

**KERNFORSCHUNGSZENTRUM
KARLSRUHE**

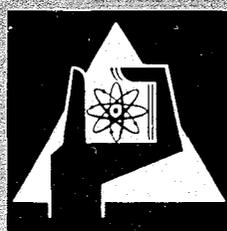
Mai/Juli 1967

KFK 674

Institut für Angewandte Kernphysik

Höchstfluß-Neutronenquellen

K. H. Beckurts



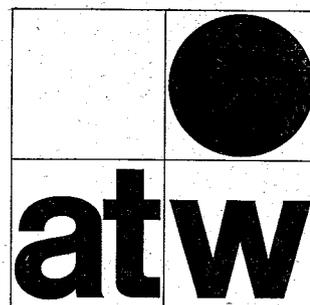
GESELLSCHAFT FÜR KERNFORSCHUNG M. B. H.

KARLSRUHE



SONDERDRUCK AUS DER ZEITSCHRIFT

atomwirtschaft
— **atomtechnik**



HÖCHSTFLUSS- NEUTRONENQUELLEN

Von K. H. Beckurts, Karlsruhe

Höchstfluß-Neutronenquellen

Anwendungen, Entwicklungstendenzen, Vorzüge und Grenzen

Von K. H. Beckurts, Karlsruhe

1. Einleitung

Der rasche Fortschritt bei der Anwendung von Neutronenstrahlung für die Forschung hatte eine erhebliche Entwicklung der Neutronenquellen zur Folge. Während in den frühen Forschungsreaktoren Werte des thermischen Neutronenflusses von etwa $10^{11} \text{ cm}^{-2} \text{ sec}^{-1}$ erreicht wurden, stiegen diese Zahlen bald um mehrere Größenordnungen; heute sind Forschungsreaktoren mit Flüssen von $10^{14} \text{ cm}^{-2} \text{ sec}^{-1}$ und darüber in Betrieb. Der Bau von Beschleunigeranlagen zur Neutronenerzeugung hat ebenfalls erhebliche Fortschritte gemacht; heute sind Beschleuniger in Betrieb, an denen kurzzeitig Neutronenproduktionsraten von 10^{18} sec^{-1} erreicht werden.

In den vergangenen zwei Jahren ist die Diskussion über fortgeschrittene Neutronenquellen aus verschiedenen Gründen sehr belebt worden: Einige Höchstfluß-Reaktoren, in denen Flüsse der Größenordnung $10^{15} \text{ cm}^{-2} \text{ sec}^{-1}$ erreicht werden können, sind fertiggestellt worden; eine Reihe von neuen Höchstflußreaktoren ähnlicher Leistungsfähigkeit werden erwogen. Ausgelöst durch die Erfolge des russischen *IBR*-Reaktors und durch das *SORA*-Projekt in Ispra haben gepulste Reaktoren ein erhebliches Interesse gefunden. Schließlich haben kanadische Studien auf die Möglichkeit der Erzeugung sehr hoher Neutronenflüsse mit Hilfe von Hochenergie-Beschleunigern hingewiesen.

Es soll im folgenden versucht werden, einen Überblick über die verschiedenen Möglichkeiten und Projekte zu geben und die Tendenzen der weiteren Entwicklung anzudeuten. Dabei werden die Ergebnisse von zwei internationalen Tagungen berücksichtigt, bei denen eine gewisse Übereinstimmung der Fachleute bei der Bewertung der verschiedenen Vorhaben festgestellt werden konnte: ein von der *Internationalen Atomenergie-Organisation (IAEO)* veranstaltetes „Panel on Research Applications of Repetitively Pulsed Reactors and Boosters“ (Dubna, UdSSR, 18.—22. 7. 66) und ein von der *Europäischen Kernenergie-Agentur (ENEA)* gemeinsam mit der *USAEC* abgehaltenes „Seminar on Intense Neutron Sources“ (Santa Fé, USA, 10. bis 23. 9. 66). Wir beschränken uns auf Quellen langsamer Neutronen für Forschungszwecke, d. h. in erster Linie für kern- und festkörperphysikalische Untersuchungen mit Neutronenstrahlen. Reaktoren für die Produktion von Transuranelementen werden kurz erörtert. Auch bei den Testreaktoren besteht eine Tendenz zur Entwicklung zu höheren Neutronenflüssen, die sich z. B. in der Realisierung des *Advanced Test Reactor* in Arco/Idaho niederschlägt. Diese Entwicklungen sollen hier jedoch nicht näher untersucht werden.

Anschrift des Verfassers:

Prof. Dr. K. H. Beckurts, Direktor des Instituts für Angewandte Kernphysik, Kernforschungszentrum Karlsruhe, Leopoldshafen b. Karlsruhe.

Rasche Fortschritte bei der Anwendung von Neutronenstrahlen in der Forschung hatten eine erhebliche Entwicklung der Neutronenquellen zur Folge. Wichtigste Neutronenquellen sind heute die Höchstflußreaktoren, die gepulsten Reaktoren bzw. Neutronenverstärker und die Hochenergiebeschleuniger. Ihre Anwendungsmöglichkeiten, Entwicklungstendenzen und -grenzen sowie die Vor- und Nachteile der verschiedenen Systeme werden unter Berücksichtigung finanzieller und wirtschaftlicher Aspekte diskutiert. Typische und wichtige Anlagen und Projekte in der Welt werden dargestellt.

2. Anwendungsgebiete für Höchstfluß-Neutronenquellen

Es entsteht die Frage, warum höhere Neutronenintensitäten überhaupt wünschenswert sind und auf welchen Forschungsgebieten diese — mit einem beträchtlichen Aufwand verbundenen — Anlagen zu besonderen Ergebnissen führen können.

Für die *Transuranelementproduktion* ist diese Frage leicht zu beantworten: Will man z. B. aus Plutonium-242 durch Neutronenbestrahlung das aus vielerlei Gründen interessante Kalifornium-252 herstellen, so muß man nacheinander 10 Neutronen anlagern, wobei durch zwischengeschaltete β -Zerfälle sich die Ordnungszahl erhöht. Die Produktionsrate hängt viel stärker als linear vom Wert des Neutronenflusses ab — in praktischen Fällen steigt sie in etwa mit seiner dritten Potenz. In einem Bestrahlungsreaktor mit einem Fluß von $10^{14} \text{ cm}^{-2} \text{ sec}^{-1}$, etwa im Karlsruher *FR2*, könnte man pro Jahr bestenfalls 500 μg Cf-252 herstellen, dagegen soll der Reaktor *HFIR* in Oak Ridge (s. u.) ab 1967 jährlich etwa 1 g Cf-252 liefern. Das Vorhandensein derart großer Mengen von Kalifornium ist aber eine unerläßliche Voraussetzung für einen echten Fortschritt der Transuranforschung.

Bei *Strahlrohrexperimenten* auf den Gebieten der Kern- und Festkörperphysik sprechen verschiedene Gründe für eine Erhöhung der Neutronenquellstärken. Bei nahezu allen Experimenten beruht der Meßvorgang auf der Zählung von Einzelereignissen. Die in einem gegebenen Zeitintervall erreichte statistische Genauigkeit wird immer höher, je höher die Neutronenintensität ist. Dieser Gesichtspunkt ist von untergeordneter Bedeutung bei vielen einfachen Experimenten, für die die Intensität der heute verfügbaren Quellen ausreicht. Er tritt aber in den Vordergrund, wenn man z. B. Untersuchungen an kleinen Proben aus sehr seltenen oder wertvollen Substanzen durchführt; wenn man Multiparametermessungen anstellt, bei denen die von den Neutronen ausgelösten Sekundärstrahlungen mit hoher Energie- und Winkelauflösung untersucht werden, oder wenn man Untersuchungen über Wechselwirkungen von Neutronen mit einer sehr scharf ausgeblendeten Energie durchführen will.

Neutronenmessungen sind in den meisten Fällen durch das Vorhandensein von Untergrundstrahlungen (z. B. γ -Strahlung oder Neutronen mit einer anderen als der gewünschten Energie) sehr erschwert. Es ist in vielen Fällen möglich, diesen Untergrund durch Abschirm- und Filtermaßnahmen herabzusetzen. Diese Maßnahmen sind jedoch fast immer mit einer Intensitätsverminderung der gewünschten Neutronenstrahlung verbunden. Stärkere Neutronenquellen geben daher einen größeren Spielraum für diese Maßnahmen und ermöglichen es, für viele Experimente günstigere Bedingungen herzustellen.

Ein weiterer wichtiger Gesichtspunkt hängt nur indirekt mit der Forderung nach höheren Quellstärken zusammen: Eine Strah-

lungsquelle muß im Hinblick auf ihre Nutzung für die Experimente optimiert sein. Das bedeutet z. B. bei einem Reaktor, daß er mit Strahlrohren ausgerüstet sein muß, die das Abziehen eines möglichst hohen Stromes thermischer Neutronen mit möglichst geringer Kontamination durch Untergrundstrahlung erlauben. In früheren Konstruktionen war es aber meist nicht möglich, solche „optimalen“ Experimentiereinrichtungen einzubauen, da Kompromisse im Hinblick auf andere Anwendungen des Reaktors erforderlich waren und da auch nur wenig Kenntnisse über die Anforderungen an solche Experimentiereinrichtungen vorlagen. Wenn man aber einen Reaktor vornehmlich für Strahlrohrexperimente auslegt und dabei moderne Kenntnisse und Konstruktionselemente — z. B. „Neutronenleiter“ [1], „kalte“ und „heiße“ Neutronenquellen, auswechselbare Strahlrohre — zugrunde legt, so kann man bei vergleichsweise geringem Aufwand seine Ausnutzbarkeit wesentlich erhöhen. Dieses Vorgehen lohnt sich besonders bei Höchstflußreaktoren. Ähnliche Überlegungen gelten aber auch bei Beschleuniger-Neutronenquellen.

Wir nennen stichwortartig einige kernphysikalische Forschungsrichtungen, bei denen höhere Neutronenintensitäten zu einem wesentlichen Fortschritt führen könnten [2, 3]:

Grundlegende Eigenschaften der freien Neutronen

Eine genaue Messung der Halbwertszeit des Neutrons gegenüber β -Zerfall und der Richtungskorrelation der beim β -Zerfall polarisierter Neutronen entstehenden Teilchen ist für die Physik der schwachen Wechselwirkung von Interesse. Sehr genaue Untersuchungen der Neutron-Neutron-, Neutron-Proton- und Neutron-Elektron-Wechselwirkung, Messungen der Ladung und des elektrischen Dipolmoments des Neutrons und seines Verhaltens im Schwerfeld sind grundlegend für das Verständnis der Eigenschaften und Wechselwirkungen der Elementarteilchen.

Kernspaltung mit Neutronen

Höhere Intensitäten würden es erlauben, die beim Spaltprozeß emittierten Kernstrahlungen (γ -Quanten und Neutronen) als Funktion der Masse der individuellen Spaltfragmente spektroskopisch zu untersuchen. Sie würden es ferner ermöglichen, solche Untersuchungen in Abhängigkeit von Spin und Parität des beim Neutroneneinfang gebildeten Compoundzustandes und als Funktion der Neutronenenergie durchzuführen. Derartige Experimente könnten zur Aufklärung des Mechanismus der Kernspaltung wesentlich beitragen.

Einfang- γ -Strahlung

Die Spektroskopie der beim Neutroneneinfang an Atomkernen ausgesandten γ -Strahlung ermöglicht sehr weitgehend die Bestimmung der Eigenschaften (Energiewerte, Spins, Paritäten, Zerfallswahrscheinlichkeiten) angeregter Kernzustände und damit die Überprüfung von theoretischen Modellen der Kernstruktur. Dieses Gebiet hat in den letzten Jahren durch die Entwicklung neuartiger Hilfsmittel der Kernspektroskopie, insbesondere durch die Einführung des Lithium-gedrifteten Germaniumzählers, einen erheblichen Aufschwung genommen. Während bislang nur wenige Kerne untersucht werden konnten, würden höhere Neutronenintensitäten es ermöglichen, nahezu alle Kerne zu untersuchen und die Genauigkeit der Messungen wesentlich zu erhöhen.

Wirkungsquerschnittsmessungen für die Kerntechnik

Für die Entwicklung fortgeschrittener Reaktoren, vor allem für schnelle und intermediäre Brüter, sind genaue Kenntnisse über Wirkungsquerschnitte von Neutronenreaktionen (*nuclear data*) erforderlich. Während für einen großen Teil der noch ausstehenden Messungen die Intensität der vorhandenen Quellen ausreicht, können einige wichtige Daten nur mit stärkeren Quellen hinreichend genau bestimmt werden. Dazu gehören vor allem Resonanzparameter spaltbarer Substanzen im Energiebereich oberhalb 0,5 keV und Wirkungsquerschnitte für die inelastische Streuung schneller Neutronen an Strukturmaterialien, Brenn- und Brutstoffen, ferner auch Wirkungsquerschnitte von Spaltprodukten.

Kernreaktionen schneller Neutronen

Verschiedene neuere Ergebnisse legen die Vermutung nahe, daß das Schalenmodell und andere Modelle des Atomkerns, die sich bei der Beschreibung der stabilen Kerne und ihrer niedrigen Anregungszustände bewährt haben, auch zur Beschreibung der bei Kernreaktionen auftretenden hochangeregten Compound-

zustände geeignet sein könnten. Damit könnte eine geschlossene Theorie der über Compoundkerne verlaufenden Kernreaktionen geschaffen werden. Eine erste Voraussage dieser Theorie ist die sog. intermediäre Resonanzstruktur, die in Anregungsfunktionen von Kernreaktionen über einen weiteren Energiebereich vorliegen sollte. Zu ihrer Überprüfung sind Messungen von Anregungsfunktionen vieler Kernreaktionen über einen sehr großen Energiebereich mit hoher Energieauflösung erforderlich, die zum großen Teil nur mit sehr intensiven Neutronenquellen durchgeführt werden können.

Noch wichtiger sind vielleicht die Fortschritte, die bei der Verwendung von Neutronenstrahlung zur Untersuchung kondensierter Materie durch Einsatz stärkerer und geeigneterer Quellen zu erwarten sind [4, 5]:

Strukturanalyse durch Neutronenbeugung

Die Methode der Strukturanalyse durch Neutronenbeugung hat sich in den vergangenen Jahren erheblich entwickelt und liefert heute in vielen Fällen Resultate vergleichbarer Genauigkeit wie die klassische Methode der Beugung von Röntgenstrahlen. Neutronen haben jedoch breitere Anwendungsmöglichkeiten als Röntgenstrahlen, z. B. da sie wegen ihres magnetischen Moments die Analyse magnetischer Strukturen erlauben und da sie weiterhin die Bestimmung der Position leichter Atome in Gegenwart schwerer Atome ermöglichen. Höhere Neutronenflüsse in Verbindung mit neuen experimentellen Methoden werden die Möglichkeiten auf diesem Gebiet erheblich ausweiten und erheblich bessere Genauigkeiten ergeben. So könnte es z. B. möglich sein, Strukturuntersuchungen an sehr kleinen Proben seltener Substanzen durchzuführen, die Strukturen der Flüssigkeiten und organischer Substanzen — z. B. der Proteine — aufzuklären oder kleine Veränderungen der Struktur einer Substanz durch äußere Einflüsse wie Druck zu beobachten. Es könnten auch zeitabhängige Änderungen von Strukturen nach impulsartigen Einflüssen (z. B. Stoßwellen) untersucht werden.

Dynamische Eigenschaften kondensierter Materie

Die Beobachtung der inelastischen Streuung langsamer Neutronen ist ein wesentliches Hilfsmittel zur Untersuchung von Bewegungsvorgängen in Molekülen, Flüssigkeiten und Festkörpern. Diese Methode liefert weitaus mehr Informationen als die klassischen Verfahren der Streuung elektromagnetischer Strahlungen, vor allem weil sie die gleichzeitige Variation des Energie- und des Impulsübertrags über einen weiten Bereich ermöglicht. Aus Neutronenstreuungsmessungen sind eindeutige Aussagen über die Dispersion der Eigenschwingungen in festen Körpern und über den Einfluß der elektronischen Struktur auf die Eigenschwingungen möglich. Rotations- und Schwingungsvorgänge in Molekülen sowie Diffusionsvorgänge und kollektive Bewegungen in Flüssigkeiten können beobachtet werden. Da es sich in der Regel um mehrfach-differentielle Messungen handelt — es müssen die Energie des Neutrons vor und nach dem Stoß sowie der Streuwinkel beobachtet werden —, sind für genaue Messungen sehr hohe Neutronenintensitäten erforderlich. Sehr hohe Neutronenintensitäten sind auch erforderlich, um die Messungen auf sehr kleine Proben und sehr langwellige Neutronen auszudehnen.

Es ist evident, daß ein Fortschritt auf all diesen Gebieten nicht nur von der Seite der Neutronenquelle her kommen kann, vielmehr sind Fortschritte auf allen Gebieten der Experimentiertechnik erforderlich. Dazu gehören z. B. neue oder verbesserte Verfahren der Neutronenspektroskopie, Nachweismethoden, Datenverarbeitung, Tieftemperaturtechnik etc. Bei jedem neuen Projekt für eine fortgeschrittene Quelle, z. B. einen Höchstflußreaktor, sollte eine — im Aufwand mit dem für die Entwicklung des Reaktors vergleichbare — große Anstrengung zur Entwicklung fortgeschrittener Experimentiermethoden gemacht werden.

3. Höchstfluß-Reaktoren

Wir haben im folgenden in erster Linie thermische oder nahezu thermische Neutronen im Auge. Es ist evident, daß man den thermischen Neutronenfluß in einem Forschungsreaktor in die Höhe treiben kann, indem man die Leistung und damit auch die Leistungsdichte in die Höhe treibt. Dem sind aber Grenzen gesetzt: Aus wirtschaftlichen Gründen gibt es obere Grenzen für die *Leistung*, da von ihr die Investitionskosten und vor allem die Brennstoffzykluskosten abhängen. Ein vernünftiger oberer

Tabelle 1:

Daten für die Savannah River High Flux Demonstration

Gesamte Wärmeleistung	735 MW
Maximale Leistungsdichte	ca. 2 MW/l
Mittlere Leistungsdichte	ca. 0,11 MW/l
Max. Neutronenfluß	ca. $2 \cdot 10^{15} \text{ cm}^{-2} \text{ sec}^{-1}$
- Zyklusanfang	ca. $4 \cdot 10^{15} \text{ cm}^{-2} \text{ sec}^{-1}$
- Zyklusende	700 W/cm ²
Max. Wärmefuß	20 m/sec
Max. Kühlmittelgeschwindigkeit	20° C
Kühlmittelaustrittstemperatur	75° C (heißester Kanal)
Kühlmittelaustrittstemperatur	130° C
Temperatur am heißesten Punkt der Brennstoffoberfläche	ca. 10 at
Druck beim Kühlmittelaustritt	ca. 8 at
Druckabfall im Brennelement	

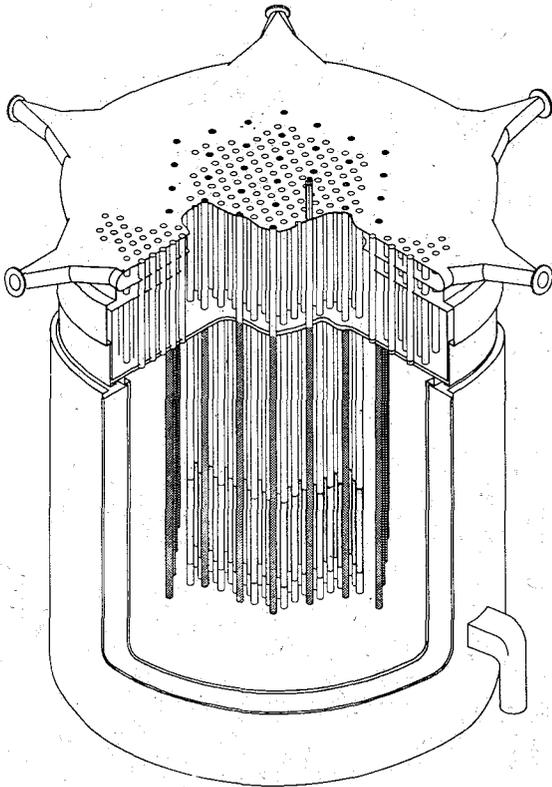


Abb. 1: Savannah River High Flux Demonstration.

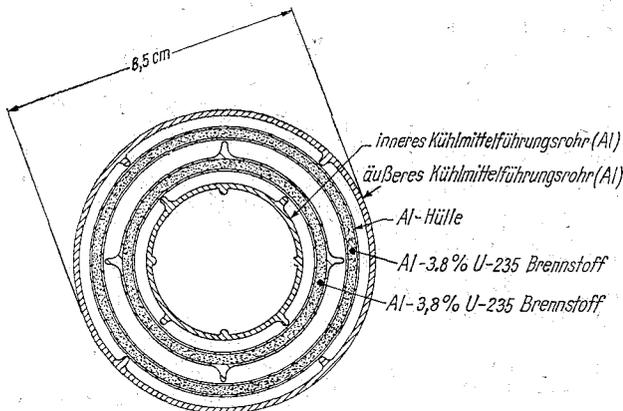


Abb. 2: Brennstoffelement der Savannah River High Flux Demonstration.

Grenzwert liegt im Bereich von wenigen 100 MW. Aus technologischen Gründen (Kühlmittelgeschwindigkeit, Brennstofftemperatur, Korrosion) ist aber auch die erreichbare Leistungsdichte begrenzt; z. Z. und in absehbarer Zukunft können Grenzwerte der Leistungsdichte von einigen MW/l kaum überschritten werden. Man muß daher Höchstfluß-Reaktoren sorgfältig optimieren.

Thermische Reaktoren mit niedriger Brennstoffkonzentration

In einem homogenen thermischen Reaktor ist bekanntlich die Spaltungsdichte und damit auch die Leistungsdichte proportional zum Produkt aus dem thermischen Neutronenfluß und der Spaltstoffmenge pro Volumeneinheit. Man kann bei gegebener Leistungsdichte den Fluß in die Höhe treiben, indem man die Spaltstoffkonzentration niedrig wählt. Das ist möglich, wenn man nur wenig absorbierende Strukturmaterialien einführt und insbesondere eine schwach absorbierende Moderators substanz wie D₂O oder Graphit verwendet. Da mit sinkender Spaltstoffkonzentration das kritische Volumen des Reaktors wächst, steigt auch die Gesamtleistung, so daß man die bei diesem Konzept mit vorteilhaft niedrigen Leistungsdichten erreichbaren hohen Flüsse mit sehr hohen Gesamtleistungen bezahlen muß. Z. B. könnte man in einem D₂O-moderierten Reaktor mit einer Urankonzentration von 1 g/l bei einer max. Leistungsdichte von 500 kW/l einen max. thermischen Fluß von $1,2 \cdot 10^{16} \text{ cm}^{-2} \text{ sec}^{-1}$ erreichen — jedoch würde das Corevolumen etwa 5500 l und die gesamte Wärmeleistung 1100 MW betragen! Dieses Reaktorkonzept ist demnach günstig im Hinblick auf das Verhältnis Fluß/Leistungsdichte — erreichbar sind bei extremer Verdünnung

Werte bis zu $10^{17} \text{ cm}^{-2} \text{ sec}^{-1} / \frac{\text{MW}}{1}$ —, dagegen weniger

günstig für das Verhältnis Fluß/Gesamtleistung, wo maximale Werte von ca. $10^{13} \text{ cm}^{-2} \text{ sec}^{-1} / \text{MW}$ erreicht werden können. Es wurde bei den Impuls-Höchstflußreaktoren TREAT und IGR¹⁾ und bei der Savannah River High Flux Demonstration realisiert.

Savannah River High Flux Demonstration

Anfang 1965 wurde in einen der großen schwerwassermoderierten Produktionsreaktoren in Savannah River ein neuer Brennelementtyp eingebaut, der bei niedriger Uranbeladung eine hohe Leistungsdichte ermöglicht [8]. Die Anordnung ist, schematisch, in Abb. 1 zu sehen.

Das eigentliche Core (Durchmesser 220 cm, Höhe 110 cm) fließt nur einen Teil des sehr großen D₂O-Tanks, so daß allseitig ein ca. 1,5 m dicker Reflektor stehen bleibt. Das Core selbst ist aus einzelnen Brennelementen in einem hexagonalen Gitter (Abstand der Mittellinien benachbarter Elemente in einer Reihe 17,5 cm) aufgebaut, deren Querschnitt in Abb. 2 gezeigt wird. Jedes Element besteht aus zwei konzentrischen Rohren aus einer Al-U-Legierung (U-235-Gehalt 3,8%) mit Aluminium als Hüllmaterial und einem inneren und äußeren Kühlmittelführungsrohr aus Aluminium. Einige charakteristische Daten des Reaktors sind in der Tabelle 1 zusammengefaßt. Da die Uranladung über einen Zyklus, der etwa 7 Tage dauert, von 14 auf 7 kg absinkt, steigt der Neutronenfluß über den Zyklus auf etwa den doppelten Anfangswert an. Wegen der hohen Kühlmittelgeschwindigkeit wird ein sehr hoher maximaler Wärmefuß erreicht, die mittlere Leistungsdichte ist trotzdem wegen des lockeren Coreaufbaus niedrig. Über technische Einzelheiten ist bei diesem Projekt nur wenig veröffentlicht worden. Die Betriebserfahrungen scheinen sehr ermutigend zu sein, und es ist beabsichtigt, den Neutronenfluß durch Erhöhung der Leistungsdichte bei weiterer Absenkung der Urankonzentration noch wesentlich zu erhöhen.

Der Reaktor dient überwiegend zur Bestrahlung von Pu-242 im Rahmen des Transplutonium-Produktionsprogrammes der USAEC. Dazu wurden etwa 500 g Pu-242

¹⁾ Beides sind homogene Uran-Graphitreaktoren mit einem C:U-Verhältnis von mehreren 1000; sie dienen für transiente Brennelement-Tests: Vgl. Kurtschatow et al., Genf 1964 P/322a; Freund et al., Genf 1958 P/1848.

Tabelle 2: Daten der Reaktoren für die Transuranproduktion

Bezeichnung	HFIR [9]	SM-2 [10]	AARR [11]
Status	in Betrieb seit 1965	in Betrieb seit 1962	geplant
Gesamtleistung	100 MW	55 MW	100 MW
Moderator/Kühlmittel	H ₂ O	H ₂ O	H ₂ O
Reflektor	Be	Be	Be
Core-Geometrie u. -Abmessungen	zylindrisch, Außendurchmesser 43 cm Höhe 51 cm Volumen 51 l	quaderförmig, Grundfläche 42 · 42 cm ² Höhe 25 cm Volumen 34 l	hexagonal, Außendurchmesser 48 cm Höhe 46 cm Volumen 78 l
Flußfalle	zylindrisch, H ₂ O-gefüllt Durchmesser 12,8 cm	quaderförmig, H ₂ O-gefüllt Grundfläche 14 · 14 cm ²	hexagonal, H ₂ O-gefüllt Durchmesser 12,2 cm
Max. thermischer Fluß i. d. Falle	5,5 · 10 ¹⁵ cm ⁻² sec ⁻¹ leer 2 · 10 ¹⁵ cm ⁻² sec ⁻¹ sec beladen	2,5 · 10 ¹⁵ cm ⁻² sec ⁻¹ leer	3,7 · 10 ¹⁵ cm ⁻² sec ⁻¹ leer 2,7 · 10 ¹⁵ cm ⁻² sec ⁻¹ beladen
Max. term. Fluß i. äußeren Reflektor	1,1 ... 1,6 · 10 ¹⁵ cm ⁻² sec ⁻¹	0,5 ... 1 · 10 ¹⁵ cm ⁻² sec ⁻¹	1,0 · 10 ¹⁵ cm ⁻² sec ⁻¹
U-235-Beladung	9,4 kg	ca. 16 kg	60 kg
Zyklusdauer	14 Tage	25 Tage	90 Tage
Brennstoff- u. Hüllmaterial	U ₃ O ₈ /Al-Cermet Al-Umhüllung, Dicke der Platte 1,28 mm	U ₃ O ₈ /Ni-Cermet Ni-Umhüllung, Dicke der Platte 0,8 mm	UO ₂ /Stahl-Cermet Stahl-Umhüllung, Dicke der Platte 1 mm
Kühlspalt	1,28 mm	1,65 mm	1 mm
Kühlmittelgeschwindigkeit	15,5 m sec ⁻¹	9 m sec ⁻¹	13,5 m sec ⁻¹
Druck am Core-Eintritt	41 at	50 at	50 at
Mittl./max. Leistungsdichte	1,9/4,3 MW/l	1,6/4,5 MW/l	1,3/5 MW/l
Max. Wärmefuß	630 W/cm ²	700 W/cm ²	600 W/cm ²
Mittl. Kühlmitteltemp. am Eintritt/ Austritt	49/73° C		57/85° C
Max. Brennstofftemperatur	250° C		370° C

in Form von Pellets auf sieben Brennelement-Positionen untergebracht. Das Material erhält eine integrierte Neutronenbestrahlung von etwa $6 \cdot 10^{22}$ n/cm², wobei sich im erheblichen Ausmaß Transurane, vor allem Cm-244, aufbauen. Es wird anschließend im HFIR bei noch höherem Neutronenfluß weiterbestrahlt. Daneben werden auch Bestrahlungen zur Herstellung von verschiedenen Radionukliden mit hoher spezifischer Aktivität durchgeführt. Strahlrohre zur Extraktion von Neutronenbündeln sind nicht vorgesehen.

Flußfallen-Reaktoren

Komplementär zu der oben beschriebenen Methode ist das Konzept der Flußfalle (*flux trap*) [6, 7], das wir an Hand der Abb. 3a und 3b erläutern wollen.

Innerhalb eines kompakten Cores befindet sich ein nur mit einer Moderatorsubstanz gefüllter Raum, in den die in dem anliegenden Spaltstoff entstehenden schnellen Neutronen eindiffundieren. Diese Neutronen werden hier abgebremst und es baut sich ein thermisches Neutronenfeld auf, dessen Dichte wegen der angesichts fehlender Absorption gegenüber dem Core größeren Lebensdauer weit höher als im Core ist. Bei geeigneter Dimensionierung dieser Flußfalle und bei Verwendung einer gut bremsenden, aber wenig absorbierenden Moderatorsubstanz kann man eine Flußüberhöhung um Faktoren von der Größenordnung 100 erreichen. Das Konzept funktioniert auch, wenn man ein stark absorbierendes Core mit einem wenig absorbierenden Reflektor umgibt (Abb. 3 b); in diesem Fall erhält man allerdings eine weniger extreme Flußüberhöhung. Im Hinblick auf das Verhältnis Fluß/Leistung sind Flußfallenreaktoren recht günstig; es lassen sich für interne Fallen Werte von ca. 10^{14} cm⁻² sec⁻¹/MW, für äußere Flußfallen vom $5 \cdot 10^{13}$ cm⁻² sec⁻¹/MW erreichen. Um diese günstigen Werte zu erhalten, muß man sehr kleine hochbeladene Cores verwenden; das Verhältnis Fluß/Leistungsdichte wird dann vergleichsweise ungünstig (etwa 10^{15} cm⁻² sec⁻¹/MW/l).

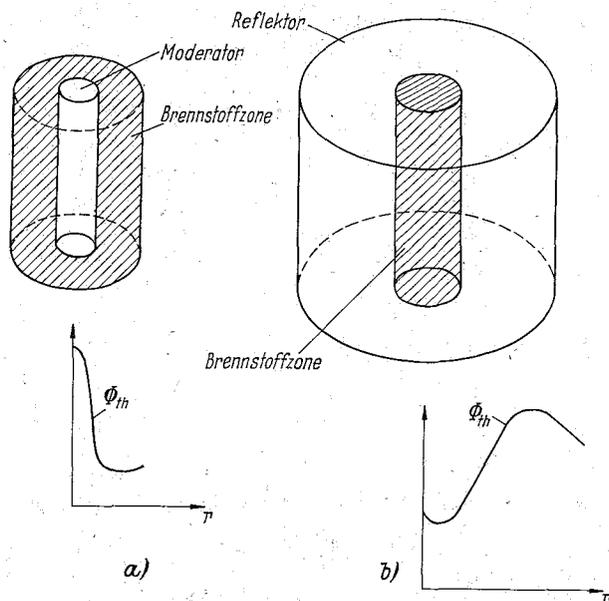


Abb. 3: Flußfalle (schematisch).

a) interne b) externe

Es ist jedoch ausreichend groß, um bei den heute beherrschbaren Leistungsdichten Werte des Neutronenflusses im Bereich 10^{15} cm⁻² sec⁻¹ zu ermöglichen. Deshalb sind nahezu alle bis heute gebauten und geplanten Höchstflußreaktoren vom Flußfallen-Typ.

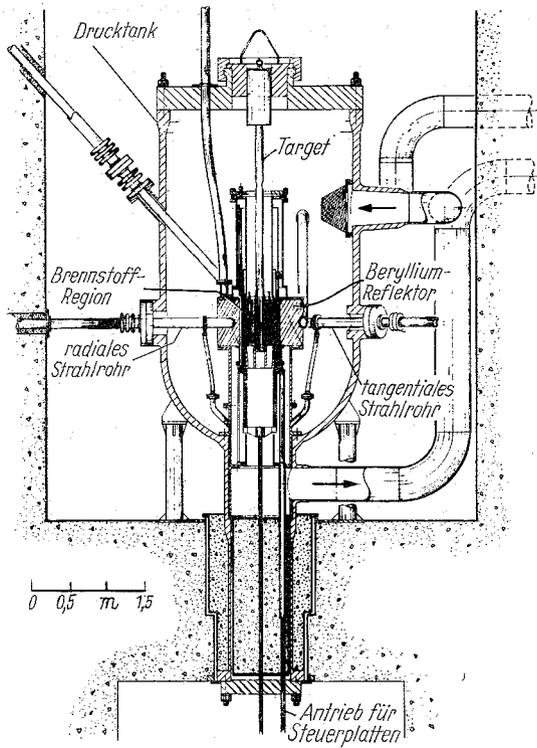


Abb. 4: Vertikalschnitt durch den High Flux Isotope Reactor.

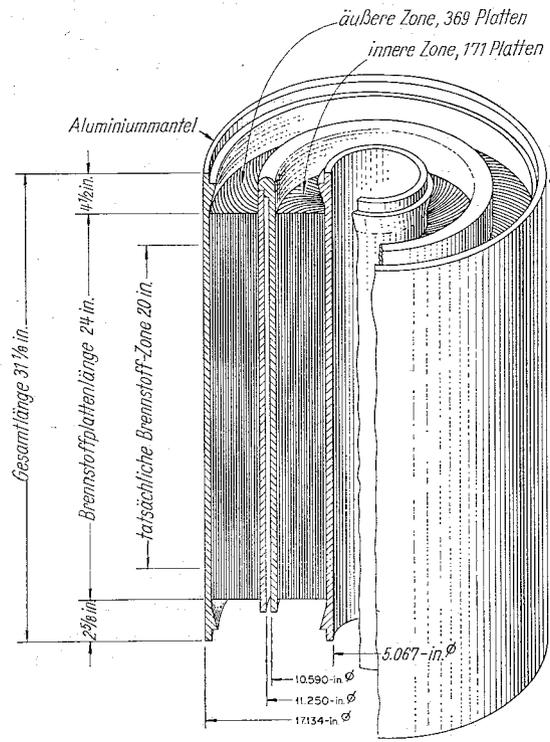


Abb. 6: Brennelement des HFIR.

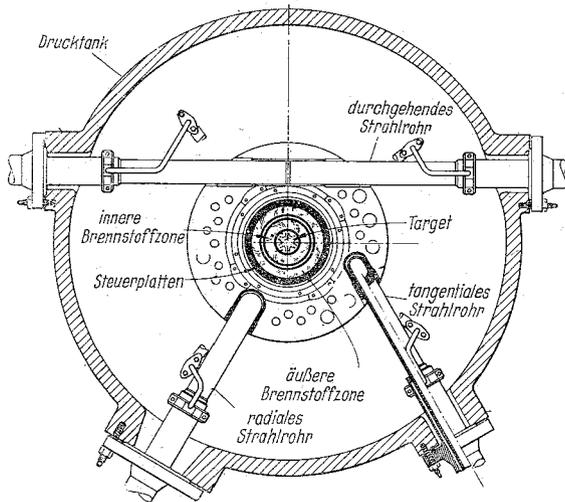


Abb. 5: Horizontalschnitt durch den HFIR.

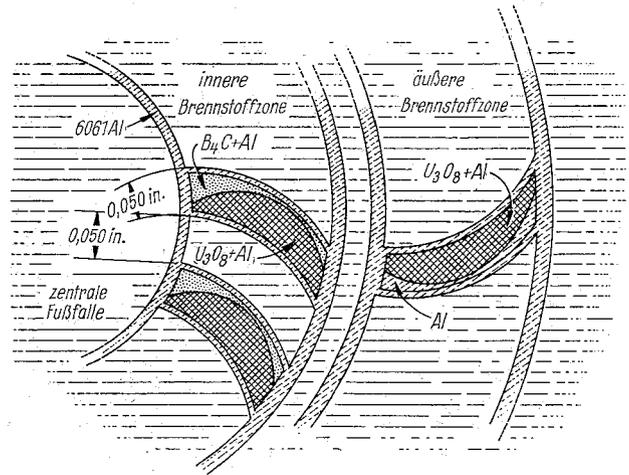


Abb. 7: Schematischer Horizontalschnitt durch die Corezone des HFIR.

Reaktoren mit innerer Flußfalle

Die nach dem Flußfallenprinzip arbeitenden Höchstflußreaktoren wollen wir in zwei Gruppen getrennt behandeln: Reaktoren mit innerer Flußfalle, die überwiegend der Produktion von Transuranen dienen, und Strahlrohrreaktoren ohne größere Einrichtung für die Transuranproduktion. Tab. 2 enthält einige Daten über die drei Reaktoren HFIR (High Flux Isotope Reactor, Oak Ridge/USA), SM 2 (Melekes/UdSSR) und AARR (Argonne Advanced Research Reactor, geplant für Argonne/USA).

Der HFIR

Hiervon dürfte die bemerkenswerteste Konstruktion der HFIR in Oak Ridge sein, der 1965 erstmals kritisch wurde und seit Mitte 1966 ohne nennenswerte Betriebsstörungen im Vollast-Betrieb ist. Einzelheiten dieses Reaktors sind aus den Abb. 4, 5, 6 und 7 ersichtlich.

Der Drucktank ist in einem nach oben offenen Pool untergebracht, um Beladungs- und Entladungsvorgänge sowie alle Hantierungen zu erleichtern. Innerhalb des Drucktanks befinden sich das Core und der etwa 30 cm dicke zylindermantelförmige Beryllium-Reflektor, der das zylindrische Core umgibt, sowie ein ca. 1 m dicker H₂O-Reflektor. Die Steuer- und Abschaltabsorber befinden sich zwischen Core und Reflektor. Im Reflektor befinden sich ein tangentes, ein vertikales und ein durchgehendes Strahlrohr. Strahlintensitäten und -qualitäten sind weniger gut als bei einem Strahlrohrreaktor vergleichbarer Größe, da der HFIR primär für die Transplutoniumproduktion optimiert wurde, jedoch wollte man nicht auf diese Möglichkeiten verzichten. Das Core wird hier von einem einzigen Brennelement gebildet. Auf diese Weise wird die für einen Brennelementwechsel erforderliche Zeit verkürzt und es wird erreicht, daß sich im Corebereich ein Minimum von Strukturmaterialien befindet. Dieses Brennelement besteht aus einer inneren und einer äußeren Zone mit 171 bzw. 369 Platten. Diese Platten sind in radialer Richtung evolventenförmig gekrümmt, um eine konstante Kühlkanalbreite zu erreichen. Dabei variiert die Uranbeladung,

um die Leistungsdichte in radialer Richtung abzuflachen. Dem Brennstoff ist B_4C als abbrennbares Gift zugesetzt, um den vom Steuersystem zu beherrschenden Reaktivitätshub zu verringern.

Es ist wegen der hohen Leistungsdichte und des daher rührenden schnellen Abbrandes für Höchstflußreaktoren charakteristisch, daß sie eine hohe Überschubreaktivität haben müssen, um zu einem vernünftig langen Zyklus zu kommen. Für den HFIR beträgt die gesamte Überschubreaktivität 15% ²⁾, davon sind $5,3\%$ für Xe- und Sm-Vergiftung, 1% für Temperatureffekte und Betriebsreserven und 5% für Abbrand. Man erreicht damit eine Zyklusdauer von ca. 14 Tagen — d. h. einen mittleren Abbrand von rd. 20% des ursprünglich eingesetzten U-235. Man bleibt damit sicher unterhalb der für U_3O_8/Al -Elemente bei den auftretenden Maximaltemperaturen ($\approx 250^\circ C$) zulässigen Grenzen des Abbrandes, die natürlich auch von der gesamten Uranbeladung und der Leistungsdichteverteilung abhängen. Der Problembereich Überschubreaktivität—Abbrand—Temperatur—Leistungsdichte—Leistung—Uranbeladungsdichte stellt die zentrale Fragestellung bei der Auslegung eines Höchstflußreaktors dar und erfordert sorgfältige Optimisierungsarbeiten.

Abb. 8 zeigt die radiale Verteilung des thermischen und epithermischen Neutronenflusses bei nicht beladener Flußfalle. Der thermische Fluß erreicht Maxima in der zentralen Falle, im Wasserspalt zwischen den beiden Brennstoffringen und im Beryllium-Reflektor. Der epithermische Fluß hat sein Maximum in der Brennstoffzone, hat jedoch auch noch beträchtliche Werte in der inneren Flußfalle. Dies ist nützlich, da die für die Transplutoniumproduktion in Frage kommenden Ausgangs- und Zwischenkerne hohe Einfangquerschnitte im Resonanzenergiebereich haben. Sein hoher Wert in der Nähe des thermischen Reflektormaximums führt dagegen zu beträchtlichen Untergrundstrahlungen bei Strahlrohrexperimenten. Diese Verteilung gilt zu Anfang des Zyklus, im Laufe der Zeit nimmt bei konstanter Leistung der thermische Fluß zu, da die Absorption des Urans und der brennbaren Gifte abnimmt.

Der Reaktor dient in erster Linie der Transplutoniumproduktion im Rahmen des umfangreichen Produktions- und Forschungsprogramms der USAEC [12]. Dazu werden etwa 300 g Pu-242 — oder durch Vorbestrahlung in Savannah River bereits in höheren Transuranen angereichertes Material — in Form von Stäben aus Einzelpellets in der zentralen Flußfalle bestrahlt. Es wird angestrebt, bis Ende 1971 u. a. 2 g Cf-252 herzustellen. Daneben existieren einige kleine Bestrahlungseinrichtungen im Reflektor, auch Rabbits, die für die Produktion anderer Radioisotope und Materialprüfzwecke benutzt werden sollen. Einige Neutronenspektrometer sollen an den Strahlrohren aufgebaut werden.

Das AARR-Projekt

Die Auslegungsdaten des HFIR liegen in der Nähe der Grenze dessen, was man mit Brennstoffelementen auf Aluminiumbasis erreichen kann. Will man wesentlich höhere Neutronenflüsse erhalten, so muß man eine höhere Leistungsdichte wählen; dies führt u. a. zu höheren Temperaturen, stärkeren Korrosionsraten, größeren Wärmespannungen im Brennelement und macht eine höhere U-235-Beladung erforderlich, um genügend Reservereaktivität vorsehen zu können. Unter diesen Bedingungen ist ein Arbeiten mit Brennelementen auf Aluminiumbasis nicht mehr sinnvoll.

Bei dem Reaktor AARR wurde daher ein ganz anderer Weg eingeschlagen: Als Brennstoff wird Cermet aus Uranoxid mit rostfreiem Stahl verwendet, das eine Umhüllung aus rostfreiem Stahl erhält. Hier kann man nun viel höhere Temperaturen zulassen, erhält eine gute Stabilität bei ziemlich dünnen Brennstoffplatten, hat niedrige Korrosionsraten und kann sehr viel Uran im

²⁾ Davon werden 4% vom brennbaren Gift, der Rest vom Steuersystem beherrscht.

³⁾ Bedingt durch den Temperatursprung an der wärmeübertragenden Grenzschicht, die Aufheizung des Kühlmittels und den Temperatursprung über die Oxidschicht, die sich im Laufe der Standzeit durch Korrosion des Hüllmaterials aufbaut.

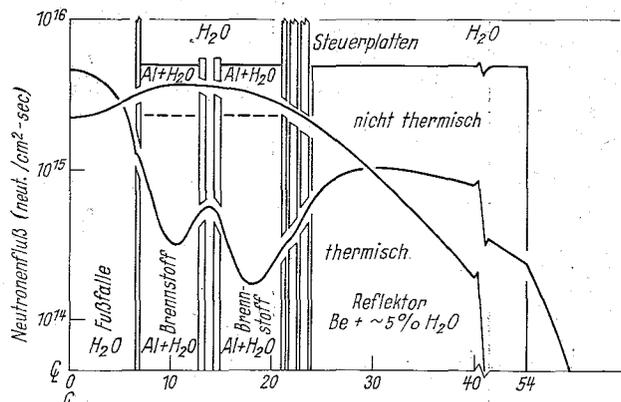


Abb. 8. Neutronenflußverteilung im HFIR.

Cermet unterbringen. Wegen der starken Absorption des Strukturmaterials im Bereich thermischer Energien und bei der starken Uranbeladung ist ein Reaktor dieses Typs nicht mehr „thermisch“, so beträgt die mittlere Energie der die Spaltung auslösenden Neutronen im AARR $\sim 20\text{ eV}$.

Dies hat mancherlei Konsequenzen. Wegen des hohen Spaltstoffeinsatzes, der rd. 60 kg beträgt, ist die Abnahme der Reaktivität mit der Zeit geringer als bei HFIR; dadurch kann eine wesentlich höhere Lebensdauer des Cores erreicht werden. Die Xenonvergiftung ist wegen des bei epithermischen Energien kleinen Absorptionsquerschnitts des Xe-135 sehr gering. Während bei einem thermischen Hochflußreaktor das Wiederanfahren nach einer Abschaltung wegen des Xenon-Peaks für einen gewissen Zeitraum nicht möglich ist, tritt dieses Problem in der Regel bei einem epithermischen Reaktor wie dem AARR nicht auf. Nachteilig bei diesem Reaktorkonzept sind die sehr ausgeprägten Leistungsspitzen, die in der Nähe der Grenzflächen Core/Reflektor durch das Eindringen thermalisierter Neutronen aus dem Reflektor auftreten. Zur Leistungsdichteabflachung muß man die Urankonzentration in der Nähe der Grenzfläche erheblich herabsetzen. Solche Brennelemente auf Stahlbasis sind allerdings sehr kostspielig.

Der Argonne Advanced Research Reactor (AARR) besitzt einen breiten Berylliumreflektor und in diesem Reflektor, wie Abb. 9 zeigt, eine Reihe von Strahlrohren. Es wird bei diesem Entwurf versucht, eine Optimalisierung der Coregeometrie sowohl für einen hohen Fluß in der Falle, d. h. für T.U.-Produktion, als auch im Reflektor, d. h. für Strahlrohrexperimente, zu erreichen. Ein Vergleich der Tab. 2 und 3 zeigt aber, daß bezüglich des Verhältnisses

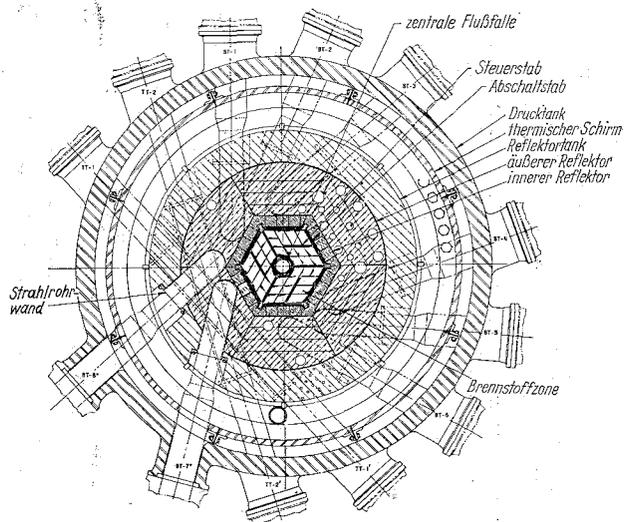


Abb. 9: Horizontalschnitt durch den Argonne Advanced Research Reactor.

Tabelle 3: Daten der Reaktoren für Strahlrohrexperimente

Bezeichnung	HFBR [13,14]	Britisches Projekt [15]	Deutsch-Französisches Projekt [16]
Status	in Betrieb seit 1965	geplant	geplant
Gesamtleistung	40 MW	100 MW	55 MW
Moderator/Kühlmittel	D ₂ O	D ₂ O	D ₂ O
Reflektor	D ₂ O	D ₂ O	D ₂ O
Core-Geometrie und -Abmessungen	nahezu zylindrisch, Aufbau aus MTR-Elementen Höhe 65 cm Durchmesser 42 cm Volumen 88 l	nahezu zylindrisch aus 37 zyl. Pluto-Elementen Höhe 75 cm Durchmesser 46 cm Volumen 100 l	zylindrisch, Höhe 110 cm Durchmesser: außen 32 cm innen 22 cm (innen D ₂ O) Volumen 47 l
max. ungestörter therm. Fluß im Reflektor	$1,0 \cdot 10^{15}$ cm ⁻² sec ⁻¹	$2,0 \cdot 10^{15}$ cm ⁻² sec ⁻¹	$1,5 \cdot 10^{15}$ cm ⁻² sec ⁻¹
U-235-Beladung	7,7 kg	12,9 kg	8,6 kg
Zyklusdauer	38 Tage (mit Umladung)	12 Tage	38 Tage
Brennstoff- und Hüllmaterial	U-Al-Legierung Al-Umhüllung Dicke d. Platte 1,28 mm	U-Al-Legierung Al-Umhüllung Dicke d. Platte 1,25 mm	U ₃ O ₈ - oder UAl ₃ -Cermet Al-Umhüllung Dicke der Platte 1,28 mm
Kühlpalt	2,5 mm	1,25 mm	1,75 mm
Kühlmittelgeschwindigkeit	11 m/sec	12,2 m/sec	14 m/sec
Druck am Coreintritt	13 at	34 at	13 at
Mittl./max. Leistungsdichte	0,50/1,56 MW/l	1/2 MW/l	1,1/2,2 MW/l
max. Wärmefluß	400 W/cm ²	396 W/cm ²	400 W/cm ²
Mittl. Kühlmitteltemperatur am Eintritt/Austritt	50/60° C	49/70° C	30/60° C
max. Brennstofftemperatur	185° C	232° C	150° C

Fluß/Leistung der Reaktor ungünstiger als die Reaktoren HFIR (innen) und HFBR (außen) ist. Die gleichzeitige Benutzung eines Höchstflußreaktors für die T.U.-Produktion mit guter Falle und für Strahlrohrexperimente wirft auch eine Reihe von technischen Problemen auf, z. B. das der geeigneten Unterbringung von Regelorganen, und führt insgesamt zu sehr komplexen Konstruktionen. Der AARR ist so ausgelegt, daß die Leistung und damit auch der Neutronenfluß später um den Faktor 2,5 erhöht werden kann (d. h. auf eine Wärmeleistung von 250 MW). Erst bei diesen Werten würde sich das Konzept auszahlen, d. h. würden höhere Flüsse als in den Reaktoren, die Aluminium-Brennelemente benutzen, erreicht werden. Der Betrieb des Reaktors wäre dann allerdings außerordentlich teuer. Es erscheint aber z. Z. überhaupt unsicher, ob ein Reaktor dieser Art in Argonne tatsächlich gebaut werden wird.

Der SM-2

Über den russischen Reaktor SM-2 sind nur wenig Einzelheiten bekannt. Auch hier ist das Core untermoderiert, jedoch nicht so stark wie bei AARR. Der Reaktor besitzt Strahlrohre und Bestrahlungseinrichtungen. Als Struktur und Hüllmaterial dient hier Nickel. Dieser Reaktor war der erste, in dem Flüsse oberhalb 10^{15} cm⁻² sec⁻¹ erreicht werden konnten.

Strahlrohr-Reaktoren

Tab. 3 enthält einige Daten über Strahlrohr-Höchstflußreaktoren. All diese Reaktoren verwenden einen großen Schwerwasserreflektor, in dem sich die Experimentiereinrichtungen befinden (vgl. auch Abb. 10—13). Wegen der geringen Neutronenabsorption und der guten Bremseneigenschaften erhält man in D₂O ein sehr breites Maximum des thermischen Flusses bei niedrigem Untergrund

an schnellen und epithermischen Neutronen. Alle diese Reaktoren verwenden auch D₂O als Kühlmittel und Moderator. Dabei wird bei den neueren Entwürfen angestrebt, Core und Reflektor voneinander zu entkoppeln, um im Reflektor einen niedrigen Betriebsdruck (≈ 2 at) zu erhalten. Hierdurch soll das Experimentieren, insbesondere der Einbau von Strahlrohren mit besonderer geometrischer Form, „heißen“ und „kalten“ Quellen etc. vereinfacht werden. Der deutsch-französische Höchstflußreaktor soll darüber hinaus in einem offenen Pool untergebracht werden, um einen thermischen Schirm zu vermeiden und die Handhabung der Experimentiereinrichtungen zu erleichtern.

Die Strahlrohre sind bei allen Reaktoren in der Regel tangential zum Core angebracht, um den in radialer Flugrichtung sehr ausgeprägten Untergrund an schnellen Neutronen und γ -Strahlen klein zu halten. Beim deutsch-französischen Reaktor wurde auch vorgesehen, die Strahlrohre auswechselbar zu gestalten⁴⁾.

4. Leistungsgrenzen für Höchstflußreaktoren [17]

Wie in Abschnitt 3 gezeigt wurde, erreichen die bis heute gebauten und geplanten Reaktoren Flüsse im Bereich $1 \dots 5 \cdot 10^{15}$ cm⁻² sec⁻¹. Es entsteht die Frage, ob wesentlich höhere Flüsse, etwa im Bereich 10^{16} — 10^{17} cm⁻² sec⁻¹, erreichbar sind. Hierzu hat sich bei den Diskussionen anläßlich der erwähnten USAEC-ENEA-Konferenz in Santa Fé etwa folgendes Bild ergeben:

⁴⁾ Es soll in dieser Zeitschrift in der nächsten Zeit ausführlicher über die Konstruktion des deutsch-französischen Höchstflußreaktors berichtet werden. Bei dieser Gelegenheit werden die Probleme der Strahlrohr-Höchstflußreaktoren, die hier nur kurz erwähnt wurden, etwas eingehender beleuchtet werden. Die in Tab. 3 für den deutsch-französischen Reaktor angegebenen Werte sind vorläufig; neuere Rechnungen zeigen, daß man denselben effektiven Neutronenfluß mit einer um ca. 20% kleineren Leistung erreichen kann.

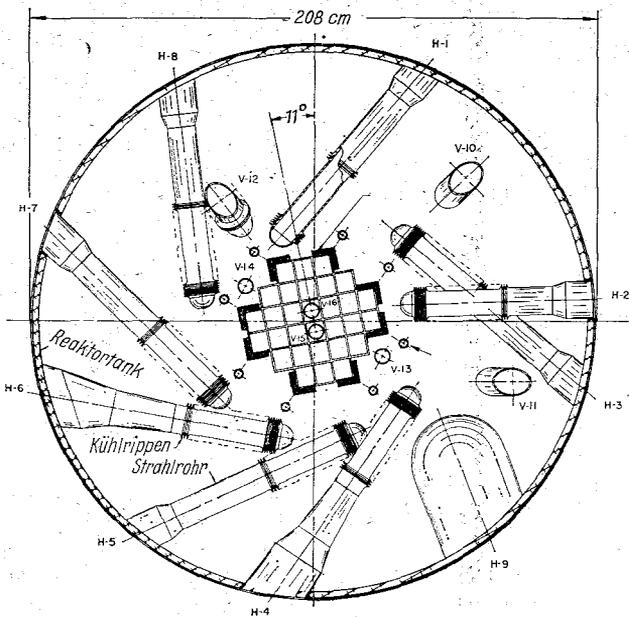


Abb. 10: Horizontalschnitt durch den Brookhaven High Flux Beam Reactor.

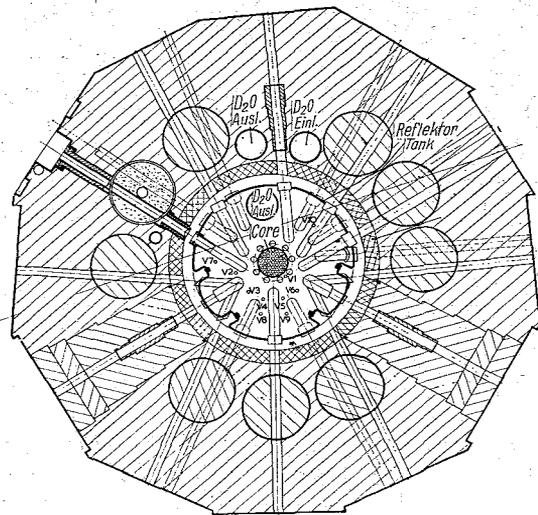


Abb. 12: Horizontalschnitt durch den geplanten britischen Höchstflußreaktor. Das Core besteht aus einzelnen Druckrohr-Brennelementen.

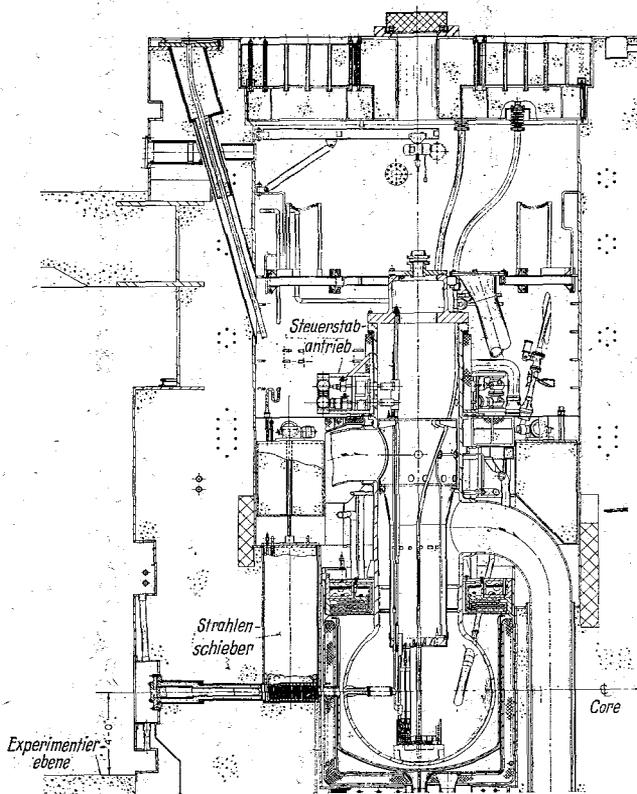


Abb. 11: Vertikalschnitt durch den HFBR.

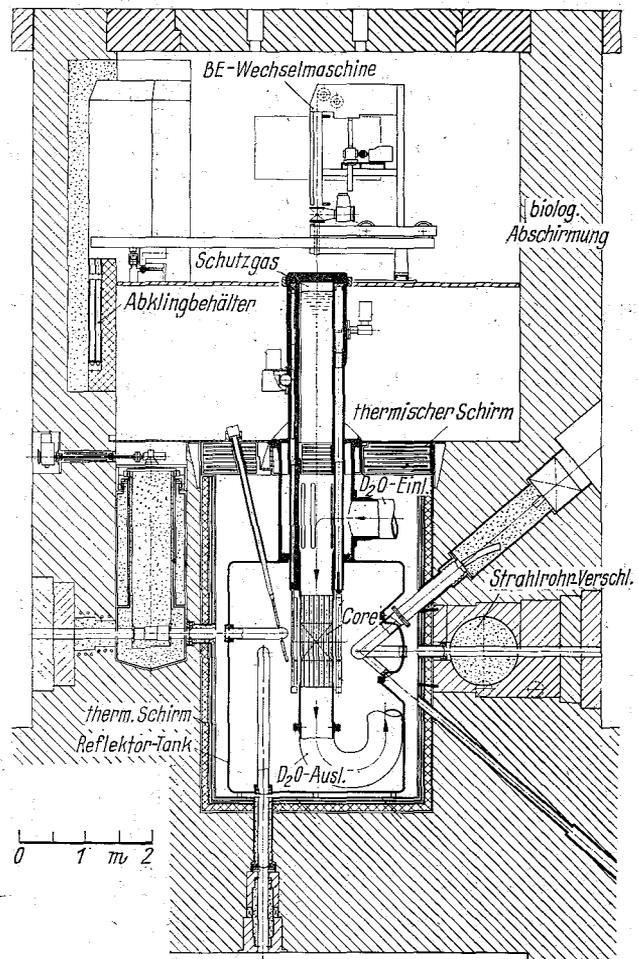


Abb. 13: Vertikalschnitt durch den geplanten britischen Höchstflußreaktor.

a) Mit extern moderierten Reaktoren mit Brennelementen auf Aluminiumbasis dürfte eine Erhöhung der Reaktorleistung auf etwa das 2—3fache der heutigen Werte möglich sein. Dafür erforderlich wäre eine noch sorgfältigere Spaltungsichteabflachung, die Verwendung von korrosionsbeständigen Alu-Legierungen oder speziellen Ober-

flächenbehandlungsverfahren sowie eine Herabsetzung von Toleranzwerten zur Verringerung von Heißkanalfaktoren. Man käme damit zu Leistungen im Bereich 200—300 MW, Strahlrohrflüssen von etwa $4 \cdot 10^{15} \text{ cm}^{-2} \text{ sec}^{-1}$ und Flüssen in einer zentralen Flußfalle von $1-2 \cdot 10^{16} \text{ cm}^{-2} \text{ sec}^{-1}$ bei Leistungsdichten um 6 MW/l.

b) Geht man bei diesem Reaktorkonzept auf fortgeschrittene Brennstoffe mit Nickel-Stahl oder Incolloyumhüllung über, so dürfte eine weitere Leistungsdichteerhöhung um Faktoren von der Größenordnung 2 oder 3 möglich sein. Man erhielte dann Gesamtleistungen von 600 . . . 1000 MW, Leistungsdichten um 15 MW/l, Strahlrohrflüsse von etwa $10^{16} \text{ cm}^{-2} \text{ sec}^{-1}$ und Flüsse von $5 \cdot 10^{16} \text{ cm}^{-2} \text{ sec}^{-1}$ in der zentralen Flußfalle. Bei derartigen Systemen dürfte es u. U. erforderlich sein, überkritisches Wasser als Kühlmittel zu verwenden.

c) Flüsse oberhalb $10^{16} \text{ cm}^{-2} \text{ sec}^{-1}$ ohne extrem hohe Leistungsdichten könnte man schließlich, wie bereits vorher erwähnt, durch Weiterentwicklung des „Savannah River“-Konzeptes erhalten. Die erforderlichen Gesamtleistungen wären allerdings sehr hoch (über 1000 MW_{th}).

Die Bau- und Betriebskosten solcher Anlagen würden freilich beträchtlich hoch sein. Legt man z. B. einen Uranpreis von 50,— DM g U-235 zugrunde, so würde ein 500-MW-Reaktor bei 90% Ausnutzungsgrad im Jahr allein für rd. 10 Mio. DM Uran verbrennen. Tatsächlich sind die Brennstoffzykluskosten mehr als viermal so hoch, da die Kosten für die Herstellung der Brennelemente, Lagerung, Transport und Wiederaufarbeitung aufgebracht werden müssen. Es sind verschiedentlich Vorschläge gemacht worden, die Betriebskosten zu senken.

Eine Möglichkeit dazu könnte darin bestehen, daß man die erzeugte Energie zur Stromerzeugung ausnutzt. Hierdurch kommt eine wesentliche Komplikation in die Auslegung des Reaktors, da man zumindest bei den bisherigen Konstruktionen eher niedrige Temperaturen angestrebt hat; allerdings ist zwangsläufig, daß man bei sehr viel höheren Leistungsdichten als bei den heutigen Reaktoren auch zu höheren Temperaturen kommt. Eine solche Mehrzweckanlage würde sehr komplex werden und unter keinen Umständen ein wirtschaftlich arbeitendes Kraftwerk darstellen; jedoch könnte man u. U. die Brennstoffzykluskosten durch den Stromverkauf wiedererhalten.

Es ist ferner vorgeschlagen worden, homogene Reaktoren mit kontinuierlicher Brennstoffaufarbeitung ins Auge zu fassen. Dabei sind sowohl wäbrig-homogene Brennstofflösungen als auch geschmolzene Salze in Erwägung gezogen worden. Bei einem solchen Vorgehen könnte man die Brennstoffzykluskosten ganz erheblich senken, da die sehr teure Herstellung von komplexen Plattenanordnungen mit hohen Toleranzanforderungen entfällt. Es würde sich hierbei auch nicht das Problem der Verfügbarkeit des Reaktors stellen. Ein weiterer Vorteil einer solchen Anordnung wäre die Tatsache, daß in den Reaktor keine Überschufreaktivität eingebaut werden muß, die den Abbrand kompensiert. Dadurch kann man das Verhältnis Fluß/Leistung ganz entscheidend verbessern.

Alle bisherigen Höchstflußreaktoren verwenden U-235 — hochangereichert auf 93% — als Brennstoff. Man sollte auch die Verwendung von Pu-239 als Spaltstoff ins Auge fassen. Infolge des größeren Wertes der Anzahl ν der Neutronen pro Spaltprozeß dürfte bei extern moderierten Reaktoren mit Plutoniumbrennstoff das Verhältnis Fluß/Leistung günstiger sein als bei U-235. Auch könnte eines Tages die Verfügbarkeit von Plutonium in derart großen Mengen günstiger sein.

Es gibt noch eine Reihe weiterer Vorschläge für futuristische Höchstflußreaktoren [17]. Dazu gehören u. a. auch schnelle Reaktoren und gasgekühlte Hochtemperaturreaktoren. Insgesamt erscheint es technisch durchaus möglich, thermische Neutronenflüsse im Bereich von $10^{16} \text{ cm}^{-2} \text{ sec}^{-1}$ und darüber zu erhalten. In jedem Fall wäre jedoch der Aufwand erheblich und es scheint z. Z. nicht klar, ob ein solcher Aufwand zu rechtfertigen ist. Der Einbau von Experimentiereinrichtungen in solche Superhöchstflußreaktoren wird sehr schwierige Fragen aufwerfen, z. B. wegen der Aufheizraten in Strahlrohrmasen und „kalten Quellen“ und wegen der Strahlenschädigungen. Ein konkretes Projekt dieser Art ist daher bislang noch nicht bekannt geworden.

5. Gepulste Reaktoren

Ein Großteil der an einem Höchstflußreaktor ausgeführten Strahlrohrexperimente beinhaltet Neutronenflugzeitmessungen. Um eine gute Energieauflösung zu erreichen und die Überlappung aufeinanderfolgender Meßzyklen zu vermeiden, muß man bei solchen Experimenten mit einem sehr schlechten Wirkungsgrad arbeiten, d. h. es wird ein gepulster Strahl mit Hilfe mechanisch bewegter Blenden erzeugt, wobei die Dauer jedes Impulses kurz, ihr gegenseitiger Abstand groß ist und damit nur wenige % des aus dem Reaktor austretenden Strahls genutzt werden können. Es liegt daher nahe, für solche Experimente — dies betrifft vor allem festkörperphysikalische Studien mit Hilfe der Neutronenstreuung — den Reaktor im Impulsbetrieb zu fahren. Da kurze Impulse erforderlich sind — Dauer unter $100 \mu \text{ sec}$ —, kann man nur schnelle Reaktoren verwenden.

Der IBR

Die Möglichkeiten periodisch gepulster schneller Reaktoren wurden erstmals Ende der 50er Jahre von Bondarenko und Mitarbeitern in der Sowjetunion erkannt, deren Arbeiten zur Errichtung des Pulsreaktors IBR in Dubna führten [18, 19]. Dieser Reaktor ist seit 1960 in Betrieb. Er liefert periodisch (mit einer zwischen 3,3 und 83 pro sec variablen Frequenz) Neutronenpulse mit einer Halbwertsbreite von etwa $40 \mu \text{ sec}$. Die mittlere Leistung des Reaktors beträgt nur 6 kW, dagegen ist die Spitzenleistung während des Impulses etwa 20 MW (bei einer Wiederholungsfrequenz von 5 pro sec; bei höherer Wiederholungsfrequenz ist die Spitzenleistung kleiner). In einem in der Nähe des Cores untergebrachten Moderator nimmt der thermische Neutronenfluß während des Impulses Werte bis zu etwa $3 \cdot 10^{14} \text{ cm}^{-2} \text{ sec}^{-1}$ an, während sein Mittelwert niedrig (etwa $3,6 \cdot 10^{11} \text{ cm}^{-2} \text{ sec}^{-1}$) ist. Trotz seiner sehr niedrigen Leistung ist der IBR damit für bestimmte Flugzeitmessungen einem „normalen“ Forschungsreaktor mit einem Neutronenfluß im Bereich 10^{14} , d. h. mit einer Leistung im Bereich 10 MW, gleichwertig. Er ist sogar in mancher Hinsicht vorteilhafter, da wegen der niedrigen mittleren Bestrahlungsintensitäten die Experimente einfacher und besser zugänglich aufgebaut werden können und da Untergrundstrahlungen u. U. weniger störend sind. Nachteilig ist allerdings die verhältnismäßig große zeitliche Breite der Neutronenimpulse, die zu langen Neutronenflugwegen und damit zu recht aufwendigen Nachweisrichtungen für die Neutronen führt.

Das Core des IBR, das nur etwa 5 l groß ist, besteht aus stahlumhüllten Plutoniumstäben; es ist von einem Reflektor aus Wolfram umgeben. Dieses Core ist normalerweise etwa 7% unterkritisch. Es wird kurzzeitig prompt überkritisch durch das Einfahren einer Scheibe aus U-235, die sich am Umfang einer schnell rotierenden (5000 Upm) Scheibe aus Stahl mit einem Durchmesser von 110 cm — Umfangsgeschwindigkeit ca. 290 m/sec — befindet. Die hohe Umfangsgeschwindigkeit und der verhältnismäßig große Reaktivitätswert dieser Uranscheibe führen zu den genannten Werten für die Impulslänge, deren Verkürzung aus technischen Gründen kaum möglich sein dürfte. Der hohe Reaktivitätsanteil des Urans bewirkt auch, daß der Reaktor zwischen den Pulsen ziemlich stark unterkritisch ist, so daß der auf die Multiplikation der verzögerten Neutronen zurückgehende Untergrund möglichst klein gehalten wird. Wegen der Umlaufgeschwindigkeit der Scheibe würden pro sec $\frac{5000}{60} = 83$ Impulse

erzeugt werden; da in der Regel eine wesentlich niedrigere Pulsfrequenz erwünscht ist, wird ein zweiter Uraneinsatz mittels einer sich viel langsamer bewegenden Scheibe benutzt und es entsteht nur dann ein Puls, wenn beide Einsätze sich gleichzeitig im Core befinden.

Die Wärmeabfuhr erfolgt durch Luftkühlung; dabei ist besonders problematisch die Kühlung der schnell bewegten Uranscheibe, in der ein erheblicher Teil der Leistung freigesetzt wird. Es ist geplant, in naher Zukunft die mittlere Leistung des Reaktors auf 30 kW zu steigern; es ist wegen Kühschwierigkeiten dann allerdings erforderlich, zwei Uranscheiben auf der schnell rotierenden Stahlscheibe diametral angeordnet zu verwenden.

Am IBR sind eine große Anzahl hervorragender Experimente auf dem Gebiet der Kern- und Festkörperphysik durchgeführt worden. Ohne die Bedeutung des IBR-Reaktors herabzusetzen, kann man aber sagen, daß die gleiche hervorragende Arbeitsgruppe vergleichbare Ergebnisse unter Verwendung eines „konventionellen“ Forschungsreaktors (oder z. T. eines Elektronenlinearbeschleunigers, s. u.) mit einem zugänglichen Fluß im Bereich $10^{14} \text{ cm}^{-2} \text{ sec}^{-1}$ erreicht haben würde. Die eigentliche Bedeutung des IBR-Reaktors liegt vielmehr in der Demonstration des Konzepts eines Pulsreaktors und seines sicheren und erfolgreichen Betriebes. Dies ist Anlaß für einige fortgeschrittene Konzepte gewesen, bei denen Betriebsdaten ins Auge gefaßt wurden, die mit denen von Höchstflußreaktoren verglichen werden können oder diese sogar noch überreffen.

Das SORA-Projekt

Hier ist zunächst das SORA-Projekt der Ispra-Gruppe zu erwähnen, über das in dieser Zeitschrift schon mehrfach berichtet wurde [20, 21]. Bei SORA [22, 23] ist eine mittlere Leistung von 600 kW (1 MW) vorgesehen. Die Wiederholungsfrequenz der Pulse, die eine Halbwertsbreite von $50 \mu \text{ sec}$ haben, soll 50 pro sec betragen. Die Spitzenleistung während des Impulses ist 170 MW (340 MW). Dabei soll zunächst U-235 als Brennstoff verwendet werden. Später soll auf Pu-239 übergegangen und die Leistung erhöht werden. (Auf diese Betriebsdaten beziehen sich die eingeklammerten Werte.)

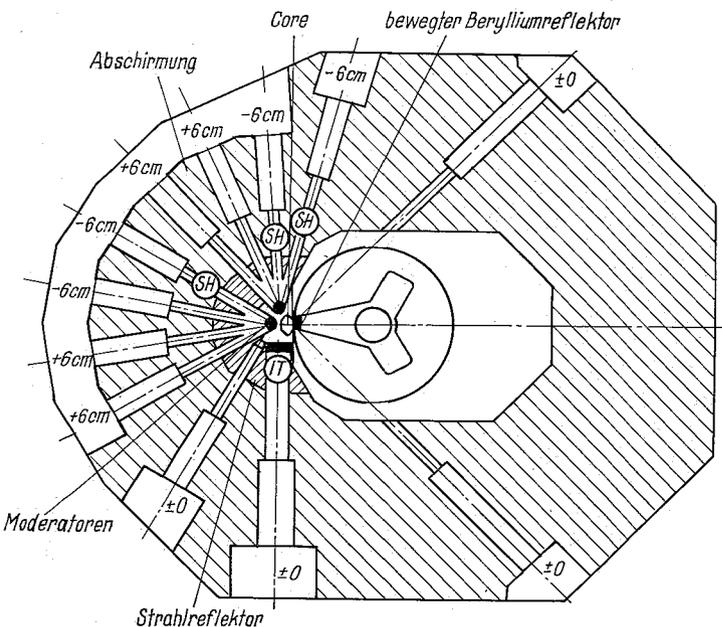


Abb. 14: Horizontalschnitt durch SORA.

Abb. 14 zeigt einen Horizontalschnitt durch den SORA-Reaktor. Das Core ist aus zylindrischen Stäben aus einer U-Mo-Legierung mit Stahlumhüllung (später PuO_2 -Cermets) aufgebaut, das Corevolumen beträgt 6 l. Als Kühlmittel dient NaK. Bis auf eine Seitenfläche ist das Core von einem dicken Stahlreflektor umgeben, in dem sich Steuerstäbe und Moderatoren befinden. Die Reaktivitätsmodulation erfolgt durch einen beweglichen Berylliumreflektor, der an einem rotierenden Arm angebracht ist. Die Umlauffrequenz beträgt 3000 pro min (50 pro sec) und die Umlaufgeschwindigkeit 280 m/sec. Der gesamte Reaktivitätshub dieser Einrichtung beträgt ca. 8%; die beim IBR auftretenden Kühlprobleme werden vermieden. In den Moderatoren erreicht der thermische Neutronenfluß während des Pulses Werte von etwa $1,6 \cdot 10^{15} \text{ cm}^{-2} \text{ sec}^{-1}$ ($3,8 \cdot 10^{15} \text{ cm}^{-2} \text{ sec}^{-1}$); er ist damit vergleichbar mit dem in Höchstflußreaktoren.

Das APR-Projekt

Eine Gruppe im Brookhaven-Laboratorium hat eine Vorstudie über einen Pulsreaktor von noch höherer Leistungsfähigkeit angestellt [24]. Dieser *Advanced Pulsed Reactor* (APR) könnte eine mittlere Wärmeleistung von 30 MW, eine Pulshalbwertsbreite von $60 \mu \text{ sec}$, eine Wiederholungsfrequenz von 22 pro sec und eine Spitzenleistung von ca. 18 000 MW haben. Als Brennstoff wird U-233, als Kühlmittel Na vorgeschlagen. Die Reaktivitätsmodulation würde ähnlich wie bei SORA durch einen (oder mehrere) rotierende Reflektorelemente erfolgen. Die Leistungsdichte soll $1,5 \text{ MW/l}$ betragen. Ein derartiges System könnte es ermöglichen, während des Pulses Neutronenflüsse von der Größenordnung $10^{17} \text{ cm}^{-2} \text{ sec}^{-1}$ zu erreichen! Im Gegensatz zum SORA-Reaktor wäre allerdings ein beträchtlicher Entwicklungsaufwand für dieses Konzept erforderlich. Sehr kritisch ist insbesondere die starke Wechselbeanspruchung des Brennstoffes — Temperaturanstieg im Brennstoff während jedes Pulses ca. 50° ! — und damit des Hüllmaterials. Die Werte des APR dürften an der Grenze liegen, was nach diesem Konzept erreichbar erscheint. Ein weiterer Fortschritt dürfte wohl nur noch mit einem umlaufenden Flüssigmetall-Brennstoff möglich sein, jedoch ist dies noch wenig untersucht.

6. Neutronenverstärker

Ein Nachteil der gepulsten Reaktoren ist die vergleichsweise große Breite des Pulses (Halbwertsbreiten 40–60 $\mu \text{ sec}$). Dies hat zur Folge, daß zur Erreichung einer hohen Auflösung bei Flugzeitexperimenten ein langer Flugweg erforderlich ist. Will man z. B. die Energie eines Neutrons mit 50 meV auf 10^{-3} genau bestimmen, so benötigt man eine Flugweglänge von 310 m! Dies führt zu einem beträchtlichen Aufwand für die Experimentiereinrichtungen und Neutronennachweisgeräte und kann auch aus Raumwinkelgründen erhebliche Neutronenverluste zur Folge haben. Die Pulslänge des Reaktors ist bedingt einerseits durch die prompte Lebensdauer der Neutronen im Reaktor, andererseits durch die Rate, mit der die Reaktivität in den Reaktor eingebracht wird. Hier sind in jedem Fall die technisch möglichen Grenzen bereits erreicht und es ist nicht möglich, kürzere Pulse zu erhalten. Man versucht daher, durch andere Hilfsmittel die Pulse im Experiment zu verkürzen. Eine Möglichkeit besteht darin, einen mechanischen Unterbrecher (Chopper) in den Neutronenstrahl einzuschalten. Dies führt jedoch zu großen Neutronenverlusten und u. U. zu einer erheblichen Komplizierung der Experimente.

Eine andere Möglichkeit besteht darin, einen Pulsreaktor nicht als Reaktor, sondern als prompt-unterkritischen Neutronenverstärker (Booster) zu betreiben. Dazu werden aus einer starken Beschleunigerneutronenquelle sehr kurze Neutronenpulse in ein unterkritisches Reaktorsystem eingeschlossen, die dabei eine erhebliche Multiplikation erfahren. Es resultiert ein Puls mit hoher Spitzenleistung und einer Länge, die von der prompten Neutronenlebensdauer und von der Reaktivität des Systems abhängt.

Der Harwell-Booster

Dieses Konzept wurde erstmals von Poole und Mitarbeitern in Harwell [25] angewandt, wo das neutronenproduzierende Target eines gepulsten 45-MeV-Elektronenlinearbeschleunigers von einem unterkritischen Uransystem mit

dem Kritikalitätsfaktor $K = 0,9$ (Multiplikation $\frac{1}{1-K} \approx 10$) umgeben war.

Ein solches System hat den Nachteil, daß nicht nur die prompten Neutronen aus dem Beschleuniger, sondern auch die im System laufend entstehenden verzögerten Neutronen multipliziert werden, so daß ein erheblicher Untergrund von Neutronen zwischen den Pulsen entsteht. Die Multiplikation der verzögerten Neu-

tronen ist wegen des bekannten Unterschieds von „prompten“ und „gesamten“ Multiplikationsfaktoren sogar größer als die der prompten Beschleunigerneutronen. Von *Fleuharty* [26] ist daher der Vorschlag gemacht worden, für eine solche Anlage Plutonium als Brennstoff zu verwenden, das einen kleinen Anteil von verzögerten Neutronen hat, und darüber hinaus den Brennstoff schnell umzupumpen, um den effektiven Anteil der verzögerten Neutronen weiter zu verringern.

Der IBR-Booster

Eine andere Möglichkeit besteht in der Verwendung eines Neutronenverstärkers mit periodisch moduliertem Multiplikationsfaktor. Das ist genau einer der im vorigen Kapitel beschriebenen Pulsreaktoren, die dann allerdings so betrieben werden, daß im Zustand maximaler Reaktivität der Reaktor zwar verzögert-überkritisch, aber noch prompt-unterkritisch ist.

In diesem Augenblick wird von außen ein kurzer Neutronenpuls injiziert, der eine erhebliche Multiplikation erfahren kann, z. B. mehrere 100fach. Nach Abklingen des Pulses wird der Reaktor wieder verzögert-unterkritisch, und zwar u. U. so stark, daß die verzögerten Neutronen nur ganz unwesentlich multipliziert werden. Dieses Konzept wird seit 1964 beim IBR-Reaktor angewandt, dabei dient als gepulste Neutronenquelle ein Mikrotron (Elektronenenergie 30 MeV, Pulslänge 1–2 μ sec, Spitzenstrom 65 mA) mit einem Urantarget, das sich in der Mitte des Reaktorsystems befindet. Der prompte Multiplikationsfaktor während des Impulses beträgt etwa 150, während der Multiplikationsfaktor zwischen den Pulsen nur etwa 14 beträgt. Die Anstiegsflanke des resultierenden Impulses ist durch die Länge des Beschleunigerpulses gegeben, der Spitzenwert durch die Neutronenemissionsrate des Beschleunigers. Der Abfall des Impulses erfolgt exponentiell mit einer Abklingzeit $\tau = M \cdot l_0$, wo l_0 die Lebensdauer der

prompten Neutronen im Neutronenverstärker und $M = \frac{1}{1-Kp}$

prompte Multiplikationsfaktor ist. Die gesamte Neutronenmenge pro Puls beträgt $M \cdot N_0$, wo N_0 die vom Beschleuniger pro Puls erzeugte Neutronenmenge ist. Im Falle des IBR-Reaktors wurde zweckmäßigerweise die Multiplikation so gewählt, daß Abklingzeit und Anstiegszeit des Pulses gleich lang sind; wegen $l_0 = 13 \cdot 10^{-9}$ sec ergab sich der oben erwähnte Wert von $M \approx 150$ und damit eine effektive Halbwertsbreite des verstärkten Neutronenpulses von 4 μ sec.

Weitere Booster-Projekte

In neuerer Zeit sind eine ganze Reihe von Studien über solche reaktivitätsmodulierte Neutronenverstärker angestellt worden. U. a. wurde von *Harwell* ein fortgeschrittener Super-Booster [27] vorgeschlagen, der bei einer mittleren Wärmeleistung von ca. 8 MW 200 Pulse pro sec liefert, wobei im umliegenden Moderator thermische Flüsse oberhalb 10^{16} cm⁻² sec⁻¹ erreicht werden können. Auch bei *General Atomics* [28] und in *Brookhaven* [24] wurden fortgeschrittene Anlagen untersucht, und die *SORA-Gruppe* [29] hat die Möglichkeiten des Booster-Betriebs ihres Projekts untersucht.

Eine wesentliche Schwierigkeit bei fortgeschrittenen Konzepten liegt in den Leistungsgrenzen verfügbarer Beschleunigerneutronenquellen: Wie weiter oben gezeigt wurde, muß man, um kurze Pulse zu erzeugen, eine sehr kurze Pulsdauer des Beschleunigers haben; außerdem darf die Multiplikation nicht zu hoch sein, da sonst die Abklingzeit der Pulse zu groß wird (M kaum höher als 100; da die Lebensdauer der prompten Neutronen im Booster kaum kürzer als $20 \cdot 10^{-9}$ sec sein kann). Man muß daher sehr große Neutronenmengen in sehr kurzer Zeit produzieren; z. B. sieht der Brookhaven-Entwurf einen 30-MeV-Linearbeschleuniger vor, der (mit einer Wiederholungsfrequenz von 160 sec⁻¹) 3- μ sec-Pulse mit einem Elektronenstrom von 33 Ampere liefert. Das ist weit jenseits der Fähigkeiten gegenwärtig erhältlicher Einrichtungen.

Die Frage, ob gepulste Reaktoren oder reaktivitätsmodulierte Neutronenverstärker die größeren Zukunftschancen haben, war Gegenstand heftiger Debatten bei den beiden Fachkonferenzen des Jahres 1966. Es steht außer Zweifel, daß reaktivitätsmodulierte Verstärker komplexer und aufwendiger als gepulste Reaktoren sind, da sie zusätzlich die Beschleunigerneutronenquelle benutzen. Da sie stets

prompt-unterkritisch bleiben, wird ihr Sicherheitsverhalten gelegentlich als günstiger als das gepulster Reaktoren dargestellt, jedoch ist dieses Argument umstritten. Die Möglichkeit, kurze Impulse herzustellen, ist zweifellos ein erheblicher Vorteil der reaktivitätsmodulierten Verstärkersysteme.

Will man jedoch mit thermischen und subthermischen („kalten“) Neutronen experimentieren, so hat man zu bedenken, daß die effektive Länge der für das Experiment benötigten Neutronenpulse nicht nur durch den Reaktor-puls, sondern auch durch die Moderations- und Lebensdauer der Neutronen im Moderator bedingt ist. Dieser letztere liegt für thermische und subthermische Neutronen jedoch im Bereich 50–100 μ sec, d. h. man kann den Vorteil des kürzeren Reaktor-pulses kaum ausnutzen. Erst wenn man Neutronen im Energiebereich $> 0,1$ eV anstrebt, kommt der inhärent kurze Neutronenpuls der Booster-Anlagen zum Zuge. Reaktivitätsmodulierte Neutronenverstärker dürften sich daher hauptsächlich für Untersuchungen mit „heißen“ Neutronen eignen (Energiebereich 0,1 ... 1 eV); auch in diesem Energiebereich gibt es wichtige Anwendungen in dem Bereich der Festkörperphysik, und es ist anzunehmen, daß solche Anlagen eine gewisse Bedeutung erlangen werden.

Für Energien oberhalb einiger eV bis hinauf zu einigen 100 eV dürften Neutronenverstärker ohne Reaktivitätsmodulation — die sich in diesem Energiebereich kaum lohnt, da die Puls-längen kurz und die Multiplikation daher niedrig sein muß — noch für einige Zeit von Interesse sein, dagegen kommt im Energiebereich oberhalb einiger 100 eV im allgemeinen nur ein gepulster Beschleuniger ohne Neutronenverstärker für Flugzeitmessungen in Frage.

7. Vergleich gepulster Systeme mit stationären

Die Tatsache, daß in Westeuropa zur Zeit zwei größere Anlagen — einerseits SORA, andererseits der deutsch-französische Höchstflußreaktor — projektiert werden, gibt Anlaß zu der Frage nach dem Vergleich zwischen den beiden Konzepten. Solche Vergleiche sind bei den beiden Konferenzen des vergangenen Jahres und auch sonst häufig angestellt worden. Sie beziehen sich in der Regel auf den Energiebereich < 1 eV, da bei höheren Neutronenenergien andere Anordnungen ohnehin vorteilhafter sind.

Es muß zunächst festgestellt werden, daß für Experimente, die einen kontinuierlichen Strahl von Neutronen erfordern — das sind fast alle kernphysikalischen Experimente, Bestrahlungen, Aktivierungen etc. —, die gepulsten Quellen nicht geeignet sind; vielmehr sind sie nur für Flugzeitmessungen, d. h. für festkörperphysikalische Anwendungen gedacht. Bei solchen Anwendungen aber sind gepulste Reaktoren im Vergleich zu stationären Reaktoren etwa in dem Maße besser, wie der maximale Neutronenfluß während des Impulses besser als der Neutronenfluß des Höchstflußreaktors ist. Eine Voraussetzung für diese Feststellung ist allerdings die, daß das Tastverhältnis des Impulsreaktors vernünftig groß — nicht kleiner als etwa $1/500$ — sein soll. In dieser Näherung kann man feststellen, daß für Flugzeitexperimente SORA etwa vergleichbar gut wie der deutsch-französische Höchstflußreaktor sein wird. Es ergeben sich in zweiter Linie eine Reihe von Unterschieden, z. B. ist bei SORA vorteilhaft die niedrigere Aufheizrate der kalten Quelle und die Tatsache, daß wegen der niedrigeren mittleren Leistung die Abschirmung dünner sein kann, wodurch der Fluß etwas besser zugänglich wird. Andererseits dürfte bei gewissen Flugzeitexperimenten eine weitaus bessere Zeitausnutzung des Flusses aus einem stationären Höchstflußreaktor möglich sein [30].

Bau- und Betriebskosten eines Pulsreaktors wie SORA sind wesentlich niedriger als die eines der gegenwärtigen Höchstflußreaktoren. Dem steht aber die bereits erwähnte Tatsache entgegen, daß ein Pulsreaktor wie SORA auch

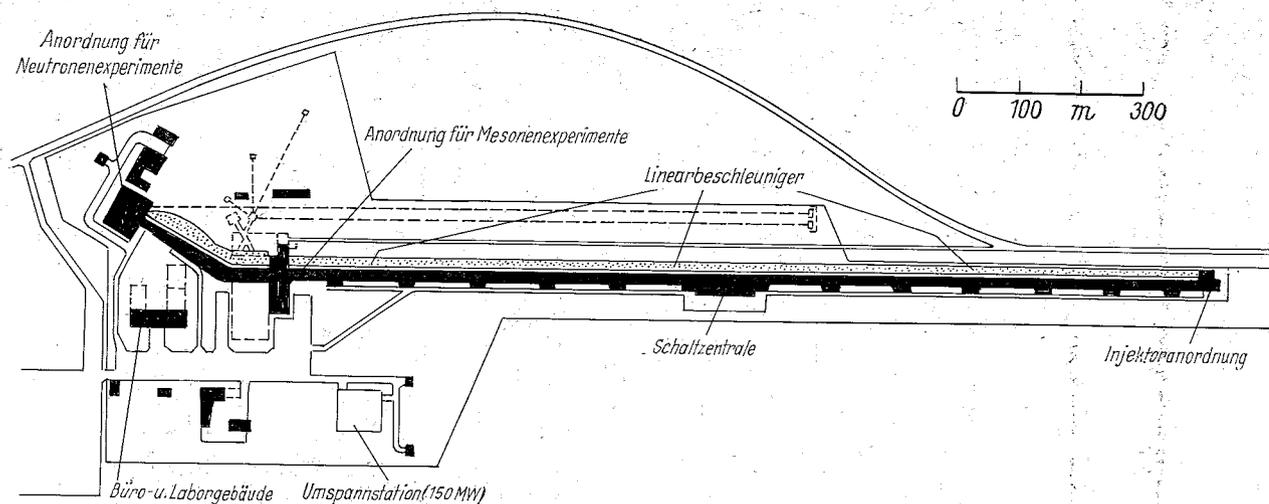


Abb. 15: Gesamtanlage des kanadischen Intense Neutron Generator.

nicht so vielfältig einsetzbar ist und daß in der Regel die Zahl der Experimentiereinrichtungen an einem Pulsreaktor wie SORA entsprechend geringer ist.

Die eigentliche Bedeutung der Pulsreaktoren liegt aber in ihrem Entwicklungspotential. Höchstflußreaktoren erreichen heute Flüsse im Bereich 10^{15} cm^{-2} sec^{-1} ; mit einem sehr großen Aufwand, dessen Rechtfertigung noch zu erbringen wäre, läßt sich ein Fluß von 10^{16} cm^{-2} sec^{-1} erreichen, höhere Flüsse sind dagegen nicht mehr zu erhalten. Mit Pulsreaktoren dürften dagegen Flüsse um 10^{16} – 10^{17} cm^{-2} sec^{-1} erreichbar sein, vielleicht auch noch mehr!

Der SORA-Reaktor sollte gebaut werden, in erster Linie nicht deshalb, weil er Forschungsarbeiten ermöglicht, die mit dem deutsch-französischen Höchstflußreaktor Grenoble nicht durchführbar sind, sondern weil er einen unvermeidbaren Zwischenschritt auf dem Wege zu einem wirklich fortgeschrittenen Pulsreaktor darstellt, mit dem einmalige Chancen bestehen würden. Im übrigen besteht kein Zweifel, daß am SORA-Reaktor sehr gute Forschungsarbeiten geleistet werden können, insbesondere ist auch in Ispra eine in der Anwendung der Neutronenstrahlung auf Probleme der Festkörperphysik sehr erfahrene Gruppe vorhanden. Es sei weiterhin bemerkt, daß das SORA-Projekt bei beiden Konferenzen des vergangenen Jahres international einen starken Eindruck gemacht hat.

8. Hochenergiebeschleuniger als Neutronenquellen

In den letzten Jahren haben die Arbeiten einer kanadischen Studiengruppe in Chalk River ein beträchtliches Aufsehen erregt: Hier wird vorgeschlagen, einen stationären thermischen Neutronenfluß von 10^{16} cm^{-2} sec^{-1} mit Hilfe von Spallationsprozessen zu produzieren, die durch in einem Hochstrom-Hochenergiebeschleuniger erzeugte Protonen ausgelöst werden.

Trifft ein Proton hoher Energie, z. B. 1 GeV, auf ein Target aus schweren Kernen, so wird etwa die Hälfte dieser kinetischen Energie bei Kernprozessen abgegeben. Es bilden sich Kaskaden in den Targetkernen aus, die zu hoch angeregten Restkernen führen; diese Restkerne geben ihre Energie schließlich durch Neutronenverdampfungsprozesse ab. Auch die bei den Kaskaden gebildeten energiereichen Nukleonen lösen in anderen Kernen Kaskaden aus und führen über angeregte Restkerne schließlich zur Neutronenemission. Für ein Target aus Wismuth ergibt sich für ein 1-GeV-Primärproton schließlich die folgende Energiebilanz:

im Target abgegebene Wärmemenge: 580 MeV,
mittlere Anzahl der Neutronen: 21,
gesamte kinetische Energie der Neutronen⁵⁾: 320 MeV.

⁵⁾ 92% der Neutronen entstehen als Verdampfungsneutronen mit einer mittleren Energie von 4,8 MeV; 8% als energiereiche Kaskadenteilchen mit einer Energie von ca. 100 MeV.

Der Rest der Energie wird als Abtrennarbeit der Neutronen (in diesem Massenbereich ca. 6 MeV/Neutron) verbraucht. Aus dieser Energiebilanz kann man zwei bemerkenswerte Schlüsse ziehen: Einerseits ist die Neutronenausbeute recht hoch, d. h. für einen Strahlstrom von einigen mA erhält man Neutronenproduktionsraten, die denen in Höchstflußreaktoren vergleichbar sind. Zum anderen beträgt die im Target pro freigesetztem Neutron verbleibende Wärmeenergie nur etwa 26 MeV! Sie ist damit erheblich kleiner als in einem Reaktor, wo bei Verwendung von Uran als Brennstoff mindestens 80 MeV/Neutron — in der Regel noch mehr, da nicht alle hergestellten Neutronen genutzt werden können — abgeführt werden müssen. Das bedeutet, daß mit einer Vorrichtung von diesem Typ prinzipiell höhere Neutronenflüsse als mit Reaktoren erreichbar sein sollten.

Das ING-Projekt

Diese Zusammenhänge führten die Kanadier zur Konzeption ihres bemerkenswerten *Intense Neutron Generator* Projekts (ING) [31–34]. Hier wird in einem 1-GeV-Linearbeschleuniger ein kontinuierlicher Protonenstrom von 65 mA erzeugt und anschließend auf ein Target aus einem Blei-Wismuth-Eutektikum geschossen. Es entsteht eine stationäre Neutronen-Quellstärke von ca. 10^{19} sec^{-1} und in einem umliegenden großen D_2O -Moderator ein thermischer Neutronenfluß von bis zu 10^{16} cm^{-2} sec^{-1} . Einige Einzelheiten des Projekts gehen aus Abb. 15–18 hervor.

Der *Linearbeschleuniger* besteht aus zwei Teilen: Bis zu einer Energie von 165 MeV erfolgt die Beschleunigung in einer Alvarez-Anordnung mit 13 Kavitäten. In diesem Teil beträgt die Beschleunigungsfrequenz 200 MHz; der Wirkungsgrad der Umsetzung von HF-Energie in Strahlenergie ist 60%. Zwischen 165 und 1000 MeV erfolgt die Beschleunigung in 308 einzelnen gleichlangen Wellenleitertanks mit einer Frequenz von 800 MHz; die Phasenlage der beschleunigenden Hochfrequenz wird von Tank zu Tank der Teilchenflugzeit angepaßt. In diesem Bereich beträgt der Wirkungsgrad der Energieumwandlung 72%. Als HF-Generatoren sollen sog. Amplitrons benutzt werden, deren Wirkungsgrad (für die Umwandlung Netzleistung in HF-Leistung) 80% und mehr betragen könnte. Beschleuniger dieser Größenordnung — Strahlleistung 65 MW — sind bisher noch nicht gebaut worden und dürften in vielerlei Hinsicht einmalige technische Probleme mit sich bringen. Es existieren jedoch ziemlich umfangreiche theoretische Studien zum Problem der Hochstrom-Linearbeschleuniger, die im Zusammenhang mit den Vorarbeiten für die amerikanische „Mesonenfabrik“ durchgeführt wurden [35, 36]. Heute sind führende Fachleute der Ansicht, daß solche Beschleuniger gebaut und erfolgreich betrieben werden können [37].

Wie Abb. 16 zeigt, sind neben der Produktion thermischer Neutronen noch zahlreiche andere Typen von Experimenten vorgesehen. So können u. a. Experimente mit schnellen Neutronen, π - und μ -Mesonen und Flugzeitexperimente mit epithermischen Neutronen durchgeführt werden. Die wichtigste Einrichtung ist

jedoch die in Abb. 17 und 18 gezeigte Experimentiereinrichtung für thermische Neutronen. Das Blei-Wismuth-Eutektikum (Targetdurchmesser 20 cm, Länge 60 cm) wird umgepumpt und gibt seine Energie — ca. 40 MW — in einem Wärmeaustauscher ab⁹⁾. Eine umliegende Schicht aus Be-9 soll durch den $n,2n$ -Prozess die Neutronenenergiebigekeit verbessern. Der D_2O -Moderator hat einen Durchmesser von etwa 250 cm und enthält Strahlrohre — vorwiegend tangentiell, um den Untergrund aus schnellen Neutronen und γ -Strahlen herabzusetzen — sowie Bestrahlungseinrichtungen. Nach außen sind sehr umfangreiche Abschirmungen vorgesehen.

Die Kosten des ING-Projekts werden beachtlich sein: Man rechnet gegenwärtig mit Baukosten von 150 Mio. kanad. \$ und weiterhin mit jährlichen Betriebskosten von 21 Mio. \$. Die Entwicklungs- und Bauzeit würde etwa 7—8 Jahre betragen. Bislang liegt noch kein Beschluß darüber vor, ob das Projekt realisiert werden soll. Viele Anzeichen sprechen aber dafür, daß ein positiver Entschluß zustande kommen wird. Die Kanadier glauben, daß eine solche Einrichtung einmalige Forschungsmöglichkeiten auf den Gebieten Nieder- und Mittelenergiekernphysik, Festkörperphysik, Chemie und Materialforschung liefern kann. Sie sehen weiterhin in der Realisierung des Projekts eine große Chance für die kanadische Industrie. Sie glauben, daß das Projekt in verschiedener Richtung noch entwicklungsfähig ist — z. B. zu noch höheren Intensitäten oder zu hohen Instantanintensitäten im Impulsbetrieb unter Verwendung eines Speicherrings.

Insbesondere sehen sie mit einer solchen Einrichtung einen wichtigen Schritt auf dem Wege zu dem bereits 1952 von Lewis [38] vorgeschlagenen „elektrischen Brüter“: Die große Neutronenmenge vom Target eines Intense Neutron Generator kann zur Umwandlung fertiler in spaltbare Substanzen verwandelt werden. Hierbei verwendet man statt eines Blei-Wismuth- ein großes Urantarget, dann erhält man pro 1-GeV-Proton etwa 50 Neutronen.

Die Energiebilanz eines solchen Brüters würde folgendermaßen aussehen: Wir nehmen an, daß die Primärenergie in einem Atomkraftwerk mit Natururanreaktor hergestellt wird. Dieser möge den Konversionsfaktor 0,9 und einen thermodynamischen Wirkungsgrad von 35% haben, dann gewinnt man pro verbranntem U-235-Atomkern eine elektrische Energie von $180 \cdot 0,35 = 630$ MeV. Legen wir andererseits die weiter oben

angegebenen Zahlen für den Wirkungsgrad der Konversion in Strahlenergie zugrunde und nehmen weiter an, daß das Target von einem Brutmantel umgeben ist, der so beschaffen ist, daß jedes aus dem Target austretende Neutron unter Bildung eines neuen spaltbaren Kerns eingefangen wird, so benötigt man pro

gebildetem spaltbaren Kern $\frac{1000}{50 \cdot 0,8 \cdot 0,7} = 36$ MeV. Man

sieht, daß das nur ein sehr kleiner Teil der gewonnenen Energie ist, so daß mit einem solchen Apparat ein enormer Brutgewinn möglich sein sollte. Wenn man einen multiplizierenden Brutmantel benutzt und außerdem die im Target und im Brutmantel abgegebene Energie wieder nutzt, so kann man diese Energiebilanz sogar noch sehr viel günstiger gestalten. Die Frage ist allerdings, ob eine derartige Anlage auch wirtschaftlich arbeiten kann. Nehmen wir z. B. eine jährliche Produktion von 1500 kg spaltbarer Substanz, einen Wert von 50 DM/g und eine Annuität von 20% an und vernachlässigen die Kosten des primären Natururans, so dürfte eine Gesamtanlage nicht mehr als 200 Mio. DM kosten, was vom heutigen Standpunkt aus nicht ausreichend scheint. Immerhin erscheint der elektrische Brüter nicht ganz aussichtslos und es dürfte sich empfehlen, diese interessante Entwicklung weiter zu verfolgen.

⁹⁾ Bei Verwendung eines Urantargets ließen sich wesentlich höhere Neutronenausbeuten erreichen, jedoch wäre die pro Neutron abzuführende Wärmeenergie weit höher (Spaltprozesse). Ein weiterer Vorteil des Blei-Wismuth-Targets ist die geringe induzierte Aktivität.

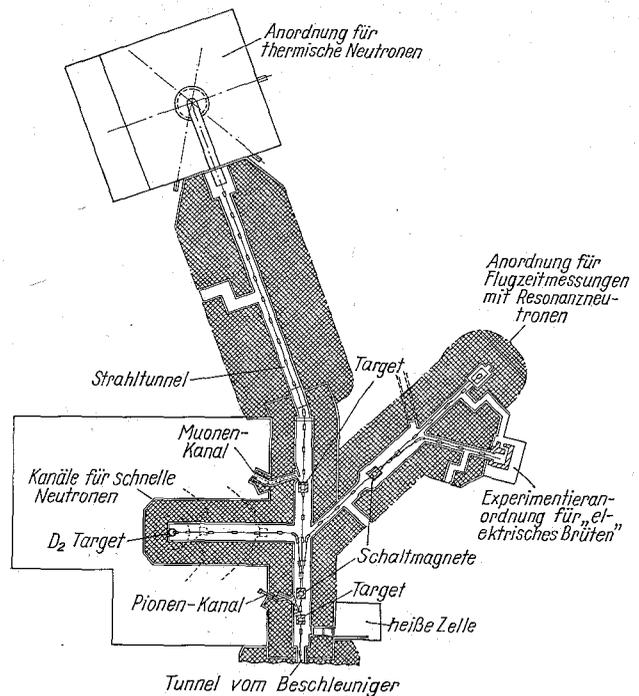


Abb. 16: Experimentierbereich des ING.

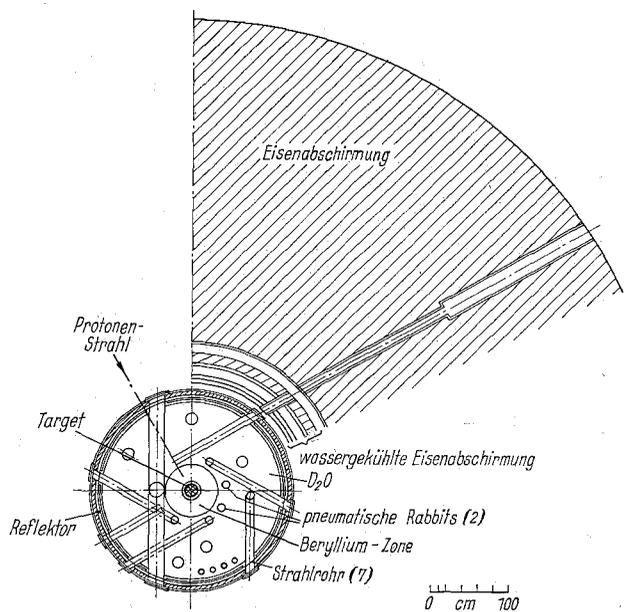


Abb. 17: Horizontalschnitt durch die ING-Targetanordnung für thermische Neutronen.

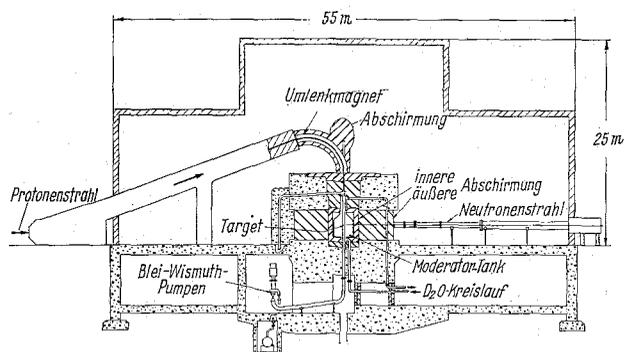


Abb. 18: Vertikalschnitt durch die ING-Targetanordnung für thermische Neutronen.

Die SOC-Projekte

Auch in Oak Ridge und in Harwell werden — in viel kleinerem Umfang — ING-Studien getrieben. An beiden Stellen betrachtet man allerdings einen anderen Beschleunigertyp als in Kanada, nämlich das sog. *Separated Orbit Cyclotron (SOC)* [39].

9. Schlußbemerkungen

Unsere Aufzählung wichtiger Höchstfluß-Neutronenquellen ist keineswegs vollständig. So gibt es interessante Entwicklungen bei *Beschleunigeranlagen* als gepulste Quellen epithermischer und schneller Neutronen (Elektronenlinearbeschleuniger, Synchrozyklotrone, Isochronzyklotrone); auf lange Sicht dürften allerdings die für ING oder ähnliche Projekte vorgesehenen Hochstrom-Hochenergiebeschleuniger in allen Energiebereichen die aussichtsreichsten Quellen sein. Für die Neutronenflugzeit-spektrometrie im Bereich epithermischer und mittelschneller Neutronenenergien haben in den letzten Jahren auch *Kernexplosionen* eine sehr große Bedeutung bekommen. Die Amerikaner haben diese Technik bei unterirdischen Tests [40] zu großer Vollkommenheit entwickelt und verwenden sie heute vor allem für Wirkungsquerschnittsmessungen an radioaktiven Substanzen. Auch bei den jüngsten französischen Atomexplosionen sollen solche Messungen versucht worden sein.

Man wird sich fragen, welches der drei wesentlichen Verfahren zur Produktion höchster Flüsse thermischer Neutronen — Höchstflußreaktor, Pulsreaktor bzw. Neutronenverstärker, Hochstrom-Hochenergiebeschleuniger — auf lange Sicht am aussichtsreichsten ist. Zum gegenwärtigen Zeitpunkt haben nur die *Höchstflußreaktoren* eine gewisse technische Reife erreicht, ihre Entwicklung ist allerdings schon nahe an ihren Grenzen angelangt und man wird — vielleicht abgesehen von speziellen Projekten für die Transuranproduktion — keine großen Anstrengungen mehr unternehmen, viel höhere Neutronenflüsse zu erreichen. *Pulsreaktoren* stehen erst am Anfang ihrer Entwicklung. Erst wenn SORA realisiert wird, wird man über eine Einrichtung verfügen, die mit einem Höchstflußreaktor vergleichbare Resultate liefern kann. Man wird damit allerdings einen großen Schritt auf dem Wege zur Entwicklung sehr fortgeschrittener Pulsreaktoren machen, die auf Teilgebieten sehr viel mehr Ergebnisse als Höchstflußreaktoren liefern. Selbst wenn solche fortgeschrittenen Pulsreaktoren in Betrieb sind, werden Höchstflußreaktoren ihre Aufgaben z. B. als Bestrahlungseinrichtungen behalten. Ein Hochstrom-Hochenergiebeschleuniger könnte in seiner Leistungsfähigkeit sowohl den Höchstflußreaktor als auch den fortgeschrittenen Pulsreaktor übertreffen. Es ist aber zweifelhaft, ob im Hinblick auf die sehr hohen Kosten überhaupt ein solches Gerät gebaut werden wird, mit Sicherheit wird es stets nur sehr wenige Einrichtungen dieser Art geben. Es sieht demnach so aus, daß es einen Platz für alle diese Einrichtungen geben wird.

Auf lange Sicht könnten auch noch ganz andere Methoden zur Herstellung höchster Neutronenflüsse zur Anwendung kommen. Bei der *thermonuklearen Verschmelzung* von Deuteriumkernen werden nur wenige MeV pro freigesetztem Neutron als Wärme im Plasma abgegeben und man wird, falls man thermonukleare Reaktoren bauen kann, auch ganz ungewöhnliche Möglichkeiten zur Neutronenproduktion haben. Eine andere Möglichkeit könnte in der Verwendung großer Mengen *spontanspaltender Transurane* wie Cf-252 liegen, wobei sich bei bescheidener Wärmeentwicklung (unter 10 MW) in einem Moderator thermische Flüsse um $10^{16} \text{ cm}^{-2} \text{ sec}^{-1}$ erreichen lassen [17, 41]. Hierzu müßte Californium allerdings in kg-Mengen (!) und zu Preisen, die gegenüber den heutigen nur einen Bruchteil ausmachen, vorliegen.

Das sich schnell entwickelnde Arbeitsgebiet der Höchstfluß-Neutronenquellen ist als solches technisch und wissen-

schaftlich außerordentlich interessant. Die Anwendungen dieser Quellen sind in wissenschaftlicher und technischer Hinsicht wichtig. Daneben erhielt und erhält die Kerntechnik aus diesen Entwicklungen interessante Impulse — z. B. für den Bau von Leistungsreaktoren mit sehr hoher Leistungsdichte. Es ist erfreulich, daß jetzt in Westeuropa zwei wichtige Projekte auf diesem Gebiet — Höchstflußreaktor Grenoble und SORA — bearbeitet werden und daß die Bundesrepublik an beiden Vorhaben maßgeblich beteiligt ist. Es ist möglich, daß im Laufe der Zeit noch andere Projekte in Westeuropa auftauchen werden — etwa ein fortgeschrittener Reaktor für Transuranproduktion oder ein dem Intense Neutron Generator ähnliches Vorhaben. Auch solche Projekte würden sich für eine internationale Zusammenarbeit der Europäer eignen.

DK 621.039.512:621.039.573

Literatur

- [1] H. Maier-Leibnitz and T. Springer: *Reactor Sci. and Tech.* 17, 217 (1963).
- [2] L. Bollinger: *Proc. AEC — ENEA Seminar on Intense Neutron Sources*, Paris: ENEA 1967⁷⁾.
- [3] I. Harvey: *Proc. SINS*.
- [4] M. Brugger: *Proc. SINS*.
- [5] P. A. Egelstaff: *Proc. IAEA Panel on Research Applications of Repetitively Pulsed Reactors and Boosters*, IAEA, Wien 1967.
- [6] M. Osredkar and R. Stephenson: *Proc. 2nd United Nations Int. Conf. on the Peaceful Uses of Atomic Energy*, Vol. 10, S. 174, United Nations, Genf 1958.
- [7] W. K. Ergen: *Ibid.* S. 181.
- [8] I. L. Crandall: DP-999 (1965).
- [9] T. E. Cole: *Proc. SINS*.
- [10] S. M. Feinberg et al.: *Proc. 3rd United Nations Int. Conf. on the Peaceful Uses of Atomic Energy*, Vol. 7, S. 384, United Nations, New York 1965.
- [11] D. H. Shaffman and R. P. Savio: *Proc. SINS*.
- [12] Vgl. Artikelserie „ORNL Transuranium Program“, *Nucl. Sci. Eng.* 17, 435 (1963).
- [13] J. M. Hendrie: *Proc. 3rd United Nations Intern. Conf. on Peaceful Uses of Atomic Energy*, Vol. 7, S. 372, United Nations, New York 1965.
- [14] J. M. Hendrie and H. J. Kouts: *Proc. SINS*.
- [15] V. S. Crocker and D. B. Haliday: *Proc. SINS*.
- [16] K. H. Beckurts and R. Dautray: *Proc. SINS*.
- [17] B. Spinrad: *Proc. SINS*.
- [18] B. N. Bunin et al.: *Proc. 3rd United Nations Intern. Conf. on Peaceful Uses of Atomic Energy*, Vol. 7, S. 473, United Nations, New York 1965.
- [19] L. B. Pikelner and V. T. Rudenko: *Proc. IAEA Panel on Research Applications of Repetitively Pulsed Reactors and Boosters*, IAEA, Wien 1967.
- [20] G. Ritter: *atomwirtschaft* 9, 606 (1964).
- [21] G. Ritter: *atomwirtschaft* 11, 417 (1966).
- [22] J. A. Larrimore et al.: *Proc. SINS*.
- [23] V. Raievski: *Proc. IAEA Panel on Research Applications of Repetitively Pulsed Reactors and Boosters*, IAEA, Wien 1967.
- [24] K. C. Hoffmann et al.: *Proc. SINS*.
- [25] M. J. Poole and E. R. Wiblin: *Proc. 2nd United Nations Int. Conf. on Peaceful Uses of Atomic Energy*, Vol. 14, S. 266, United Nations, Genf 1958.
- [26] R. Fluharty: *Proc. Symp. on Pulsed High Intensity Fission Neutron Sources*; EANDC (US) — 74 U, S. 11 (1965).
- [27] M. J. Poole: *Proc. SINS*.
- [28] C. A. Stevens, J. R. Beyster, J. L. Russel jr.: *Proc. SINS*.
- [29] V. Raievski: *Proc. SINS*.
- [30] M. J. Ohanian, R. B. Perez and R. E. Uhrig: *Proc. IAEA-Conf. on Nuclear Data-Microscopic Cross-Sections and Other Data Basic for Reactors*, IAEA, Wien 1967. Vgl. auch K. H. Beckurts, unveröffentlichter Arbeitsbericht, Karlsruhe 1966.

⁷⁾ Im folgenden abgekürzt: *Proc. SINS*.

- [31] G. A. Bartholomew: Proc. SINS.
- [32] G. A. Bartholomew and P. R. Tunnicliffe: AECL-2600 (1966).
- [33] G. A. Bartholomew et al.: AECL-2059 (1964).
- [34] W. B. Lewis et al.: AECL-2177 (1965).
- [35] Final Report on the Design of a Very High Intensity Proton Linear Accelerator as a Meson Factory; Yale University, 1964.
- [36] A Proposal for a High Flux Meson Facility at Los Alamos, Los Alamos Scientific Laboratory, 1964.
- [37] D. Nagle: Proc. SINS.
- [38] W. B. Lewis: Report DR — 23 (1952).
- [39] F. M. Russel: ORNL — 3431 (1963).
- [40] B. C. Diven: Proc. SINS.
- [41] R. L. Stetson: Nucleonics 24, 44 (1966).
-