

Acta Medica Okayama

Volume 24, Issue 2

1970

Article 10

APRIL 1970

Medizinische probleme und physikalische grundlagen der kernreaktoren

J. Knapp*

E. Szirmai†

*Institut für Kernenergetik,

†Institut für Kernenergetik,

Medizinische probleme und physikalische grundlagen der kernreaktoren*

J. Knapp and E. Szirmai

Abstract

Die Autoren berichten über die Forschungen mit Hilfe von Kernreaktoren auf dem Grenzgebiet der Medizin und Strahlenphysik (Reaktorphysik). Es wurden kurz ihre eigene bisherige Ergebnisse, das Ziel dieser Forschungen und einzelne Zukunftsmöglichkeiten erwähnt. Nachdem in mehreren Teilen die Kernreaktoren beschrieben. Im ersten Teil werden die allgemeinen physikalischen Grundlagen eines Kernreaktors dargestellt. Mit Hilfe der Kernkräfte und der Bindungsenergie wird gezeigt, wieso eine Kernspaltung auftreten kann und wieso aus den nicht spaltbaren Isotopen U-238 die spaltbaren Isotope Pu-239 bzw. U-233 "erbrütet" werden können. Das Zustandekommen einer Kettenreaktion, die die Grundlage einer Energiegewinnung aus der Kernspaltung ist, wird erläutert, wobei sich auf die Wechselwirkungen zwischen Atomkernen und Neutronen hingewiesen wird. Im Anschluß daran werden die Vorgänge im Kernreaktor im Einzelnen näher verfolgt. Dabei werden mehrere Möglichkeiten beschrieben die es erlauben, die Neutronenzahl, die für die Kettenreaktion entscheidend ist, zu erhöhen. Einer allgemeinen Übersicht über die verschiedenen Reaktortypen und ihren Einsatz in Forschung und Industrie schließt sich eine Beschreibung verschiedener deutscher Reaktoren und ihrer speziellen Eigenschaften und Vorteile an. Zum Schluß wird noch besonders auf die großen Projekte der Entwicklung von Thorium-Brütern und von schnellen Brütern eingegangen.

*PMID: 4247896 [PubMed - indexed for MEDLINE] Copyright ©OKAYAMA UNIVERSITY MEDICAL SCHOOL

Acta Med. Okayama 24, 249—269 (1969)

MEDIZINISCHE PROBLEME UND PHYSIKALISCHE GRUNDLAGEN DER KERNREAKTOREN

J. KNAPP und E. SZIRMAI

*Abteilung für Strahlenhämatologie, Institut für Kernenergetik
(I. N. E.) London und Stuttgart*

Received for publication, December 20, 1969

A. Medizinische Versuche mittels Kernreaktoren

Am Anfang hat man die Kernreaktoren nur für die Forschung auf dem strahlenphysikalischem Gebiet angewandt.

In den letzten Jahren aber wurden diese auch auf verschiedenen experimentellen und praktischen Gebieten der Wissenschaft und Wirtschaft zur Lösung theoretischer und praktischer Arbeiten genützt. So hat man auch auf medizinischem Gebiet mit Kernreaktoren einige Versuche, die diesbezüglichen ersten Versuche erst mit Hilfe der Brookhaven Research durchgeführt. Außer diesen findet man in der Literatur kaum Angaben auf diesem Gebiet. Unsere Arbeitsgruppe hat die meisten Angaben im Zusammenhang mit den Kernreaktoren auf dem Gebiet der Medizin publiziert. Das Ziel unserer Versuche war erstens die Wirkung von Neutronenstrahlen auf die verschiedene Medikamente, Serumeiweiße u. a. menschliche und tierische Gewebe zu prüfen.

So haben wir vor und nach der Bestrahlung neben der strahlenphysikalischen Aktivitäten die evtl. Änderungen der biologischen und biochemischen Aktivitäten geprüft. Dabei hofften wir auch evtl. zur Neutronendosimetrie näherzukommen. Es ist nämlich möglich, daß man eben diese Strahlen therapeutische günstiger als die Röntgen-, Gamma- u. a. Strahlen bei der Humanstrahlentherapie, insbesondere aber den bösartigen Tumoren anwenden können.

Eine ausführliche Beschreibung unserer Versuche würde den Rahmen dieser Veröffentlichung überschreiten, deswegen möchten wir nur die Zusammenfassung einiger und nur die Titel der anderen auf diesem Gebiet durchgeführten Arbeiten erwähnen.

Wir haben (SZIRMAI, KNAPP und ROYL) bei beiden Cytostatica Trenimon (Bayer, Leverkusen) und Myelobromol (Lentia GmbH, München) sowie zur Kontrolle ein Präparat aus gekoppelten Aminosäuren, Hepamerz (Merz & Co., Frankfurt a. M.) im Siemens Unterrichtsreaktor SUR 100 mit Neutronen bestrahlt.

Dieser Reaktor ist ein homogener polyäthylenmoderierter Null-Leistungsreaktor. Bei einer Leistung von 100 mW herrscht in der Mitte des horizontalen zentralen Experimentierkanals ein thermischer Neutronenfluss von etwa $6,2 \cdot 10^5$ n/cm² sec und ein schneller Fluss von etwa $9 \cdot 10^7$ n/cm² sec. Dies entspricht einer Dosisleistung von etwa 12 rem/h für thermische Neutronen und einer geschätzten Dosisleistung von zirka 80 rem/h für schnelle Neutronen. Die Präparate wurden dieser Dosisleistung eine Stunde lang ausgesetzt. Danach wurden sie aus dem Reaktor herausgenommen und mit dem Messgerät Berthold LB 1200, das für die Messung von β - und γ -Dosen geeignet ist, und eine nahezu 2-r-Messung ermöglicht, wurde ihre Dosisrate bestimmt. Diese Untersuchungen sind insbesondere bei Präparaten, die auch vor und während einer therapeutischen Bestrahlung verwendet werden, von großer Wichtigkeit, um festzustellen, ob diese Präparate nach einer Neutronenbestrahlung eine hohe Eigenaktivität besitzen.

SZIRMAI, ROYL und WESER haben in einer anderen Arbeit eine Salicyl-Chinin-Lithium-Kombination im Siemens Unterrichts-Reaktor SUR 100 BE des Instituts für Kerntechnik der Technischen Universität Berlin mit Neutronen aktiviert. Anschließend erfolgte die Messung der spektralen Verteilung der Gamma-Zählrate zu zwei verschiedenen Zeitpunkten nach der Aktivierung. Es wird festgestellt, daß diese Salicyl-Chinin-Lithium-Kombination nur schwach im SUR-Reaktor aktivierbar ist, verglichen mit einer Goldsonde etwa 200 mal schwächer. Trotzdem konnten mit Hilfe eines 400-Kanal-Analysators die spektralen Verteilungen der Gamma-Energien dieses Präparats noch sehr genau bestimmt werden. Ein ausgeprägter Gamma-Peak tritt auf bei der Energie 0,46 MeV. Er klingt ab mit einer Halbwertszeit von 70 min und ist vermutlich auf ein Element der Tablettierhilfsstoffe zurückzuführen. Von strahlenphysikalischen Gesichtspunkt ist das Präparat für die Humanmedizin gut geeignet, da die wirksame Substanz durch die Bestrahlung nicht zerstört wird.

Ähnlicherweise haben wir hämatologische Eisenpräparate, (SZIRMAI, KNAPP, ROYL und WESER), ein deproteinisierter Blutextrakt dem Solcoseryl (SZIRMAI), zwei Hämostatika dem Tachostyptan und Epsilon-Tachostyptan, phlebologische Präparate wie Vasotonin und Venoruton, ein essentieller Phosphorlipid u. a. Präparate im Siemens Unterrichtsreaktor SUR 100 mit Neutronen bestrahlt und später mit verschiedenen strahlenphysikalischen, biochemischen, und biologischen Methoden untersucht. (KEINERT, KNAPP, HEHN, SACHS). Eben aus den erwähnten Gründen der immer häufiger Anwendung der Kernreaktoren für die medizinischen Zwecke, haben wir uns entschlossen im folgendem Teil die physikalischen

Grundlagen und spezielle Eigenschaften der Kernreaktoren in großen Zügen für die Mediziner und Naturwissenschaftler zu beschreiben.

Wir hoffen, daß unsere zusammenfassende Angaben auch für die Intensivierung der medizinischen Forschung mit Hilfe der Kernreaktoren ein wenig beitragen können. Die entgeltigen Ergebnisse und die weitgehende Folgerungen auf diesem wie auch auf anderen Gebieten liegen noch in der Zukunft.

B. *Physikalische Grundlagen und spezielle Eigenschaften verschiedener Kernreaktoren*

In diesem Bericht werden die Grundlagen der Energiegewinnung im Kernreaktor beschrieben. Hierzu ist es unerläßlich zuerst auf einige physikalische Eigenschaften der Atomkerne und die Vorgänge, die die Kernspaltung ermöglichen, einzugehen. Dies geschieht im ersten Teil.

Im zweiten Teil werden die Reaktoren nach bestimmten Merkmalen in verschiedene Klassen eingeteilt. Am Beispiel von einigen ausgewählten Kernreaktoren werden deren spezielle Merkmale beschrieben.

1. *Physikalische Grundlagen eines Kernreaktors*

1—1. *Kernkräfte und Bindungsenergie*

Im Atomkern wirken sehr starke anziehende Kräfte, die Kernkräfte, die verhindern, daß die gegenseitige Abstoßung der Protonen die Kernbausteine auseinanderfliegen. Diese Kernkräfte wirken erst, wenn sich die Nukleonen fast berühren. Über das Zustandekommen der Kernkräfte weiß man noch sehr wenig. Jedoch stellt man fest, daß die Masse eines Atomkernes immer etwas kleiner ist, als die Summe der Massen seiner einzelnen Bestandteile.

Die Erklärung hierfür liefert das Einstein'sche Gesetz

$$E = mc^2$$

wobei E die Energie, m die Masse und c die Lichtgeschwindigkeit ist. Nach diesem Gesetz ist also Energie und Masse vollkommen äquivalent.

Wenn also beim Aufbau eines Kerns aus den Nukleonen die Gesamtmasse kleiner wird, so muß sich dies in einer Zunahme an Energie äußern. Man nennt dies die Bindungsenergie. Will man umgekehrt einen Atomkern in seine einzelnen Nukleonen zerlegen, so muß man von außen diese Bindungsenergie zuführen. Der Massendefekt ist ein unmittelbares Maß für die Größe der Bindungsenergie der Atomkerne.

Bei der Bildung eines Heliumkernes aus seinen vier Nukleonen wird eine Bindungsenergie von 28,3 MeV frei. Diesen Vorgang nennt man Verschmelzung oder Fusion. Beim Aufbau von einem Kilogramm Helium würden rund 200 Millionen kWh frei werden ! Ein entsprechender Prozeß

spielt sich in der Sonne und bei der Explosion einer Wasserstoffbombe ab. Ein kontrollierter Ablauf dieser Reaktionen für friedliche Zwecke ist bisher technisch noch nicht möglich.

Die Bindungsenergie pro Nukleon ist nicht bei allen Elementen gleich. Bei Kernen mit einer Massenzahl von etwa 80 erreicht sie ein Maximum von etwa 8,5 MeV.

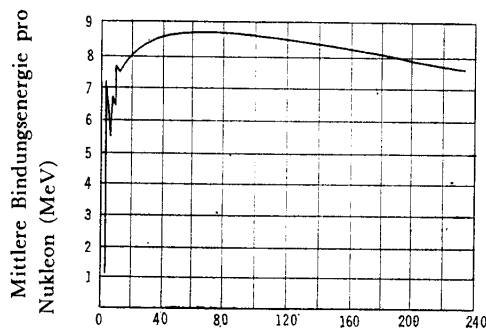


Abb. 1. Mittlere Bindungsenergie eines Nukleons im Kern in Abhängigkeit von der Massenzahl

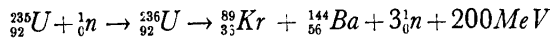
Die Zunahme der Bindungsenergie von den leichten zu den mittleren Kernen hin ist der Grund für die Möglichkeit der Fusion. Da die Bindungsenergie zu den schwereren Kernen hin wieder abnimmt, besteht auch die Möglichkeit der Energiegewinnung durch Spaltung schwerer Kerne. Beim Uran ist die Bindungsenergie um etwa 1 MeV kleiner als bei den mittelschweren Elementen. Könnte man also ein Uranatom in zwei etwa gleiche mittelschwere Kerne spalten, so würde hierbei eine Energie der Größenordnung 200 MeV freiwerden.

1—2. Die Uranspaltung

Das natürliche Uran besteht zu 99,3 % aus dem Isotop U-238 und zu 0,7 % aus U-235. Treffen nun langsame oder "thermische" Neutronen (Neutronen mit einer Energie von etwa 0,025 eV) auf U-235 so kann ein Urankern ein Neutron absorbieren und es bildet sich ein "Zwischenkern". Dessen Lebensdauer beträgt nur etwa 10^{-12} sec. Bei der Aufnahme des Neutrons wird nämlich dessen Bindungsenergie von 6,8 MeV frei. Um einen Kern zu spalten muß aber die Spaltungs- oder Aktivierungsenergie aufgebracht werden, um die Kernkräfte zu überwinden. Während die Spaltungsenergie bei Kernen mit der Massenzahl um 200 herum noch in der Größenordnung von 50 MeV liegt, beträgt sie beim U-235 nur 6,5 MeV, so daß dieser Kern durch die bei der Neutronenabsorption freiwerdende Bildungswärme von 6,8 MeV gespalten werden kann.

Beim U-238 hingegen beträgt die Aktivierungsenergie 7,0 MeV, so daß diese Kerne durch thermische Neutronen nicht gespalten werden können.

Bei der Spaltung von U-235 entstehen zwei mittelschwere Bruchstücke und außerdem noch einige Neutronen :



Dieser Zerfall in Kr-89 und Ba-144 ist nur ein mögliches Beispiel. Mit entsprechender Wahrscheinlichkeit treten auch andere Spaltprodukte auf. Die prozentuale Häufigkeit der Spaltprodukte von U-235 in Abhängigkeit von ihrer Massenzahl zeigt die Abb. 2.

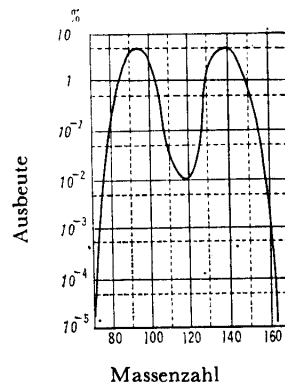


Abb. 2. Prozentuale Häufigkeit der Spaltprodukte von U-235 in Abhängigkeit von ihrer Massenzahl (Ausbeute in logarithmischem Maßstab)

Im Mittel werden hierbei 2,46 schnelle Neutronen freigesetzt. Die kinetische Energie von etwa 200 MeV verteilt sich auf die Bruchstücke. Durch Abbremsung in der umgebenden Materie wird diese Energie in Wärme verwandelt. Außerdem wird noch Energie als β - und μ -Strahlung ausgesandt.

Neben dem U-235 sind auch noch die Isotope U-233 und Pu-239 durch thermische Neutronen spaltbar. Diese Isotope kommen jedoch in der Natur nicht vor.

Einen Überblick über die energetischen Verhältnisse bei verschiedenen Kernen gibt die Tabelle 1 :

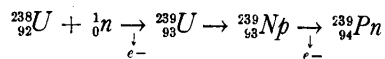
Tabelle 1

Kern	Spaltungsenergie in MeV	Bindungsenergie für das letzte Neutron in MeV
Uran 235	6,5	6,8
Uran 238	7,0	5,5
Plutonium 239	5,0	6,6
Uran 233	6,0	7,0
Thorium 232	7,5	5,4

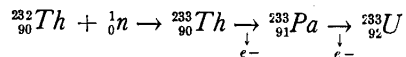
1—3. *Der "Brut"-Prozess*

Beim U-238 kann eine Spaltung nur beim Beschießen mit sehr schnellen Neutronen erfolgen, da die Neutronen die Differenz zwischen 5,5 MeV und 7,0 MeV als kinetische Energie mitbringen müssen.

Jedoch werden auch thermische Neutronen vom U-238 eingefangen. Als Zwischenkern bildet sich dann das Isotop U-239; dieses geht unter Emission von Elektronen in Neptunium-239 über. Unter weiterer Elektronenemission bildet sich hieraus das durch thermische Neutronen spaltbare Isotop Pu-239:



Ein ähnlicher Prozess spielt sich ab, wenn man das ebenfalls in der Natur vorkommende Th-232 mit thermischen Neutronen bestrahlt:



Durch diesen sogenannten Brutprozess entstehen durch Bestrahlung von U-238 bzw. Th-232 mit thermischen Neutronen die Isotope Pu-239 bzw. U-233 die ebenso wie U-235 mit thermischen Neutronen spaltbar sind und hierbei ähnlich große Energiemengen freisetzen.

1—4. *Die Kettenreaktion*

Bei einer vollständigen Spaltung von 1 kg U-235 wird eine Energie von rund 20 Millionen kWh frei. Der entscheidende Punkt für die Energiegewinnung aus der Kernspaltung ist das Zustandekommen einer Kettenreaktion. Diese wird dadurch ermöglicht, daß bei jeder Kernspaltung mehrere Neutronen freiwerden die weitere Spaltungen verursachen können. Nun führt aber nicht jedes entstehende Neutron wieder zu einer Spaltung. Ein Teil der Neutronen läuft einfach aus der spaltbaren Substanz hinaus oder wird durch nicht spaltbare Elemente absorbiert und ist somit für die Kettenreaktion verloren. Bleibt jedoch trotz aller Verluste nach jeder Spaltung mindestens ein Neutron für eine weitere Spaltung übrig, so wird die Kettenreaktion aufrechterhalten.

Unterhalb einer bestimmten Menge Uran bekommt man keine Kettenreaktion, weil der Neutronenverlust durch die Oberfläche zu groß ist. Die Mindestmasse heißt kritische Masse. Der Radius für eine Kugel aus reinem U-235 mit der kritischen Masse ergibt sich zu $r=8,4$ cm. Dies entspricht einer Masse von rund 50 kg Uran-235.

1—5. *Wechselwirkungen zwischen Atomkernen und Neutronen*

Die wichtigsten Reaktionen zwischen Atomkernen und Neutronen sind Spaltung, Absorption und Streuung. Bei einer Streuung wird das Neutron

durch einen Kern aus seiner Richtung abgelenkt und gibt einen Teil seiner Energie an den betreffenden Kern ab. Ein Maß für die Wahrscheinlichkeit, daß irgendeine Kernreaktion stattfindet, ist der Wirkungsquerschnitt. Anschaulich kann man sich jeden Kern durch eine "Zielscheibe" ersetzt denken. Nur wenn das Neutron durch diese "Zielscheibe" hindurchfliegt findet eine Reaktion statt. Die Wirkungsquerschnitte können aber auch wesentlich größer sein oder wesentlich kleiner als die geometrische Querschnittsfläche des Kerns. Das bedeutet, daß einerseits Neutronen in größerer Entfernung von Kern vorbeifliegen und trotzdem noch eine Reaktion machen oder andererseits ohne Wechselwirkung durch den Kern "hindurchfliegen" können.

Diese Wirkungsquerschnitte sind nicht nur für jedes einzelne Nuklid und für jede bestimmte Reaktion verschieden, sondern sie hängen auch sehr stark von der Neutronenenergie ab. So weist z. B. U-238 zwischen 5 und 100 eV im Einfangquerschnitt viele sehr hohe Spitzen auf, in denen der Wirkungsquerschnitt um den Faktor 100 bis 1000 höher liegt als in den benachbarten Energiebereichen. Diese hohen Wirkungsquerschnitte nennt man Resonanzen.

1—6. Vorgänge im Kernreaktor

In einem Reaktor läuft eine kontrollierte Kettenreaktion ab. Der Neutronenvermehrungsfaktor k muß mindestens gleich oder besser ein wenig größer als eins sein. Das heißt, für die weiteren Spaltungen muß im Durchschnitt mehr als ein Neutron zur Verfügung stehen. In der Praxis darf k jedoch niemals größer als 1,0064 sein, da sonst der Reaktor nicht mehr steuerbar ist. Beim U-235 entstehen im Durchschnitt pro Spaltprozeß 2,46 Neutronen, beim Pu-239 2,88 und bei U-233 durchschnittlich 2,57.

Eine Explosion wie in einer Atombombe kann jedoch nur in reinem U-235 oder Pu-239 vorkommen, denn in einem Reaktor würde bei einer unkontrollierten Neutronenvermehrung der Reaktorkern durch die große entstehende Wärmemenge durch Zusammenschmelzen vernichtet oder ein flüssiges Kühlmittel würde zu einer Überhitzungsexplosion führen.

Im Natururan werden die Neutronen durch das U-238 vorwiegend in den Resonanzen eingefangen. Weitere Neutronen werden von den anderen Reaktormaterialien absorbiert oder gehen in den Außenraum verloren. Durch diese unerwünschten Verluste kommt im Natururan keine Kettenreaktion in Gang, d. h. der Neutronenvermehrungsfaktor k ist immer kleiner als eins.

Um nun aber doch zu einer Kettenreaktion zu kommen, kann man verschiedene physikalische Effekte ausnützen ;

1. Man vergrößert den Anteil an U-235 im Natururan. Dadurch erhält man einerseits mehr Spaltungen und somit mehr Neutronen und andererseits werden weniger Neutronen im U-238 absorbiert, da von diesem Isotop weniger Kerne vorhanden sind. Für diese "Anreicherung" müssen die beiden Uranisotope voneinander getrennt werden. Das chemische Verhalten eines Elements wird jedoch von der Kernladungszahl bestimmt; daher verhalten sich beide Uranisotope in chemischer Hinsicht völlig gleich und eine Trennung kann nur auf physikalischem Wege auf Grund des Massenunterschiedes der beiden Isotope stattfinden. Da diese Differenz jedoch verhältnismäßig klein ist, erfordert eine Isotopentrennungsanlage einen sehr hohen Energie- und Kostenaufwand.
2. Eine andere Möglichkeit, die Neutronenzahl im Reaktor zu erhöhen besteht darin, daß die Absorption im U-238 vermindert wird. Bei der Spaltung entstehen schnelle Neutronen. Durch Stöße mit Atomkernen werden diese im Laufe der Zeit abgebremst. Die Absorption im U-238 erfolgt vorwiegend in den Resonanzen. Um möglichst wenige Neutronen durch Absorption zu verlieren muß man also versuchen, die Neutronen möglichst schnell auf eine Energie abzubremsen die unterhalb des Resonanzbereiches liegt. Stoffe, die diese Abbremsung besorgen, nennt man Moderatoren. Aus Energie- und Impulssatz folgt, daß ein Neutron bei einem Stoß desto mehr Energie an den gestoßenen Atomkern abgibt, je leichter dieser ist. Ein guter Moderator muß also ein möglichst kleines Atomgewicht besitzen. Nach dieser Überlegung wäre also Wasserstoff der beste Moderator. Jedoch absorbiert Wasserstoff selbst zu viele Neutronen. Deshalb kann man Wasserstoff bzw. Wasser nur dann als Moderator verwenden, wenn es sich um angereichertes Uran als Brennstoff handelt, so daß man einen größeren Neutronenüberschuß hat. Ein sehr guter Moderator ist schweres Wasser (D_2O), das jedoch sehr teuer ist. Daher wird auch häufig Kohlenstoff in Form von Graphit und Beryllium als Moderatorsubstanz verwendet. Verwendet man natürliches Uran in Verbindung mit einem Moderator so kann man bei homogenen Anordnungen (d. h. Brennstoff und Moderator sind vollständig vermischt) nur bei D_2O -Moderator einen Neutronenvermehrungsfaktor größer als 1 erzielen. Bei allen anderen Moderatoren ist in diesem Fall eine Kettenreaktion unmöglich. Ein weiterer Vorteil bei Verwendung eines Moderators besteht darin, daß der Spaltungsquerschnitt von U-235 zu niedrigeren Energie hin ziemlich stark zunimmt.
3. Auch durch eine heterogene Anordnung von Uran und Moderator kann

der Einfluß der Resonanzabsorption verringert werden. Zum Beispiel kann des Uran in Form von Stäben, Blöcken oder als Gitter angeordnet und von Moderators substanz umgeben werden.

Für einen mit Graphit moderierten heterogenen Reaktor braucht man etwa 30 Tonnen Natururan, damit er "kritisch" wird, während bei einem Schwerwasserreaktor etwa 3 Tonnen natürliches Uran ausreichen. Verwendet man angereichertes Uran-235, so können sogar wenige Kilogramm ausreichen.

4. Eine weitere Möglichkeit zur Verbesserung der Neutronenbilanz bietet die Verwendung eines Neutronenreflektors. Dieser kann z. B. aus Graphit, schwerem Wasser oder Beryllium bestehen. Seine Aufgabe ist es, die aus dem Reaktorkern hinauslaufenden Neutronen wieder in die Spaltzone zurückzustreuen.

Die Regulierung der Kettenreaktion im Kernreaktor erfolgt mit Hilfe von Regelstäben aus Cadmium oder Borstahl. Diese Materialien sind wegen ihrer sehr großen Absorptionsquerschnitte besonders dazu geeignet, durch Absorption von Neutronen den Vermehrungsfaktor auf $k=1$ einzustellen. Beim Spaltvorgang entstehen Spaltprodukte, die zum größten Teil hochradioaktiv sind und neben L-, - und P- Strahlen auch noch sogenannte "verzögerte" Neutronen emittieren. Diese erscheinen mit einer durchschnittlichen Verzögerung von einigen Sekunden. Bei Uran machen die verzögerten Neutronen etwa 0,64 % aus. Nur durch das Auftreten dieser verzögerten Neutronen ist der Reaktor überhaupt steuerbar, denn in bezug auf die prompten Neutronen, die unmittelbar bei der Spaltung freigesetzt werden, wäre jede Reguliereichtung zu träge und es wäre unmöglich, den Vermehrungsfaktor bei $k=1$ zu halten.

Die Brennstoffelemente eines Reaktors müssen erneuert werden, wenn soviel Urankerne gespalten sind und sich so viele Spaltprodukte gebildet haben, daß die Neutronenproduktion nachläßt. Einige Spaltprodukte besitzen nämlich einen sehr hohen Wirkungsquerschnitt für die Absorption von Neutronen. Ein besonders starkes "Neutronengift" ist Xenon 135.

2. Beschreibung verschiedener Reaktortypen.

Nachdem im ersten Teil die allgemeinen physikalischen Grundbegriffe und Grundlagen der Kernspaltung und der Reaktorphysik erläutert wurden, sollen in diesem Teil verschiedene Reaktortypen in ihren Aufbau und mit ihren speziellen Eigenschaften beschrieben werden.

Hierbei soll das Hauptgewicht nicht auf technische Einzelheiten bestimmter Reaktoren gelegt werden. Vielmehr sollen nur einige typische Dinge bestimmter Reaktorklassen herausgegriffen und durch Beispiele belegt werden. Es ist auch unmöglich im Rahmen dieser Arbeit Anspruch

auf Vollständigkeit zu erheben, denn dazu ist das Gebiet der Reaktortechnik zu ausgedehnt und zu vielfältig und die Entwicklung geht immer weiter.

2—1. Übersicht

Die Abb. 3 zeigt den prinzipiellen Aufbau eines heterogenen Reaktors.

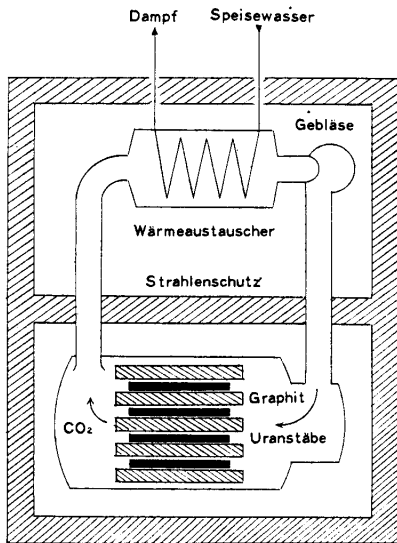


Abb. 3. Prinzipskizze eines heterogenen Reaktors

Moderator : Graphit,
Kühlmittel : Kohlendioxid

Je nach Wahl der Hauptbestimmungsstücke eines Reaktors, die von seiner Verwendung und von technischen Zweckmäßigkeiten abhängt, ergibt sich eine große Zahl verschiedener Reaktortypen.

Eine Übersicht über mögliche Bestimmungsstücke eines Reaktors gibt die folgende Zusammenstellung :

1. Verwendungszweck :
 - a. Energieerzeugung durch Leistungsreaktoren (Krafwerke, Schiffsantriebe)
 - b. Produktion von Brennstoff durch Brüten : Pu-239 aus U-238 oder U-233 aus Th-232
 - c. Produktion von radioaktiven Isotopen
 - d. Forschung
 - e. Ausbildung von Studenten und Wissenschaftlern
2. Neutronenenergie :
 - a. Thermische Neutronen (bis 0,05 eV)
 - b. Intermediäre Neutronen (bis einige 10^3 eV)
 - c. Schnelle Neutronen (über 10^4 eV, ohne Moderator)
3. Kernbrennstoff :
 - a. Natururan

- b. Uran mit U-235 angereichert
- c. Pu-239
- d. U-233
- 4. Aufbau :
 - a. Heterogen
 - b. Homogen ; Brennstoff als Lösung, Suspension, Legierung oder Schmelze
- 5. Moderator :
 - a. Wasser (H₂O)
 - b. Schweres Wasser (D₂O)
 - c. Graphit
 - d. Beryllium oder Berylliumoxid
 - e. Organische Stoffe
- 6. Kühlung :
 - a. Gaskühlung mit Luft, Kohlendioxid oder Helium
 - b. Flüssigkeitskühlung mit H₂O, D₂O, organischen Flüssigkeiten (z. B. Diphenyl), flüssigen Metallen (Na, K, Na-K, Bi, Hg)
- 7. Form des Reaktorkerns :
 - a. Zylinder
 - b. Kugel
 - c. Würfel
- 8. Leistung :
 - a. klein
 - b. mittel
 - c. groß

2—2. Graphitreaktoren

Die Abb. 3 zeigt den Aufbau eines gasgekühlten, graphitmoderierten Natururan-Reaktors. Auf diesem Typ basiert das große Leistungsreaktorprogramm der Engländer. Der erste englische Reaktor dieses Typs wurde im Jahre 1956 in Calder Hall kritisch. Er besitzt eine elektrische Leistung von 39 000 kW.

Am Anfang der Reaktortechnik standen notwendigerweise heterogene Graphitreaktoren, da weder angereichertes Uran noch schweres Wasser in ausreichenden Mengen zur Verfügung stand. Heute werden Reaktoren mit Graphit als Moderator kaum noch gebaut, da sie sehr teuer sind und große Kühlanlagen benötigen. Sie sind höchstens noch für die Energiegewinnung von Interesse.

Am 2. Dezember 1942 wurde zum ersten Male in der Geschichte ein Reaktor in Gang gesetzt und eine sich selbst erhaltende Kettenreaktion erreicht. Dieser erste Reaktor war der Chicago Pile No. 1 (CP 1) in Chicago. Er war ein Graphitreaktor mit 0,1 W und später 200 W Leistung. Sein Fluß betrug $4 \cdot 10^5$ n/cm² sec, Kühlung und Schutzschild waren nicht vorhanden. Der CP 1 enthielt 40 Tonnen natürliches Uran als Metall

sowie als UO_2 und U_3O_8 und 266 Tonnen Graphit. Außerdem wurden noch 119 Tonnen Graphit als Reflektor verwendet.

2—3. *Druckwasserreaktoren*

Der Druckwasserreaktor verwendet gewöhnliches Wasser als Kühlung und Moderator. Als Brennstoff wird angereichertes Uran verwendet. Da Wasserdampf die Wärmeableitung verschlechtert, wird der Kühlkreislauf unter Druck gesetzt, um das Sieden des Wassers zu verhindern. Dieser Druck muß hohe Werte annehmen, weil man möglichst hohe Kühlmitteltemperaturen braucht, um einen guten Wirkungsgrad der Anlage zu erzielen.

Der Druckwasserreaktor hat sich wegen seiner kompakten Bauweise und seiner Betriebssicherheit besonders für Schiffsantriebe bewährt. Die Atomunterseeboote der USA sind ausschließlich mit Druckwasserreaktoren ausgerüstet. Das erste amerikanische "Atom"-Handelsschiff, die "Savannah", und der sowjetische Eisbrecher "Lenin" begebenfalls.

Am 28. 11. 62 wurde der Auftrag für den Bau eines deutschen nuklearen Forschungsschiffes "Otto Hahn" an die Kieler Howaldtswerke vergeben. Als Schiffstyp wurde ein Massengutrachter von 1500 t und einer Antriebsleistung von 10,000 WPS bestimmt. Als nukleare Antriebsanlage wurde ein fortgeschrittener Druckwasserreaktor (FDR) gewählt. Der Kern des FDR ist für eine thermische Leistung von 38 MW ausgelegt. Als Primärkühlmittel und Moderator dient vollentsalztes leichtes Wasser. Der Reaktorkern enthält 16 Brennelemente mit insgesamt ca. 3200 Brennelementstäben aus leicht angereichertem UO_2 (durchschnittlich 4 % U-235) mit Hülsen aus rostfreiem Stahl. Für die Einsatzzeit des Kerns sind 500 Vollaustage vorgesehen.

Seit 1969 liefert das Kernkraftwerk Obrigheim am Neckar mit seinem H_2O -Druckwasserreaktor die volle Leistung ab. Dieses Kernkraftwerk ist zur Seite mit einer installierten Bruttoleistung von 300 MW das größte leichtwassergekühlte Kernkraftwerk Europas. Als Brennstoff dient UO_2 mit einer mittleren Anreicherung an U-235 von 3 %. Das gesamte Urangewicht beträgt 35,2 t. Als Kühlwassermenge werden 54 000 m^3/h benötigt, die aus dem Neckar entnommen werden. Der Druckwasserreaktor zeichnet sich durch ein betriebsgerechtes Verhalten aus, d. h., die Reaktion des Reaktors auf Laständerungen und auf Reaktivitätsstörungen ist in Vorzeichen und Phasenlage richtig. Der Reaktor verhält sich selbststabilisierend. Wird z. B. die Last erhöht, so folgt der Reaktor dieser Laständerung selbsttätig, da infolge der stärkeren Dampfenahme die Temperatur leicht absinkt und infolge des negativen Temperaturkoeffizienten die Leistung dann steigt.

2—4. *Schwerwasserreaktoren*

Zum Typ der schwerwassermoderierten und schwerwassergekühlten Reaktoren gehören die Reaktoren FR2 und MZFR im Kernforschungszentrum Karlsruhe sowie der Reaktor DIDO der Kernforschungsanlage Jülich. Das Kernkraftwerk Niederaichbach besitzt einen schwerwassermoderierten gasgekühlten Druckröhrenreaktor.

Im Forschungsreaktor FR2 wird natürliches Uran als Brennstoff verwendet. Die thermische Leistung betrug ursprünglich 12 MW. Da es sich um einen reinen Forschungsreaktor handelt, wird die Wärme ungegenutzt abgeleitet. Die Gesamtmenge des schweren Wassers betrug 18 t, die Masse des Urans 5 t. Hiermit betrug der maximale thermische Fluß $3,9 \cdot 10^{18}$ n/cm² sec.

Um einen höheren Fluß zu erreichen wurde im Jahre 1964 mit dem Umbau des FR2 begonnen. 1966 war dieser Umbau beendet. Anstelle der ursprünglichen Brennelemente, bestehend aus Uranmetallstäben von 3,2 cm Durchmesser, wurden 7-er Bündel von dünnen Uranoxidstäben auf die bisherigen Brennelementpositionen gesetzt. Bei einem Urangeicht von nur noch 2,1 t wurde die thermische Leistung hierdurch auf 44 MW (60 MW maximal) erhöht. Der maximale thermische Fluß im Moderator beträgt jetzt bei einer Leistung von 44 MW $1,2 \cdot 10^{14}$ n/cm² sec und der maximale schnelle Fluß unter denselben Bedingungen $2,9 \cdot 10^{12}$ n/cm² sec.

Die Aufgaben des FR2 sind physikalische Experimente für die Grundlagenforschung, Test von Brennstoffelementen, Materialprüfungen und Produktion von Radioisotopen für Technik, Medizin und Wissenschaft.

Der Mehrzweckforschungsreaktor MZFR besitzt als Brennstoff natürliches Urandioxid. Als Kühlmittel und Moderators substanz wird D₂O verwendet. Er besitzt einen verhältnismäßig hohen mittleren Neutronenfluß von 10^{14} n/cm² sec bei einer Wärmeleistung von 200 MW. Der Reaktor wird für Forschungszwecke verwendet und eine elektrische Leistung von 50 MW wird an das allgemeine Versorgungsnetz abgegeben.

Der FRJ 2 vom Typ DIDO ist als Materialprüfreaktor in erster Linie dazu bestimmt, das Verhalten von Reaktorwerkstoffen im Strahlungsfeld zu untersuchen. Er wird mit hochangereichertem Uran (über 90% U-235) betrieben. Seine kritische Masse beträgt 1,1 kg. Als Kühlung und Moderator dienen 10 t schweres Wasser. Die Wärmeleistung beträgt 10 MW und der maximale thermische Neutronenfluß $1,8 \cdot 10^{14}$ n/cm² sec. Die ersten in Betrieb genommenen Kernkraftwerke arbeiten im Vergleich mit modernen Kohle- und Ölkraftwerken mit niedrigem Temperaturniveau, das Sattdampfturbinen erfordert oder nur eine geringe Überhitzung des Dampfes zuläßt. Auch bei Kernkraftwerken ist die Entwicklung auf

höhere Temperaturen gerichtet, weil damit ein wesentlicher Gewinn im thermischen Nutzungsgrad verbunden ist. Jedoch entstehen hierdurch zusätzliche metallurgische und technische Probleme. Die Siemens-Schuckertwerke AG haben in ihrem auf Natururan-Brennstoff mit D₂O-Moderierung aufgebauten Entwicklungsprogramm mit dem gasgekühlten Druckröhrenreaktor diesen Weg beschritten. Dieser Reaktor wird im Kernkraftwerk Niederaichbach zum ersten Male in Deutschland verwirklicht. Als Brennstoff wird UO₂ verwendet und die Kühlung erfolgt durch CO₂. Die elektrische Nettoleistung des Kraftwerkes beträgt 100 MW.

2—5. *Siedewasserreaktoren*

Beim Siedewasserreaktor kommt das Kühlmittel Wasser zum Sieden. Der entstehende Wasserdampf wird direkt in die Turbine geleitet. Da der Dampf radioaktiv ist, darf er nicht aus dem Turbinenkreislauf entweichen. Die Turbine selbst befindet sich innerhalb der Strahlenabschirmung. Siedewasserreaktoren besitzen die Kernkraftwerke Kahl, Gundremmingen und Lingen.

Das erste deutsche Versuchskernkraftwerk in Kahl/Main wurde am 13. 11. 1960 zum ersten Mal kritisch. Am 17. 6. 1961 wurde zum ersten Mal in der Bundesrepublik Deutschland Strom aus einem Kernkraftwerk in das Versorgungsnetz eingespeist. Der Reaktor befindet sich in einem zylindrischen Druckgefäß. Der Reaktorkern besteht aus 88 Brennelementen mit je 36 Brennstoffstäben. Der Brennstoff wird in Form kleiner Preßlinge aus UO₂ von 1, 59 cm Höhe und 1, 26 cm Durchmesser verwendet. Die Hälfte der Brennstoffelemente ist mit 2, 3 % U-235 angereichert, die andere Hälfte mit 2, 6 %. Das Gewicht des Urankerns beträgt 5, 546 t. Die elektrische Leistung beträgt 15 MW.

Am 11. 12. 1962 wurden die Aufträge zum Bau des ersten deutschen Großkernkraftwerks in Gundremmingen/Donau erteilt.

Dieses Kernkraftwerk hat eine elektrische Nettoleistung von 237 MW. Der Reaktorkern enthält 51 t Uran in Form von UO₂, mit einer Anreicherung von 2 bis 2, 5 % an U-235.

Das Kernkraftwerk Lingen ist eine Anlage mit einem Siedewasserreaktor zur Dampferzeugung und einem nachgeschalteten fossil befeuerten Überhitzer mit einer elektrische Bruttoleistung von 252 MW. Die mittlere Anreicherung an U-235 beträgt 2, 21 %.

2—6. *Water Boiler*

Der Water Boiler ist ein homogener Reaktor, dessen Spaltzone ein kugelförmiger Kessel mit einer wäßrigen mit U-235 angereicherten Uransalzlösung gefüllt ist. Die wäßrige Lösung des Brennstoffs dient zugleich

als Moderator. Der Reaktorkessel ist von einer Graphitmantel umgeben, der als Neutronenreflektor dient. Bei einer bestimmten Menge wird die Brennstofflösung kritisch. Sie wird über ein Vorratsgefäß und ein Überlaufsystem erneuert und reguliert. Bei einer Leistung von 50 kW liegt die normale Betriebstemperatur des Water Boiler bei etwa 80°C. Seinen Namen verdankt dieser Reaktortyp den Geräuschen, die durch die radiolytische Zersetzung des Wassers entstehenden Gasblasen verursachen.

Im Fall der Überhitzung, d. h. der Verdampfung der Uranlösung im Kessel, schlägt sich der Dampf im kühleren oberen Teil des Überlaufs nieder, bzw. es wird Reaktorflüssigkeit in den Überlauf eintreten. Durch die so bewirkte Verminderung der Menge an Uranlösung im Core wird der Reaktor unterkritisch, und die Gefahr der Überhitzung ist beseitigt.

Zu diesem Typ gehören die Reaktoren FRF der Universität Frankfurt/M und BER des Hahn-Meitner-Institutes für Kernforschung in Berlin.

Sie haben eine Wärmeleistung von 50 kW. Der maximale thermische Neutronenfluß beträgt ca. 10^{12} n/cm² sec. Kühlmittel und Moderator ist H₂O. Kernbrennstoff besteht aus 20 % angereichertem Uranyl-sulfat in wäßriger Lösung; dies entspricht etwa 1,3 kg U-235.

2—7. *Swimming Pool-Reaktoren*

Swimming Pool-Reaktoren sind heterogene Reaktoren die Brennstoffelemente aus angereichertem Uran tauchen in ein großes tiefes Wasserbecken. Das Wasser hat hier eine vierfache Funktion: es dient als Moderator, als Reflektor, als Kühlmittel und zugleich als Strahlenschutz. Für Swimming Pool-Reaktoren, deren Leistung 100 kW nicht übersteigt, ist eine besondere Kühlanlage nicht notwendig; für größere Leistungen und hohen Neutronenfluß sind Kühlsystem und ein besonderer Strahlenschutz nicht zu umgehen. Das Wasser im "Swimming Pool" bedarf der größten Reinheit: es muß destilliert und entmineralisiert sein, da sonst die Gefahr besteht, daß gelöste oder suspendierte Verunreinigungen des Kühlwassers durch die Neutronenbestrahlung zur Bildung von radioaktiven Produkten führen.

Reaktoren dieses Typs sind der Reaktor FRM des Laboratoriums für Technische Physik der TH München in Garching so der Reaktor FRJ 1 vom Typ MERLIN der Kernforschungsanlage Jülich.

Der FRM ist der erste Kernreaktor der in Deutschland in Betrieb genommen wurde. Er wurde am 31. 10. 1957 erstmalig kritisch. Seine Wärmeleistung beträgt 1000 kW. Der Reaktorkern wird von einem Aluminiumgerüst getragen, das an einer das Becken überspannenden beweglichen Brücke befestigt ist. Er enthält 27 Brennstoffelemente aus einer Uran-Aluminium-Legierung; das Uran ist mit 90 % U-235 angereichert.

Jedes Element enthält etwa 4 kg U-235; 24 Elemente aus Graphit dienen als Reflektor. Die Reaktorleistung wird mit Hilfe von vier Borkarbidstäben und einem Regelstab aus rostfreiem Stahl gesteuert.

Ein Teil des Beckenwassers strömt durch den Reaktorkern und führt die in ihm entstehende Wärme ab, indem es diese in einem Wärmeaustauscher, der mit Grundwasser gekühlt wird, überträgt. Zwischen dem das Beckenwasser enthaltenden Primärkreis und dem mit Grundwasser gespeisten Sekundärkreis besteht keine Verbindung. Eine Ionentauscher-Anlage dient zur kontinuierlichen Reinigung des Beckenwassers. Der Reaktor FRJ 1 ist ein Industriereaktor mittlerer Energie für Forschungszwecke. Er ist ausgelegt für eine Dauerleistung von 5000 kW und im Kernzentrum einen maximalen Neutronenfluß von $6 \cdot 10^{13}$ n/cm² sec. Die Brennelemente bestehen aus einer Uran-Aluminium-Legierung und enthalten hochangereichertes Uran (90 % U-235). Die kritische Masse beträgt 2,7 kg Uran-235.

2—8. *Siemens-Argonaut-Reaktor (SAR) und Siemens-Unterrichtsreaktor (SUR)*

Diese Reaktoren dienen für Ausbildung- und Forschungszwecke.

Beim SAR wird die Strahlenabschirmung durch einen großen Betonwürfel, in dem sich zentral der Reaktorkern befindet, bewirkt. Der Reaktorkern besteht aus einem inneren und einem äußeren Aluminiumtank in konzentrischer Anordnung mit dem dazwischenliegenden ringförmigen Core. Dieser Ringspalt enthält die plattenförmigen Brennelemente aus angereichertem Uran (20 % U-235) und Graphitfüllstücke. Den äußeren Tank umgibt ein Graphitwürfel, der als Reflektor für die Neutronen dient. Die ringförmige Anordnung der Brennelemente hat den Vorteil, daß sich in dem großen von ihnen umschlossenen Volumen eine ziemlich gleichförmige Neutronendichte ergibt. Die Leistung ist auf 1 kW-kurzzeitig 10 kW-ausgelegt; entsprechend erhält man in der Ringzone einen Fluß bis zu 10^{11} n/cm² sec. Zum Anfahren besitzt der Argonaut Reaktor eine Neutronenquelle aus Antimon-Beryllium.

Der Argonaut-Reaktor der in Garching im Juni 1959 in Betrieb genommen wurde, war der erste Reaktor aus deutscher Fertigung.

Der Siemens-Unterrichtsreaktor vom Typ SUR 100 hat eine Dauerleistung von nur 0,1 W. Mit seiner Hilfe können Ingenieure auf der Hochschule im Rahmen kerntechnischer Praktika in die Reaktorphysik und -technik eingeführt werden.

Unter Verzicht auf hohen Neutronenfluß (der therm. Fluß beträgt maximal $5 \cdot 10^9$ n/cm² sec) ist dieser reine Unterrichtsreaktor so ausgelegt, daß weder Kühlung noch Abluft-Anlagen nötig sind. Er kann ohne besondere bauliche Maßnahmen in jedem Laboratorium für Praktikumszwecke

aufgestellt werden. Der Reaktorkern ist aus einzelnen Platten aufgebaut, die aus einer homogenen Mischung von U_3O_8 -Pulver (20 % Anreicherung an U-235) als Kernbrennstoff und Polyäthylen als Moderator bestehen. Der Kern ist von allen Seiten von einer 20 cm starken Reflektorschicht aus Graphit umgeben. Die kritische Masse beträgt etwa 700 g U-235.

Mit dem Maß- und Regulierring in eine Verriegelungsschaltung gekoppelt, die jede Fehlbedienung sofort unwirksam macht. Wenn die Betriebstemperatur nur um $10^\circ C$ über den Sollwert steigt, erlischt die Kettenreaktion von selbst. Der SUR ist "inhärent stabil".

Reaktoren vom Typ SUR 100 stehen unter anderem an der Technischen Universität Berlin, in Garching, an der TH Darmstadt und an der Universität Stuttgart für die Ausbildung von Studenten zur Verfügung.

2—9. *Kugelhaufenreaktor*

Im Hochtemperatur-Kugelhaufenreaktor in Jülich sind die Brennstoffelemente nicht stabförmig, sondern bestehen aus Graphitkugeln von 6 cm Durchmesser, in die der Kernbrennstoff in Form von Urancarbid (20 % Anreicherung an U-235) eingebettet ist. Die Kugeln werden in einen Behälter mit Graphitwänden geschüttet. Die umhüllten Teilchen ("coated particles") halten selbst bei hohen Temperaturen weitgehend die gasförmigen radioaktiven Spaltprodukte zurück. Damit kann dieser Reaktor, obwohl die Brennelemente keine Metallhülle haben, mit einem nur gering verseuchten primären Kühlkreislauf betrieben werden. Die maximale Leistung pro Kugel beträgt 2,8 kW.

Ein weiterer Vorteil besteht im Auswechseln der Graphitkugeln während des Reaktorbetriebes. Die nicht umhüllten Graphitkugeln gestatten eine hohe Arbeitstemperatur. Als Moderator wird Graphit und als Kühlgas Helium verwendet. Das Kernkraftwerk besitzt eine thermische Leistung von 49 MW und eine elektrische Leistung von 15 MW.

2—10. *Thorium-Brüter*

Auf längere Sicht erscheinen die Thorium-Brüterreaktoren von ähnlichem Interesse wie die Plutoniumbrüter, denn die Weltvorräte an Thorium sind zumindest in der gleichen Größenordnung wie die an Uran. Durch Anlagerung von Neutronen wird das Thorium zunächst in den hochwertigen Brennstoff U-233 umgewandelt, der hierbei den eigentlichen Energieträger darstellt.

Die Entwicklung von Thorium-Brütern wird in der Bundesrepublik Deutschland in der Kernforschungsanlage Jülich vorgenommen. Der Thorium-Uran-Brutzyklus funktioniert sowohl im thermischen als auch im epithermischen und sogar schnellen Bereich, wodurch man bei der Ent-

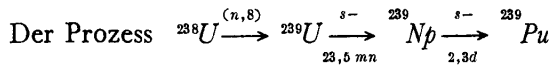
wicklung eines Brüters dieses Typs weniger eingengt ist als beim Uran-Plutonium-Zyklus. In der Kernforschungsanlage Jülich werden drei Typen von Thorium-Brutreaktoren auf ihre konstruktiven Auslegungsmöglichkeiten und ihre Wirtschaftlichkeit untersucht.

Der gasgekühlte Thorium-Hochtemperatur-Reaktor (THTR) basiert auf der erfolgreichen Entwicklung von Brennstoff-Schalenkörnern (coated particles). Hiermit kann eine bisher nicht bekannte Brennstoffausnutzung und Betriebstemperatur erreicht werden. Die Temperatur des Arbeitsgases Helium ist so gewählt, daß in nachgeschalteten Dampferzeugern Dampfdaten modernster Kraftwerke erreicht werden können. Gemeinsam mit der Firma Siemens-Schuckert-Werke AG wird der Schwerwasser-Thorium-Brüter studiert. Das Schwergewicht der Arbeiten liegt in der Entwicklung geeigneter Thorium-Uran-Brennelemente, ihrer Aufbereitung und Refabrikation sowie in der Erstellung der rechnerischen Unterlagen für Brennstoffbeschickung, Abbrand und Wärmeübertragung dieses Systems.

In Ergänzung und Fortführung der Arbeiten des amerikanischen Forschungszentrums Oak Ridge soll gemeinsam mit der Firma INTERATOM der Salzschnmelzen-Thorium-Brüter entwickelt werden. Der flüssige Brennstoff in Form einer Salzschnmelze gestattet eine kontinuierliche Beschickung des Reaktors. Eine fortlaufende Entfernung der Abfallstoffe des Kernspaltprozesses wird durch eine kontinuierliche Wiederaufbereitung erreicht. Die Kühlung soll mit Natrium erfolgen. Für den Reaktor ist ein epithermisches Neutronspektrum vorgesehen. Der Konversionsfaktor eines Reaktors ist durch die wirtschaftliche Optimierung des Brennstoffzyklus bestimmt. Im Hochtemperaturreaktor kann die Konversion unter Berücksichtigung der wirtschaftlichen Optimierung durch zwei Maßnahmen gefördert werden. Durch die Verwendung von Berylliumoxid als Moderator an Stelle von Graphit können zunächst mehr Neutronen durch die Spaltung des Berylliums für den Brutprozess gewonnen und der Spaltstoffeinsatz bei gleicher Leistung etwas verringert werden. Weiter würde ein billigeres und schnelleres Wiederaufbereitungsverfahren und Refabrikationsverfahren für die Brennelemente ein häufigeres Entfernen der Spaltprodukte mit einer entsprechenden Verbesserung der Brutbilanz ermöglichen. Der Entwicklung solcher Verfahren wird daher in Zusammenarbeit mit der chemischen Industrie besondere Aufmerksamkeit gewidmet. Es werden sowohl nasse als auch trockene Aufbereitungsverfahren erprobt.

2—11. *Schnelle Brüter*

In Deutschland wird im Kernforschungszentrum Karlsruhe am Projekt eines "schnellen Brütters" gearbeitet.



läuft in allen Reaktoren ab, die neben U-235 auch U-238 enthalten. Von einem Brüter spricht man jedoch nur, wenn gleichzeitig mehr neue Spaltstoffkerne erzeugt werden als durch Spaltung oder Umwandlung verbraucht werden. Ist γ die mittlere Zahl von Neutronen, die pro Absorption im Spaltstoff durch Kernspaltung freigesetzt werden, so muß in einem normalen Reaktor die Kritikalitätsbedingung

$$\gamma - V \geq 1$$

in einem Brüter jedoch die Bedingung

$$\gamma - V \geq 2$$

erfüllt sein. V bedeutet dabei die auf die Zahl der im Spaltstoff absorbierbaren Neutronen bezogene Zahl von Neutronen, die durch Ausfluß oder Absorption in anderen Reaktormaterialien (nicht U-238) verloren gehen. Über den Brutprozess wird nettomäßig das nicht spaltbare Isotop U-238 auf dem Umweg über das Isotop Pu-239 durch die aufeinanderfolgende Absorption von 2 Neutronen gespalten. Die Größe $BG = \gamma - V - 2$ bezeichnet man als Brutgewinn. Sie gibt den Überschuß an erzeugtem Plutonium über das verbrauchte Plutonium an. Die besten Bruteigenschaften besitzt eindeutig Pu-239, insbesondere im Bereich schneller Neutronen, wo man einen erheblichen Brutgewinn erzielen kann.

Das Arbeiten mit schnellen Neutronen erübrigt einen Moderator. Das Reaktorcore ist daher sehr viel kleiner, und man muß aus wirtschaftlichen Gründen eine hohe Leistungsdichte in Kauf nehmen. Dies stellt hohe Anforderungen an Brennelemente und Kühlmittel. Wasser scheidet, da es ein guter Moderator ist und die schnellen Neutronen abbremsen würde, in schnellen Brütern als Kühlmittel aus; stattdessen kommen flüssige Metalle - wie Natrium- oder Gase wie Helium - in Frage. Das Arbeiten mit Plutonium als Brennstoff erfordert auch eine ganz neue Technologie.

Die Rechtfertigung für die großen Anstrengungen und Aufwendungen liegt in der Tatsache, daß man im schnellen Brüter nicht allein auf das U-235 angewiesen ist, sondern die großen Energiereserven des zu 99,3% im natürlichen Uran enthaltenen U-238 nutzbar machen kann. Somit können durch den Brutreaktor ungeheure neue Energiequellen erschlossen werden.

ZUSAMMENFASSUNG

Die Autoren berichten über die Forschungen mit Hilfe von Kernreaktoren auf dem Grenzgebiet der Medizin und Strahlenphysik (Reaktor-

physik).

Es wurden kurz ihre eigene bisherige Ergebnisse, das Ziel dieser Forschungen und einzelne Zukunftsmöglichkeiten erwähnt.

Nachdem wurden in mehreren Teilen die Kernreaktoren beschrieben. Im erstem Teil werden die allgemeinen physikalischen Grundlagen eines Kernreaktors dargestellt. Mit Hilfe der Kernkräfte und der Bindungsenergie wird gezeigt, wieso eine Kernspaltung auftreten kann und wieso aus den nicht spaltbaren Isotopen U-238 die spaltbaren Isotope Pu-239 bzw. U-233 "erbrütet" werden können. Das Zustandekommen einer Kettenreaktion, die die Grundlage einer Energiegewinnung aus der Kernspaltung ist, wird erläutert, wobei sich auf die Wechselwirkungen zwischen Atomkernen und Neutronen hingewiesen wird. Im Anschluß daran werden die Vorgänge im Kernreaktor im Einzelnen näher verfolgt. Dabei werden mehrere Möglichkeiten beschrieben die es erlauben, die Neutronenzahl, die für die Kettenreaktion entscheidend ist, zu erhöhen.

Einer allgemeinen Übersicht über die verschiedenen Reaktortypen und ihren Einsatz in Forschung und Industrie schließt sich eine Beschreibung verschiedener deutscher Reaktoren und ihrer speziellen Eigenschaften und Vorteile an. Zum Schluß wird noch besonders auf die großen Projekte der Entwicklung von Thorium-Brütern und von schnellen Brütern eingegangen.

SCHRIFTTUM

1. Atom-reaktoren, -energie, -forschung in Deutschland. Situation 1965/66. Verlag Conté, Sprendlingen b. Frankfurt M., 160, 1965/1966
2. GERWIN, ROBERT: Atomenergie in Deutschland, Econ-Verlag, Düsseldorf, 264, 1964
3. KEINERT, J., KNAPP, J., G. HEHN, E. SZIRMAI: Activity and Dose Rate Measurements of Neutron Irradiated Vasotonin and Venoruton. *Nuclear Hematology*, November/Dezember, 1968 **7**, 175, 1968
4. KEINERT, J., J. KNAPP, G. HEHN, E. SZIRMAI, L. v. BERTHOTY, V. SPEILEL: Irradiation of Two Hemostatics. *Nuclear Hematology*, **7**, 171, 1968
5. KEINERT, J., J. KNAPP, G. HEHN, V. SACHS, E. SZIRMAI: Measurement of Activity and the Dose Rate of Neutron, Irradiated "Essential" Phospholipids (EPL). International Symposium on Genetic Effects of Radiation and Radiomimetic Chemicals, August 30 and 31, 1968. Kyoto International Conference Hall, Kyoto, Japan Abstracts, D-4, 1-2, 1968
6. KLIEFOTH, WERNER: Atomreaktoren. Schriftenreihe des Deutschen Atomforums, **2**, 65, 1964
7. KNAPP, J., J. KEINERT, P. ROYL, E. SZIRMAI: Irradiation of Ornithin-Aspartat in the Siemens Training Reactor SUR 100. *Nuclear Hematology*, **8**, 84, May/June 1969
8. SZIRMAI, E.: The Siemens Training Reactor SUR. *Nuclear Energy* **10**, 58, 1968
9. SZIRMAI, E.: Importance of Radiation Activity in Irradiated Drugs first demonstrated with Actihaemyl-Solcoseryl. *Nuclear Hematology* **8**, 20, 1969
10. SZIRMAI, E., J. KNAPP, P. ROYL., U. WESSER: Radiopharmacological Experiments

- with Neutrons on Medical Ferro-Preparations. *Nuclear Hematology* **8**, 115, 1969
11. SZIRMAI, E., P. ROYL, U. WESSER: Spectrol Measurements of the Gamma-Rate of a Neutron-Irradiated Combination of Salicyl-Quinine-Lithium. *Nuclear Hematology* **8**, 147, 1969
 12. SZIRMAI, E., KNAPP, J., ROYL, P.: Neutronenphysikalische Untersuchungen an zwei Cytostatica. Schweiz. Ges. für Hämatologie, XXXVII. Jahresversammlung in Montreux, 7. Juni 1969, Autoreferate, 35/10, 1969, Schweiz. med. Wschr., 100, **7**, 319—320, 1970
 13. Zehn Jahre Kernforschungszentrum Karlsruhe. Herausgegeben von der Gesellschaft für Kernforschung mbH. Karlsruhe, 101, 1966
 14. Zehn Jahre Kernforschungsanlage Jülich. Jülich 65, 1966