

# ANGEWANDTE CHEMIE

HERAUSGEGEBEN VON DER GESELLSCHAFT DEUTSCHER CHEMIKER

69. Jahrgang · Nr. 4 · Seite 117–152 · 21. Februar 1957

FORTSETZUNG DER ZEITSCHRIFT »DIE CHEMIE«

## Neues zur Kernreaktor-Technik

Von Prof. Dr. R. FLEISCHMANN

Physikalisches Institut der Universität Erlangen

Die heute technisch aussichtsreichen Leistungsreaktoren sind der Meiler, der Druckwasserreaktor, der Siedewasserreaktor, der Natrium-Graphitreaktor, der homogene Flüssigkeitsreaktor und der schnelle Brutreaktor. Ihre Wirkungsweise und besonders ihre apparative Gestaltung werden beschrieben. Zwei Reaktorprojekte, der liquid metal fuel reactor und der Kreislaufreaktor mit Urancarbid werden vielleicht in Zukunft Bedeutung erlangen\*).

Über den grundsätzlichen Aufbau eines Reaktors wurde bereits von A. Wacker und H. Grisebach<sup>1)</sup> berichtet. Es seien jedoch die neuesten Entwicklungen, wie sie etwa auf der Genfer Atomkonferenz 1955 und danach mitgeteilt wurden, kurz gestreift.

Zunächst sei daran erinnert, daß bei der Spaltung von 1 kg <sup>235</sup>U eine Energiemenge von 20·10<sup>6</sup> kWh (Wärme) entsteht. D. h., wenn man einen Reaktor mit 1000 kW betreiben will, hat man einen Abbrand von 1 g <sup>235</sup>U pro Tag.

Wenn in einem Reaktor (und das ist bei den meisten der Fall) außer dem <sup>235</sup>U auch <sup>238</sup>U vorhanden ist, wird ein Teil der 2,5 beim Zerfall eines Atoms freiwerdenden Neutronen im <sup>238</sup>U absorbiert, es entsteht daraus (über zwei Zwischenprodukte) Plutonium.

Der größte Teil der heutigen Reaktoren arbeitet mit thermischen Neutronen. Als „Brennstoff“ für einen solchen Reaktor kommen in Frage: <sup>235</sup>U, <sup>239</sup>Pu und <sup>233</sup>U. Davon ist nur <sup>235</sup>U in der Natur vorhanden, <sup>239</sup>Pu entsteht über Zwischenprodukte durch Neutroneneinfang aus <sup>238</sup>U und <sup>233</sup>U ähnlich aus <sup>232</sup>Th.

Bekanntlich gibt es auch Reaktoren, die mit schnellen Neutronen arbeiten. Durch schnelle Neutronen können die drei genannten Kerne, aber auch <sup>238</sup>U und <sup>232</sup>Th gespalten werden. Die Zukunft gehört vermutlich diesen mit schnellen Neutronen arbeitenden Reaktoren.

\*) Näheres zu diesen Fragen enthält das demnächst im Verlag Chemie, GmbH., Weinheim/Bergstr., erscheinende Buch des Verfassers: „Atombau und Atomkernenergie“.

<sup>1)</sup> Vgl. diese Ztschr. 66, 99 [1954].

Für den energieerzeugenden Teil des Reaktors, die „aktive Zone“, kann das Wort „Kernhaus“ (engl. core) gebraucht werden. Der Vermehrungsfaktor k hängt auch von der Temperatur der aktiven Zone des Reaktors ab. Die Ursachen sind 1. die Zunahme der Atomabstände mit der Temperatur, 2. die Temperaturabhängigkeit der Maxwellschen Geschwindigkeitsverteilung der thermischen Neutronen. 3. (im Fall des Siedewasserreaktors) die Entstehung von Wasserdampfblasen in dem zur Bremsung und Kühlung dienenden mit den U-Stäben in Berührung befindlichen Wasser.

In der Tabelle 1 sind die Wirkungsquerschnitte der drei genannten Brennstoffe für thermische Neutronen zusammengestellt. Von den Neutronen, die einen solchen Kern treffen und in ihm stecken bleiben, führt nur ein Bruchteil zur Spaltung des Atoms. Ein anderer Bruchteil führt zum Einfangprozeß (n,γ-Prozeß). So entsteht z. B. aus dem <sup>235</sup>U ein <sup>236</sup>U, das durch thermische Neutronen nicht mehr spaltbar ist. Dieser Bruchteil ist im thermischen Reaktor für die Spaltung verloren. Bei <sup>235</sup>U ist das Verhältnis (Einfang: Spaltung) =  $\alpha = \frac{108}{590} = 0,184$ , d. h.  $\frac{108}{698} = 0,15$  der im <sup>235</sup>U eingefangenen Neutronen gehen für die Spaltung verloren. Man kann einerseits nach der Zahl der freiwerdenden Neutronen je Spaltung fragen (bei <sup>235</sup>U sind das  $\nu = 2,46$ ), andererseits nach der Zahl je Absorption eines Neutrons (bei <sup>235</sup>U ist  $\eta = 2,08$ ,

	$\sigma_{n\gamma}$	$\sigma_{\text{Spalt}}$	$\sigma_{\text{abs}}$	$\frac{\sigma_{(n\gamma)}}{\sigma_{\text{absorpt}}}$	$\alpha = \frac{\sigma_{n\gamma}}{\sigma_{\text{Spalt}}}$	$\nu = \frac{\sigma_{n^1}}{\sigma_{\text{Spaltung}}}$	$\eta = \frac{\sigma_{n^1}}{\sigma_{\text{Absorpt}}}$	$\frac{\text{verzögerte } \sigma_{n^1}}{\sigma_{\text{Spaltung}}}$
<sup>235</sup> U	(69 b)	524 b	593 b	~0,10	0,132	2,57	2,29	0,00242
<sup>238</sup> U	108	590	698	0,15	0,184	2,46	2,08	0,00730
<sup>239</sup> Pu	303	729	1032	0,30	0,42	2,88	2,03	0,00364
<sup>241</sup> Pu	300	1100	1450	0,21	0,32	2,38	2,26	—
Substanz	<sup>233</sup> Th 90	<sup>233</sup> Pa 91	<sup>234</sup> U 92	<sup>236</sup> U 92	<sup>238</sup> U 92	<sup>239</sup> Np 93	<sup>240</sup> Pu 94	<sup>241</sup> Pu 94
$\sigma_{(n\gamma)}$	7,0 b	~150 b	92 b	6 b	2,75 b	~80 b	510 b	
<sup>238</sup> U 92	(1,6·10 <sup>6</sup> a) (nγ)	<sup>234</sup> U 92	(2,5·10 <sup>5</sup> a) (nγ)	<sup>235</sup> U 92				
<sup>235</sup> U 92	(8,8·10 <sup>6</sup> a) (nγ)	<sup>236</sup> U 92	(2,5·10 <sup>7</sup> a) (nγ)	<sup>237</sup> U 92	(6,9 d) → <sup>237</sup> Np	(2,5·10 <sup>6</sup> a)		
<sup>239</sup> Pu 94	(2,4·10 <sup>6</sup> a) (nγ)	<sup>240</sup> Pu 94	(6,6·10 <sup>6</sup> a) (nγ)	<sup>241</sup> Pu 94	(12 a) (nγ)	<sup>242</sup> Pu 94	(5·10 <sup>5</sup> a) (nγ)	<sup>243</sup> Pu 94
							(5 h)	

1 b = 1 barn = 10<sup>-24</sup> cm<sup>2</sup>; Silber hat  $\sigma = 60$  b. Das bedeutet eine Halbwertsdicke 0,2 mm Ag.

Es ist  $\eta = \nu \cdot \frac{\sigma_{\text{Spalt}}}{\sigma_{\text{absorpt}}} = \frac{\nu}{1 + \alpha}$ ;  $\alpha$  usw. sind stark von der Neutronenenergie abhängig.

Tabelle 1. Wirkungsquerschnitte für thermische Neutronen (2200 km/s), Auslösung von Spaltungsneutronen und verzögerten Neutronen durch thermische Neutronen

bei natürlichem U  $\eta = 1,36$ ). Es gilt die Beziehung  $\eta = \frac{\nu}{1-\alpha}$ . Bei Plutonium macht der Einfang einen noch größeren Bruchteil aus. In diesem Fall führen 30% der Neutronen nicht zur Spaltung, aber es entstehen je Spaltprozeß  $\nu = 2,88$  Neutronen.  $^{238}\text{U}$  und  $^{232}\text{Th}$  sind nur durch schnelle Neutronen mit einer kinetischen Energie von mehr als 1 MeV spaltbar, ebenso  $^{236}\text{U}$ ,  $^{240}\text{Pu}$  u. a.

### Verzögerte Neutronen

Von den bei der Spaltung entstehenden Neutronen wird  $\frac{1}{4}$  bis 2% (je nach dem Spaltstoff und Neutronenenergie) „verzögert“ ausgesandt; bei  $^{235}\text{U}$  sind es 0,7%, falls die Spaltung durch thermische Neutronen geschieht. Diese stammen von angeregten Kernen, die mit einer bestimmten Halbwertszeit unter Neutronenaussendung zerfallen. Diese Neutronen spielen für die Steuerung eine sehr wichtige Rolle.

In Tabelle 1 ist auch noch verzeichnet, was entsteht, wenn statt der Spaltung ein  $(n,\gamma)$ -Prozeß abläuft. Die Halbwertszeiten der entstehenden Substanzen sind in Klammern angegeben. Die darin vorkommenden Stoffe  $^{236}\text{U}$ ,  $^{237}\text{U}$ ,  $^{240}\text{Pu}$  sind, wie erwähnt, durch thermische Neutronen nicht spaltbar. Bei Uranstäben, die lange in Reaktoren waren, muß vor der chemischen Umarbeitung das Abklingen vor allem des  $^{237}\text{U}$  abgewartet werden, da es vom übrigen Uran nicht abtrennbar ist. Seine Halbwertszeit beträgt 6,9 Tage.

Eine Übersicht über die charakteristischen Größen eines Reaktors gab kürzlich T. Springer in dieser Zeitschrift<sup>2)</sup>.

Reaktoren mit bestimmtem Neutronenfluß  $f$  brauchen nach Betriebsdauer  $t$  eine Überschubreaktivität  $(k-1)$ .

Von entscheidender Bedeutung für den Reaktorbetrieb sind außer der Neutronenbilanz und der Betriebstemperatur vor allem die Änderung der Reaktivität durch den Abbrand bzw. das Auftreten von Spaltprodukten. Betrachten wir einen Reaktor mit dem recht hohen Neutronenfluß von  $10^{14}$  Neutronen pro  $\text{cm}^2$  und sec. Bei Betriebsbeginn benötigt er zur Erzielung einer ganz bestimmten Reaktivität eine bestimmte Beladung mit Uran. Wenn wir diesen Reaktor erstmalig anlaufen lassen, dann sinkt die Reaktivität innerhalb eines Tages von selbst beträchtlich und muß durch Steuerungsmaßnahmen wieder erhöht werden, damit überhaupt noch Energie erzeugt wird. In Tabelle 2 sind einige Werte angegeben:

$f = 10^{14} \frac{n}{\text{cm}^2 \text{sec}}$	$t$ ( $k-1$ )	1 d 0,5 %	10 d 0,5 %	150 d 1 %	1000 d 3 %
$f = 10^{14} \frac{n}{\text{cm}^2 \text{sec}}$	$t$ ( $k-1$ )	1 d 4,5 %	5 d 5 %	10 d 6 %	50 d 10 %

Tabelle 2. Überschubreaktivität und Abbrand

Die Hauptursache ist die Entstehung von  $^{135}\text{Xe}$ . Es entsteht teils aus  $^{135}\text{J}$ , teils direkt.  $^{135}\text{Xe}$  hat den riesigen Einfangquerschnitt von 3500000 barn (ein mäßiger Absorber hat dagegen vielleicht 5 oder 10 barn). Die Halbwertszeit beträgt 9,4 h. Seine Menge erreicht daher bald (nach 1–2 Tagen) einen Sättigungswert. Es fällt auf, daß die erforderliche Überschubreaktivität nach Ablauf des ersten Betriebstages nur langsam steigt. Das ist so, weil alle übrigen Spaltprodukte sehr viel kleinere Einfangquerschnitte haben und ihre Entstehung sich nur ganz langsam geltend macht. Für den Betrieb eines thermischen Reaktors mit festem Brennstoff ist, wie wir sehen, eine beträchtliche Überschubreaktivität nötig, die

schon bei Betriebsbeginn eingebaut sein muß. Das bedeutet, daß man den Reaktor mit viel mehr Uran beladen muß, als für den Anfangsbetrieb erforderlich ist. Bei den heute üblichen Typen von thermischen Reaktoren, die meist nur einen geringen Neutronenfluß erreichen, braucht man im allgemeinen eine Reaktivitätsreserve von 6–8%.

### Reaktortypen

Es gibt heute eine große Zahl von Typen und unter diesen müssen wir drei Gruppen unterscheiden: 1. Forschungsreaktoren, 2. Leistungsreaktoren (Energiereaktoren) und 3. Produktionsreaktoren (Plutonium-Fabriken).

„Forschungsreaktoren“ dienen zur Ausführung von Untersuchungen mit Neutronen und dgl. Sie arbeiten bei niedrigen Temperaturen. Die Kühlung ist so stark, daß hohe Temperaturen überhaupt nicht auftreten.

Bei „Leistungsreaktoren“ wird dagegen angestrebt, eine möglichst hohe Temperatur zu erzeugen, damit der thermodynamische Nutzeffekt der mit dem Reaktor betriebenen Wärmekraftmaschine groß wird.

Mit den „Produktionsreaktoren“ sind die Plutonium-Fabriken gemeint, über die wir nicht viel wissen. Jeder Reaktor, der  $^{238}\text{U}$  enthält, produziert zwar auch Plutonium, aber man kann Reaktoren ausgesprochen für möglichst hohe Plutonium-Produktion einrichten (vgl. unten).

### Typen von Leistungsreaktoren

Der erste Typ ist der Meiler (pile). Er arbeitet mit gewöhnlichem Uran und Graphit als Bremssubstanz. Als Wärmeabfuhrmittel kann Wasser oder ein Gas, z. B. Luft dienen. Die Reaktoren in Calder Hall (England)\*) gehören zu diesem Typ; bei ihnen wird Kohlensäure für die Wärmeabfuhr verwendet.

Die dortigen Reaktoren (vorerst sind zwei in Betrieb) haben die Form eines vertikal aufgestellten achteckigen Zylinders von 9,1 m Durchmesser und 6,4 m Höhe. Der zur Neutronenbremsung dienende Graphit (1000 t) besteht aus 50000 Graphitziegeln und kommt im Betrieb auf rund 400 °C. Dieses Material ist soweit gereinigt, daß sein effektiver Wirkungsquerschnitt nur 0,004 b beträgt. Jeder der Reaktoren kann bis zu 130 t Uran aufnehmen. Das Reaktor-„Kernhaus“ befindet sich in einem Druckkessel. Als Wärmeabfuhrmittel dient Kohlensäure unter 7 atm Druck; insgesamt werden 25 t  $\text{CO}_2$  benötigt. Der Bau dieses Druckkessels bringt große technische Schwierigkeiten mit sich und ist der begrenzen Faktor der gesamten Energieerzeugungsanlage.

Das Uran befindet sich in Magnesiumhülsen, die aus dem Vollen gedreht sind. Darauf sind Schraubenrippen angebracht zur Verbesserung des Wärmeübergangs an das Kühlgas. Die Steuerungsstäbe bestehen aus Edelstahlrohren, die mit Bor gefüllt sind. 7 bis 8 Wochen nach Betriebsbeginn wurde eine Zwischeninspektion der Brennstoffelemente vorgenommen. Dazu mußte der Reaktor planmäßig außer Betrieb gesetzt werden. Mit dem Reaktor sind 4 Wärmeaustauscher verbunden. Beim Eintritt in den Druckbehälter hat die Kohlensäure eine Temperatur von 140 °C, beim Austritt 336 °C. Die Temperatur der Brennstoffelemente liegt bei etwa 400 °C. Über die Austauscher wird zunächst Hochdruckdampf von 14 Atmosphären und einer Temperatur von 310 °C erzeugt. Daraus wird Niederdruckdampf von 3,7 atm und 171 °C gemacht. Die maximale gewonnene elektrische Leistung wird mit 46000 kW angegeben. Das Werk benötigt 20% der erzeugten Energie

<sup>2)</sup> Vgl. diese Ztschr. 68, 1 [1956].

\*) Über das Atomkraftwerk Calder Hall ist ein eingehender Bericht in Chemie-Ingenieur-Technik 29, 1 [1957] soeben erschienen.

für seinen eigenen Bedarf. Ein erheblicher Teil davon wird für die Aufrechterhaltung des Kohlensäureumlaufs aufgewendet.

Weitere fünf Typen sind von der USA-Atomenergiekommission aus 80 Projekten ausgewählt worden und werden in USA gleichzeitig nebeneinander gebaut. Man kann noch von keinem endgültig sagen, ob er besser ist als die anderen. Schließlich erscheinen noch 2 oder 3 neue Typen aussichtsreich, die sich noch im Projektierungsstadium befinden.

Beim Druckwasserreaktor sind die Uranstäbe von Hülssen umgeben und befinden sich im Innern eines Druckwasserkessels in Wasser, dazwischen die Steuerungsstäbe. Sie geben ihre Wärmeenergie an das Wasser ab. Dieses wird durch einen Druckkessel an der Dampf-Bildung verhindert und zirkuliert durch einen Wärmeaustauscher. Die kritische Temperatur des Wassers (370 °C) darf nicht überschritten werden. Es gibt seine Wärme an anderes Wasser ab, das in Dampf verwandelt wird. Dieser strömt nach außen, wird nachgeheizt, damit „trockner“ Dampf entsteht, und treibt dann die Turbine. Das Wasser im Innern des Kessels wird radioaktiv. Daher muß der Austauscher innerhalb der strahlensicheren Abschirmung liegen.

Nach diesem Prinzip sind ein russischer Reaktor mit 30000 kW Wärme und 5000 kW elektrischer Leistung und der Antrieb des U-Bootes „Nautilus“ gebaut. Dieser Typ ist also bereits bewährt. Der russische Reaktor verwendet U mit 5% → 4% <sup>235</sup>U. Alle 3–4 Monate werden die Brennstoffelemente ausgewechselt. Im ersten Kreislauf zirkuliert destilliertes Wasser unter einem Druck von 100 atm. Die Wassertemperatur beim Eintritt beträgt 190 °C, beim Austritt 270 °C. Im zweiten Kreislauf wird Dampf mit einem Druck von 12,5 atm und einer Temperatur von 260 °C erzeugt. Die verwendete Uranlegierung ist in Form von Hülssen auf Stahlrohre aufgezogen, in denen das Kühlwasser fließt.

Der Reaktor des „Nautilus“ arbeitet mit 20proz. angereichertem Uran. Das große Energiewerk in Shippingport, Pa. wird durch Westinghouse ähnlich gebaut. Es soll 300000 kW Wärme und 60000 kW Energie erzeugen. Als Brennstoff werden verwendet 15–20 t U, und zwar in Röhrcchen. Dabei soll der größte Teil aus natürlichem U bestehen und innen ein Kranz von Brennstoffelementen mit ziemlich hoch angereichertem <sup>235</sup>U eingefügt werden. Als Bremssubstanz dient gewöhnliches Wasser.

Beim Siedewasserreaktor befinden sich die mit Aluminium oder dgl. verkleideten Stäbe im Wasser. Dieses wird erhitzt, bis es verdampft. Der entstehende Dampf wird sofort ausgenützt, um eine Turbine zu treiben. Die Turbine bekommt also radioaktiven Wasserdampf, sie muß sich daher innerhalb der Abschirmung befinden. Es handelt sich um eine kurzlebige Radioaktivität, die wesentlich geringere Intensität besitzt als die in den Stäben.

Dieser Typ wirkt durch seine Einfachheit bestechend, weil der kostspielige Dampferzeuger überflüssig werden sollte und dann nur mehr zwischen Kondensator und Reaktor Pumpen nötig wären. Doch macht die Herstellung der Hülssen, die das Uran vom heißen Wasser zuverlässig trennen müssen, große Schwierigkeiten. Die Gefahr radioaktiver Verseuchung ist so groß, daß auch hier ein Wärmeaustauscher kaum vermeidbar sein wird.

Mit einem Reaktor dieses Typs haben die Amerikaner die Selbststabilisierung in ihrer Versuchsstation in der Wüste in Idaho untersucht. Die Selbststabilisierung (wie oben beim Temperatureinfluß schon erwähnt) geschieht hier dadurch, daß in der Nähe der Uranstäbe sich Dampfblasen

bilden, durch welche die Neutronen weiter weg diffundieren, so daß ein mit der Leistung zunehmender Bruchteil der Neutronen den Reaktor unausgenützt verläßt. Man kann einen solchen Reaktor mit 2% oder sogar mit 3% Überschußreaktivität stabil laufen lassen, er geht nicht durch, sondern begrenzt seine Leistung selbst. Bei einem solchen Versuch wurde der Reaktor anfangs auf 1,2 kW eingestellt und die Reaktivität im Verlauf von 160 sec um 2,6% erhöht. Der Reaktor erreichte eine Leistung von 4300 kW und blieb bei dieser Leistung vollkommen stabil. Dieser Reaktortyp besitzt also einen riesigen negativen Temperaturkoeffizienten.

Dieser Reaktor (Boiling reactor X-1, kurz Borax-1) hat im Sommer 1954 erstmals die elektrische Energieversorgung der Stadt Arco (Idaho) mit 2000 Einwohnern für einige Stunden übernommen.

Die Russen betonen, daß ihr Druckwasserreaktor, der im Sommer 1954 in Betrieb kam, der erste ist, der ausschließlich für Energielieferung gebaut worden ist.

Mit dem Borax-1 haben die Amerikaner erst vorsichtig, dann robust experimentiert und alle Möglichkeiten der Selbststabilisierung und der Explosion bzw. eines Durchgehens untersucht. Sie haben schließlich einen Versuch gemacht, bei dem ein Neutronenabsorberstab in 0,2 sec herausgerissen wurde. Als der Stab erst zu 80% außen war, wurde bereits die maximale Leistung (19000000 kW) erreicht. Dabei wurde so viel Dampf gebildet, daß der Reaktor in die Luft ging. Was eintrat, war aber nicht etwa eine Atomexplosion, sondern eine Kesselexplosion.

Der nächste Typ ist der Natrium-Graphit-Reaktor, ein Meiler, bei dem als Wärmeabfuhrmittel flüssiges Natriummetall dient. Wasser hat für den Betrieb zwei große Nachteile. Es erfordert bei höherer Temperatur einen Druckkessel, der außerdem Neutronen absorbiert, zudem wird es durch die Strahlung zersetzt. Natrium wird nicht zersetzt, erfordert keinen Druckkessel und kann bei viel höheren Temperaturen noch verwendet werden.

Im homogenen Flüssigkeitsreaktor enthält das Reaktor-Kernhaus eine Lösung entweder von <sup>235</sup>Uran- oder von <sup>233</sup>Uran-Salzen. Als Lösungsmittel wird schweres Wasser benützt; der Reaktor arbeitet auch hier mit thermischen Neutronen. Die nach Betriebsbeginn hochradioaktive Lösung wird fortgesetzt durch den Wärmeaustauscher gepumpt. Darin liegt eine große Schwierigkeit, weil die kleinste Undichtigkeit eine riesige radioaktive Verunreinigung zur Folge hat. Um das Reaktor-Kernhaus herum ist eine Lösung oder Aufschwemmung von Thoriumdioxid angeordnet. Darin läßt sich <sup>233</sup>Uran aus Thorium brüten oder <sup>239</sup>Pu aus <sup>238</sup>U. In diesem Typ gibt es keine Uranstäbe, deren Aufarbeitung hinterher große Umstände machen würde. Man hat die Spaltprodukte lediglich aus seiner Lösung abzuschcheiden. Das ist einfacher, als Uranmetall chemisch aufzulösen und hinterher wieder Uranstäbe daraus zu erzeugen. Wie sich herausstellt, ist ein solcher Reaktor leicht zu steuern. Er besitzt sehr hohe Selbststabilisierung, auch braucht man nicht so viel Brennstoff einzufüllen, daß Überschußreaktivität vorhanden ist, wie das bei thermischen Reaktoren mit festen Uranstäben erforderlich ist. Wenn die Reaktivität nicht mehr ausreicht, kann man leicht etwas neuen Brennstoff nachfüllen. Dadurch kommt man mit kleinerer Erstbeladung aus.

Auch dieser Reaktor leidet unter der Schwierigkeit, daß die kritische Temperatur des Wassers 370 °C, nicht überschritten werden darf. Außerdem verhält sich das Uranylsulfat oder Uranylinitrat, das man hier verwendet, bei höherer Temperatur wie eine starke Säure, deren Acidität mit der Temperatur zunimmt. Ferner wird das D<sub>2</sub>O durch

die Strahlung zersetzt. Man braucht daher Vorrichtungen, um das entstehende Knallgas in ungefährlicher Weise zu rekombinieren.

Als weiterer Typ wird ein „schneller“ Brutreaktor gebaut. Seine aktive Zone enthält hochangereichertes  $^{235}\text{U}$  oder  $^{239}\text{Pu}$ . Umgeben wird sie mit einem Brutmantel aus  $^{238}\text{U}$ . In diesem Reaktor werden die Neutronen als schnelle Neutronen verwendet, dürfen also nicht verlangsamt werden; man kann dann in der aktiven Zone auch Spaltungen im  $^{238}\text{U}$  bekommen. Das hat den Vorzug, daß mehr Neutronen zur Verfügung stehen. Diese können zum Brüten verwendet werden. Mit einem schnellen Reaktor bekommt man unter günstigen Umständen (bei Versuchsreaktoren mit kleiner Leistung) einen Brutgewinn, d. h. man kann durch Brüten mehr spaltbare Kerne erzeugen, als man verbraucht. Außerdem treten die Prozesse  $^{235}\text{U} (n, \gamma) ^{236}\text{U}$  und  $^{239}\text{Pu} (n, \gamma) ^{240}\text{Pu}$ , die zu nicht thermisch spaltbaren Kernen führen, sehr zurück und auch alle  $(n, \gamma)$ -Prozesse in anderen Kernen (besonders auch in Spaltprodukten einschließlich  $^{135}\text{Xe}$ ).

Der Neutronenfluß muß in einem schnellen Reaktor sehr viel größer sein als in einem thermischen, weil die Wirkungsquerschnitte schneller Neutronen viel kleiner sind. Zur Kühlung muß man ein Metall wie Natrium verwenden, weil leichte Kerne (Wasser, schweres Wasser) die Neutronen verlangsamen würden.

Der Brutfaktor, der angibt, wieviel mehr Neutronen gebildet als verbraucht werden, beträgt beim Druckwasser-, Siedewasser- und Na-Graphit-Reaktor theoretisch 1,0; infolge schwer vermeidbarer Verluste hat man 0,9 kaum überschritten, beim homogenen Flüssigkeitsreaktor mit  $^{233}\text{U}$  ist er etwas über 1. Bei einem Reaktor, der mit schnellen Neutronen arbeitet, beträgt er ungefähr 1,6. Ein britischer Versuchsreaktor mit sehr geringer Energieleistung, „Zephir“ (*Zero energy fast reactor*), hat sogar einen Brutfaktor von 2,0 erreicht, d. h. wenn ein spaltbares Atom verbraucht wird, werden zwei thermisch spaltbare gebildet. In diesem Reaktor erfolgen 28% der Spaltprozesse in  $^{238}\text{U}$ , das, wie betont, nur mit schnellen, nicht aber mit thermischen Neutronen spaltbar ist.

### Vergleichsgesichtspunkte, die die apparative Gestaltung solcher Reaktoren bestimmen

#### Baumaterialien

Wenn wir den Reaktor mit thermischen Neutronen betreiben, dürfen die Baumaterialien für die Stützkonstruktion des Reaktors und die Hüllen der Uranstäbe nur Substanzen sein, die kleinen Einfangquerschnitt  $\sigma_c$  für thermische Neutronen haben. In Betracht kommen: Aluminium ( $\sigma_c = 0,215 \text{ b}$ ), Zr ( $\sigma_c = 0,18 \text{ b}$ ) und Be ( $\sigma_c = 0,010 \text{ b}$ ). Zunächst hat man Aluminium verwendet. Wenn irgendwo im Reaktor höhere Temperaturen vorkommen als die Schmelztemperatur von Al ( $659^\circ\text{C}$ ), muß man zu Zirkon übergehen. Dieses muß aber absolut Hafniumfrei sein, denn Hafnium hat  $\sigma_c = 115 \text{ b}$ . Für die Reaktoren, die mit schnellen Neutronen arbeiten, gibt es dagegen nur wenige Stoffe, die nicht verwendet werden können.

Viele Materialien, auch Metalle, korrodieren sehr stark unter Neutronen- oder  $\gamma$ -Strahlung. Besonders beim Druckwasserreaktor muß man also sehr achtgeben, daß das Material der Druckkessel auch der Strahlung genügend widersteht. Das Material muß in dieser Hinsicht sorgfältig geprüft werden.

Besonders auffällige Änderungen erleiden organische Verbindungen durch  $\gamma$ -Strahlung. Chemische Bindungen werden gelöst und neue Bindungen entstehen zwischen anderen Atomen und Komplexen.

### Kühlung, (Wärmeabfuhr)

#### Wasserkühlung

Wenn wir zunächst den heterogenen thermischen Reaktor betrachten mit Graphit als Bremssubstanz, dann können wir einerseits Wasserkühlung, andererseits Gaskühlung nehmen. Die Wärmeabfuhr durch Wasser würde bei hoher Temperatur einen Druckkessel erfordern. Das bedeutet, wir brauchen viel Stahl. Da Eisen aber einen Einfangquerschnitt besitzt, der durchaus in Betracht kommt ( $\sigma_c = 2,43 \text{ b}$ ), so hat das zur Folge, daß wir zum Ausgleich für die Neutronenverluste ein Uran mit einer höheren Anreicherung von  $^{235}\text{U}$  verwenden müssen.

Die Anreicherung des Isotops  $^{235}\text{U}$  ist aber mit höheren Kosten verbunden, als der Gewinn durch die mögliche Druck- und Temperatursteigerung einbringt.

#### Gaskühlung

Gaskühlung läßt sich auch bei den sehr hohen Temperaturen anwenden, die wegen des thermodynamischen Nutzeffektes erwünscht sind. Man braucht dann keinen Druckkessel. Andererseits ist die Wärmekapazität des Gases klein. Damit die großen Wärmemengen wegtransportiert werden können, müssen wir riesige Energien für die Gasumlaufpumpen aufwenden, und es wird berichtet, daß beim Calder Hall-Reaktor 10% der gesamten erzeugten Leistung verwendet werden müssen, um das Kühlgas umzutreiben.

#### Metallkühlung

Flüssige Metalle haben sowohl die Vorzüge von Gas als auch die von Wasser. Das Natriummetall hat eine ziemlich große Wärmekapazität und braucht bis etwa  $900^\circ\text{C}$  keinen Druckkessel. Da es größere spezifische Wärme besitzt, ist es günstiger als Wismut oder Quecksilber, die auch in Frage kommen.

Immer wenn Wasser nur als Wärmeabfuhrmittel verwendet wird, ohne daß es die Neutronen verlangsamen muß, kann es durch Natrium ersetzt werden. Durch die Verwendung von Natrium kann aber die Temperatur und damit der thermodynamische Nutzeffekt sehr erhöht werden.

Einen großen Reaktor (der also ein großes Volumen einnimmt und große Mengen Uran enthält), kann man schon mit schwach angereichertem Uran (Anreicherung unter 1%) auf jeden Fall betreiben. Wenn man für die Hüllen des Urans Zirkonmetall verwendet oder auch sehr dünnen Stahl benützt, dann reicht natürliches Uran aus. Daher sind damit betriebene Natrium-Graphit-Reaktoren immer noch aussichtsreich.

Eine Schwierigkeit bringt die Natrium-Kühlung jedoch mit sich. Thermische Neutronen bewirken den Prozeß  $^{23}\text{Na}(n, \gamma) ^{24}\text{Na}$ . Das entstehende  $^{24}\text{Na}$  ist radioaktiv und hat eine verhältnismäßig lange Halbwertszeit von 14 h. Dadurch wird der Bau des Wärmeaustauschers kompliziert. Weiter ist es erforderlich, das Natrium vorzuheizen und schließlich müssen besondere Vorkehrungen getroffen werden, um einen Kontakt zwischen Natrium und Wasser sicher zu vermeiden.

#### Bremssubstanzen

##### Gewöhnliches Wasser als Bremssubstanz

Wasser hat die kleinste Bremslänge für Neutronen; es genügt also schon eine kleine Schicht, um die Neutronen erheblich zu bremsen. Die sog. Bremslänge beträgt für Wasser 5,7 cm und die Diffusionslänge 2,8 cm. Beide Werte sind kleiner als bei allen andern Stoffen.

Der Streuquerschnitt von Wasser ist klein bei hoher Energie und groß bei geringer Energie der Neutronen. Das hat folgende Auswirkung: Wir betrachten ein Reaktorgitter aus Uranstäben und Wasser. Wenn die Uranstäbe dicht gepackt sind, geht ein Teil der Neutronen, die in Uran durch die Spaltung neu gebildet sind, in die benachbarten Stäbe hinein, ohne daß er wesentlich abgebremst ist, und spaltet dort zusätzlich  $^{238}\text{U}$ ; wir bekommen also mehr Neutronen. Dadurch erhöht sich der Multiplikationsfaktor. Bei einem solchen Reaktor dürfen wir daher zulassen, daß ein größerer Bruchteil der Neutronen im Resonanzgebiet von  $^{238}\text{U}$  absorbiert wird. Das tritt bei Verwendung dünnerer Stäbe allgemein dann ein, je mehr sich die Verteilung des „Brennstoffs“ einer homogenen Verteilung nähert. Man bekommt mehr Plutonium mit wassergebremsten thermischen Reaktoren als mit solchen, die ein anderes Bremsmittel verwenden, etwa Graphit oder schweres Wasser. Das ist der wichtigste Unterschied eines solchen wassermodierten und wassergekühlten Reaktors gegenüber den anderen thermischen Typen. Ein solcher Reaktor mit Wasserbremsung und Wasserkühlung ist eine sehr ökonomische Quelle für Atomenergie.

Man kann schweres Wasser als Bremsmittel verwenden. Das bedeutet eine Verbesserung, weil die Absorptionsverluste von Neutronen in der Bremssubstanz fast vollständig entfallen. Wenn man als Konstruktionsmaterial und als Kühlflüssigkeit Stoffe mit kleinem Einfangquerschnitt für thermische Neutronen auswählen kann, dann läßt sich damit der Reaktor auch mit nichtangereichertem natürlichem Uran betreiben. Nun ist aber das schwere Wasser sehr teuer und es stellt sich weiter heraus, daß in einem damit betriebenen thermischen Reaktor die Brennstoffelemente nur eine kurze Betriebsdauer haben. Ein solcher Reaktor ist daher nur günstig, wenn die Brennstoffelemente billig hergestellt werden können oder wenn es sich um einen Reaktor handelt, bei dem keine festen, sondern flüssige Brennstoffe verwendet werden.

Bei homogenen thermischen Reaktoren (also bei Lösungen oder Suspensionen) werden die Neutronen zu einem großen Bruchteil im Resonanzgebiet des  $^{238}\text{U}$  eingefangen. Das bedeutet zwar Neutronenverluste, diese führen aber zu Plutonium. Beim homogenen thermischen Reaktor gewinnen wir etwas sehr Wichtiges: Wir können das  $^{135}\text{Xe}$ , das gebildet wird und einen sehr hohen Neutroneneinfangquerschnitt besitzt, aus der aktiven Zone entfernen, indem wir das Gas hindurch perlen lassen durch die Lösung. Damit entfallen viele Neutronenverluste. Bei Reaktoren, aus denen der starke Neutronenabsorber  $^{135}\text{Xe}$  nicht entfernt werden kann, muß zum Ausgleich die Anreicherung des  $^{235}\text{U}$  beträchtlich vermehrt werden.

## Brüten

Brüten mit einem Faktor  $> 1$ , d. h. unter Vermehrung des spaltbaren Materials, kann man im allgemeinen nur mit Reaktoren, die mit schnellen Neutronen arbeiten („schnelle Reaktoren“).

Bei Reaktoren mit  $^{235}\text{U}$  oder mit  $^{239}\text{Pu}$ , die mit thermischen Neutronen arbeiten, ist der Brutfaktor in keinem Fall über 1. Mit  $^{233}\text{U}$ , das aus Thorium entsteht, kann man schon beim Betrieb mit thermischen Neutronen einen Brutfaktor 1,1 erhoffen. Wenn man also mit einem thermischen Reaktor und  $^{233}\text{U}$  (das aus Thorium gewonnen wird) auf die Dauer Reaktoren mit einem effektiven Brutfaktor größer als 1 erzielen will, dürfen die Verluste der chemischen Verarbeitung von Thorium (Abtrennung von  $^{233}\text{U}$  und dgl.) 10% auf keinen Fall überschreiten. Da Thorium in der Natur ziemlich verbreitet ist,

haben auf lange Sicht Reaktoren, die aus Thorium spaltbares Material brüten, besonders große Aussichten.

$^{233}\text{U}$  scheint auch für Reaktoren besonders geeignet zu sein, die mit mittelschnellen Neutronen betrieben werden sollen.

## „Schnelle Reaktoren“

„Schnelle“ Reaktoren müssen von Bremssubstanzen frei bleiben. Als Bremsstoff ist nur hoch angereichertes  $^{235}\text{U}$  oder  $^{239}\text{Pu}$  oder  $^{233}\text{U}$  verwendbar. Die aktive Zone kann sehr klein gehalten werden. Dadurch entstehen aber Schwierigkeiten bei der Wärmeabfuhr. Damit diese überhaupt in ausreichendem Umfang möglich wird, muß genügend viel Kühlmittel hindurchbewegt werden, und die Wärmeübergangsflächen müssen ausreichend groß sein. Um also die Wärmeabfuhr zu ermöglichen, muß die aktive Zone vergrößert werden.

Der Reflektor darf bei schnellen Reaktoren nicht bremsen. Er muß deshalb aus Substanzen mit genügend hohem Atomgewicht bestehen. In manchen Fällen, besonders wenn mittelschnelle Neutronen benützt werden, ist Beryllium geeignet.

Der schnelle Reaktor unterscheidet sich von demjenigen, der mit thermischen Neutronen arbeitet dadurch, daß auch die direkte Spaltung von  $^{238}\text{U}$  zur Energiegewinnung dient. Weiterhin ist nicht mehr der Neutroneneinfang der konkurrierende Prozeß — er nimmt ja mit steigender kinetischer Energie der Neutronen sehr schnell ab — sondern der unelastische Stoß, bei dem die Energie als  $\gamma$ -Strahlung verloren geht. Man muß also Substanzen verwenden, bei denen unelastische Stöße nicht oder nur selten eintreten.

Für schnelle Neutronen spielt die Anwesenheit von  $^{135}\text{Xe}$  und anderen Substanzen, in denen thermische Neutronen absorbiert werden, keine Rolle. Damit entfällt weitgehend die Vergiftung durch das Xenon und die „Verschlackung“ durch viele andere Spaltprodukte. Damit sind aber mehr Neutronen für andere Zwecke verfügbar, insbesondere zum Brüten von  $^{239}\text{Pu}$  aus  $^{238}\text{U}$ . Dieser Prozeß tritt einerseits in der aktiven Zone ein, andererseits kann er in einem Reflektor ablaufen, der aus normalem Uran bestehen kann oder sogar aus verarmtem Uran, das aus Reaktoren stammt, die in der heute üblichen Weise mit natürlichem Uran arbeiten und bei denen praktisch nur der  $^{235}\text{U}$ -Gehalt ausnützbare ist.

Bei schnellen Reaktoren liegt der Brutfaktor für Plutonium aus  $^{238}\text{U}$  bei etwa 1,6.

Die Brennstoffelemente sind in einem Reaktor hohen Wärmespannungen ausgesetzt und erleiden eine Korrosion durch Neutronenfluß und  $\gamma$ -Strahlung. Wenn man Brennstoffelemente herstellen kann, die unter hohen Wärmespannungen und unter hohen Neutronenflüssen lange (ein Jahr lang) benützt werden können, und wenn man Verluste bei der chemischen Verarbeitung genügend vermeiden kann, dann kann man mit schnellen Reaktoren alles  $^{238}\text{U}$  zur Energiegewinnung ausnützen, indem man es über den Brutprozeß in Plutonium umwandelt.

Die schnellen Reaktoren scheinen daher auf lange Sicht aussichtsreicher als die thermischen. Jedoch müssen wir eine unangenehme Seite in Kauf nehmen. Damit wir einen schnellen Reaktor betreiben können, ist ein Material mit hoher Anreicherung an  $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$  oder  $^{239}\text{Pu}$  erforderlich. Man benötigt für sie ein Material, das ungefähr 20–50% enthält. Zum Betrieb thermischer Reaktoren hingegen genügt Uran, dessen  $^{235}\text{U}$ -Gehalt nur 0,7–3% beträgt.

Die einzelnen Reaktortypen haben die verschiedenartigsten Vor- und Nachteile. Man kann nicht etwa dem Druckwasserreaktor die besten Aussichten geben, obwohl zugegeben werden muß, daß er der einzige Typ ist, den man außer dem Meiler im Augenblick beherrscht. Es ist richtig, daß der nach diesem Prinzip gebaute Nautilus-Motor eine hohe Betriebsstundenzahl hinter sich hat und damit als technisch wohl erprobt gelten kann. Trotzdem hat der Druckwasser-Reaktor viele Nachteile.

### Neue Reaktorprojekte

Zum Schluß sei noch auf zwei bzw. drei neue Reaktor-entwürfe hingewiesen, die auf längere Sicht aussichtsreicher zu sein scheinen als die bisher besprochenen sechs Typen. In Brookhaven wird der „liquid metal fuel reactor“ (LMFR) vorbereitet und hat schon ziemliche Fortschritte gemacht. Er arbeitet mit thermischen Neutronen und braucht (abgesehen von einer einmaligen Beladung mit  $^{235}\text{U}$  oder  $^{233}\text{U}$ ) als Brennstoff nur natürliches Thorium.

Man verwendet  $^{233}\text{U}$  (im Dauerzustand) und  $^{235}\text{U}$  (bei der Erstbeladung), gelöst in flüssigem Wismut. Das Ganze kann natürlich nur oberhalb der Schmelz-Temperatur von Wismut betrieben werden. Das Uran hat in Wismut bei  $500^\circ\text{C}$  eine Löslichkeit von  $\frac{1}{2}\%$ . Zum Betrieb eines Reaktors würde aber bereits eine Lösung von 0,06–0,1% genügen. Diese Brennstofflösung überträgt dann ihre Wärmeenergie an flüssiges Natrium, das wieder die Energie auf die Dampfturbine überträgt.

Hier hat man die Möglichkeit, die Spaltprodukte laufend mit Hilfe von Ionen-Austauschern abzutrennen. Als solche eignen sich Schmelzen aus Salzen, wie Kaliumchlorid, Lithiumchlorid. Es gelingt so z. B. die Seltenen Erden (und diese machen einen sehr hohen Bruchteil der Spaltprodukte aus) laufend zu entfernen. Die Lösung von Uran in Wismut grenzt an dieses Kaliumchlorid, Lithiumchlorid und dgl. und dabei gehen die Seltenen Erden quantitativ in die Salzschnmelze.

Es wurden umfangreiche Versuche gemacht über die Verteilung von Seltenen Erden zwischen den Salzschnmelzen und der Wismutlösung mit und ohne Gegenwart von Uran. Damit nicht das Uran als Uranoxyd in die Schnmelze geht, müssen Sauerstoff-Gitter hinzugesetzt werden, z. B. Magnesium oder Zirkon.

Man kann außerdem ein inertes Gas durch das flüssige Metall perlen lassen. Dadurch werden alle gasförmigen oder leicht flüchtigen Spaltprodukte entfernt, insbesondere  $^{135}\text{Xenon}$  und auch radioaktives Jod. Der Betrieb ist so gedacht, daß die Uranlösung in Wismut alle 15 Sekunden durch den Reaktor-Kern hindurch bewegt wird.

Als Behältermaterial für das Wismut ist Graphit möglich, doch sind bestimmte handelsübliche Eisenlegierungen wahrscheinlich besser. In Betracht kommende Materialien für einen Betrieb oberhalb von  $600^\circ\text{C}$  werden eifrig untersucht.

Außen um den LMFR befindet sich ein Brutmantel. Dieser besteht z. B. aus Thoriumwismutid  $\text{Th}_3\text{Bi}_5$ , verteilt in flüssigem Wismut. Dieses Wismut mit aufgeschwemmtem Thoriumwismutid kann man wieder zirkulieren lassen und kann laufend  $^{233}\text{Protaktinium}$ , das aus  $^{232}\text{Th}$  ( $n, \gamma$ )  $^{233}\text{Th}$  entsteht, und das als Brütprodukt gewünschte  $^{233}\text{Uran}$  abtrennen. Die kontinuierliche Abtrennung von  $^{233}\text{U}$  und Pa ist möglich mit gasförmigem Fluor (+  $\text{N}_2$ ) als  $\text{UF}_6$  bzw.  $\text{PaF}_5$ . Die laufende Abtrennung des  $^{233}\text{U}$  aus diesem Mantel ist deshalb erwünscht, weil es sonst Neutronen einfängt, und in  $^{234}\text{U}$  umgewandelt wird,

das nicht durch thermische Neutronen spaltbar ist. Durch Abtrennung des  $^{233}\text{Pa}$  entfallen auch Neutronenverluste durch Einfang in  $^{233}\text{Pa}$ , dessen Einfangquerschnitt 152b beträgt.

Dieser Reaktor gibt beim Betrieb mit thermischen Neutronen im Dauerzustand einen durch das Verhältnis (erzeugtes  $^{233}\text{U}$ /verbrauchtes  $^{233}\text{U}$ ) definierten Brutfaktor von 1,05. Gibt man 1% Überschußreaktivität hinzu, indem mehr  $^{233}\text{U}$  im Bi gelöst wird, so erhöht sich die Temperatur im Reaktor nur um  $55^\circ\text{C}$ . Er besitzt also einen bemerkenswert hohen negativen Temperaturkoeffizienten und hat daher große Stabilität. Er soll so groß gebaut werden, daß 210000 kW elektrische Leistung gewonnen wird.

Ein Reaktortyp, der schon vor vielen Jahren vorgeschlagen wurde, aber zunächst kaum ausführbar erschien, findet in den USA neuerdings großes Interesse. Man kann ihn als Kreislaufreaktor mit Urancarbid bezeichnen. Er besteht praktisch nur aus keramischen Materialien und erlaubt daher einen Betrieb bei sehr hoher Temperatur. Alle Teile lassen sich einfach und billig herstellen und es entstehen fast keine Korrosionsprobleme. Der Reaktor kann schon mit einem verhältnismäßig kleinen „Uraninventar“ betrieben werden, er arbeitet mit langsamen Neutronen.

Als Brennstoff dient Urancarbid  $\text{UC}_2$  aus angereichertem Material (mit 10% Isotop 235) gemischt mit Graphit. Als Bremssubstanz wird Graphit benutzt. Das ganze befindet sich in einem verschweißten Druckkessel. Zur Steuerung dienen Stäbe aus Molybdän, die Bor oder Borcarbid als Neutronenabsorber enthalten. Der Kessel wird gefüllt mit Heliumgas bei 15 atm Druck.  $\text{UC}_2$  und Graphit würden eine Temperatur von  $1200^\circ$  bis  $1850^\circ\text{C}$  vertragen und auch bei stellenweiser Erhitzung auf  $2200^\circ\text{C}$  noch keinen Schaden erleiden. Mittels eines Wärmeaustauschers wird die Wärmeenergie auf einen Luftkreislauf übertragen, in dem die Luft an der heißesten Stelle auf  $650^\circ\text{C}$  kommt. Damit läßt sich eine Gasturbine eines gut bekannten Typs betreiben. Sie ist im Gebrauch anpassungsfähiger als eine Dampfturbine. Da nur Helium, Kohlenstoff und  $\text{UC}_2$  im Reaktor vorhanden sind, entfällt jede Korrosion. Die Betriebstemperatur wird vor allem durch den Wärmeaustauscher begrenzt, der aus nahtlosem Stahl hergestellt werden wird.

Dieser Reaktortyp kann schon mit einer verhältnismäßig geringen Uranmenge in Gang gesetzt werden, und ein wirtschaftlich günstiger Betrieb scheint schon bei einem Werk mit „nur“ 10000 kW möglich zu sein.

Schließlich bleibt der Wirbelschicht-Reaktor, der vorläufig nur als Projekt existiert, zu erwähnen. Im Inneren von Rohren aus Berylliumoxyd soll Uranoxyd-Pulver mit einem inerten Gas zusammengebracht und daraus mit Hilfe einer Schüttelvorrichtung eine Wirbelschicht erzeugt werden. Hier würden sich sehr hohe Temperaturen und damit ein hoher thermodynamischer Nutzeffekt erreichen lassen.

### Uran-Gewinnung

Die USA haben genaue Einzelangaben über die Gewinnung eines Uran-Konzentrats aus Roherz angegeben und darüber, wie man Uran aus relativ armen Erzen herausziehen kann. Man gewinnt jetzt in USA Uran aus Phosphat-Mineralien mit  $10^{-4}$  Uran-Gehalt oder aus verschiedenen Schieferen mit der Konzentration  $5 \cdot 10^{-5}$ . Schließlich kann man aus Granit, dessen Konzentration  $4 \cdot 10^{-6}$  beträgt, das Uran gewinnen, und die Amerikaner haben genaue Verfahren angegeben, wie man aus dem Granit ziemlich einfach  $\frac{1}{4}$  dieser Uran- und eine ebenso

große Thorium-Menge abtrennen kann, und zwar „leicht“. Das bedeutet, daß aus einer Tonne Granit soviel Thorium und Uran gewonnen werden kann, daß dies einem Verbrennungswert von 10–15 t Kohlen äquivalent ist.

### Substanzen für den Reaktorbau

Der Reaktorbau erfordert Substanzen, deren Technologie noch unentwickelt ist. So werden Stoffe benötigt, deren Einfangquerschnitt für thermische Neutronen sehr klein ist, etwa Zirkon ( $\sigma_c = 0,18$  b), das aber Hafnium-frei sein muß, denn Hafnium, das aus 6 Isotopen besteht, hat einen (mittleren) Einfangquerschnitt  $\sigma_c = 115$  b. Die beiden Elemente müssen im technischen Maßstab getrennt werden und Stäbe, Röhren, Bleche aus Zirkon und Hafnium müssen erzeugt werden. Das Zirkon wird in späterer Zeit, wenn nämlich höhere Temperatur zulässig sein soll, an vielen Stellen verwendet werden, wo heute Aluminium ( $\sigma_c = 0,215$  b) benützt wird.

Für viele Zwecke interessiert Beryllium und Berylliumoxyd. Das Beryllium muß hoch gereinigt werden. Herstellungsverfahren für Be-Stäbe, -Hülsen und Blöcke wurden mitgeteilt. Be-Blöcke dienen als Reflektoren für Neutronen. Berylliumoxyd muß durch Sintern in eine kompakte Masse verwandelt werden.

Verschiedene Verfahren zur Darstellung von schwerem Wasser ( $D_2O$ ) sind hier bereits diskutiert worden<sup>3)</sup>.

Als Wärmeaustauschmittel kommt besonders flüssiges Natrium in Betracht. Es wurden Na-Pumpen entwickelt, die ohne bewegliche Teile nach einem elektromagnetischen Prinzip arbeiten: In einem Rohr wird das flüssige Natrium durch ein magnetisches Feld hindurch geführt. Quer zur Magnetrichtung und zur Strömungsrichtung wird ein elektrischer Strom durch das Metall geschickt. Der Strom erleidet eine Kraft senkrecht zur Magnetfeldrichtung und zur Richtung des elektrischen Stromes (*Lorentz-Kraft*). Da der elektrische Strom die Materie mitnimmt, tritt eine gleichmäßige Strömung des Metalls ein. Diese „Pumpe“ ist leicht zu regulieren, indem man die Stromstärke größer oder kleiner macht.

Durch die Verwendung von Natriummetall entstehen natürlich auch viele Korrosionsprobleme. Jedenfalls muß man für die Rohrleitungen ein Metall verwenden, das von flüssigem Natrium nicht gelöst wird, und eine Berührung mit Wasser muß vollkommen unmöglich gemacht werden.

Viele Substanzen, die von Neutronen und  $\gamma$ -Strahlen getroffen werden und die außerdem starken Temperaturdifferenzen ausgesetzt sind, ändern ihr Gefüge und damit sogar ihre äußere Form vollkommen. Uran wird durch Temperaturänderungen, wenn nämlich der Umwandlungspunkt zwischen  $\alpha$ -,  $\beta$ - und  $\gamma$ -Modifikation häufig überschritten wird, erheblich verändert. Beim Überschreiten der Temperatur 668 °C von unten nach oben erniedrigt sich die Dichte von 19,04 g/cm<sup>3</sup> auf 18,11 g/cm<sup>3</sup>. Der thermische Ausdehnungskoeffizient des bei niedriger Temperatur stabilen  $\alpha$ -Urans hängt stark von der Kristallrichtung ab.

Dazu kommt die Strahlenwirkung und der direkte Einfluß der Spaltung. Die Bruchstücke fliegen auseinander und dabei wird das Mikrogefüge verändert.

Wenn Uran im Reaktor unter diesen Einwirkungen seine äußere Form verändert, kann die Hülle gesprengt werden; dann erfolgt ein Ausbruch radioaktiver Substanzen in die Kühlflüssigkeit.

### Schutzmaßnahmen

Für die chemische Industrie sind heute auch schwere Gifte beherrschbar und neutralisierbar. Wenn dagegen Radioaktivität verstreut wird, dann ist sie auf keine Weise neutralisierbar. Wir können nur hoffen, daß der Regen diese Substanzen wegpült oder daß sie im Meer genügend verdünnt werden.

Eine wichtige Bedeutung haben die Sicherheitsprobleme. Dazu sei eine Äußerung von Teller u. Mitarb. angeführt: „Trotz aller Sicherungen, die in einem Reaktor angebracht werden können, muß man betonen, welche Gefahren für die Öffentlichkeit bei einem Reaktorunfall entstehen können. Wegen Austreten der Radioaktivität kann es notwendig werden, eine große Stadt zu evakuieren oder das Stromgebiet eines Flusses aufzugeben und das Betreten der Reaktor Umgebung lange Zeit zu verbieten.“

Man wird stets an die Sicherheitsvorkehrungen denken und ihre Durchführung durchsetzen müssen.

Wenn z. B. radioaktives <sup>131</sup>J auf eine Weide gelangt, kann durch Konzentrierung im Viehfutter strahlenverseuchte Milch entstehen, die für menschlichen Genuß nicht mehr verwendet werden kann, da eingegebene Spuren Jod in der Schilddrüse weiter konzentriert werden.

Wegen seiner langen Halbwertszeit ist besonders das <sup>90</sup>Sr ein gefährliches Gift. Glücklicherweise macht die Radioaktivität der Spaltprodukte aus Atombomben in entfernten Gebieten heute meist weniger als 1% der überall vorhandenen Radioaktivität, die von K, Rb und von Th, U mit Folgeprodukten herrührt.

Ein benachbartes Problem sei gestreift. Im Kühlwasser der Reaktoren der Plutonium-Fabrik am Columbia River befinden sich Phosphat und ähnliche Phosphor-Verbindungen. Daher bilden sich darin ganz geringe Spuren von radioaktivem <sup>32</sup>P. Das Wasser ist ohne Einschränkung zum Trinken und sonstigem Gebrauch geeignet. In ihm leben aber Diatomeen. Diese dienen als Nahrung für Insektenlarven. Die Larven der Insekten werden von Fischen gefressen. Bei Untersuchung der Fische fand man eine Radioaktivität, die das 100000-fache des Nulleffekts ausmacht, den man sonst erwartet. Bei Schwalben und ähnlichen Vögeln, die Diatomeen fressende Insekten verzehren, hat man sogar den 500000-fachen Nulleffekt beobachtet. Das ist noch keine sehr gefährliche Radioaktivität, aber man sieht, daß Anreicherungen eintreten können. Vielleicht ist es in Zukunft einmal möglich, über Kleinlebewesen eine biologische Reinigung zu erzielen, ähnlich wie sie bei den Abwasserteichen und der biologischen Wasserreinigung vielfach benützt wird.

<sup>3)</sup> Vgl. diese Ztschr. 68, 6 [1956].

Eingegangen am 18. April 1956

[A 775]