüter starten kann, dauert diese Verdopplungszeit beim dampfgekühlten Brüter mehr als 40 Jahre.

Der mit Heliumgas gekühlte schnelle Brüter würde zwar ein Brutverhältnis von etwa 1,4 bis 1,5 ermöglichen, hat jedoch ebenfalls mit Schwierigkeiten des Hüllmaterials zu kämpfen, da Gaskühlung nur bei hohen Temperaturen von 600 bis 700 °C wirtschaftlich werden kann.

Brüter und Kernenergieprogramme

Zunächst sei ein Blick auf die Bedeutung der Brutreaktoren im Rahmen eines Atomprogramms geworfen. Folgt man den Vorausschätzungen der EVU für den Bedarf an elektrischer Leistung in der Bundesrepublik in den nächsten Jahrzehnten und den möglichen Anteil der Kernenergie an dieser Leistung, so wäre im Jahre 1980 mit 16 000 bis 20 000 MW aus Kernkraftwerken zu rechnen, die auf Grund der bisherigen Atomprogramme überwiegend von den heutigen Reaktortypen erzeugt werden würden.

Erst um 1980 wird mit dem stärkeren Eingreifen von Brutreaktoren gerechnet. Nehmen wir an, daß diese 20 000 MW überwiegend von Leichtwasserreaktoren vom Druck- und Siedetyp erzeugt würden, und nehmen wir ferner an, daß hierbei je 1000 MW durch den Konversionsprozeß etwa 240 kg überschüssiges Plutonium jährlich anfallen, so bedeutet dies, daß 1980 etwa 20 t Plutonium im Bereich der Bundesrepublik vorhanden sind. 1990 wäre es etwa 100 t. Zur Zeit kostet Plutonium etwa 10 \$ je Gramm, 20 t würden also einen Wert von 800 Mio DM darstellen. Zur Zeit bietet die USAEC eine Rückkaufgarantie auf alles Plutonium zum Preis von 10 \$/g an. Diese Garantie läuft Ende 1970 ab. Danach wird sich ein Marktpreis für das Plutonium einstellen. Die Nachfrage beim Plutonium kann entweder von den Leichtwasserreaktoren herkommen, in denen Plutonium an Stelle von Uran 235 als Anreicherungsmaterial verwendet werden kann, oder von den schnellen Brütern. Vom Standpunkt der Neutronenökonomie ist die Anwendung von Plutonium in Leichtwasserreaktoren noch ungünstiger als die von Uran 235. Berücksichtigt man noch die Kosten für die Wiederaufarbeitung verbrauchter Brennelemente zum Zwecke der Gewinnung des Plutoniums und die Kosten für die Neufabrikation

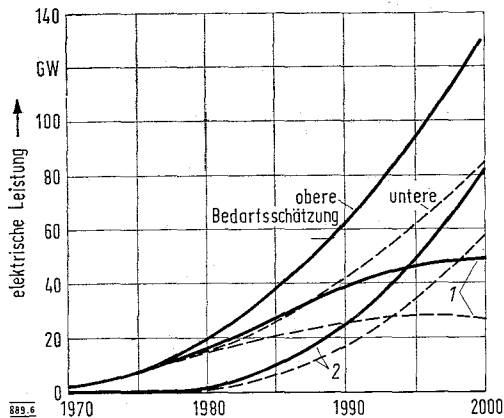


Bild 6. Anteile an installierter nuklearer Leistung in einer gebundenen Zwei-Typen-Strategie

- 1 Leichtwasserreaktor
- 2 natriumgekühlter Brutreaktor

der Brennelemente, das heißt den gesamten Brennstoffzyklus, so ergeben vorläufige Schätzungen, daß bei Verwendung in Leichtwasserreaktoren das Plutonium einen Wert von etwa 5 \$/g, bei Verwendung in schnellen Reaktoren dagegen einen Wert von etwa 10 \$/g hat. Im Hinblick auf die genannten Plutonium-Mengen ergibt sich, daß bei Verwendung schneller Brutreaktoren allein das bis 1980 erzeugte Plutonium, falls es nicht in Leichtwasserreaktoren verbraucht wurde, ein Potential von 400 Mio DM zugunsten der Brüter darstellt.

Ein weiterer Gesichtspunkt ergibt sich aus der Betrachtung des Verbrauchs von Natururan durch ein Kernenergieprogramm der geschilderten Größe. Um einen Leichtwasserreaktor mit angereichertem Uran versorgen zu können, muß Natururan durch eine Isotopentrennanlage geschickt werden. Dabei entsteht abgereichertes Uran 238, in dem noch geringe Reste von Uran 235 vorhanden sind. Dieses abgereicherte Uran ist zunächst ein Abfallprodukt. Würde man den gesamten Bedarf der Bundesrepublik an nuklearer Energie mit heutigen Leichtwasserreaktoren bestreiten, so würde bis zum Jahre 2000 ein Bedarf von 250 000 t Natururan entstehen, von dem etwa 200 000 t als abgereichertes Abfall-Uran erscheinen würden.

Ein schneller Brutreaktor kann nicht nur das bei einem Betrieb von Leichtwasserreaktoren anfallende Plutonium optimal ausnutzen, sondern er kann auch das Abfall-Uran

Tafel 3. Uran-Vorräte und Preisentwicklung

Preiskategorie \$/lb U ₃ O ₈	Weltvorräte 10 ⁶ t U ₃ O ₈	davon für die Bundesrepublik Deutschland verfügbar 10 ⁶ t U ₃ O ₈
8	1	50
20	1	50
30	2,4	120

verwenden. Die bloße Existenz der beim Betrieb von Reaktoren der Leichtwassergeneration anfallenden Menge Plutonium und Abfall-Uran könnte deshalb den Einsatz von schnellen Brütern stark begünstigen.

Wir wollen jetzt einen Vorgang ins Auge fassen, den wir als eine Zwei-Typen-Strategie bezeichnen. Bis zum Jahre 1980 werde der Kernenergieanteil der Stromerzeugung in der Bundesrepublik nur durch Leichtwasserreaktoren heutiger Bauart produziert. Alles anfallende Plutonium werde in schnelle Brüter überführt und zum Aufbau dieser neuen Reaktorgeneration verwendet, sobald sie verfügbar wird, wobei wir voraussetzen, daß auch die Kostengesichtspunkte für die Einführung der schnellen Brüter sprechen. Dabei ergibt sich die in Bild 6 angegebene Entwicklung (vgl. H. Grumm et al.: KFK-Bericht Nr. 366 und 466). Bis 1980 wird der gesamte nukleare Energiebedarf durch Leichtwasserreaktoren gedeckt; dann beginnen die schnellen Brüter einzugreifen. In den neunziger Jahren verschwindet der Zubau von Leichtwasserreaktoren vollständig. Die Brüter produzieren genügend Überschuß-Plutonium, um die Installation der notwendigen Kernkraftwerke auf Brüterbasis zu ermöglichen. Insgesamt wird mit dem Aussterben der Leichtwasserreaktoren im Endeffekt fast ausschließlich Uran 238 verbrannt. Was bedeutet dies für den Bedarf an Natururan? Eine Ein-Typen-Strategie auf der Basis von Leichtwasserreaktoren würde bis zum Jahre 2000 die schon erwähnten 250 000 t Natururan erfordern. Die Zwei-Typen-Strategie mit Brütern jedoch lediglich insgesamt 130 000 t. Diese Zahlen gewinnen ihre Bedeutung im Lichte der derzeit bekannten Uranvorräte der Welt und ihrer voraussichtlichen Preisentwicklung. Hierüber gibt Tafel 3 Auskunft. Sowohl Preise wie Vorräte wie Verfügbarkeit sind vorläufige Werte. Es sollten hier lediglich die Kategorien von Betrachtungen aufgezeigt werden, die im Rahmen von Atomenergieprogrammen notwendig werden dürften.

Bedarf an Anreicherungs-kapazität für Uran 235

In diesem Zusammenhang tritt erneut das Problem der verfügbaren Trennkapazität für Uran 235 auf, die z. B. ein Leichtwasserprogramm erfordern würde. Die derzeitige Kapazität amerikanischer Anreicherungsanlagen für Uran 235 wird auf einen Durchsatz von 35 000 t Natururan jährlich geschätzt. Die hierzu erforderliche elektrische Leistung beträgt 6000 bis 7000 MW. Abschätzungen ergeben, daß einem Durchsatz von 35 000 t Natururan eine Ausbeute von angereichertem Uran entspricht, die genügen würde, Leichtwasserreaktoren mit insgesamt 225 000 MW mit Brennstoff zu versorgen. Der Vorsitzende der amerikanischen Atomenergie-Kommission, Seaborg, hat 1964 in seiner Zusammenfassung der Ergebnisse der 3. Genfer Konferenz zur friedlichen Nutzung der Atomenergie mitgeteilt, daß die USA in der Lage seien, angereichertes Uran für eine Gesamtleistung von mehr als 100 000 MW laufend zur Verfügung zu stellen. Man darf annehmen, daß der Rest der Trennkapazität für militärische Zwecke benötigt wird. Seaborg hat ferner darauf hingewiesen, daß nach seiner Ansicht bei steigendem Bedarf die USA die Trennkapazität für friedliche Zwecke, sei es auf staatlicher, sei es auf privater Grundlage, erweitern würden. Diese Feststellung ist inzwischen ver-

schiedentlich wiederholt worden. Auch andere Länder, zum Beispiel England, haben Trennkapazität offeriert. Der Bedarf der Bundesrepublik entspräche bei einer Zwei-Typen-Strategie im Jahre 1990 einer Trennkapazität von etwa 40 000 MW. Damit wäre etwa die Hälfte der heute verfügbaren Trennkapazität für friedliche Zwecke der USA ausgenutzt. Prognosen über so lange Zeiten sind schwierig. Würde allein die Kapazität als Gesichtspunkt für die Beurteilung herangezogen werden, so würde jedenfalls bis auf weiteres die Bundesrepublik ihren Bedarf an angereichertem Uran unbesorgt aus den USA decken und das Eingreifen der schnellen Brüter abwarten können. Hier tritt jedoch ein politisches Moment hinzu. Ist es gangbar, einen so großen Teil der eigenen Energieversorgung auf der Abhängigkeit von ausländischen Industrieanlagen aufzubauen? Man sage nicht, daß wir auch im Falle des Natururans und des Öls in hohem Maße vom Ausland abhängen. Der Natururan- und der Ölmarkt sind weltweit. Gewisse, wenn auch kleinere Reserven gibt es auch beim Natururan im eigenen Lande. Angereichertes Uran ist jedoch in der westlichen Welt im wesentlichen das Monopol eines Landes, wenn auch eines befreundeten.

Wir sind hier zum zweiten Mal auf die Frage der Abhängigkeit eines Atomprogramms gegenwärtiger Struktur von der „Trennkapazität“ für angereichertes Uran gestoßen. Wir werden noch einmal auf diese Frage zurückkommen, nachdem wir vorher einen Blick auf eine Alternativ-Entwicklung geworfen haben, die mit der Möglichkeit „fortgeschrittener Konverter“ zusammenhängt, das heißt mit Reaktoren, die zwar keine Brüter sind, jedoch in bezug auf ihr Konversionsverhalten und möglicherweise auch in bezug auf die Stromkosten verbesserte Eigenschaften haben. Solche fortgeschrittenen Konverter werden in verschiedenen Ländern der Welt teils untersucht, teils schon gebaut. Sie stellen eine Zwischengeneration dar, deren Notwendigkeit vom Standpunkt der Trennkapazität noch offen, deren Notwendigkeit unter allgemeineren Gesichtspunkten jedoch zu diskutieren ist. Auch die fortgeschrittenen Konverter benutzen langsame Neutronen, brauchen also einen Moderator. Sie lassen sich in zwei Klassen einteilen, solche die schweres Wasser als Moderator benutzen, jedoch verschiedene Kühlmittel, und solche, deren Kühlmittel ein Gas bei hoher Temperatur ist, sich jedoch in Brennstoff und Moderator unterscheiden.

Fortgeschrittene Schwerwasserkonverter

Betrachten wir zunächst die Schwerwasserkonverter. Schweres Wasser ist der beste bekannte Moderator. Seine Neutronenabsorption ist gering. Seine physikalischen Eigenschaften stimmen weitgehend mit denen von gewöhnlichem Wasser überein, doch kostet die Tonne rd. 250 000 DM, und schon eine geringe Verunreinigung durch leichtes Wasser stört seine neutronenphysikalische Qualität erheblich. Im Prinzip können schwerwassermoderierte Reaktoren auf verschiedene Weise gekühlt werden. Man kann das schwere Wasser selbst als Kühlmittel verwenden entweder in Form des Druckwasser-Typs oder des Siedewasser-Typs (Typ D_2O - D_2O in Tafel 1). Umgibt man die Brennstäbe jedoch mit einem dünnen Kühlkanal, so kommen als Kühlmittel auch Kohlensäuregas (Typ D_2O -Gas in Tafel 1), organische Flüssigkeiten und sogar leichtes Wasser in Frage. Der Druckwasser-Typ seinerseits tritt in zwei Varianten auf, als Druck-Tank-Typ und als Druckrohr-Typ. Beim letztgenannten ist die Masse des Moderators auf relativ niedriger Temperatur und nicht unter Druck, während schweres Wasser zur Kühlung durch Druckrohre, welche die Brennelemente umgeben, geleitet wird. Schweres Wasser ermöglicht die Verwendung von Natururan als Brennstoff. Die Konversion ist gut. Alle Varianten werden bearbeitet; dies zeigt, daß sie wirtschaftlich und technisch gleiche Chancen haben.

Allerdings ist die Neutronenbilanz derjenigen Typen, die Druckrohre verwenden, ungünstiger. In diesen Fällen ist es ökonomischer, angereichertes Uran zu verwenden. Damit entfällt ein Hauptvorteil des Schwerwasserreaktors. Das Ziel der Entwicklung muß sein, die Typenzahl zu verringern und Natururan zu verwenden. Eine weitere Schwierigkeit der Schwerwasserreaktoren besteht darin, daß schwerer Wasserstoff unter dem Einfluß der Neutronen in Tritium verwandelt wird, das eine schwache Radioaktivität mit 12 Jahren Halbwertszeit hat. Inwieweit dies beim Siedetyp, der in direktem Kreis auf die Turbine arbeitet, zu Schwierigkeiten führt, wird die Erfahrung lehren. Im Augenblick ist nicht abzusehen, welche von den Schwerwasser-Varianten sich wirklich durchsetzen wird. Im Sinne unserer Brennstoff-Strategien haben nur die Natururan-Varianten mit guter Konversion Chancen. Zur Entscheidung werden die folgenden im Bau befindlichen Schwerwasser-Typen beitragen:

- in der Bundesrepublik der KKN-Reaktor in Niederaichbach, CO_2 -gekühlt,
- in Frankreich der EL-4-Reaktor, CO_2 -gekühlt,
- in der Bundesrepublik der MZFR in Karlsruhe, Drucktank-Typ,
- in Schweden der Reaktor in Marviken, Siede-Typ,
- in England der Leichtwasser-gekühlte Siede-Typ,
- in Kanada der NPD-Reaktor, ein Schwerwasser-Druckrohr-Typ.

Euratom studiert im Forschungszentrum Ispra einen Schwerwasserreaktor mit organischem Kühlmittel. Die grundsätzlichen Einwände gegen ein organisches Kühlmittel im Strahlungsfeld des Reaktors stehen jedoch seiner Verwirklichung entgegen.

Hochtemperatur-Konverter und -Brüter mit Gaskühlung

Eine zweite Gruppe fortgeschrittener Konverter stellen die Hochtemperaturreaktoren mit Gaskühlung dar. In diese Kategorie gehören der Dragon-Reaktor der OECD, der Kugelhaufenreaktor der Kernforschungsanlage Jülich nebst seiner Fortentwicklung zum Thorium-Hochtemperaturreaktor, sowie der Peach-Bottom-Reaktor in den USA. Diesen Reaktoren ist gemeinsam, daß sie das chemisch inerte Kühlgas Helium verwenden sowie ein keramisches Brennelement ohne metallische Hülle, das Oberflächentemperaturen $> 1000^\circ C$ erreichen kann. Voraussetzung für diese Brennstoffe war die Erfindung der „coated particles“. Dies sind von Graphit umhüllte Uran-Thorium-Karbid-Teilchen, die in einer Matrix aus Graphit eingebettet sind. Peach Bottom und Dragon erreichen Gastemperaturen von etwa $750^\circ C$. Hohe Temperaturen führen zu hohen Wirkungsgraden und zur Verringerung der Kapitalkosten, da sie es ermöglichen, kleinere, einfachere und billigere Wärmetauscher zu benutzen. Im Hintergrund steht die Möglichkeit der Benutzung einer Gasturbine im direkten Kreislauf. Heute werden Gasturbinen mit einer Leistung bis zu 1000 MW von der Industrie angeboten. Schon $720^\circ C$ würden genügen, im Gasturbinenzyklus einen Wirkungsgrad von 40% zu erreichen. Diese Entwicklungen eröffnen die Möglichkeit drastischer Herabsetzung der Kapitalkosten. Dies würde den Hochtemperaturreaktor möglicherweise in den Stand setzen, auch mit einem relativ niedrigen Lastfaktor in einen Wettbewerb mit Kohle- und Ölkraftwerken zu treten. Die Anhänger des Hochtemperaturreaktors hoffen, hierdurch einen Platz in den künftigen Atomprogrammen zu erhalten, insbesondere falls er wesentlich früher als die schnellen Brüter auf dem Markt erscheinen sollte. Auch wird die Hoffnung gehegt, daß ein Teil des in den Konvertern anfallenden Plutoniums seinen Weg in die Hochtemperaturreaktoren findet und dort, auf dem Um-

weg über die Konversion des Thoriums in das spaltbare Uran 233, auch das Thorium der Kernenergie zugänglich macht. Doch dürfte diese Aussicht nicht sehr groß sein, denn der Hochtemperaturreaktor mit thermischen Neutronen leidet an der Schwäche aller thermischen Konverter: Sein Konversionsverhältnis ist nicht ausreichend. Die Chance der Weiterentwicklung in einen thermischen Brüter ist gering. Er wird sich in die Reihe der fortgeschrittenen Konverter, dort allerdings mit der Hoffnung auf einen wirtschaftlich günstigen Platz einordnen müssen.

Diese Feststellung führt unmittelbar zu der Frage, ob die Gaskühlung bei hoher Temperatur nicht auch für den schnellen Brüter angewendet werden kann. Ein schneller Brüter mit den Vorzügen der Gaskühlung, einschließlich der Hoffnung auf den direkten Gasturbinenzyklus, scheint unter den heutigen Aspekten eine günstige Lösung darzustellen. Vorläufige Studien dieser Art werden im Kernforschungszentrum Karlsruhe sowie von der amerikanischen Firma General Atomic durchgeführt. Das Problem besteht darin, daß es für den Kernbrennstoff schneller Reaktoren kein keramisches Material gibt, das einerseits der Bedingung genügt, daß es die Neutronen nicht moderiert, und andererseits hohe Temperaturen gestattet. Eine Lösung wäre ein metallisches Hüllmaterial, das hohen Helium-Temperaturen gewachsen ist. Neuerdings scheinen sich Vanadiumlegierungen anzubieten, die Gastemperaturen von über 700 °C gestatten. Damit sind wir allerdings erst am unteren Ende des erwünschten Temperaturbereichs.

Ein gasgekühlter Hochtemperatur-Schnellbrüter ist nicht leicht zu entwickeln. Gegenüber dem dampfgekühlten Brüter hätte er den Vorteil relativ hoher Brutfaktoren von 1,4 bis 1,5. Seine Sicherheitsaspekte sind denen der natrium- und dampfgekühlten Reaktoren eher überlegen. Der Kühlkreisdruck würde sehr hoch sein, mindestens 100 at. Die in den letzten Jahren vorangetriebene Entwicklung von Reaktordruckgefäßen aus vorgespanntem Beton, wie sie bei dem AGR verwendet werden, haben diesen hohen Gasdrücken viel von ihrem Schrecken genommen. Für das kleine Core eines Hochtemperatur-Gas-Brüters erscheinen sie besonders vorteilhaft. Druckgefäße aus Spannbeton sind nicht nur billiger als Stahlkessel sondern auch sicherer. Ihre große Masse macht ein plötzliches katastrophenartiges Versagen sehr unwahrscheinlich. Diese Bemerkungen sollen nicht mißverstanden werden. Die beiden Hauptprojekte auf dem Gebiet der schnellen Brüter in Karlsruhe sind der natrium- und der dampfgekühlte. Aber die schnellen Brüter stellen eine eigene Generation von Reaktoren dar, und das KPZ Karlsruhe fühlt sich verpflichtet, für diese Generation auch die Gaskühlung als Möglichkeit im Auge zu behalten.

Damit sind die fortgeschrittenen Varianten der Konverter und Brüter nicht erschöpft. In Karlsruhe wird die kompakte natriumgekühlte Kernenergieanlage (KNK) errichtet, die mit thermischen Neutronen und Zirkonhydrid als Moderator arbeitet. Ihr Kosten und Konversionspotential soll studiert werden. Gleichzeitig dient die Anlage als Testbett für Natriumkomponenten, wie sie in schnellen Brütern verwendet werden. Im Oak Ridge National Laboratory in USA wird der Salzschnmelzenreaktor entwickelt, der ebenfalls die Möglichkeit hoher Temperaturen und guter Konversion bietet. Es würde zu weit führen, hier auf diese Entwicklungen im einzelnen einzugehen, doch wird hier ein Punkt deutlich, der oft angesichts des bei den heutigen Leistungsreaktoren bereits erreichten Standes übersehen wird, nämlich, daß die Kerntechnik immer noch am Anfang ihrer Entwicklung steht. Es ist gerade die Vielfalt der unausgeschöpften Möglichkeiten, die insgesamt die Hoffnung bietet, daß Kosten, Wirkungsgrad, Brennstoffausnutzung und Sicherheit in den nächsten Jahren und Jahrzehnten noch verbessert werden.

Schwerwasserkonverter als Zwischengeneration

Wir kommen nun auf die Frage zurück, ob den fortgeschrittenen Konvertern, von denen wir soeben gesprochen haben, eine Bedeutung als Zwischengeneration zwischen den gegenwärtigen Konvertern und den schnellen Brütern zukommen könnte mit dem Ziel, die benötigte Trennkapazität um 1990 zu verringern. Offensichtlich helfen die Hochtemperaturreaktoren hier nichts, denn diejenigen, die mit thermischen Neutronen arbeiten, haben ein ähnlich niedriges Konversionsverhältnis wie die Leichtwasserreaktoren. Die gasgekühlten schnellen Brüter aber werden, soweit wir heute sehen können, erst nach den natriumgekühlten auf den Markt kommen. Es bleibt deshalb der Schwerwasserreaktor. Sollten Schwerwasserreaktoren großer Leistung auf der Basis von Natururan mit gutem Kostenpotential und hoher Konversion frühzeitig genug auf dem Markt erscheinen, so könnte hierdurch etwa ab 1975 eine höhere Produktion von Plutonium erreicht werden als mit Strategien, die lediglich Leichtwasserreaktoren und schnelle Brüter umfassen. Der besondere Vorzug des Schwerwasserreaktors ist, daß er ebenso wie die heutigen Konverter und die schnellen Brüter den Uran-Plutonium-Zyklus benutzt. Wir kämen damit also zu einer Drei-Typen-Strategie für ein Atomenergieprogramm. Eine solche Mehrtypen-Strategie ist erstmals in Frankreich betrachtet worden. Folgender Verbrauch von Natururan wurde für das französische Kernenergieprogramm bis zum Jahre 2000 errechnet unter der Voraussetzung, daß die Schwerwasserkonverter Mitte der siebziger Jahre und die schnellen Brüter um 1982 eingreifen:

für eine Ein-Typen-Strategie mit Gas-Graphit-Reaktoren allein	325 000 t,
für eine Zwei-Typen-Strategie von Gas-Graphit-Reaktoren zusammen mit Schwerwasserreaktoren	195 000 t,
für eine Zwei-Typen-Strategie von Gas-Graphit-Reaktoren mit schnellen Brütern	140 000 t,
für Drei-Typen-Strategie von Gas-Graphit-Reaktoren, Schwerwasserreaktoren und schnellen Brütern	110 000 t.

In allen Fällen wird das anfallende Plutonium ausschließlich in schnellen Brütern investiert.

Für die deutschen Verhältnisse liegt eine quantitative Abschätzung für eine Drei-Typen-Strategie noch nicht vor. Falls Schwerwasserreaktoren auf Natururanbasis vor 1975 zuverlässig und ökonomisch einsatzbereit sind und von dann ab an Stelle von Leichtwasserkonvertern ausschließlich gebaut würden, so würde der Start der schnellen Brüter ab 1980 wesentlich verstärkt und die erforderliche Trennkapazität um 1990 bedeutend verringert werden können. Von der Kostenseite her allein wird diese Entwicklung wohl kaum initiiert werden. Es bleibt deshalb abzuwarten, ob die Energieversorgung in den kommenden Jahrzehnten derartige programmatische Gesichtspunkte bei ihren Investitionen berücksichtigt wird.

Offensichtlich gibt es also vielfältige Argumente und Gesichtspunkte, die für die augenblickliche Beurteilung der kerntechnischen Entwicklung von Bedeutung sind. Für ein EVU ist die Entscheidung, welches Kernkraftwerk es wählen soll, im Augenblick nicht allzu schwierig, denn lediglich die wenigen eingangs geschilderten Typen sind verfügbar. Der Reaktorhersteller jedoch und diejenigen Instanzen, die für die Atomenergieprogramme verantwortlich sind, befinden sich in einer ungleich schwierigen Lage.

Zur Brennstoffversorgung

Die Lieferung des angereicherten Kernbrennstoffs aus den USA wird im Falle der Bundesrepublik an die Bedingung einer Kontrolle durch Euratom geknüpft, die das Ziel hat, die Verwendung des spaltbaren Materials für nicht friedliche Zwecke zu verhindern. Die Bundesrepublik erstrebt, Brennstoffe und Brennelemente selbst herzustellen und wiederaufzuarbeiten, das heißt auf dem gesamten Gebiet des Brennstoffkreislaufes autark zu werden. Bekanntlich wurde die Bundesrepublik im Rahmen des „Atomsperrvertrages“ vor die Frage gestellt, ob sie sich einem weiteren, weltweiten Kontrollsystem unterwerfen soll, das durch die Internationale Atomenergie-Agentur in Wien ausgeübt wird. Die Bundesrepublik hat im Zusammenhang mit dem Sperrvertrag sowohl politische wie technisch-wirtschaftliche Fragen aufgeworfen. Nur die letztgenannten interessieren hier. In bezug auf die Kontrollen wurde festgestellt, daß mit der Einführung eines umfassenden Kontrollsystems auf der Basis des Sperrvertrags die Zeit gekommen sein sollte, auch die technische Seite dieser Kontrollen zu modernisieren und auf das eigentliche Ziel, nämlich auf die Kontrolle des Spaltmaterialflusses zwischen den verschiedenen Verarbeitungs- und Verbrauchsinstanzen auszurichten. Die Kontrolle sollte möglichst durch automatisierte Instru-

mente und nur an gewissen strategischen Punkten dieses Fließvorganges ausgeübt werden. Es besteht ferner der Wunsch, im Zusammenhang mit dem Atomsperrvertrag zu einem umfassenden und langfristigen Rahmenabkommen der Bundesregierung (eventuell über Euratom) über die Lieferung von Spaltmaterial aus den USA zu kommen, das ausschließen würde, daß wie bisher für jeden einzelnen Schritt des Bedarfs die gesetzgebenden Instanzen in den USA bemüht werden müssen. Es müßte geeignet sein, ohne unzumutbares Risiko für beide Seiten die Basis für ein langfristiges Atomenergieprogramm der Bundesrepublik abzugeben. Ein solches Abkommen sollte nicht das Recht der Bundesrepublik berühren, eigene Trennanlagen für Uran 235 allein oder in Gemeinschaft mit anderen Ländern zu entwickeln und zu errichten. Das auf uns zukommende technische und wirtschaftliche Potential der Kernenergiegewinnung ist so bedeutend, daß die Bundesrepublik auf volle technische und wirtschaftliche Freiheit und Unabhängigkeit auf dem Gebiete der friedlichen Verwendung der Kernenergie nicht verzichten kann. Unter diesen Voraussetzungen andererseits wäre ein Atomsperrvertrag, der die mißbräuchliche Verwendung von spaltbarem Material verhindert und der weltweite Gültigkeit hat, für die kerntechnische Entwicklung kein Hindernis.