

so groß, daß man theoretisch nicht über eine spezifische Aktivität von 20–25 c/g CsCl hinausgehen kann.

Eine andere Methode der Aktivitätskonzentration ist der *Szilar-Chalmers*-Prozeß. Wird eine Verbindung bestrahlt, so ist der Rückstoß eines  $\gamma$ -Strahles im allgemeinen größer als die Bindungsenergie. Das aktive Atom wird daher aus der Verbindung herausgeschleudert und kann dann chemisch isoliert werden. Bei einer großen Anzahl von solchen Verbindungen tritt allerdings ziemlich rasch eine Wiedervereinigung ein. Für viele Isotope, deren spezifische Aktivität man gerne angereichert hätte, ist noch kein brauchbarer *Szilar-Chalmers*-Prozeß gefunden worden.

Einer der besten *Szilar-Chalmers*-Prozesse scheint beim Kaliumchromat vorzuliegen. Mit seiner Hilfe kann man hoch-aktives Chrom erhalten<sup>3)</sup>. Wir haben entsprechend Kaliumeisen(II)-cyanid zur Gewinnung von Eisen-Isotopen benutzt.

Oft sind auch physikalische Methoden verwendbar. So kann man elektromagnetische Anreicherungen vornehmen und dann das so angereicherte Material bestrahlen. So haben wir das <sup>51</sup>Chrom und auch das Calcium aus <sup>50</sup>Chrom bzw. <sup>44</sup>Calcium erhalten, die vorher in einer elektromagnetischen Trennungsanlage angereichert worden waren. Im

<sup>3)</sup> G. Harbottle u. A. G. Maddock, im Druck.

Falle des <sup>59</sup>Eisens haben wir erst <sup>58</sup>Eisen angereichert und dann als Cyanid einem *Szilar-Chalmers*-Prozeß unterzogen.

Die Pile wurde auch benutzt, um Neutronenquellen herzustellen. Sie beruhen auf demselben Prinzip wie die Ra-Be-Quellen, bei denen mit Hilfe von  $\gamma$ -Strahlung oder  $\alpha$ -Teilchen ein Neutron emittiert wird. Als  $\gamma$ -Strahler kann man <sup>124</sup>Antimon nehmen, dessen  $\gamma$ -Energie gerade über dem Schwellwert der  $\gamma$ ,n-Reaktion liegt. Das Resultat ist, daß man verhältnismäßig langsame Neutronen erhält. Nachteilig sind allerdings erstens die  $\gamma$ -Strahlen, die man z. B. bei Benützung des Poloniums vermeiden kann, und zweitens die kurze Halbwertszeit des Antimons. Immerhin sind einige solcher Quellen im Gebrauch.

Kürzlich haben wir einen Aufbewahrungsblock für radioaktive Materialien fertiggestellt, der gleichzeitig auch jede gewünschte Handhabung von hochaktiven Stoffen ermöglicht (Bild 6–8). Der Block wird auch zur  $\gamma$ -Bestrahlung benutzt, da sehr starke  $\gamma$ -Strahlenquellen in ihm aufbewahrt werden. So wird z. B. die Veränderung von Kunstharzen durch  $\beta$ -Strahlung z. Zt. so untersucht<sup>4)</sup>.

Wir sind bestrebt, alles zu tun, um Radioisotope radioaktiv rein und mit den größtmöglich spezifischen Aktivitäten herzustellen.

Eingeg. am 17. November 1953 [A 539]

<sup>4)</sup> Vgl. diese Ztschr. 65, 469 [1953].

## Zur wirtschaftlichen Gewinnung von Atomenergie

Aus einem USA-Gutachten

Bearbeitet von Dr. A. WACKER und Dr. H. GRISEBACH

Chemisches Institut der Universität Tübingen

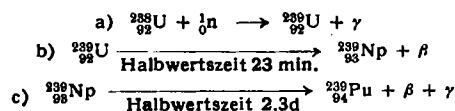
Die bei der Spaltung des Urans freiwerdende Wärme kann zur elektrischen Energieerzeugung oder zum Antrieb von Motoren ausgenützt werden. Die zu diesem Zweck vorgeschlagenen Reaktortypen werden besprochen.

P. Putmann von der Atomic Energy Commission (AEC) führte kürzlich aus, daß seiner Ansicht nach die in ökonomischer Weise zugänglichen fossilen Brennstoffe vielleicht in 60 bis 70 Jahren erschöpft sein werden, da der jährliche Energiebedarf der Welt ständig zunimmt<sup>1)</sup>. — Bei der Spaltung von 1 kg Uran wird ungefähr die gleiche Energiemenge frei, wie bei der Verbrennung von 3000 t Kohle. Wenn man nun die Weltreserve an Energiequellen bestimmt und dabei nach P. Putmann die Q-Einheit (1 Q = 10<sup>18</sup> Kilowattstunden) benutzt, so soll sich die Reserve an fossilen Brennstoffen auf 27 Q, an Kernenergie (Uran, Thorium) auf 575 Q belaufen. Es ergibt sich die Forderung, die gegenwärtigen Energiequellen zu ergänzen und es taucht die Frage auf, kann man die Kernenergie nutzbar machen?

Wohl kaum eine naturwissenschaftliche Arbeitsrichtung hat sich so stürmisch entwickelt wie die Erforschung der Kernspaltung. Im Dezember 1938 entdeckte O. Hahn zusammen mit F. Strassmann die Spaltung des Urans mit Neutronen. Vier Jahre später, am 2. Dezember 1942, wurde in Chicago unter der Leitung von E. Fermi, die erste stationäre Kernkettenreaktion in Gang gesetzt. Im Dezember 1951 war es möglich die bei der Kernspaltung freiwerdende Energie nutzbar zu machen. Und im Mai 1953 gelang es mit dem Brutprozeß auch das häufige Isotop <sup>238</sup>U der Spaltung in einer Kettenreaktion zugänglich zu machen.

<sup>1)</sup> Chem. Engng. News 31, 3990 [1953].

Zunächst soll kurz auf die im Reaktor ablaufenden Reaktionen eingegangen werden. Das natürliche Uran, das als Brennstoff dient, besteht aus den Isotopen <sup>234</sup>U, <sup>235</sup>U und <sup>238</sup>U mit einer Häufigkeit von 0,006, 0,7 und 99,3 %. Im Reaktor laufen nebeneinander zwei Prozesse ab. Beim ersten wird durch ein Neutron ein Atom <sup>235</sup>U in zwei Spaltstücke zerlegt, wobei im Durchschnitt 2,5 Neutronen entstehen. Die Neutronen können nun entweder in einem zweiten Prozeß nach der Reaktion



von <sup>235</sup>U eingefangen werden, das dabei in Plutonium übergeht, oder durch erneute Spaltung von <sup>235</sup>U die Kernkettenreaktion in Gang halten. <sup>235</sup>U kann nur durch schnelle Neutronen gespalten werden, d. h. solche von der Größenordnung MeV. Durch langsame Neutronen kann es nicht gespalten werden. Es fängt jedoch Neutronen von rd. 7 eV ein (a). <sup>235</sup>U kann dagegen auch durch langsame (thermische) Neutronen gespalten werden. Die bei der Spaltung entstehenden Neutronen hoher Geschwindigkeit kann man durch geeignete Bremsstoffe (Moderatoren) z. B. Graphit oder D<sub>2</sub>O, auf thermische Geschwindigkeit (daher auch die Bezeichnung „thermischer“ Reaktor) abbremmen. Eine stationäre Kernkettenreaktion kann nur dann zustande kommen, wenn der Multiplikationsfaktor k etwas größer als 1 ist. k ist das Verhältnis der neu gebildeten Neutronen zu der Zahl der zu dem Prozeß verbrauchten Neutronen.

Das Uran ist bei der Benutzung von Graphit als Moderator etwa in Form eines kubischen Gitters in das Graphit eingebettet. Der erste selbstlaufende Reaktor enthielt etwa 6 t Uranmetall neben Uranoxyd. Während der Reaktion vermindert sich das <sup>235</sup>U und die Konzentration an Plutonium wächst. Da das Plutonium selbst durch thermische Neutronen spaltbar ist, besteht die Tendenz, die Abnahme von <sup>235</sup>U soweit auszugleichen, daß die

Kettenreaktion aufrechterhalten bleibt. Der „Brutfaktor“ beträgt etwa 0,8. Gleichzeitig werden aber auch andere Spaltprodukte erzeugt, die den Multiplikationsfaktor verkleinern. In der Praxis werden die Uran-Einheiten nach einer bestimmten Zeit herausgestoßen und auf Plutonium verarbeitet. Die Steuerung der Kettenreaktion, d. h. des Reaktors ist durch verstellbare Stäbe aus Cadmium oder Borstahl möglich, die je nach ihrer Stellung mehr oder weniger langsame, insbes. thermische Neutronen absorbieren. Eine große Erleichterung für die Beherrschung der Kettenreaktion ist die Tatsache, daß etwa 1 % der im Spaltungsprozeß gebildeten Neutronen nicht sofort emittiert werden, da künstlich radioaktive Kerne entstehen, die unter Aussendung von Neutronen mit Halbwertszeiten von etwa 1 min zerfallen. Der Spaltungsprozeß selbst ist exotherm, und zwar werden bei jeder Spaltung etwa 200 MeV Energie frei. Da pro Spaltung etwa auch ein Pu-Atom gebildet wird, entstehen in einem Reaktor bei der Erzeugung von 1 kg Plutonium zwischen 500 000 und 1,5 Millionen kWh Energie.

Etwas anders arbeitet der sogenannte „Breeder-Reaktor“. Breeding („Ausbrüten“) bedeutet, daß mehr spaltbares Material erzeugt wird als zur Aufrechterhaltung der Kettenreaktion notwendig ist. Dies ist möglich, da im Reaktor bei der Spaltung des  $^{235}\text{U}$  mehr Neutronen frei werden als zur Aufrechterhaltung der Kettenreaktion gebraucht werden. Der „Breeder-Reaktor“ besteht aus einem Kern von Uranmetall, das stark an  $^{235}\text{U}$  angereichert ist. Dieser Kern ist von einem Mantel aus  $^{238}\text{U}$  oder  $^{232}\text{Th}$  umgeben. Die überschüssigen Neutronen werden nun weniger von dem Uran des Kernes nutzlos weggefangen, sondern dazu benutzt, um aus dem umgebenden  $^{238}\text{U}$  oder dem  $^{232}\text{Th}$  spaltbare Isotope zu erzeugen. Zu diesem Zweck sind schnelle Neutronen geeigneter und es wird daher keine Bremssubstanz verwendet. Zur Steuerung der Reaktion dient ein außerhalb der Reaktionseinheit angebrachter Reflektor z. B. aus einer Silber-Cadmium-Legierung, durch dessen Stellung die Zahl der austretenden Neutronen variiert werden kann.

Während nun in der bisherigen Entwicklung der Schwerpunkt bei den Atomwaffen, d. h. bei der Erzeugung des Plutoniums lag und die dabei freiwerdende Wärme ein recht lästiges Nebenprodukt war, ist bei der industriellen Nutzbarmachung der Kernenergie die Situation anders. Man versucht die bisher nutzlos vergeudete Wärme in elektrische Energie umzuwandeln oder zum Antrieb von Schiffen oder Flugzeugen zu verwenden.

Die Umwandlung der im Reaktor entstehenden Wärme in andere Energieformen ist im Prinzip einfach. Die Wärme wird von einem geeigneten Wärmeüberträger aufgenommen und in einem Dampfgenerator in überhitzten Wasserdampf verwandelt, der einen Turbogenerator oder eine Dampfturbine antreibt.

Das Schema einer solchen Anlage zeigt Bild 1.

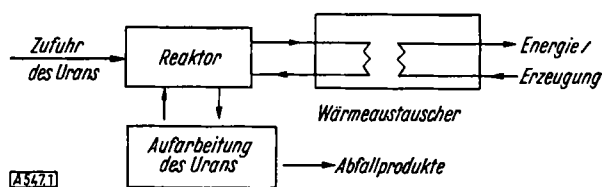


Bild 1

Die Hauptschwierigkeit dabei ist die Erreichung eines Verfahrens bei hoher Temperatur, da bei einer Warmaschine der Nutzeffekt dem Temperaturgefälle direkt proportional ist. Ein Kernreaktionssystem ist aber bei hoher Temperatur bedeutend schwieriger zu handhaben als bei niedriger, ist doch bereits die Werkstoffauswahl der besonderen Verhältnisse halber recht begrenzt.

1951 haben nun im Auftrag der AEC 4 amerikanische Industriegruppen die Möglichkeiten einer industriellen Nutzbarmachung der Atomenergie geprüft. Nach einjährigem Studium haben sie einen Bericht vorgelegt, in dem sie verschiedene Typen von Kernreaktoren beschreiben. Alle sind sogenannte „dual purpose reactors“, d. h. sie dienen nicht der Energieerzeugung allein, sondern sie produ-

zieren auch gleichzeitig Plutonium, dessen Verkaufserlös den Preis der elektrischen Energie herabsetzen soll. Im folgenden werden diese Reaktor-Typen näher beschrieben<sup>2)</sup>.

## D<sub>2</sub>O-Reaktor

Der von den *Commonwealth Edison Co.-Public Service Co.* vorgeschlagene Reaktor ist in einer Stahlkugel eingeschlossen. Der Brennstoff besteht aus natürlichem Uran. Dieses ist von einem dünnen Metallgehäuse umgeben. Der Reaktor selbst besteht aus mehreren solcher Einheiten. Schweres Wasser dient sowohl als Kühlmittel als auch als Bremsstoff. Falls der D<sub>2</sub>O-Strom unterbrochen wird, kann der Reaktor mit Helium gekühlt werden. Die im Uran erzeugte Wärme wird durch den Metallmantel auf das

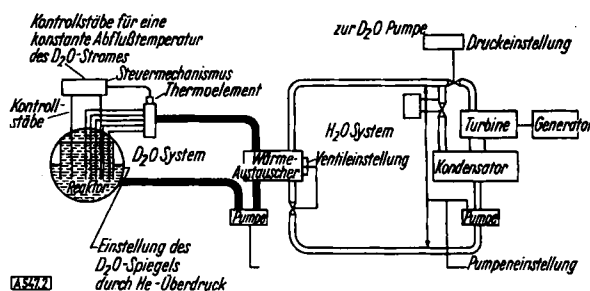


Bild 2

schwere Wasser übertragen. Die gewünschte maximale Oberflächentemperatur beträgt 238 °C. Zur Verwandlung der Wärme in überhitzten Wasserdampf dienen Dampfgeneratoren. Drei Turbogeneratoren von 80 000 kW Leistung erzeugen die elektrische Energie. Die gesamte Leistung soll bei den vorgesehenen Abmessungen 225 000 kW betragen. Die Gesamtkosten der Anlage werden auf 118 Mill. \$ geschätzt. Die Kosten würden sich um etwa 47 Mill. \$ verringern, wenn an Stelle von schwerem Wasser, normales Wasser als Moderator und Wärmeüberträger verwendet würde. Doch ist zu diesem Zweck ein genügend angereichertes Uran notwendig. Bild 2 zeigt das Schema eines solchen Reaktors.

## Helium-gekühlter Graphit-Reaktor

Von der gleichen Gruppe wurde ein gasgekühlter Reaktor vorgeschlagen. Der gesamte Reaktor befindet sich in einer Stahlkugel, die außen mit einer Legierung aus 70 % Silber und 30 % Cadmium belegt ist. Dadurch wird der Neutronen-Verlust durch Reflexion herabgesetzt. Der Reaktor besteht aus Graphit-Zylindern als Moderatoren, in welche die aus natürlichem Uran bestehenden Einheiten eingebettet sind. Die maximale Innentemperatur beträgt 530 °C. Eine höhere Temperatur ist deswegen nicht möglich, weil bei 642 °C eine Umwandlung des Urans in die  $\beta$ -Phase eintritt. Es wäre ein großer Fortschritt, wenn man eine Uran-Legierung finden würde, die eine maximale Innentemperatur von etwa 697 °C (1300 °F) erlauben würde. Als Kühlmittel dient Helium, da es chemisch indifferent ist, keine Neutronen absorbiert und eine relativ hohe spezifische Wärme, aber eine kleine Dichte hat. Das Helium steht unter einem Druck von 10 at. Nach Durchströmen des Reaktors tritt das Helium mit 340 °C in einen Dampfgenerator, den es mit 171 °C wieder verläßt. Die Leistung würde 60 000 kW betragen. Die Kosten der Anlage werden auf 40 Mill. \$ geschätzt.

<sup>2)</sup> Vgl. *Nucleonics* 11, Juni, S. 51 [1953]; in dieser Ztschr. findet man laufend Einzelheiten zu den hier abgehandelten Problemen.

Natrium-gekühlter Graphit-Reaktor

Die *Monsanto Chemical Co.-Union Electric Co.* halten den mit Natrium gekühlten Graphit-Reaktor für die günstigste Lösung. Als Brennstoff dient Uran, dessen Gehalt an <sup>235</sup>U auf 0,83 % angereichert ist. Graphit wird als Moderator verwendet. Die Benutzung von Natrium als Kühlmittel erlaubt eine Betriebstemperatur von 480 °C. Um zu verhindern, daß das geschmolzene Natrium durch eine undichte Stelle mit dem Wasser im Dampfgenerator in Berührung kommt, sind die Rohre mit einem Mantel umgeben der Quecksilber enthält. Beim normalen Kühlsystem tritt das Natrium mit 340° in den Dampfgenerator ein und verläßt ihn mit 148°. Die dabei erzielte Leistung beträgt etwa 220000 kW. Wird aber das Kühlsystem in der Weise geändert, daß man auch außerhalb des Reaktors kühlt, so vergrößern sich zwar die Kosten der Anlage, aber die Leistung steigt auf 554000 kW. Die Kosten der normalen Anlage betragen 26 Mill. \$, die der mit einem besonderen Kühlsystem ausgestatteten 61 Mill. \$.

„Fast Breeder“-Reaktor

*Dow Chemical* und *Detroit Edison* haben folgenden Reaktortyp vorgeschlagen. Das Reaktorherz besteht aus geschmolzenem Uranmetall (vermutlich fast reines <sup>235</sup>U). Dies hat den Vorteil, daß die Gewinnung des Plutoniums und die Entfernung der hochaktiven Spaltprodukte in einem kontinuierlichen Prozeß vorgenommen werden kann. Das Reaktorherz ist von erschöpftem Uran, d. h. an <sup>235</sup>U verarmten Uran, oder von Thorium (Reinelement, <sup>232</sup>Th) umgeben, aus dem durch „Breeding“ neues spaltbares Material gewonnen wird. Der Reaktor arbeitet bei etwa 500 °C. Zur Wärmeableitung dient eine flüssige Natrium-Kalium-Legierung. Die maximale Leistung würde 220000 kW betragen, was bei einem 30proz. Wirkungsgrad der Erzeugung einer elektrischen Leistung von 66000 kW entspricht.

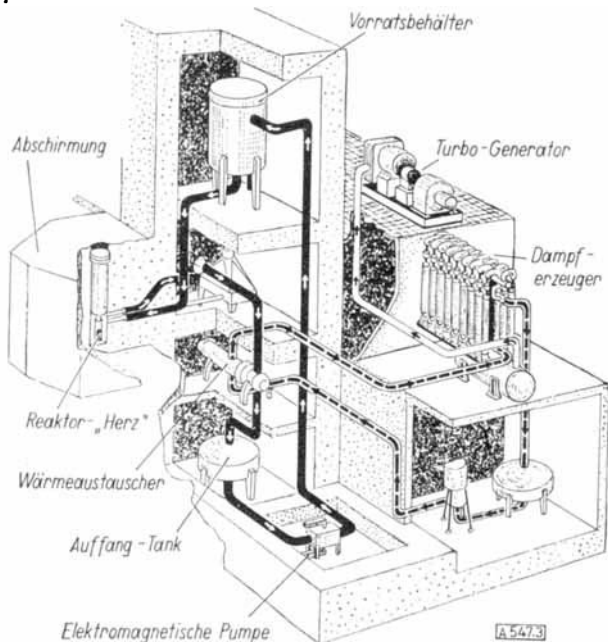


Bild 3  
Schema eines Breeder-Reaktors. (Nach *Nucleonics* 1952, Sept., S. 12)

Einen etwas anderen Typ eines „Breeder-Reaktors“ empfehlen die *Pacific Gas und Electric Co. Bechtel*. Der Kern des Reaktors wird aus an <sup>235</sup>U hochangereichertem Uran gebildet. Die Umgebung besteht aus erschöpftem Uran (s. o.) und einem Reflektor für Neutronen. Das

Wärmeübertragungssystem enthält ebenfalls flüssiges Natrium, das mit 480 °C in einen Wärmeaustauscher eintritt und ihn mit 310 °C wieder verläßt. In diesem Wärmeaustauscher wird die Wärme von flüssigem Natrium übernommen und zu einem Dampfgenerator weitergeleitet. Die Leistung würde 145000 kW betragen. Die Gesamtkosten der Anlage belaufen sich auf 51 Mill. \$.

Wassergekühlter, natürlicher Uran-Reaktor

Die *Pacific Gas und Electric Co. Bechtel* haben einen weiteren Reaktor vorgeschlagen. Er besteht im wesentlichen aus einem Aluminium-Tank, der eine Anzahl von Aluminium-Röhren enthält, in welchen sich das schwere Wasser, das als Moderator dient, befindet. Das als Brennstoff dienende natürliche Uran ist in Druckrohren eingeschlossen, durch welche auch das zur Kühlung dienende normale Wasser gepumpt wird. Die Aluminium-Röhren, die das schwere Wasser enthalten, werden ebenfalls gekühlt. Die Leistung beträgt 100000 kW. Die Kosten der Anlage belaufen sich auf 41 Mill. \$.

Gruppe	Brennstoff	Neutronen-energie	Kühl-mittel	Mode-rator	Lei-stung (kW)
Commonwealth-Public Service P. G. & E.-Bechtel	natürl. Uran	thermisch	D <sub>2</sub> O	D <sub>2</sub> O	225 000
	<sup>235</sup> U	schnell	flüssiges Natrium	—	145 000
Monsanto-Union Electric	angerelchertes Uran	thermisch	flüssiges Natrium	Graphit	210 000 oder 550 000
	<sup>235</sup> U	schnell	flüssiges Natrium	—	135 000
Dow-Detroit Edison					

Tabelle 1  
Vorgeschlagene Reaktortypen

	Wasser-gekühlter therm. Reaktor	Na-gekühlter Breeder-Reaktor
Wärmeerzeugung (kW) .....	500 000	500 000
Elektrische Leistung, brutto (kW)	106 200	154 600
Elektrische Leistung, netto (kW)	100 600	145 300
Millionen kW Jahr (netto) ....	880	1 270
Brennstoff .....	natürl. Uran	<sup>235</sup> U
	60 t	
Größe des Reaktorherzes .....	4 m x 3 m	96 x 96 cm
Moderator .....	D <sub>2</sub> O	kein
Reflektor .....	H <sub>2</sub> O	Pb
Strahlenschutz .....	Zement	Zement
Kühlmittel .....	H <sub>2</sub> O	Na

Tabelle 2  
Technische Daten eines vorgekühlten „thermischen“ Reaktors und eines Natrium-gekühlten „Breeder“-Reaktors

Wirtschaftlichkeit

Es sei kurz auf die ökonomische Seite der Elektrizitäts-erzeugung mittels Kernenergie eingegangen.

Leider läßt sich eine genaue Kalkulation nicht aufstellen, nämlich erstens, weil Uran nicht gehandelt wird und es deshalb auch keinen offiziellen Preis gibt und zweitens, das im Reaktor erzeugte Plutonium ebenfalls kein Handelsprodukt ist. Aber gerade durch den Verkaufserlös des Plutoniums soll ja die Elektrizitätserzeugung rentabler gestaltet werden. Trotzdem lassen sich einige Anhaltspunkte gewinnen.

Wenn wir die einfachste Anlage betrachten, wie sie gegenwärtig für U-Boote erprobt wird, in der natürliches Uran als Brennstoff dient, so haben wir gesehen, daß nur durch die Spaltung des <sup>235</sup>U Wärme entsteht. Der Gehalt des natürlichen Urans an <sup>235</sup>U ist aber sehr gering (0,7 %).

Dazu kommt noch, daß davon nur die Hälfte als Brennstoff ökonomisch verwertet werden kann. Bei einem geschätzten Preis von 35 \$ pro „pound“ (453 g) natürliches Uran würde nach den Angaben von W. H. Zinn, Argonne National Laboratory, die kWh 33 cents kosten. 33 cents pro kWh entsprechen auch ungefähr dem Preis, den man gegenwärtig in Boston zahlt, wenn man die Wärme für die Elektrizitätserzeugung aus Kohle gewinnt. Hier sind dann aber nur die Brennstoffkosten berücksichtigt, die erheblichen Kosten der Anlage selbst nicht.

Die Elektrizitätserzeugung gestaltet sich aber wesentlich wirtschaftlicher, wenn man einen regenerierenden Reaktor verwendet. Im gewöhnlichen Reaktor gehen ungefähr 1,5 von den bei der Spaltung des  $^{235}\text{U}$  entstehenden Neutronen verloren. Im regenerierenden Reaktor bemüht man sich, die nicht zur Aufrechterhaltung der Kettenreaktion dienenden Neutronen zur Herstellung von  $^{239}\text{Pu}$  aus  $^{238}\text{U}$  zu verwenden. Es wird so das spaltbare  $^{235}\text{U}$  durch das spaltbare  $^{239}\text{Pu}$  ersetzt und die Menge des spaltbaren Materials im Reaktor bleibt gleich. Auf diese Weise ist es möglich, in einem schweren Wasser-Reaktor 1 % des natürlichen Urans, das als Brennstoff dient, in Wärme zu verwandeln. Dadurch wird der Preis der kWh von 33 cents auf 12 cents erniedrigt.

Mit einem Breeder-Reaktor wird die Situation scheinbar ungemein günstiger. In diesem Reaktortyp könnte man ungefähr 50 % des natürlichen Urans in Wärme verwandeln und der Preis einer kWh wäre sehr gering, nämlich 0,0024 cents. Wenn man aber andererseits auch hier die

enormen Kapitalkosten berücksichtigt und überdies die wesentlichen Kosten für die Herstellung von angereichertem  $^{235}\text{U}$  bedenkt, so ist vermutlich der Preis für die Breeder-Kilowattstunde noch wesentlich teurer, als die heutige Kohleelektrizität.

In der Tabelle 3 sind die in den Reaktortypen schätzungsweise erzielbaren Energieausbeuten zusammengestellt.

Nichtregenerierender Reaktor 20 „lb“ Uran =	91 t Kohle =
	181 000 kWh
Regenerierender Reaktor ... 20 „lb“ Uran =	260 t Kohle =
	518 000 kWh
Breeder Reaktor ..... 20 „lb“ Uran =	26 000 t Kohle =
	518 000 000 kWh

Tabelle 3  
Die in den Reaktortypen schätzungsweise erzielbare Energieausbeuten

In den USA sind heute bereits mehr als 20 Reaktoren in Betrieb und teilweise haben private Firmen die Möglichkeit erhalten, die Forschung auf diesem Sektor selbst weiter zu führen. Dabei werden drei Ziele verfolgt: Ausnützung der bei der Kernspaltung entstehenden Wärme, Gewinnung von Plutonium und die Produktion radioaktiver Substanzen für Therapie und Forschung. Es zeigt sich auch heute schon, daß bei günstigen Voraussetzungen die Kosten für eine kWh bei einem Atomkraftwerk in Zukunft nicht höher liegen brauchen als bei einem üblichen Wärmekraftwerk. — Auf die Weiterentwicklung dieses Zweiges der Chemischen Industrie kann auf die Dauer niemand verzichten.

Eingeg. am 17. Dezember 1953 [A 547]

#### Analytisch-technische Untersuchungen

## Schnellbestimmung des Kaliums in Kalisalzen durch Strahlungsmessung

Von Dr. KURT C. SCHEEL, Kali-Chemie A.G., Zentrallaboratorium, Hannover<sup>1)</sup>.

Es wird ein Verfahren beschrieben, mit dem es auch ungelernten Kräften möglich ist, den Kaliumgehalt von Kalisalzen durch Messung der Intensität der  $\beta$ -Strahlung des  $^{40}\text{K}$  innerhalb weniger Minuten mit großer Genauigkeit zu bestimmen. Es kann nicht nur im Laboratorium angewendet werden, sondern ermöglicht auch die Bestimmung unter Tage und ist damit den bisher üblichen Methoden beträchtlich überlegen.

Die Radioaktivität des Kaliums ist schon seit 1906 bekannt. Während man zunächst nur die Emission von  $\beta$ -Strahlen beobachtet hatte, wies Kolhörster<sup>2)</sup> 1928 erstmals eine zwar schwache, aber sehr durchdringende  $\gamma$ -Strahlung nach. Nach neueren Angaben<sup>3)</sup> besteht das „natürliche“ Kalium aus drei Isotopen in folgendem Mengenverhältnis:

$^{39}\text{K}$	93,260 %
$^{40}\text{K}$	0,011 %
$^{41}\text{K}$	6,729 %

Von diesen Isotopen ist nur das  $^{40}\text{K}$  radioaktiv; seine Halbwertszeit beträgt  $1,3 \cdot 10^9$  Jahre. Ungefähr 12 % davon wandeln sich durch K-Einfang in  $^{40}\text{Ar}$  um, 88 % durch  $\beta$ -Emission in  $^{40}\text{Ca}$ . Die  $\beta$ -Strahlung hat eine kontinuierliche Energieverteilung mit einem Maximum von 1,4 MeV; die

Energie der  $\gamma$ -Strahlung beträgt 1,5 MeV. Die Zerfallskonstante für die  $\beta$ -Strahlung ergibt sich zu  $\lambda_\beta = 0,48 \cdot 10^{-9}$   $\beta$ /Atom  $^{40}\text{K}$ ·Jahr, die für die  $\gamma$ -Strahlung  $\lambda_\gamma = 0,07 \cdot 10^{-9}$   $\gamma$ /Atom  $^{40}\text{K}$ ·Jahr. Damit ist  $\lambda = \lambda_\beta + \lambda_\gamma = 0,55 \cdot 10^{-9}$   $\beta + \gamma$ /Atom  $^{40}\text{K}$ ·Jahr. Das Verhältnis der gesamten Strahlungsintensität des  $^{40}\text{K}$  zu der des Urans im Gleichgewicht mit seinen Zerfallsprodukten beträgt etwa 1 :  $10^5$ . Auf dieser geringen Intensität beruhen im wesentlichen die Schwierigkeiten, denen die quantitative Bestimmung des Kaliums durch Strahlungsmessung begegnet.

Während schon von Kolhörster Vorschläge zu einer derartigen Bestimmungsmethode in verschiedenen Patenten<sup>4)</sup> gemacht worden waren, brachte erst W. Lutz in den Jahren 1943/44<sup>5)</sup> praktische und überraschend exakte Ergebnisse unter Benutzung der  $\gamma$ -Strahlung. Mit der  $\beta$ -Strahlung arbeiteten etwa gleichzeitig Barnes und Salley<sup>6)</sup>. Während

<sup>1)</sup> Vorgetragen auf dem „Symposium über die Verwendung von Isotopen in der Chemie und Biochemie“ in Tübingen am 27. Oktober 1953.

<sup>2)</sup> W. Kolhörster, Naturwiss. 16, 28 [1928].

<sup>3)</sup> Francis Birch: Recent Work on Radioactivity of Potassium and some Related Geophysical Problems, Geophysical Res. 56, 107–125 [1951].

<sup>4)</sup> DRP. 636 006, 575 375, 579 792, 634 259.

<sup>5)</sup> W. Lutz, Beitr. angew. Geophysik 10, 273–286 [1943]; 11, 55–72 [1944].

<sup>6)</sup> Barnes u. Salley, Ind. Engng. Chem., Analyt. Edit. 15, 4–7 [1943].