

Bild 1. Zusammengesetztes Bild des Mondes  
 Das Bild wurde aus Photographien des ersten und letzten Viertels zusammengesetzt. Die Bilder wurden mit dem 36-Zoll Lichtrefraktor auf dem Mt.-Hamilton in Californien von Moore und Chapell aufgenommen, der westliche (linke) Teil am 6. 5. 1938, der östliche (rechte) Teil am 26. 10. 1937. Während die Bilder in der Mitte genau zusammengesetzt wurden, stimmen sie an den Polen nicht genau überein, wegen der verschiedenen Libration des Mondes an diesen beiden Tagen. Man vergleiche das Gebiet des Mare Imbrium (unten rechts) in Bild 2

## Physik und Technik von Atomreaktoren

Von TASSO SPRINGER, München

Laboratorium für Technische Physik der Technischen Hochschule München

Es wird zusammenfassend über die allgemeinen Grundlagen der Reaktoren und über einschlägige physikalische Untersuchungen berichtet. Auf der Genfer Atomkonferenz im August 1955 wurden neuere Forschungsergebnisse mitgeteilt, die hier berücksichtigt sind. Besonders ausführlich wird dabei auf die fünf Faktoren der „kritischen Gleichung“ eingegangen.

### Allgemeiner Überblick

Das Arbeitsprinzip des „klassischen“ Atomreaktors ist folgendes: Die Kerne von  $^{235}\text{U}$  zerfallen nach dem Einfall eines Neutrons spontan in zwei ungefähr gleich große Hälften. Dabei wird in den Spaltungsstrümmern ein erheblicher Betrag von kinetischer Energie frei, die sich sofort in Wärme umwandelt. Die Spaltungsenergie entstammt der Bindungsenergie der Nukleonen. Neben verschiedenen anderen Teilchen entstehen bei diesem Vorgang auch Neutronen, und zwar  $\nu = 2,5$  im Mittel. Diese können ihrerseits wieder benachbarte Atome spalten. Eine solche Kettenreaktion läuft dann selbsttätig weiter, sofern pro Spaltung gerade soviel Neutronen freiwerden, als man zur Erzeugung einer weiteren Spaltung benötigt. Hierzu würde an sich ein einziges Neutron genügen; da indessen ein erheblicher Teil der Neutronen im Reaktor ohne zu spalten weggefangen wird und ein weiterer Anteil aus dem Reaktortrevolumen heraus ins Freie entweicht, kommt man gerade noch mit den angegebenen 2,5 Spaltungsneutronen aus. Die mathematische Formulierung des Kriteriums für die Aufrechterhaltung einer Kettenreaktion, die sog. „kritische Gleichung“, wird später behandelt.

Die Wahrscheinlichkeit für einen „fruchtbaren“ (d. h. zur Spaltung führenden) Wiedereinfang eines Neutrons ist bei der hohen Energie, die es bei der Spaltung mitgeteilt erhielt (einige MeV<sup>1)</sup>) sehr gering; erst bei ganz niedrigen „thermischen“ Energien (einige Hundertstel eV) ist die Einfangwahrscheinlichkeit hinreichend groß. Aus diesem Grund durchmischt man den Uran-Brennstoff mit einem Moderator: Das ist eine Substanz mit kleinem Atomgewicht, an die die ursprünglich schnellen Neutronen ihre kinetische Energie durch elastische Stöße abgeben, bis sie thermische Energie erreicht haben und mit der thermischen Molekularbewegung im Gleichgewicht stehen. Nur das  $^{235}\text{U}$  ist durch solche langsame Neutronen spaltbar.  $^{238}\text{U}$  dagegen ist ausschließlich durch Neutronen spaltbar, deren Energie oberhalb der sog.  $^{238}\text{U}$ -Schwelle (rund 1 MeV) liegt. Die zugehörige Spaltungsausbeute ist sehr gering.

Als Brennstoffe für Reaktoren kommen folgende Elemente in Frage: a) Natürliches Uran (nat. U), das nur 0,7%  $^{235}\text{U}$  enthält; der Rest ist  $^{238}\text{U}$ . b) Mehr oder weniger stark in  $^{235}\text{U}$  angereichertes Uran (einige % bis 90%).

Die Anreicherung mit Hilfe physikalischer Trennmethode ist sehr kostspielig: 1 kg nat. U kostet 100. – DM, 1 kg 20%  $^{235}\text{U}$ -angereichertes dagegen 20000. – DM<sup>2)</sup>. c) Plutonium (Pu) und  $^{233}\text{U}$ . Sie werden aus  $^{238}\text{U}$  bzw. Thorium „ausgebrütet“.

Als Moderatoren verwendet man folgende Substanzen: a) Gewöhnliches Wasser (durch Ionenaustauscher gereinigt). b) Graphit (Bor-frei). c) Schweres Wasser ( $\text{D}_2\text{O}$ ). Dieses ist sehr teuer (z. Z. rund 250. – DM/kg). Das Brennstoff-Moderatorgemisch kann homogen (z. B. Auflösung von Uranyl-sulfat in Wasser) oder heterogen sein. Heterogenstrukturen enthalten den Brennstoff in zylindrischen Stäben, die vom Moderator umgeben sind.

Die Leistungsregelung eines Reaktors geschieht durch bewegliche Regelstäbe (control rods) aus Cadmium oder Bor, welche wegen ihrer hohen Neutronenabsorption die Spaltungshäufigkeit beeinflussen.

Um erläutern zu können, welche Brennstoff-Moderator-Kombination und welche Reaktorstruktur geeignet ist, einen Reaktor „kritisch“ zu machen, müssen wir die kritische Gleichung untersuchen, die üblicherweise diese Form hat:

$$k_{\text{eff}} = \eta \epsilon p f P - 1$$

Die 5 Faktoren haben folgende Bedeutung:

1)  $\eta$  ist die sog. thermische Spaltungsausbeute (fission yield). Sie gibt die Zahl der Neutronen an, die pro ein im Uran-Brennstoff eingefangenes Neutron beim Spaltungsprozeß freiwerden.  $\eta$  ist gleich  $\nu$  (s. oben) mal der Wahrscheinlichkeit, daß der Einfang wirklich zu einer Spaltung führt. Diese ist gleich dem Verhältnis von Spaltungs- und totalem Wirkungsquerschnitt<sup>3)</sup> der Brennstoffkerne. Es ist nämlich außer Spaltung auch „unfruchtbarer“ Einfang im Brennstoff möglich.

2)  $\epsilon$  ist der sog. schnelle Spaltungsfaktor (fast fission factor). Er gibt an, um wieviel sich ein Spaltungsneutron durch  $^{238}\text{U}$ -Spaltung vervielfacht hat, bis seine

<sup>2)</sup> Die genannten Preise wurden während der Genfer Konferenz von den USA bekanntgegeben.

<sup>3)</sup> Läßt man einen Neutronenstrahl auf einen Atomkern zufliegen, so wird an ihm pro sec eine Anzahl Teilchen gestreut oder absorbiert. Man denke sich nun an Stelle des Kerns eine Fläche von solcher Größe senkrecht zum Strahl angebracht, daß darauf pro sec ebensovielen Neutronen aufprallen, als vorher gestreut bzw. absorbiert wurden. Diese Ersatzfläche ist dann ein Maß für die Häufigkeit der genannten Reaktionen. Sie wird als Streu- bzw. Absorptions-Wirkungsquerschnitt bezeichnet. Einheit: 1 barn =  $10^{-24}$  cm<sup>2</sup>.

<sup>1)</sup> Das eV (Elektronvolt) ist die kernphysikalische Energieeinheit. 1 MeV = 1000000 eV =  $1,6 \cdot 10^{-6}$  erg.

Energie unter der  $^{238}\text{U}$ -Schwelle liegt. Diese Vervielfachung ist sehr gering; bei älteren Reaktoren beträgt sie  $\varepsilon \approx 1,03$ .

3.) Mit fortschreitender Abnahme der Neutronenenergie wird einmal der Energiebereich um 5 eV durchstoßen. Hier hat das  $^{238}\text{U}$  starke Einfangresonanzen: Bei bestimmten Energien zeigt der Absorptions-Wirkungsquerschnitt und damit die Einfangwahrscheinlichkeit außerordentlich hohe und scharfe Maxima. Dieser spaltungslose Einfang verschlechtert die Neutronenbilanz erheblich. Die Zahl  $p$  gibt an, wieviele Neutronen den Resonanzeinfang überstanden haben (bezogen auf 1 ankommendes Neutron).  $p$  heißt Resonanzfluchtfaktor (*resonance escape probability*) (etwa 90% bei Heterogenreaktor).

4.) Der Faktor  $f$ , die thermische Nutzung (*thermal utilization*) sagt schließlich, welcher Anteil der Neutronen, die endlich thermische Energien erreicht haben, wirklich im Uran und nicht etwa zwecklos im Moderator eingefangen wird (88 bis 98%).

5.) Der Leckfaktor  $P$  (*non leakage probability*) trägt dem Umstand Rechnung, daß im Verlauf des Moderations- und Diffusionsvorganges ein Teil der Neutronen aus dem Reaktor entweicht (ungefähr 10%).  $P$  hängt von den Moderations- und Diffusionseigenschaften des Moderators ab sowie von der sog. Flußwölbung (*buckling*  $B$ : Krümmung der Kurve, die die Neutronendichte abhängig vom Ort aufträgt). Dieses  $B$  steht mit der geometrischen Größe des Reaktors in mathematischem Zusammenhang. Für eine gegebene Reaktorstruktur, d. h. für gegebenes  $\eta_{\text{eff}}$  gibt es gerade ein bestimmtes  $P$ , für das die kritische Gleichung erfüllt ist. Aus diesem  $P$  errechnet sich dann ein bestimmtes  $B$  und daraus die sog. kritische Größe. Je größer ein Reaktor ist, umso mehr nähert sich  $P$  an 1, d. h. umso geringer ist der prozentuale Leckverlust. Ein wirksames Mittel, diesen künstlich zu verringern, ist ein Mantel aus Graphit, Beryllium oder Wasser, der das Reaktorbehältnis umschließt (Reflektor).

Damit sich nun die Kettenreaktion selbständig erhält, muß ersichtlich das Produkt aus den beschriebenen 5 Faktoren gleich 1 werden. Es kann jetzt an Hand der kritischen Gleichung diskutiert werden, welche Reaktorsysteme möglich und welche nicht möglich sind. Zwei Gesichtspunkte sind maßgeblich: 1.) Hochangereichertes Uran enthält wenig  $^{238}\text{U}$ . Der schädliche Einfang ist demnach gering,  $p$  und  $\eta$  sind groß. Im übrigen ist  $p$  auch strukturabhängig: Heterogen-Reaktoren sind im Hinblick auf  $p$  günstiger als Homogen-Reaktoren. 2.) Je weniger thermische Neutronen zwecklos im Moderator weggefangen werden, umso mehr von ihnen werden im Brennstoff Spaltungen auslösen, umso größer ist also die thermische Nutzung  $f$ .  $\text{D}_2\text{O}$  erweist sich in diesem Sinne als der beste Moderator, dann folgt Graphit. Ein sehr schlechter Moderator ist  $\text{H}_2\text{O}$ . Um die kritische Gleichung zu erfüllen besteht also die Alternative: Entweder teures  $\text{D}_2\text{O}$  ( $f$  groß) und billiges nat. U ( $p, \eta$  klein) zu verwenden, oder aber billiges  $\text{H}_2\text{O}$  ( $f$  klein) und teures angereichertes Uran ( $p$  groß). Ein Sonderfall ist der altbekannte heterogene Graphit-Reaktor mit nat. U, bei dem die Neutronenbilanz schon sehr knapp ist; dafür macht man die Ausdehnung des Reaktors (und damit  $P$ ) groß. Während bei Systemen der zuerst genannten Art nur wenige  $\text{m}^3$  Reaktorvolumen nötig sind, sind Graphit-Reaktoren einige Dutzend  $\text{m}^3$  groß, so daß auch die Kosten für das nat. U und für den Graphit bereits beträchtlich werden. Wegen ihres großen Volumens bieten Graphit-Reaktoren besonders viel Platz zur Isotopenher-

stellung (Harwell-Reaktor, 762<sup>4</sup>). Reaktoren aus  $\text{H}_2\text{O}$  und nat. U sind praktisch nicht möglich, desgl. Graphit und nat. U in homogener Verarbeitung.

Das Hauptinteresse an der Reaktorenentwicklung liegt auf dem Gebiete der Energie- und Elektrizitätserzeugung. Kraftwerksreaktoren dienen zunächst vorwiegend als Versuchsanlagen, an denen ingenieurmäßige und technologische Studien für die Entwicklung des Kraftwerks der Zukunft vorgenommen werden. Die Hauptprobleme liegen dabei auf dem Gebiet der Materialfestigkeit gegenüber hohen Temperaturen, Drucken und Neutronenflüssen. Das Kühlmittel ist i. a. zugleich Moderator. Der Kühlmittelkreislauf geht durch einen Wärmeaustauscher, in dem der Dampf für die Turbinen erzeugt wird. Diese Trennung von Moderator- und Dampfkreislauf, die sich aus verschiedenen Gründen als notwendig erweist, ist bei einer Neuentwicklung, dem „*boiling water reactor*“ aufgehoben, wo der Turbinendampf im Reaktorgefäß unmittelbar entsteht (851, 497). Neben diesen Stromerzeugungsprojekten mit Leistungen von 10000 bis 200000 kW steht mit ebenso großer Bedeutung die Anwendung von Reaktoren zu Forschungszwecken (946): Isotopenerzeugung; Bestrahlung von Kunststoffen, Metallen und elektrischen Halbleitern (Änderung der physikalischen Eigenschaften); Untersuchung von Diffusions- und Moderationsvorgängen in Moderatoren und Abschirmungen; kernphysikalische Studien; biologische Studien. Dafür sind zumeist Leistungen von 50 W bis einige 1000 kW ausreichend.

### Zur Reaktorphysik

Es sind hauptsächlich folgende Forschungsgebiete zu unterscheiden:

- 1.) Direkte Messung der 5 Faktoren der kritischen Gleichung.
- 2.) Bestimmung der Wirkungsquerschnitte, die zur Errechnung dieser Faktoren nötig sind.
- 3.) Ermittlung der Temperaturkoeffizienten dieser Faktoren im Zusammenhang mit Stabilitätsbetrachtungen.
- 4.) Vergiftungserscheinungen im Reaktor.

Einer der wichtigsten Versuche, um Reaktorstrukturen auf ihre Eigenschaften zu untersuchen, ist das sog. Exponentialexperiment. Man baut einen unterkritischen Reaktor (etwa  $\frac{1}{3}$  der zu erwartenden kritischen Größe) und stellt ihn auf eine starke Neutronenquelle (z. B. kleiner Labor-Reaktor). Dann mißt man in ihm die räumliche Verteilung des Neutronenflusses aus und bestimmt daraus die Flußwölbung  $B$ . Aus diesem  $B$  des unterkritischen Reaktors kann dann die genaue kritische Größe berechnet werden. Die Flußmessung bei diesen und ähnlichen Versuchen geschieht mittels der Aktivierung von dünnen Indium-Folien durch Neutroneneinfang (starke Einfangresonanz bei 1,4 eV). Die  $\beta$ -Aktivität der entstehenden Isotope ist dann ein Maß für den Fluß an der entsprechenden Stelle. Durch dieses Verfahren untersuchte man systematisch unzählige Strukturtypen mit verschiedenen Abständen, Durchmesser und Anreicherungsgraden der Brennstoffstäbe (Bild 1) (605/606/607). Solche Messungen zeigten u. a., daß sich in einem nat. U- $\text{H}_2\text{O}$ -Reaktor die kritische Gleichung gerade noch erfüllen läßt, aber so knapp, daß an eine technische Anwendung offenbar nicht zu denken ist. Immerhin kommt man schon mit ganz geringen Anreicherungsgraden aus (600).

<sup>4</sup>) Die Nummern bezeichnen die Vortragstexte, die auf der Genfer Konferenz unter der Serienbezeichnung A/CONF. 8/P herausgegeben wurden.

In der beschriebenen unterkritischen Anordnung kann man neben  $B$  auch die Faktoren  $\epsilon$  und  $f$  bestimmen. Dabei hat die Verbesserung der Neutronenbilanz durch Erhöhung des schnellen Spaltungsfaktors  $\epsilon$  besondere Bedeutung erlangt. Während die schnelle Spaltung

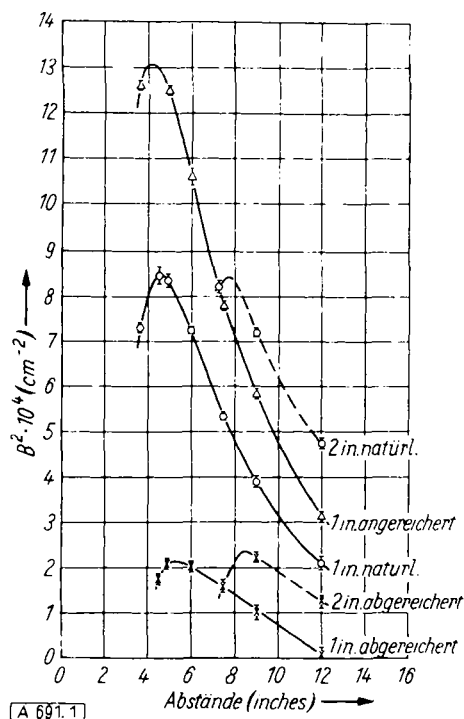


Bild 1

Flußwölbung  $B$  für verschiedene Abstände, Durchmesser und Anreicherungsgrade der Uran-Stäbe. (Nach E. R. Cohen und Mitarbeiter (A/CONF. 8/P/605)) (Maße in inches; 1 in. = 2,540 cm)

des  $^{238}\text{U}$  normalerweise in dem Brennstoffelement eintritt, in welchem das spaltende Neutron entstanden ist, kann man durch besonders dichte Packung der Brennstoffstäbe erreichen, daß zahlreiche Neutronen auch in Nachbarstäben spalten, bevor sie im dazwischenliegenden Moderator unter die  $^{238}\text{U}$ -Schwelle abgebremst wurden. Auf diesem Wege hat man Werte bis  $\epsilon = 1,2$  erzielt (Bild 2) (600). Allzu dichte Packungen sind indessen aus technischen Grün-

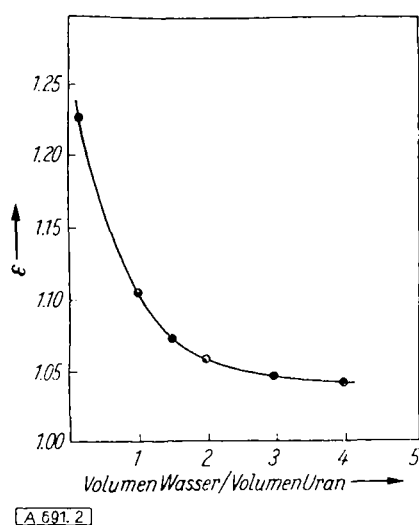


Bild 2

Schneller Spaltungsfaktor  $\epsilon$  in Abhängigkeit von der Packungsdichte des Brennstoffes. (Nach H. Kouts, G. Price und Mitarbeitern (A/CONF. 8/P/600))

den unerwünscht. Die thermische Nutzung  $f$  ist ihrer Definition nach in einem homogenen Reaktor gleich dem Verhältnis vom Uran-Absorptions-Wirkungsquerschnitt zum Absorptions-Wirkungsquerschnitt von Uran und Moderator zusammen. Bei heterogenen Reaktoren jedoch ist  $f$  kleiner als dieser Wert: Wegen der hohen Absorption im Innern eines Uran-Stabes ist der Neutronen-Fluß dort geringer als im Moderator („flux depression“), so daß gerade dort, wo der Einfang fruchtbar ist, die geringste Neutronendichte herrscht. Um diesen Effekt berücksichtigen zu können, muß man mittels Folienaktivierung (s. oben) die Flußfeinstruktur in und um einen Stab messen. (600) (Bild 3).

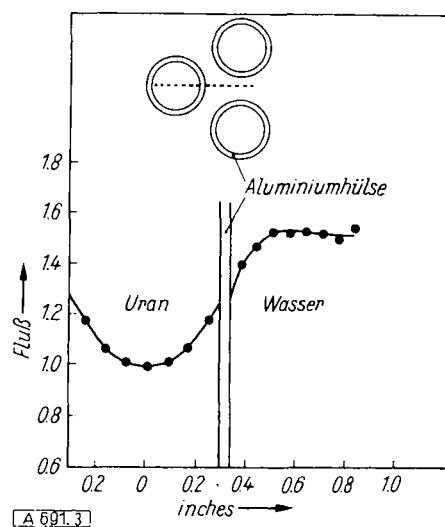


Bild 3

Feinstruktur des Neutronenflusses. Abszisse: Abstand von der Mitte des Brennstoffstabes. Oben Ausschnitt aus der Stabanordnung mit Angabe der Meßstellen. (Nach H. Kouts, G. Price und Mitarbeitern (A/CONF. 8/P/600))

Der Resonanzfluchtfaktor  $p$  kann ohne Kenntnis der einzelnen Einfangresonanzen folgendermaßen bestimmt werden: Man führt durch den Reaktor einen zylindrischen, mit Cadmium ausgekleideten Kanal und bewegt periodisch einen Uran-Stab gegebener Abmessungen ein und aus (*pile oscillator experiment*). Da das Cd die Uran-Probe gegen die thermischen Neutronen völlig abschirmt, ist für die periodische Störung der Neutronenbilanz durch die Probe allein die epi-thermische, das ist im wesentlichen die Resonanzabsorption, maßgeblich. Die Auswirkung der periodischen Störung mißt man am Neutronenfluß mit einem Zählrohr. Die Eichung geschieht durch Vergleichsmessungen an einer Indium-Probe mit bekannten Resonanzabsorptions-Eigenschaften. Durch diese Messungen kann man die einfache Beziehung für das sog. Resonanzintegral  $R$ , aus dem sich  $p$  leicht berechnen läßt,

$$R = a + bF/M$$

( $F$  = Oberfläche,  $M$  = Masse der Probe) bestätigt finden und die Größen  $a$  und  $b$ , welche die Kerneigenschaften beschreiben, angeben (883).

Die Messung der thermischen Spaltungsausbeute  $\gamma$ , geschieht am einfachsten dadurch, daß man Neutronen einzeln auf eine  $^{235}\text{U}$ -Probe fallen läßt und die entstehenden 2 bis 3 Spaltungsneutronen in einem Paraffinblock moderiert, in welchem viele Zählrohre eingebettet sind. Diese geben dann nach jedem Spaltungsvorgang kurz hintereinander 2 bis 3 Zählimpulse. Durch Mittelung erhielt

man  $\nu = 2,45$  und  $\eta = 2,04$  (425)<sup>5)</sup>. Neuerdings untersucht man auch Spaltungsausbeuten für epi-thermische Energien.

Die hohe Entwicklungsstufe elektronischer Rechenmaschinen hat es ermöglicht, die zur Berechnung der Faktoren  $\epsilon$ ,  $p$ ,  $f$  und  $P$  notwendige Lösung komplizierter Diffusions- und Moderationsprobleme genau durchzuführen (603). Was neben der Theorie dazu benötigt wird, sind nur die nuclearen Materialeigenschaften, insbes. die Wirkungsquerschnitte der Reaktormaterialien. Im thermischen Energiebereich findet man die sog. thermischen Absorptions-Wirkungsquerschnitte, indem man in einem Labor-Reaktor die Proben einführt und die Störung der Neutronenbilanz mißt, etwa aus dem kritischen Stand der Regelstäbe oder durch ein Pile-Oszillatorexperiment (wie vorher, aber mit thermischen Neutronen). Die Eichung der Versuchsanordnungen geschieht durch Proben von sehr genau bekanntem Absorptions-Wirkungsquerschnitt, den man durch ein Transmissionsexperiment<sup>6)</sup> ermittelt hat (zu diesem Zweck ist z. B. der Wirkungsquerschnitt des Bor von 755 barn auf  $\pm 0,5\%$  genau bestimmt worden) (590, 832, 356). Mit solchen Vergleichsverfahren hat man in der „Brookhaven Crosssection Compilation“ die thermischen Absorptions-Wirkungsquerschnitte aller interessierenden Brennstoffe, Werkstoffe, Zerfallsprodukte, Moderatoren und Reflektormaterialien bereitgestellt. Besonders schwierig ist das Verfahren bei den beiden letzten Gruppen, weil die Werte extrem klein sind (z. B. Graphit 3,2 millibarn) und weil es sehr schwer ist, schädliche Verunreinigungen hinreichend sauber abzutrennen.

Die zweite große Gruppe der Wirkungsquerschnitts-Messungen befaßt sich mit der Bestimmung des Wirkungsquerschnittes in Abhängigkeit von der Energie, insbesondere die Ermittlung von Lage, Breite und Höhe der bei der Erklärung des Resonanzfluchtfaktors besprochenen Resonanzmaxima. Man benützt dazu die Tatsache, daß in einem Reaktor Neutronen mit allen interessierenden Energien in großer Zahl vorhanden sind. Man erzeugt aus einem Neutronenstrahl mit einem mechanischen Unterbrecher (*chopper*) kurze Impulse und schaltet zwischen *Chopper* und Transmissionsexperiment (Zählrohr und Probe) einige Meter Laufstrecke ein. Da verschiedenen Neutronenenergien verschiedene Geschwindigkeiten und damit Laufzeiten auf dieser Strecke entsprechen, kann man mit ganz bestimmten Energien das Transmissionsexperiment ausführen: Man braucht nur die Zählapparatur in den Zeitintervallen empfindlich machen, in denen gerade Neutronen-Gruppen mit der gewünschten Energie ankommen und sie während der übrigen Zeit sperren. Die Energieauflösung dieses Verfahrens beträgt we-

nige %. In Genf wurde alles, was an Absorptionswirkungsquerschnitten bekannt ist, veröffentlicht, desgl. auch die Spaltungs-Wirkungsquerschnitte aller wichtigen Uran- und Plutonium-Isotope (645, 354, 355), die bei der Berechnung von  $\eta$  benötigt werden (Bild 4). Darüber hinaus liegt eine große Zahl von Messungen über Flußverteilungen um punktförmige Neutronenquellen vor, aus denen man die Diffusions- und Moderationskonstanten zur Berechnung von  $P$  bestimmen kann (597).

Die Temperaturkoeffizienten eines Reaktors bestimmen seine Stabilität und Sicherheit in folgender Weise: Eine zufällige kleine Störung eines stabilen Reaktors in Form einer Verbesserung der Neutronenbilanz würde ein unbegrenztes, exponentielles Anwachsen von Neutronenfluß, Leistung und Temperatur zur Folge haben und zur Katastrophe führen. Glücklicherweise tritt mit zunehmender Temperatur im allgemeinen eine Verschlechterung der Neutronenbilanz ein, die einem weiteren „Aufheizen“ entgegenwirkt. Dieser negative Temperaturkoeffizient des Produktes  $\eta_{\text{eff}}k_{\text{eff}}$  kommt u. a. daher, daß die Wärmeausdehnung eine Abnahme der atomaren Dichte im Moderator und damit eine Verschlechterung der Moderationseigenschaften hervorruft. Weiter bewirkt die Aus-

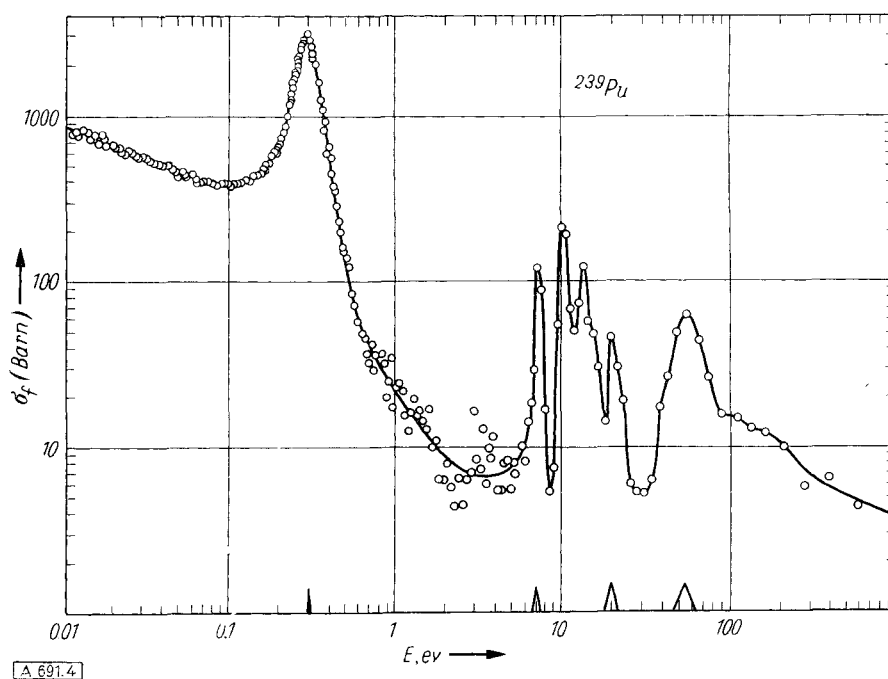


Bild 4

Spaltungs-Wirkungsquerschnitt für  $^{239}\text{Pu}$  in Abhängigkeit von der Neutronenenergie. Die Basis der Dreiecke (unten) beschreibt die Energieauflösung der Messung. Einzelne Resonanzstelle bei 0,3 eV. Häufung von Resonanzen um 10 eV. (Nach Y. B. Adamchuk, V. F. Gerasimov und Mitarbeitern (A/CONF. 8/P/645))

dehnung eine Änderung der Reaktorstruktur; dadurch ändert sich die Packungsdichte der Uran-Stäbe in gewisser Weise und somit, gemäß Bild 1, die Flußwölbung B. Ferner ruft zunehmende Temperaturbewegung eine Verbreiterung der Resonanzlinien durch Doppler-Effekt hervor, was den Resonanzeinfang erhöht (649). Gegenüber gefährlich hohen Bilanz erhöhungen ist bei flüssigen Moderatoren noch weitgehendst Selbststabilisierung durch Wasserausstoßung und Dampfblasenbildung zu beobachten (481).

Wenn sich der Reaktor bei einer gewollten Bilanzänderung, etwa durch Herausbewegen eines Regelstabes, auf einen neuen Gleichgewichtszustand einstellt, so geschieht dieser Übergang nicht spontan, sondern kriechend bzw.

<sup>5)</sup> Augenblicklich werden  $\nu = 2,45$  und  $\eta = 2,08$  als „beste“ Werte angegeben.

<sup>6)</sup> Bei einem Transmissionsexperiment bestimmt man die Intensität eines Neutronenstrahls einmal direkt und einmal, nachdem man die Probe zwischen Zählrohr und Quelle gestellt hat. Aus der relativen Durchlässigkeit der Probe findet man leicht den Gesamtwirkungsquerschnitt (Streu- + Absorptionswirkungsquerschnitt), aus der relativen Streuintensität dagegen den Streu-Wirkungsquerschnitt. Bei sehr kleinen Energien (0,01 eV) ist letzterer gegenüber ersterem zu vernachlässigen.



pendelnd. Diese Trägheit des Systems resultiert daher, daß 0,7% der Spaltungsneutronen nicht sofort bei der Spaltung frei werden, sondern etwas verzögert entstehen. Die Verzögerungszeiten wurden genau gemessen, um das dynamische Verhalten des Reaktors berechnen zu können. Die Messung (831) geschieht derart, daß man eine Uran-Probe im Reaktor bestrahlt und dann innerhalb Sekundenbruchteilen in eine Zählapparatur schießt, welche die Neutronenemissions-Abklingkurve registriert. Diese ist eine Überlagerung von mehreren abklingenden Exponentialfunktionen mit verschiedenen Zeitkonstanten und Gewichtsfaktoren. Es konnten daraus sechs verzögerte Neutronen-Gruppen identifiziert werden, aus denen die mittlere Verzögerungszeit (0,1 sec) berechnet wurde. Eine besondere Komplikation im dynamischen Verhalten bringt der Umstand, daß die vorhin erklärte Selbststabilisierung des Reaktors durch die Temperatur wegen der Wärmeträgheit der Anlage ebenfalls verzögert vor sich geht. Man untersucht die Dynamik häufig mit Hilfe sogenannter Simulatoren: Das sind elektronische Apparate, die bei richtiger Dimensionierung von Widerständen und Kondensatoren das zeitliche Verhalten eines Reaktors modellmäßig richtig wiedergeben. Man zieht sie auch zur (gefährlosen) Schulung des Reaktorpersonals und zur Erprobung von Reaktor-Leistungsreglern, die man daran anschließt, heran (334).

Lange bevor nur ein geringer Bruchteil des Urans verbrannt ist, wird schon die Auswechslung und chemische Aufbereitung (meist durch Solventextraktionsmethoden) der Brennstoffstäbe notwendig, weil durch Vergiftung (*poisoning*) die Neutronenbilanz schon nach einigen Monaten unterkritisch geworden ist (dies gilt für Großreaktoren; kleine Anlagen laufen immerhin einige Jahre ohne diesen kostspieligen Eingriff). Die Vergiftung rührt von entstandenen Spaltprodukten des Urans her, die einen extrem hohen Einfangwirkungsquerschnitt haben (z. B. Samarium  $10^4$  barn). Aus dessen Kenntnis sowie aus der Messung der Entstehungsgeschwindigkeit dieser Stoffe in den Stäben hat man gelernt, die Neutronenbilanz-Verschlechterung im Verlauf der Betriebszeit vorherzusagen. Damit kann man hinsichtlich der Neutronenbilanz zu Anfang entsprechend überdimensionieren (432). Leider macht auch die mechanische Zerstörung der Uran-Stäbe, insbes. der Metallhülsen, die das Uran enthalten, durch die Neutronendurchstrahlung ein vorzeitiges Auswechseln nötig. Die Verwendung von Metallen, die nur geringe Wechselwirkung mit den Neutronen zeigen (kleiner Wirkungsquerschnitt, z. B. Zirkonium-Legierungen) und bei denen die Festigkeit durch neutronengestoßene Atome nur gering abnimmt (geeignete Kristallstruktur und Temperatur) erlaubt es, diesbezügliche Verbesserungen zu erzielen. Um diese Probleme in tragbar kurzer Zeit studieren zu können, braucht man extrem hohe Neutronenflüsse: In den „*material testing reactors*“ erreicht man etwa  $10^{14}$  Neutronen/sec  $\text{cm}^2$  (für die anderen wissenschaftlichen Anwendungen genügt schon  $1/_{100}$  dieses Wertes) (485, 680).

## Ausblick auf die Weiterentwicklung

Die Fortentwicklung der Reaktoren zu ökonomischen und betriebssicheren Kraftwerksmaschinen<sup>7)</sup> ist zu einem vorwiegend technischen und technologischen Problem geworden, das in schätzungsweise 20 Jahren befriedigend gelöst sein wird. In Verbindung damit steht ein wichtiges Fernziel, das noch viel Forschungsarbeit erfordern wird: Die höhere Ausnützung der Überschußisotope  $^{238}\text{U}$  (99% im nat. U). Dies kann durch den „Brutprozeß“ (*breeding*) geschehen, bei dem  $^{238}\text{U}$  durch den Einfang eines Neutrons über die Zwischenstufen  $^{239}\text{U}$  und Neptunium in das spaltbare Plutonium übergeht, das (an Stelle von  $^{235}\text{U}$ ) wieder als Brennstoff dienen und weiteres  $^{238}\text{U}$  „brüten“ kann. Das  $^{238}\text{U}$  wird zu diesem Zwecke z. B. in Form eines Mantels um das Reaktorbehältnis angeordnet. Bedingung für eine hohe Konversion von brutfähigem Material in Pu ist ein hoher Neutronenüberschuß, d. h. eine gute Neutronenbilanz. Deren Verbesserung kann etwa durch optimale Strukturen (hohes  $\epsilon$ ) und durch die Erhöhung der thermischen Nutzung erzielt werden. Aus diesem und anderen Gründen wird dem nat. U–D<sub>2</sub>O-Reaktor wachsende Bedeutung zukommen (495), zumal der Preis von schwerem Wasser im Fallen ist<sup>8)</sup>. Eine weitere Möglichkeit, die Neutronenbilanz zu verbessern, bietet sich in der Entwicklung von sog. „Schnellen Reaktoren“ (*fast reactors*) (814, 609). Sie arbeiten ohne Moderator mit hochangereichertem Uran oder Pu (Versuchsreaktor in Los Alamos). Wenn man von einer Moderation durch unelastische Kernanregungs-Stöße, die hier eine gewisse Rolle spielen, absieht, geschieht die Spaltung hauptsächlich durch unmoderierte, d. h. schnelle Neutronen. Genaue Untersuchungen haben nämlich gezeigt, daß dies die Spaltungsausbeute erhöht; außerdem fällt der unfruchtbare Einfang während der Moderation weg. Die Schwierigkeiten bei dieser Neuentwicklung liegen in der derzeitigen Unkenntnis über die Wirkungsquerschnitte und sonstigen Materialeigenschaften gegenüber schnellen Reaktorneutronen, des weiteren im Problem eines guten Wärmeübergangs. Der „Schnelle Brutreaktor“ verlangt nämlich sehr hohe Brennstoff- und damit Leistungsdichten (etwa 1000 kW/l im Vergleich zu etwa 50 kW/l beim „klassischen“ Reaktor). Eine weitere neue Möglichkeit um eine bessere Neutronenbilanz zu erzielen, ist im Thorium-Reaktor verwirklicht, in dem man  $^{233}\text{U}$  aus Th brütet. Die Experimente (s. oben) zeigten nämlich, daß die relative Häufigkeit eines fruchtbaren Einfangs und damit  $\eta$  bei  $^{233}\text{U}$  um etwa 10% über dem Wert von  $^{235}\text{U}$  liegt ( $\nu$  ist indessen bei  $^{235}\text{U}$  und  $^{233}\text{U}$  ungefähr gleich) (425). Damit ist  $^{233}\text{U}$  zum aussichtsreichsten Stoff geworden, mit dem man thermische Brutreaktoren bauen kann. Die weitere Entwicklung wird zeigen, welche Bedeutung diesem Reaktortyp zukommt.

Eingegangen am 26. Oktober 1955 [A 691]

<sup>7)</sup> Vgl. hierzu auch diese Ztschr. 66, 99 [1954].

<sup>8)</sup> Dagegen werden in England große Graphit-Brutreaktoren (Windscale Pile) mit Luftkühlung zur industriellen Pu-Erzeugung entwickelt und gebaut.