**Zeitschrift:** Schweizerische Bauzeitung
**Herausgeber:** Verlags-AG der akademischen technischen Vereine
**Band:** 78 (1960)
**Heft:** 25

**Artikel:** Überblick über die Bauarten von Leistungsreaktoren II
**Autor:** Dubs, Werner R.
**DOI:** https://doi.org/10.5169/seals-64909

**Nutzungsbedingungen**
Die ETH-Bibliothek ist die Anbieterin der digitalisierten Zeitschriften auf E-Periodica. Sie besitzt keine Urheberrechte an den Zeitschriften und ist nicht verantwortlich für deren Inhalte. Die Rechte liegen in der Regel bei den Herausgebern beziehungsweise den externen Rechteinhabern. Das Veröffentlichen von Bildern in Print- und Online-Publikationen sowie auf Social Media-Kanälen oder Webseiten ist nur mit vorheriger Genehmigung der Rechteinhaber erlaubt. Mehr erfahren

**Conditions d'utilisation**
L'ETH Library est le fournisseur des revues numérisées. Elle ne détient aucun droit d'auteur sur les revues et n'est pas responsable de leur contenu. En règle générale, les droits sont détenus par les éditeurs ou les détenteurs de droits externes. La reproduction d'images dans des publications imprimées ou en ligne ainsi que sur des canaux de médias sociaux ou des sites web n'est autorisée qu'avec l'accord préalable des détenteurs des droits. En savoir plus

**Terms of use**
The ETH Library is the provider of the digitised journals. It does not own any copyrights to the journals and is not responsible for their content. The rights usually lie with the publishers or the external rights holders. Publishing images in print and online publications, as well as on social media channels or websites, is only permitted with the prior consent of the rights holders. Find out more

**Download PDF:** 15.07.2025

**ETH-Bibliothek Zürich, E-Periodica, https://www.e-periodica.ch**

# Überblick über die Bauarten von Leistungsreaktoren II

(Schluss von Seite 385)

Von Dr. sc. techn. **Werner R. Dubs**, Oberingenieur bei Escher Wyss AG., Zürich

### 6. Der Siedewasser-Reaktor

Während man im Druckwasser-Reaktor die Blasenbildung aus Gründen der Stabilität unterdrückt, ist sie im Siedewasser-Reaktor an der Oberfläche der Spaltstoffelemente zugelassen, wobei aber Dampffilmbildung vermieden werden muss. Dadurch fällt die im Siedewasser-Reaktor erreichbare Leistungsdichte niedriger aus als im Druckwasserreaktor. Der normalerweise nur schwach radioaktive Dampf wird entweder direkt in einer Turbine entspannt oder einem sekundären Dampferzeuger zugeführt. Der direkte Kreislauf ohne Wärmeaustauscher und ohne Umwälzpumpe, wie er in Bild 8 dargestellt ist, ergibt geringere Anlagekosten und höheren thermischen Wirkungsgrad. Im Reaktor ist der Druck nur wenig höher als vor der Turbine, was die Konstruktion des Druckbehälters erleichtert. Man muss aber mit einer möglichen radioaktiven Verseuchung der Turbine rechnen, was bei der Konstruktion zu berücksichtigen ist (dichte Stopfbüchse, Vorrichtung für das Waschen der Turbine usw.).

Solange über das Betriebsverhalten von Siedewasser-Reaktorkraftwerken noch keine ausreichenden Erfahrungen vorliegen, ist auch der indirekte Kreislauf von Interesse, wie er z. B. im Reaktorkraftwerk *Kahl* der Rheinisch-Westfälischen Elektrizitätswerke verwirklicht ist [3]). Eine solche Anlage kann verhältnismässig einfach auf Betrieb mit schwerem Wasser umgestellt werden. Der Wärmeaustauscher, der auf einer Seite mit kondensierendem Dampf, auf der andern Seite mit Verdampfung arbeitet, lässt sich klein und wirtschaftlich bauen. Ausserdem bringt er eine gewisse Elastizität in die Dampferzeugung und verbessert dadurch die Anpassungsfähigkeit an veränderliche Lastanforderungen.

Durch die Bestrahlung des Wassers mit schnellen Neutronen verwandelt sich der Sauerstoff in geringem Ausmass in das Stickstoffisotop $N^{16}$, welches ein harter Gammastrahler (Energie 6,2 MeV) mit einer Halbwertszeit von 7,35 s ist. Der Siedewasser-Reaktor wirkt insofern wie eine Destillationsanlage, als die Konzentration von nicht flüchtigen Verunreinigungen im Dampf wesentlich kleiner ist als im Wasser. Versuche haben gezeigt, dass die tatsächliche Radioaktivität des Dampfes oberhalb des Wasserspiegels rund 10 000 mal kleiner ist als im Wasser selbst; der Hauptbetrag wird im abgeschirmten Reaktorbehälter zurückbehalten.

Die Regelbarkeit des Siedewasser-Reaktors ist wegen des Einflusses der Dampfblasen auf die Reaktivität bedeutend schlechter als diejenige des Druckwasser-Reaktors. Da die Blasenbildung die Reaktivität stark verringert, ist der Siedewasserreaktor empfindlich auf Schwankungen des Dampfdruckes, besonders auf plötzliche Entlastungen. Der Frequenzgang des Blaseneinflusses auf die Reaktivität zeigt ausgeprägte Resonanzerscheinungen, die von der Ausbildung des Reaktorkerns abhängen und vorwiegend auf hydrodynamische Ursachen zurückzuführen sind. Wegen den Verwicklungen, die durch die Blasenbildung hervorgerufen werden, ist es im Gegensatz zum Druckwasserreaktor nicht möglich, einen Siedewasser-Reaktor ohne äussere Regler zu betreiben.

Der Siedewasserreaktor mit Einfachkreislauf reagiert auf eine Lastanforderung durch die Turbine verkehrt. Die Entnahme einer grösseren Dampfmenge hat eine momentane Verminderung des Dampfdruckes über dem Reaktorkern zur Folge und damit eine vermehrte Dampfblasenbildung. Dies bedeutet einen Reaktivitätsverlust. Die Reaktorleistung sinkt ab, wenn nicht das äussere Regelsystem eingreift. Wohl ist der Reaktor in bezug auf ein Durchbrennen der Leistung betriebssicher; er zeigt jedoch im Hinblick auf die Regelung ein instabiles Verhalten. Aus diesem Grunde wurde beim Experimental Boiling Water Reactor (EBWR) die zulässige Veränderung der Belastung zunächst auf 5 % begrenzt.

Der Siedewasser-Reaktor mit Doppelkreislauf DCBR (Dual Cycle Boiling Reactor), wie er im 180-MW-Kernenergiekraftwerk Dresden (Chicago) seit kurzem in Betrieb steht, zeigt ein bedeutend günstigeres Regelverhalten als das System mit nur *einem* Kreislauf. Wie aus Bild 9 ersichtlich, durchläuft der aus dem Reaktor austretende Sattdampf von 70 kg/cm² einen grossen Wasserabscheider und gelangt anschliessend vor die erste Stufe der Hochdruckturbine. Das im Abscheider anfallende Wasser wird über einen Wärmeaustauscher in den Reaktor zurückgepumpt. Der im Wärmeaustauscher erzeugte Sekundärdampf von 35 kg/cm² Druck strömt den hintern Stufen der Hochdruckturbine zu. Dieser sekundäre Dampfkreislauf übernimmt die Lastschwankungen, wozu die nötigen Regelorgane eingebaut sind. Bei Schnellentlastung der Turbine wird der Primärdampf über eine By-Pass-Leitung direkt in den Kondensator geleitet.

Zur Entwicklung des Siedewasserreaktors zu einer wirtschaftlich arbeitenden Energiequelle hat die General Electric Co. einen umfassenden Plan bis zum Jahre 1970 aufgestellt. Dieses Programm, genannt «*Operation Sunrise*», verfolgt die systematische Entwicklung des Siedewasser-Reaktors nach drei Richtlinien, nämlich Siedewasser-Reaktor mit Naturumlauf, mit Zwangsumlauf und solche mit nuklearer Ueberhitzung. Die Gruppe der Siedewasser-Reaktoren mit Zwangsumlauf wird noch unterteilt in die *Kompaktausführung* mit forcierter Wasserzirkulation innerhalb des Reaktorgefässes und in die *Hochleistungsausführung* mit teilweise externer Wasserumwälzung. Die nukleare Ueberhitzung kann entweder in einem im Reaktor zentral eingebauten Ueberhitzerteil oder in einem zweiten, nachgeschalteten Reaktor erfolgen.

Das Programm baut auf den Erkenntnissen aus den *Borax*-(Boiling Reactor Experiment) und den *Spert*-(Special Power Excursion Reactor Test) Versuchen sowie auf den guten Betriebserfahrungen mit dem Experimental Boiling Water Reactor (EBWR) und dem Vallecitos Boiling Water

[3]) SBZ 1960, Heft 19, S. 319.

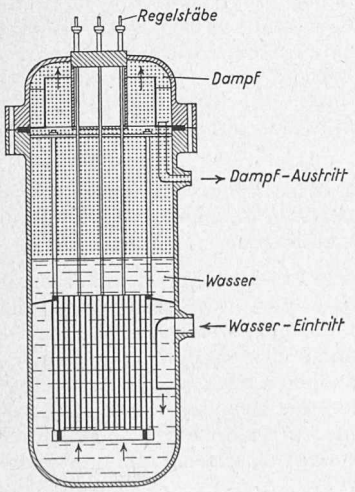



Bild 8 (links). Prinzipschema eines Siedewasser-Reaktors mit Einfachkreislauf

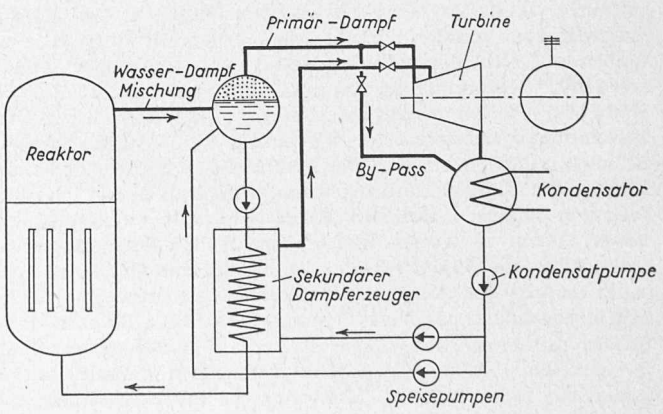



Bild 9 (rechts). Vereinfachtes Schema des Siedewasser-Reaktors mit Doppelkreislauf

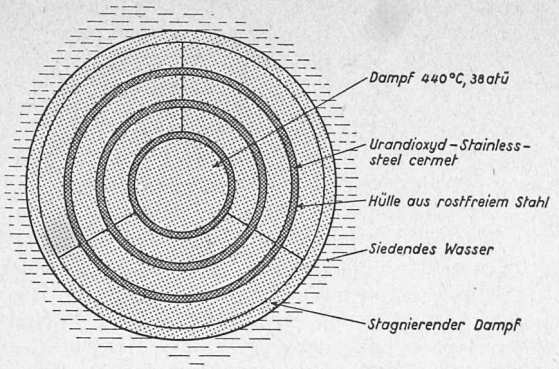



Bild 10. Querschnitt durch ein Spaltstoffelement im Ueberhitzerteil des Siedewasser-Reaktors mit Zwangsumlauf und nuklearer Ueberhitzung (CRBR). A/Conf. 15/P/1852 - Genf 1958

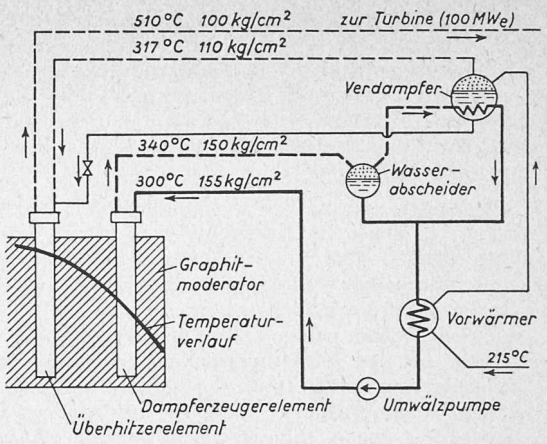



Bild 11. Graphitmoderierter Siedewasser-Reaktor mit nuklearer Ueberhitzung. A/Conf. 15/P/2139 - Genf 1958

Reactor (VBWR) auf. Bei der Ausführung der grossen Siedewasser-Reaktorkraftwerke Dresden (USA), Humboldt Bay (USA) und Senn (Italien) werden umfassende konstruktive Erfahrungen gesammelt.

Die Entwicklung der verschiedenen Siedewasser-Reaktorbauarten ist in parallelen Schritten vorgesehen. Zunächst sollen kleinere fortschrittliche Versuchsanlagen gebaut werden, die keine allzugrossen Kapitalaufwendungen erfordern und in denen daher grössere Risiken verantwortet werden können. Als Ergebnis dieser Phase soll 1965 eine Auswahl der aussichtsreichsten Konstruktion als Pilotanlagen mittlerer Grösse in Betrieb kommen.

Mit der Inbetriebsetzung von besonders wirtschaftlichen Grosskraftwerken hofft man im Jahre 1970 das Endziel zu erreichen. Der Angriff von verschiedenen Seiten gibt der Operation «Sunrise» die grössten Erfolgsaussichten, einzelne Versager beeinträchtigen nicht das ganze Programm. Die technischen Aufgaben, welche gelöst werden müssen, lauten: Vereinfachung der Konstruktion, Senkung der Kosten für die durch den Reaktor bedingten Einrichtungen, Erhöhung der mittleren Leistungsdichte, des thermischen Wirkungsgrades, der Ausnützung der Spaltstoffelemente (burn-up) und der Zuverlässigkeit, ferner Entwicklung von Spaltstoffelementen, die für hohe Temperatur geeignet sind, sowie einer Ausbildung des Reaktorkerns, die gegenüber dem heutigen Stand eine verbesserte Neutronenökonomie ergibt.

Für die Northern States Power Co. (USA) hat die Allis-Chalmers Manufacturing Co. einen Siedewasser-Reaktor mit Zwangsumlauf und nuklearer Ueberhitzung entwickelt. Dieser als Controlled Recirculation Boiling Water Reactor (CRBR) bezeichnete Reaktor soll im Herbst 1962 mit einer Wärmeleistung von 164 MW und einer elektrischen Nettoleistung der Turbogruppe von 66 MW in Betrieb kommen. Der Reaktorkern besteht aus einer äusseren, ringförmigen Siedewasserzone und einem zentralen, zylindrischen Ueberhitzerteil von 1,80 m Höhe und 0,75 m Durchmesser, dessen Wärmeleistung 39 MW beträgt. In der Aussenzone wird Sattdampf erzeugt, der zum Dom des Reaktorgefässes aufsteigt, anschliessend durch die Ueberhitzerelemente abwärts strömt und das Reaktorgefäss unten mit einer Temperatur von 440° C verlässt. Durch die zentrale Anordnung des Ueberhitzers wird es möglich, über den Reaktorkern eine abgeflachte Verteilung des Neutronenflusses und der Leistungsdichte zu erreichen.

Die Spaltstoffelemente des Ueberhitzers bestehen aus einer konzentrischen Anordnung von Uranrohren (Bild 10), die durch radiale Stege gehalten werden. Jedes Uranrohr ist aus einem pulvermetallurgisch hergestellten Urandioxyd-Stainless Steel Cermet aufgebaut, der beidseitig von einer Hülle aus rostfreiem Stahl umschlossen ist. Das Uran ist auf einen Gehalt von 20 % $U^{235}$ angereichert. Die Trennfläche zwischen dem Wasser der Aussenzone und dem Dampf im Ueberhitzer wird durch zwei Rohre aus rostfreiem Stahl gebildet, die zwecks Wärmeisolation eine Schicht von stagnierendem Dampf einschliessen.

In Russland wurde der graphitmoderierte Druckrohrreaktor zu einem Siedewasserreaktor mit nuklearer Ueberhitzung weiterentwickelt (Bild 11). Im Ural ist ein Druckrohrreaktor von 285 MW Wärmeleistung und einer elektrischen Nettoleistung der Turbogruppe von 95 MW im Bau. Der in den Druckrohrelementen der Aussenzone gebildete Sattdampf strömt über einen Wasserabscheider in einen Wärmeaustauscher, in welchem Sekundärdampf erzeugt wird. Dieser erreicht am Austritt aus den zentral im Reaktor angeordneten Ueberhitzerelementen eine Temperatur von 510° C. Da der Dampfdruck 100 kg/cm² beträgt, ergeben sich bereits Daten, wie sie in den heutigen Dampfkraftwerken üblich sind. Die Druckrohrelemente besitzen Hüllen aus rostfreiem Stahl, in einer späteren Weiterentwicklung soll auf Zirkon übergegangen werden, was ein Herabsetzen der erforderlichen Spaltstoffanreicherung erlauben würde.

Die Verwendung eines Graphitmoderators in einem Reaktor, der direkt überhitzten Dampf erzeugt, ist wohl eine interessante Lösung, hat aber den Nachteil, dass zusätzliches neutronenabsorbierendes Material in den Reaktorkern gebracht werden muss, um eine Wassergas-Reaktion mit dem heissen Graphit zu verhindern. Wird jedoch ein Gas wie z. B. Kohlendioxyd oder für hohe Temperaturen Helium als Wärmeübertragungsmittel verwendet, so ist eine Isolierung vom Moderator nicht nötig. Der überhitzte Turbinendampf wird in diesem Fall in geeigneten Wärmeaustauschern erzeugt.

Die bisherigen Erfahrungen mit dem ersten Siedewasser-Reaktor-Kraftwerk, das am 29. Dezember 1956 in Lemont (USA) in Betrieb kam, haben gezeigt, dass keine nennenswerte radioaktive Verunreinigung der Turbine entsteht. Radioaktive Ablagerungen traten nur in geringem Masse auf. Obschon eine Woche lang vor dem Abstellen absichtlich mit einem undichten Spaltstoffelement unter Vollast gefahren wurde, konnten die Unterhaltarbeiten an der Turbine in normaler Weise durchgeführt werden. In der Wartezeit, welche zum Abkalten der Turbine benötigt wird, klingen die kurzlebigen Aktivitäten auf einen ungefährlichen Wert ab. Im Normalbetrieb wurden nur sehr wenige langlebige radioaktive Isotopen in der Turbine festgestellt.

### 7. Reaktoren mit Gasen als Wärmeübertragungsmittel

Die Reaktoren, in denen die Wärmeübertragung durch Gase erfolgt, sind von besonderem Interesse, bieten sie doch günstige Voraussetzungen für die Erreichung hoher Temperaturen des Arbeitsmittels in der nachgeschalteten Wärmekraftmaschine. Gegenüber den Flüssigkeiten haben die Gase den Vorteil, dass Druck und Temperatur voneinander unabhängig sind und ihr Korrosionsverhalten sehr günstig ist; dagegen weisen sie nur unter hohen Drücken befriedigende Wärmeübertragungseigenschaften auf und erfordern ausserdem eine grosse Gebläseleistung für das Umwälzen. Im Leistungsreaktor kommen als gasförmige Wärmeübertragungsmittel in erster Linie Kohlendioxyd und Helium in Frage. Kohlendioxyd wird am meisten verwendet; es ist

billig, ungefährlich und zeichnet sich durch einen niedrigen Wirkungsquerschnitt für Absorption thermischer Neutronen aus; jedoch wird es bei hoher Temperatur unstabil und reagiert mit dem Graphit des Moderators. Das zur Zeit nur bedingt verfügbare Helium ist das ideale gasförmige Wärmeübertragungsmittel und eignet sich ganz besonders gut für Hochtemperatur-Reaktoren.

Die Engländer, welche am 17. Oktober 1956 nach kurzem Probebetrieb das erste Kernenergiekraftwerk der westlichen Welt offiziell dem Betrieb übergaben, haben in der Entwicklung von gasgekühlten, graphitmoderierten Natururanreaktoren Pionierarbeit geleistet. In den Calder Hall-Reaktoren, bei denen neben der Energieerzeugung noch grosser Wert auf die Plutoniumgewinnung gelegt wurde, musste zwischen den beiden Anforderungen ein Kompromiss gefunden und es konnte daher nicht die beste thermodynamische Auslegung der Anlage gewählt werden. Ausgehend von den beim Bau der ersten Anlage gesammelten Erkenntnissen wurde der graphitmoderierte Natururanreaktor entsprechend den Anforderungen einer wirtschaftlichen Energieerzeugung weiterentwickelt. Die aus vielen Gründen sehr vorteilhafte Verwendung eines Graphitmoderators führt in einem Natururanreaktor wegen dem niedrigen Moderierungsvermögen des Graphites zu grossen Abmessungen. Um bei den damit verbundenen hohen Kapitalaufwendungen noch einen annehmbaren Energiegestehungspreis zu erhalten, muss aus einem solchen Reaktor möglichst viel Leistung herausgeholt werden.

Die in England im Bau befindlichen, der Energieversorgung dienenden Kernenergiekraftwerke fallen durch die grossen installierten Leistungen auf (Tabelle 2). Die Reaktoren dieser Anlagen sind alle nach dem selben Grundschema gebaut. Die Spaltstoffelemente enthalten Natururan; als Moderator dient Graphit, und die Wärmeübertragung erfolgt durch verdichtetes Kohlendioxyd (Druck etwa 10 bis etwa 18 kg/cm²). Mit Rücksicht auf die metallurgischen Eigenschaften der für die Umhüllung der Spaltstoffelemente verwendeten Magnesiumlegierung ist die zulässige Temperatur an der Oberfläche der Spaltstoffelemente auf 440° C bis 450° C begrenzt. Damit liegt die Temperatur des Kohlendioxydes am Reaktoraustritt im Bereich von 350° C bis 400° C. Um bei dieser verhältnismässig niedrigen Gastemperatur einen möglichst günstigen thermischen Wirkungsgrad der Wärmekraftanlage zu erzielen, hat man in den Wärmeaustauschern ein Hochdruck- und ein Niederdruck-Verdampfersystem übereinander angeordnet.

Aus Festigkeitsgründen kommt als Form für das Druckgefäss nur eine Kugel oder ein Zylinder in Frage. Vom kernphysikalischen Standpunkt ist die Kugel mit ihrem optimalen Verhältnis von Volumen zur Oberfläche auch die günstigste geometrische Form des Reaktorkerns. Jedoch ergeben sich bei der Kugel kunstruktive Schwierigkeiten, weshalb der Reaktorkern meistens als Zylinder ausgebildet wird, dessen Höhe ungefähr gleich dem Durchmesser ist. Der zylindrische Kern kann in einem nur wenig grösseren zylindrischen Druckbehälter untergebracht werden, wogegen eine Kugel für die Aufnahme des selben Kerns einen um etwa 40 % grösseren Durchmesser haben muss. Unter Berücksichtigung aller Faktoren kann in einem kugeligen Reaktorbehälter der Gasdruck nur etwa 10 bis 20 % höher gewählt werden als im entsprechenden Zylinder. Nachteilig ist bei der Kugelform die grosse Spannweite der Deckenabschirmung mit den vielen Durchführungen.

Zusammenfassend ergibt sich wegen dem höheren zulässigen Gasdruck für die Kugel bei den grossen Reaktoren eine kleine Ueberlegenheit, während bei Reaktoren der mittleren Leistungsklasse der zylindrische Behälter vorteilhafter ist. Wenn jedoch durch Bandagierung der Wände im Zylinder der Druck des Wärmeübertragungsmittels gesteigert werden kann, weist die Kugelform keine Vorzüge mehr auf. Um sich eine Vorstellung über die Abmessungen und den Materialaufwand eines Reaktors von 960 MW Wärmeleistung machen zu können, sei über die Anlage Hinkley Point folgendes mitgeteilt [4]): Das kugelförmige Reaktorgefäss hat einen Durchmesser von 20,4 m und eine Wandstärke von 76 mm. Die Ladung besteht aus 376 000 kg Natururan und 2 470 000 kg Graphit, die Anzahl Spaltstoffelemente ist 4500. Es werden 4660 kg/s $CO_2$-Gas umgewälzt.

Beim Reaktor Trawsfynydd, Bild 12, konnte durch geschickte Auslegung der Tragkonstruktionen für den Kern sowie nach Durchführung einiger weiterer Verbesserungen gegenüber Hinkley Point der Durchmesser des Kugelbehälters um etwa 14 % vermindert werden. Dies erlaubte eine Steigerung des Gasdruckes im Reaktor. Durch Einführung von Hüllen aus Beryllium soll in den neuesten englischen Leistungsreaktoren (AGR = Advanced Gas Cooled Reactor), deren Konstruktion eben begonnen hat, an der Oberfläche der Spaltstoffelemente eine Temperatur von 600° C zugelassen werden können. Damit steigt die Temperatur des Kohlendioxydes am Reaktoraustritt auf 550 bis 575° C, und im Wärmeaustauschersystem kann Dampf von etwa 480° C und etwa 60 kg/cm² erzeugt werden.

Vollständig neue Wege zur Entwicklung eines *Hochtemperatur-Gasreaktors* geht das im Rahmen einer OECE-Arbeitsgemeinschaft mit schweizerischer Beteiligung in Ausführung begriffene *Dragon-Projekt*. Es handelt sich um einen thermischen Versuchsreaktor von 20 MW Wärmeleistung, der nicht mit einer Wärmekraftmaschine gekuppelt ist. Der Reaktor soll folgende wichtigste Eigenschaften aufweisen:

1. Kompakte Bauart zwecks Verminderung der Anlagekosten. Die gedrängte Bauweise macht diesen Reaktor auch für Antriebszwecke geeignet.
2. Die Gasaustrittstemperatur am Reaktor soll so hoch sein, dass direkt Gasturbinen oder über Wärmeaustauscher moderne Dampfturbinen betrieben werden können.
3. Da die vorangehenden Bedingungen nur mit starker Spaltstoffanreicherung erfüllt werden können, muss der Reaktor aus wirtschaftlichen Gründen einen hohen Konversionsfaktor aufweisen und womöglich einen Brutgewinn ergeben.
4. Die Spaltstoffelemente müssen so konstruiert sein, dass ein hoher Ausbrand erzielt werden kann.

Der Reaktorkern des Dragon enthält keine Metalle, welche zu einer Temperaturbegrenzung führen können. Das Spaltstoff-Moderator-Verhältnis ist so gewählt (untermoderiert), dass der thermische Neutronenfluss im Reflektor sein Maximum erreicht. Dadurch kann der Reaktor durch Regelstäbe, die im verhältnismässig kalten Reflektor angeordnet sind, wirkungsvoll gesteuert werden. Die mittlere Temperatur des Spaltstoffes beträgt 1000° C, diejenige des Graphitmoderators 800° C. Als Wärmeübertragungsmittel wird Helium verwendet, dessen Temperatur am Reaktoreintritt 350° C und am Reaktoraustritt 750° C beträgt.

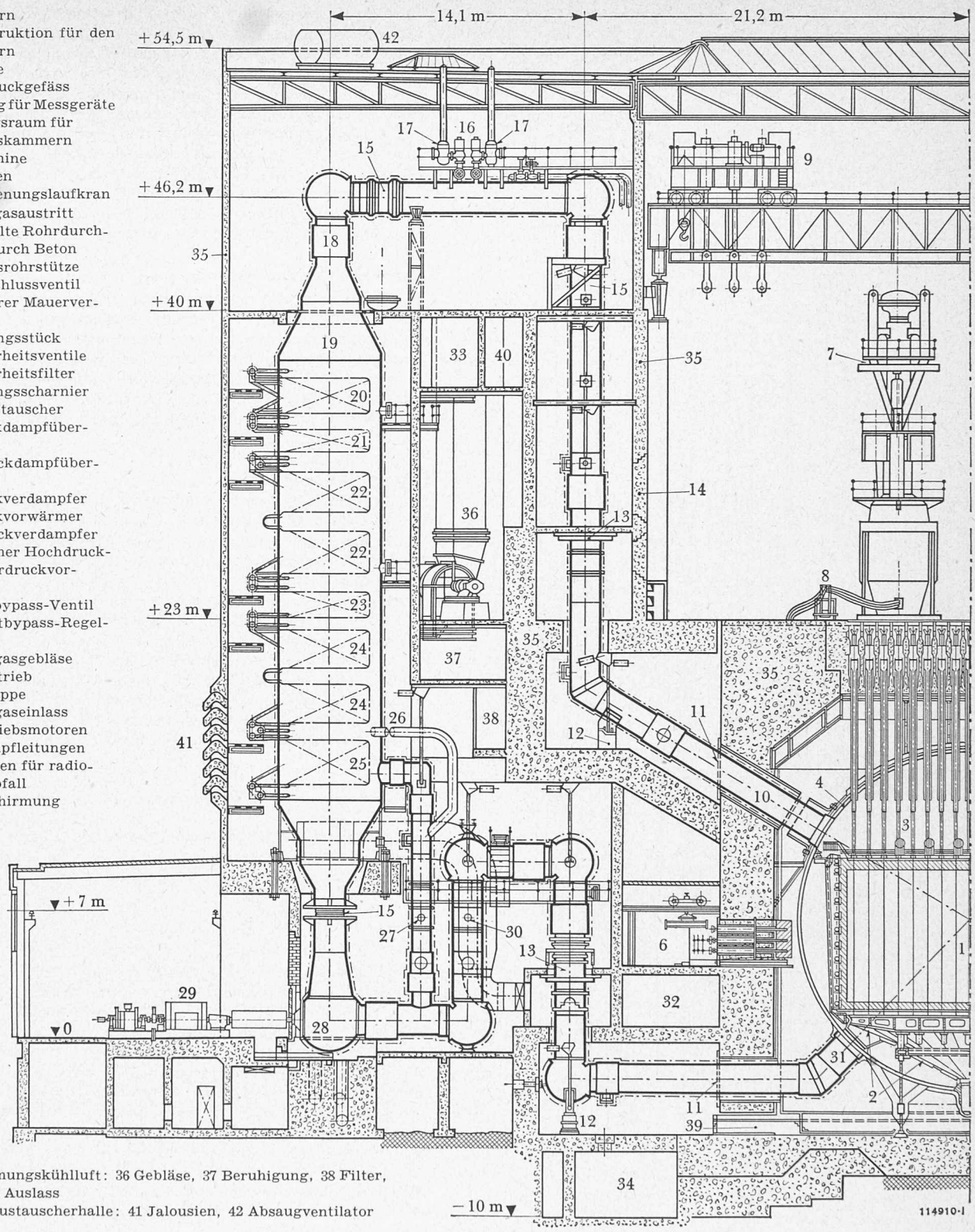
Nach einem Vorschlag von Shepherd (A/Conf. 15/P/314-Genf 1958) besteht eine Ausführung des Spaltstoffelementes aus sieben Einzelstäben, die in sechseckförmiger Anordnung zu einem Bündel zusammengefasst sind. Der Einzelstab be-

[4]) S. auch SBZ 1958, Heft 28, S. 422; Heft 35, S. 507 und 1959, Heft 16, S. 242.

Tabelle 2. Daten englischer Atomkraftwerke, die 1960 im Bau sind

| Anlage | Anzahl Reaktoren | Wärmeleistung pro Reaktor | Elektr. Nettoleistung pro Reaktor | $CO_2$-Druck bei Reaktor-Eintritt | Dampfdaten vor Turbine | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | | Hochdruck | | Niederdruck | |
| | | MW | MW | kg/cm² | ° C | kg/cm² | ° C | kg/cm² |
| Berkeley | 2 | 557 | 138 | 8,8 | 319 | 21,8 | 316 | 5,1 |
| Bradwell | 2 | 531 | 150 | 10,3 | 371 | 52,3 | 371 | 13,7 |
| Hunterston | 2 | 535 | 150 | 11,5 | 369 | 39,7 | 346 | 10,7 |
| Hinkley Point | 2 | 960 | 250 | 13 | 360 | 44,2 | 346 | 11,5 |
| Trawsfynydd | 2 | 870 | 250 | 17,9 | 379 | 66,1 | 363 | 21,4 |

1 Reaktorkern
2 Tragkonstruktion für den Reaktorkern
3 Standrohre
4 Reaktordruckgefäss
5 Einführung für Messgeräte
6 Bedienungsraum für Ionisationskammern
7 Lademaschine
8 Kabelwagen
9 450-t-Bedienungslaufkran
10 $CO_2$-Kühlgasaustritt
11 Luftgekühlte Rohrdurchführung durch Beton
12 Sicherheitsrohrstütze
13 Hauptabschlussventil
14 Entfernbarer Mauerverschluss
15 Ausdehnungsstück
16 $CO_2$-Sicherheitsventile
17 $OC_2$-Sicherheitsfilter
18 Ausdehnungsscharnier
19 Wärmeaustauscher
20 Hochdruckdampfüberhitzer
21 Niederdruckdampfüberhitzer
22 Hochdruckverdampfer
23 Hochdruckvorwärmer
24 Niederdruckverdampfer
25 Gemeinsamer Hochdruck- und Niederdruckvorwärmer
26 $CO_2$-Hilfsbypass-Ventil
27 $CO_2$-Hauptbypass-Regelventil
28 $CO_2$-Kühlgasgebläse
29 Gebläseantrieb
30 Drosselklappe
31 $CO_2$-Kühlgaseinlass
32 Ventilantriebsmotoren
33 Frischdampfleitungen
34 Lagerbecken für radioaktiven Abfall
35 Betonabschirmung




Für Abschirmungskühlluft: 36 Gebläse, 37 Beruhigung, 38 Filter, 39 Einlass, 40 Auslass
Für Wärmeaustauscherhalle: 41 Jalousien, 42 Absaugventilator

Bild 12. Kernenergie-Kraftwerk Trawsfynydd. Schnitt durch das Reaktorgebäude mit einem der sechs Kühlgas-Kreisläufe. Im Maschinensaal dieses Kraftwerkes sind 4 Turbogruppen von je 145 MW Klemmenleistung, Bauart Brown Boveri (Lizenznehmer Richardsons Westgarth & Co. Ltd.), aufgestellt. (Aus «Brown Boveri Mitteilungen», Jan./Febr. 1960, S. 97)

steht aus einem porösen Graphitdorn mit zentraler Bohrung, auf den Ringe von etwa 3 mm Wandstärke aus Uranoxyd und Thoriumoxyd aufgereiht sind (Bild 13). Dieses System ist von einer Hülle aus dichtem Graphit umschlossen, welche die Reaktionswärme an das Helium ableitet.

Die Graphitteile wirken moderierend. Da zunächst nicht damit gerechnet werden kann, dass die äussere Graphithülle völlig dicht bleibt, wird eine gewisse Menge des unter einem Druck von 20 kg/cm² stehenden Wärmeübertragungsmittels durch die Hülle in Richtung des Graphitdornes diffundieren und einen Teil der nach aussen diffundierenden gasförmigen Spaltprodukte in den zentralen Kanal spülen. Durch diesen Kanal soll das Helium-Spaltproduktgemisch abgesaugt und in anschliessenden Aktivkohlefiltern und Wartetanks unschädlich gemacht werden. In der Herstellung von dichtem Graphit, der sich für das Umhüllen des Spaltstoffes in Hochtemperaturreaktoren eignet, sind in letzter Zeit grosse Fortschritte erzielt worden; so ist heute ein Graphit erhältlich, der im unbestrahlten Zustand dichter ist als warmfester Stahl. Vorläufig ist es jedoch vorsichtig, mit einer gewissen radioaktiven Verseuchung des Wärmeübertragungsmittels zu rechnen.

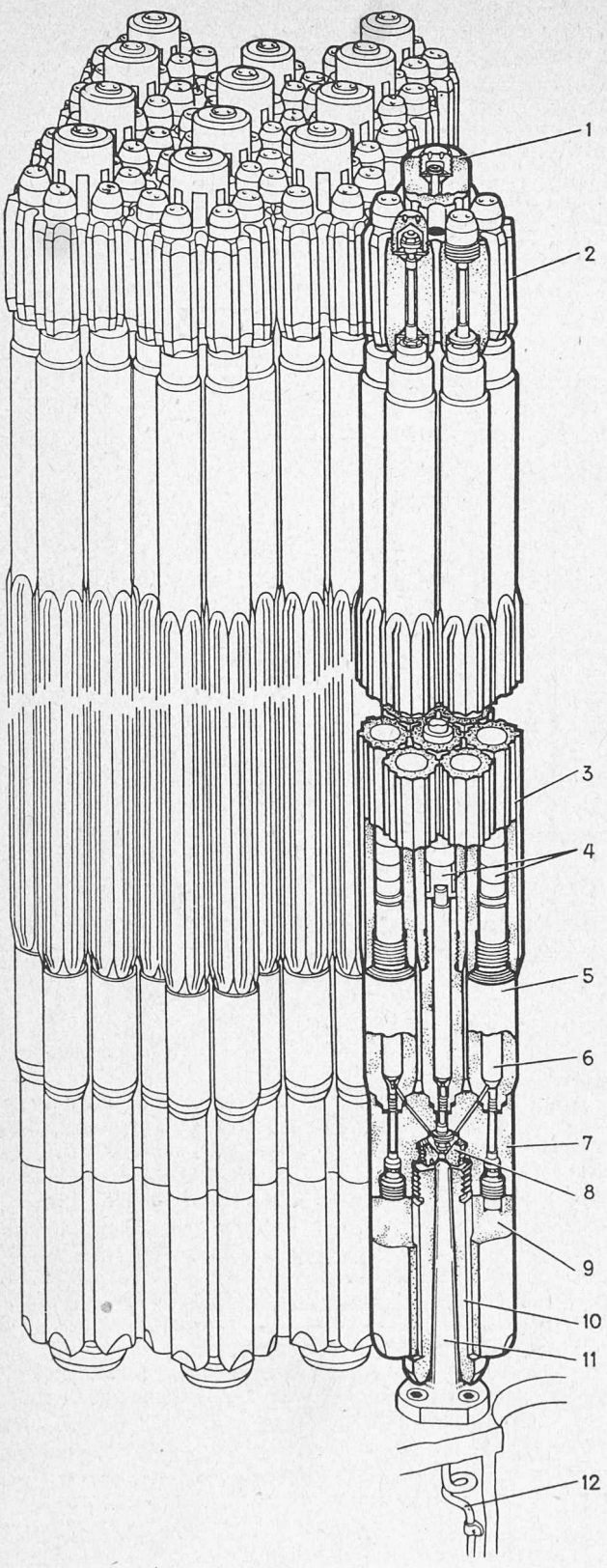



Bild 13. Spaltstoffelement des Hochtemperatur-Reaktors Dragon (aus A/Conf. 15/P 314, Genf 1958, Seite 20)

1 Ansatz für den Greifer der Elementwechselmaschine
2 Kopfstück des Spaltstoffelementes
3 Hülle aus gasdichtem Graphit
4 Spaltstoffringe, die über einen Graphitdorn gesteckt sind
5 Endstück eines einzelnen Spaltstoffstabes
6 Poröser Graphitdorn mit zentraler Absaugung der gasförmigen Spaltstoffprodukte
7 Endstück, durch welches sieben Einzelstäbe zu einem Bündel zusammengefasst werden
8 Einsatzstück zur Auflage und Dichtung des Zentrierdornes
9 Graphitreflektor
10 Führungskonus aus Graphit
11 Führungsdorn mit Leitungsanschluss an das Gasreinigungssystem
12 Gasabsaugung

Das Helium strömt durch Längskanäle zwischen den sechseckförmigen Stäben. Der Leerraumkoeffizient soll nur etwa 15 % betragen, was gegenüber dem früher erwähnten «pebble bed reactor» bei gleichem Neutronenfluss eine wesentliche Erhöhung der Leistungsdichte im Reaktorkern ergibt. Wichtig ist eine sehr grosse Reinheit des Heliums; schon eine Sauerstoffkonzentration von $^1/_{10}{}^6$ im Helium verursacht eine Oxydation des ungeschützten Graphites (Massentransport), was zu Schwierigkeiten führt.

Neuerdings wurde die Entwicklung von Hochtemperaturreaktoren mit Helium als Wärmeübertragungsmittel auch in den USA in Angriff genommen.

**8. Schnelle Breeder-Reaktoren**

In den zuletzt beschriebenen grossen Natururan-Reaktoren findet ausser der Energieerzeugung eine Konversion des Urans-238 in den Spaltstoff Plutonium statt. Die Zahl der neu gebildeten Spaltstoffkerne entspricht der Anzahl Neutronen, welche für eine Konversion verfügbar sind. Das Konversionsverhältnis $C_0$, d. h. die Anzahl neu erzeugter zur Anzahl verbrauchter Spaltstoffkerne (z. B. $U^{235}$) berechnet sich zu

$$C_0 = \eta - 1 - (A + L)$$

Hierin bedeuten:

$\eta$ die mittlere Anzahl emittierter Spaltungsneutronen bezogen auf die Zahl der im Spaltstoff absorbierten Neutronen (Spaltung + parasitäre Absorption).

$A$ den Verlust durch parasitären Neutroneneinfang im Reaktorkern

$L$ den Verlust durch entweichende Neutronen

Ein Neutron wird für die Aufrechterhaltung der Kettenreaktion benötigt. In gut gebauten Natururan-Reaktoren sind Konversionsverhältnisse $C_0 = 0{,}8$ bis $0{,}9$ erreichbar. Nimmt man an, dass Plutonium und Uran-235 gleichwertige Spaltstoffe seien, so berechnet sich, ausgehend von einer ursprünglichen Spaltstoffkonzentration $r$, die in verschiedenen Generationen erzeugte totale Menge neuen Spaltstoffes zu

$$r\,(C_0 + C_0{}^2 + C_0{}^3 + \ldots\ldots) = \frac{r\,C_0}{1 - C_0} \quad \text{falls } C_0 < 1$$

Die äusserst mögliche Ausnützung des Urans wäre damit durch die Summe von ursprünglichem Spaltstoffgehalt und dem durch Konversion neu gebildeten Spaltstoff gegeben, somit

$$r + \frac{r\,C_0}{1 - C_0} = \frac{r}{1 - C_0}$$

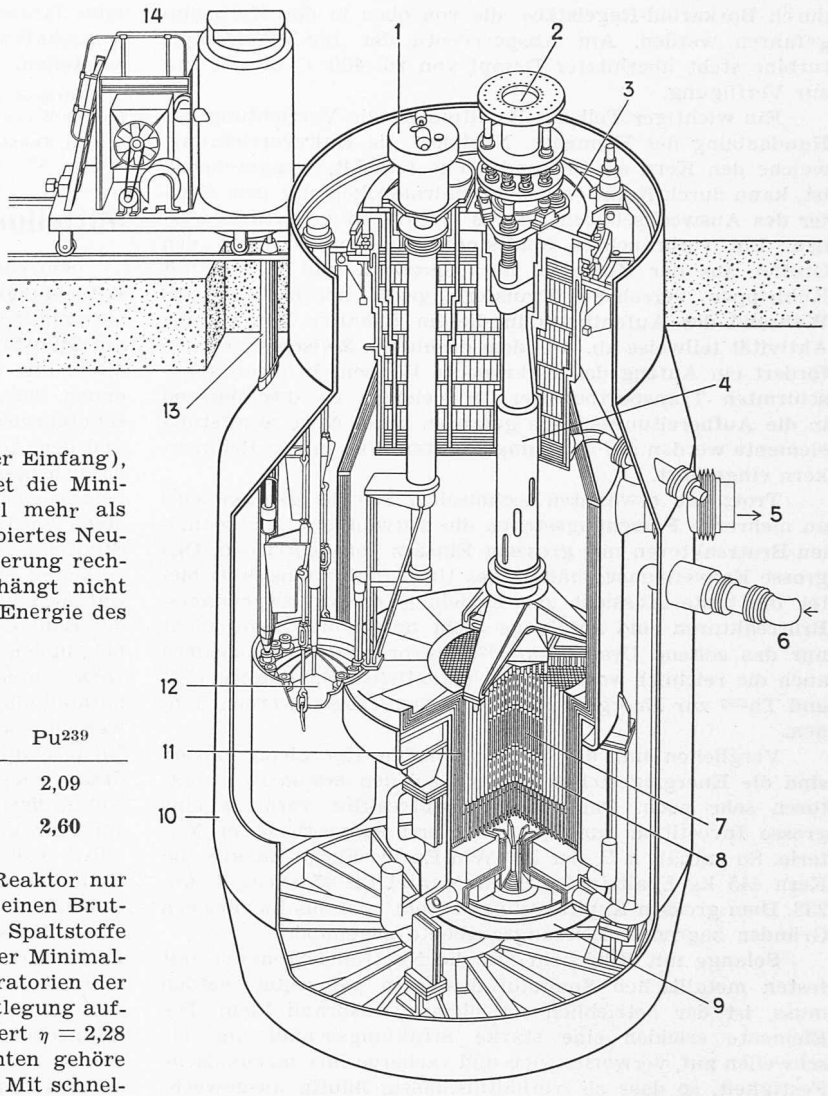
Somit könnten im Idealfall in einem Natururanreaktor mit $r = 0{,}714$ %, dessen Konversionsverhältnis $C_0 = 0{,}9$ sei, nur 7,14 % des Urans zur Energieerzeugung ausgenützt werden. In Wirklichkeit ist der Ausbrand aus verschiedenen Gründen ganz bedeutend kleiner. Erwähnt sei lediglich, dass ja nicht alles Uran-235 aufgebraucht werden kann; denn bei Erreichen einer negativen Reaktivität bricht die Kettenreaktion ab. In den englischen Reaktorkraftwerken wird zur Zeit mit einem betriebsmässigen Ausbrand der metallischen Spaltstoffelemente von etwa 4500 MW-Tagen pro Tonne Natururan gerechnet. Dies bedeutet, dass bis zum Zeitpunkt des Auswechselns der Spaltstoffelemente nur etwa 0,5 % des natürlichen Urans zur Energieerzeugung ausgenützt werden können.

Ist das Konversionsverhältnis kleiner als 1, so wird in jeder folgenden Generation etwas weniger neuer Spaltstoff gebildet, und der Spaltstoffvorrat nimmt mit der Zeit ab. Bei einem Konversionsverhältnis $C_0 = 1$ bleibt die Spaltstoffmenge erhalten, solange konvertierbare Materie vorhanden ist. In einem Kernreaktor, dessen Konversionsverhältnis grösser als 1 ist, nimmt die gebildete Spaltstoffmenge in jeder Generation etwas zu, es entsteht ein Spaltstoff-Ueberschuss $G$, der Brutgewinn genannt wird. Theoretisch könnte dann der gesamte Vorrat an konvertierbarer Materie ($U^{238}$, $Th^{232}$) zur Energieerzeugung ausgenützt werden.

Für $C_0 > 1$ wird $G = C_0 - 1$ = Brutgewinn, d. h. $G = \eta - 2 - (A + L)$. Damit in einem Reaktor ein Brutgewinn entsteht, muss somit $\eta > 2 + (A + L)$ sein. Setzen wir einen

Bild 14. Schnitt durch den schnellen Brutreaktor Enrico Fermi, Michigan (USA). (Aus «Scientific American», Jan. 1960, S. 84)

1 Ladevorrichtung für Spaltstoffelemente
2 Durchführung für Regelstäbe
3 Abschirmdeckel
4 Haltevorrichtung für den Reaktorkern
5 Austritt des Wärmeübertragungsmittels
6 Eintritt des Wärmeübertragungsmittels
7 Reaktorkern
8 Brutmantel
9 Reaktorkessel
10 Aussenmantel der Abschirmung
11 Thermische Abschirmung
12 Drehbares Zwischenmagazin
13 Ausfahrkanal für verbrauchte Elemente
14 Abgeschirmter Transportbehälter




idealisierten Fall mit $A = 0$ (d. h. kein parasitärer Einfang), $L = 0$ (d. h. unendliche Grösse) voraus, so lautet die Minimalbedingung $\eta > 2$, d. h. es müssen im Mittel mehr als zwei Spaltungsneutronen pro im Spaltstoff absorbiertes Neutron verfügbar sein. Als effektive Minimalanforderung rechnet man mit einem Wert $\eta > 2{,}2$. Der $\eta$-Wert hängt nicht nur vom Spaltstoff selbst, sondern auch von der Energie des Neutrons, welches die Spaltung auslöst, ab.

Tabelle 3

| Neutronen-Energie | | $U^{233}$ | $U^{235}$ | $Pu^{239}$ |
|---|---|---|---|---|
| $\eta$ | thermisch | **2,28** | 2,08 | 2,09 |
| | schnell | 2,40 | 2,30 | **2,60** |

Tabelle 3 zeigt, dass in einem thermischen Reaktor nur mit dem System $U^{233}$ — $Th^{232}$ Aussicht besteht, einen Brutgewinn zu erzielen, $U^{235}$ und $Pu^{239}$ scheiden als Spaltstoffe aus. Der $\eta$-Wert für Uran-233 liegt so nahe an der Minimalbedingung von 2,2, dass in den staatlichen Laboratorien der USA und Englands sehr viel Arbeit für seine Festlegung aufgewendet wurde. Es wird behauptet, dass der Wert $\eta = 2{,}28$ zu den am genauesten bestimmten Kernkonstanten gehöre (A. Weinberg, Scientific American, Januar 1960). Mit schnellen Neutronen ist im Thorium-Brutreaktor nicht viel zu gewinnen. Anderseits ist es besonders vorteilhaft, das in thermischen Reaktoren erzeugte Plutonium als Spaltstoff in schnellen Brutreaktoren einzusetzen.

Ein Kernreaktor, der mit schnellen Neutronen arbeitet, also keinen Moderator besitzt, erhält einen sehr kompakten Aufbau, wodurch es wegen Fehlens der nötigen Oberflächen schwierig wird, die Wärme abzuführen. Die Folgen sind grosse Temperaturdifferenzen, Wärmespannungen und eine Begrenzung der spezifischen Leistung. Für eine gute Wärmeübertragung sollte der Spaltstoff möglichst aufgelockert werden, ein Erfordernis, das nur unter Verlust an schnellen Neutronen durchgeführt werden kann. Es ist ein Kompromiss zwischen einer unverwertbaren Kompaktheit und einer nicht mehr arbeitsfähigen Auflockerung des Reaktorkerns zu finden. Das Wärmeübertragungsmittel soll nicht nur ausgezeichnete Wärmeübertragungseigenschaften besitzen, sondern es darf, wie bereits erwähnt, auch nicht moderierend wirken. Geeignet sind flüssige Metalle, vor allem Natrium. Der hohe Brutgewinn ist mit Plutonium nur erreichbar, wenn nicht zu viele Neutronen durch Fremdmaterialien verlangsamt und in der Folge eingefangen werden. Da die Wirkungsquerschnitte für schnelle Neutronen klein sind, muss einerseits im Spaltstoffelement der Plutoniumgehalt verhältnismässig hoch gewählt werden, anderseits ist wegen des niedrigen Absorptionsvermögens die Auswahl geeigneter Konstruktionsmaterialien grösser als im thermischen Reaktor. Ein ideales Material ist im schnellen Reaktor der rostfreie Stahl; er ist sehr korrosionsbeständig, hat bei hoher Temperatur gute mechanische Eigenschaften und verlangsamt die Neutronen praktisch nicht. Die schnellen Brutreaktoren besitzen meistens einen Kern, in welchem der Spaltstoff konzentriert ist, und einen umschliessenden Mantel, der das konvertierbare Material enthält.

Ueber die grossen technischen Probleme, welche beim Bau eines schnellen Brutreaktors zu bewältigen sind, kann man sich am besten an Hand des Enrico Fermi Reaktors (USA) ein Bild machen. Dessen Wärmeleistung beträgt 300 MW und die elektrische Nettoleistung 100 MW (Bild 14).

Der grösste Teil der Wärmeleistung des Reaktors wird in der zylindrischen Spaltzone von etwa 0,75 m Durchmesser und etwa 0,75 m Höhe erzeugt. Die Wärmeleistungsdichte im Reaktorkern erreicht den sehr hohen Wert von etwa 800 W/cm³. Bezieht man aber die Wärmeleistung auf die Spaltstoffmenge (445 kg), so erhält man eine mittlere spezifische Leistung von nur rd. 620 kW/kg Spaltstoff. Vergleichsweise sei erwähnt, dass im Dragon-Reaktor die spezifische Leistung 1000 kW/kg Spaltstoff beträgt. Die spezifische Leistung des schnellen Brutreaktors wäre noch niedriger, wenn man nicht den Umstand ausnützen würde, dass schnelle Neutronen in einem gewissen Ausmass auch Uran-238 spalten, eine Reaktion, die zusätzliche Neutronen liefert.

Das flüssige Natrium tritt mit einem Druck von 6,8 kg/cm² von unten in die zentrale Spaltstoffzone und den peripheren Brutstoffmantel ein, strömt nach oben und verlässt den Reaktor mit einer Temperatur von 430° C. Bei abgestelltem Reaktor wie auch bei einem Ausfall der elektromagnetischen Natrium-Umwälzpumpen wird die durch den Zerfall der Spaltprodukte entstehende Wärme durch die natürliche Zirkulation des Natriums abgeführt. Um jede Möglichkeit eines Kontaktes zwischen dem stark radioaktiven Natrium und dem Wasser im Dampferzeuger auszuschliessen, erfolgt die Wärmeübertragung über ein Zwischenmedium. Die Natriumüberdeckung über den Kern beträgt rd. 3,3 m; oberhalb diesem Niveau ist der freie Raum zwecks Verhinderung einer Natrium-Luft-Reaktion mit einer Argonatmosphäre gefüllt. Die Steuerung des Reaktors erfolgt

durch Borkarbid-Regelstäbe, die von oben in den Kern eingefahren werden. Am Absperrventil der 100-MW-Dampfturbine steht überhitzter Dampf von rd. 400° C und 41 ata zur Verfügung.

Ein wichtiger Teil des Reaktors ist die Vorrichtung zur Handhabung der Elemente. Nachdem die Haltevorrichtung, welche den Kern an Ort und Stelle festhält, weggeschoben ist, kann durch Rotation des Abschirmdeckels mit dem Greifer des Auswechselmechanismus jedes Element erfasst werden. Ein verbrauchtes Spaltstoffelement wird durch den Greifer aus der Kernzone herausgezogen und in das mit Kühlrippen versehene Transfermagazin heruntergelassen. Während des Aufenthalts in diesem Behälter klingt seine Aktivität teilweise ab. Aus dem drehbaren Zwischenmagazin fördert ein Aufzug das verbrauchte Element in einen abgeschirmten Transportbehälter, in welchem es anschliessend in die Aufbereitungsanlage gefahren wird. Neue Spaltstoffelemente werden auf dem umgekehrten Weg in den Reaktorkern eingeführt.

Trotz den erwähnten technischen Schwierigkeiten wird an mehreren Forschungsstellen die Entwicklung von schnellen Brutreaktoren mit grossem Einsatz vorangetrieben. Das grosse Konversionsverhältnis des Uran-Plutoniumzyklus bietet die beste Aussicht zur Erzielung eines Brutgewinnes. Brutreaktoren sind auf lange Sicht notwendig, damit nicht nur das seltene Uranisotop $U^{235}$ verbraucht wird, sondern auch die reichlich vorhandenen potentiellen Spaltstoffe $U^{238}$ und $Th^{232}$ zur Energieerzeugung herangezogen werden können.

Verglichen mit der konventionellen Energieproduktion sind die Energiegestehungskosten bei den ersten Brutreaktoren sehr hoch. Der schnelle Brutreaktor verlangt eine grosse Investition von Spaltstoff und konvertierbarer Materie. So enthält z. B. der 300-WM-Enrico-Fermi-Reaktor im Kern 445 kg Spaltstoff und im Mantel rd. 45 000 kg Uran-238. Dem grossen Kapitalaufwand steht eine aus technischen Gründen begrenzte Leistungsausbeute gegenüber.

Solange mit Rücksicht auf die Neutronenökonomie mit festen metallischen Spaltstoffelementen gearbeitet werden muss, ist der betrieblich erreichbare Ausbrand klein. Die Elemente erleiden eine starke Strahlungsschädigung, sie schwellen auf, verwerfen sich und verlieren ihre mechanische Festigkeit, so dass sie verhältnismässig häufig ausgewechselt werden müssen. Keramische Spaltstoffelemente aus Plutoniumoxyd, wie sie z. B. im schnellen Brutreaktor BR-5 (USSR) verwendet werden, sollen eine befriedigende Strahlungsbeständigkeit gezeigt haben. Zur Senkung der hohen Betriebskosten des schnellen Brutreaktors wird an der Entwicklung strahlungsbeständiger Spaltstoffelemente und einfacher, billiger Wiederaufbereitungsverfahren intensiv gearbeitet. Es ist auch zu erwarten, dass die weiteren Fortschritte der Reaktortechnik zu einer Herabsetzung des in einem schnellen Brutreaktor erforderlichen Aufwandes an Spaltstoff und konvertierbarem Stoff führen werden.

Der thermische $U^{233}$-Thorium-Brutreaktor, der gegenüber dem schnellen Plutonium-Uran-Brutreaktor verschiedene Vorteile hat, steht noch im Stadium der laboratoriumsmässigen Erprobung. Da auch in diesem Fall noch schwierige technische Probleme zu bewältigen sind, wurden noch keine grossen Leistungsreaktoren gebaut.

Obschon in den letzten Jahren grosse Fortschritte im Bau von Leistungsreaktoren erzielt wurden und auch bereits längere Betriebserfahrungen vorliegen, ist es immer noch sehr schwierig, die zukünftige Reaktorentwicklung vorauszusehen. Ueber viele Faktoren, die von grossem Einfluss auf die Gestehungskosten der Kernenergie sind, verfügt man über nur ganz ungenügende Unterlagen. So sind z. B. die Preise für den Spaltstoff zwar durch die Behörden festgelegt; aber niemand weiss, wie sie sich in einer Zukunft mit freiem Markt gestalten würden. Ueber die Kosten des Unterhaltes von radioaktiven Anlageteilen ist wenig bekannt. Hochtemperaturreaktoren, welche einen guten thermischen Wirkungsgrad der nachgeschalteten Wärmekraftmaschine ermöglichen, sind zur Zeit ausserordentlich teuer; dasselbe gilt von den Brutreaktoren. Dank dem einzigartigen, weltumspannenden Erfahrungsaustausch in der Reaktortechnik (Genf, Wien) ist die Hoffnung berechtigt, dass es bis in etwa zehn Jahren gelingen werde, den Energieproduzenten einige wirtschaftlich arbeitende Kernenergieanlagen zur Verfügung zu stellen.

Adresse des Verfassers: Dr. *Werner Dubs*, Oberingenieur bei Escher Wyss AG., *Zürich*.

In Tabelle 1, Seite 379, soll die erste Zeile der letzten Kolonne lauten: $U^{233}$ $U^{235}$ $Pu^{239}$.

## Mitteilungen

**Anwendung des Bentonitverfahrens beim Bau des neuen Bekleidungshauses ACV, Freie Strasse, Basel.** Als die Bauherrschaft (ACV = Allg. Consum-Verein) den Lichtenfelshof am Münsterberg erwarb und damit ihre Absicht bekundete, dieses alte Baudenkmal abzureissen, erhob sich von verschiedenen Seiten eine sehr starke Gegnerschaft. Die Heimatschutzkreise versuchten, wenigstens die Fassade zu retten und den ACV dazu zu bringen, eine in ihren Augen städtebaulich bessere Lösung zu finden. Trotz dieser Bestrebungen gelang es nicht, den Lichtenfelshof zu retten. Aber wenigstens wird sich die neue Fassade Seite Münsterberg dem Stadtbild wohlproportioniert anpassen. Die Anfangsschwierigkeiten sind überwunden und die Oeffentlichkeit beschäftigt sich nun mit der sehr interessanten technischen Seite des Bauvorhabens. Dank dem Bentonitverfahren ist es möglich, in den engen Bauplatzverhältnissen grosse Abfangungen vorzunehmen und einen Aushub zu bewältigen, der bei den herkömmlichen Baumethoden nur schwer hätte bemeistert werden können. Die Böschung des Münsterhügels wird von Rheinschotter gebildet. Dieser ruht auf dem Blauen Letten, dessen Oberfläche im Areal des Neubaues zwischen den Koten 250,00 m und 253,00 m schwankt. Der Grundwasserspiegel wurde auf Kote 254,00 m angetroffen. Der Neubau wird zwei Untergeschosse aufweisen, wobei der unterste Kellerboden auf Kote 251,80 m zu liegen kommt. Das ganze Gebäude steht somit auf dem Blauen Letten. Auf der Seite Freie Strasse liegen die Fundamente 8 bis 9 m unter der Freien Strasse und auf der Seite Münsterberg 14 bis 15 m unter der heutigen Bodenoberfläche. Das ganze Bauwerk steht 3 bis 4 m tief im Grundwasser. Zur Herstellung des Baugrubenabschlusses, einer armierten Betonschlitzwand von 60 cm Stärke, sind auf der Baustelle 3 Schlitzwandmaschinen eingesetzt. Die totale Betonkubatur beträgt 1000 $m^3$, wobei 70 t Armierungseisen verlegt werden. Der ganze Aushub umfasst rd. 22 000 $m^3$ Material. Man nimmt an, dass die gesamte Bentonitarbeit bis Ende Juni 1960 abgeschlossen ist, so dass anschliessend mit der dritten Aushubetappe begonnen werden kann. Bereits im September 1960 kann im unteren Teil der Baugrube mit der Betonierung der Kellergeschosse angefangen werden. Zuerst kommt die Hochführung der Seite Freie Strasse, dann die schrittweise Abstützung der Schlitzwände auf die Decken, während die noch stehengebliebene Böschung abgetragen wird. Anfangs Dezember 1961 soll der Rohbau fertiggestellt sein und im Dezember 1962 muss das Geschäft für den Weihnachtsverkauf geöffnet werden können. Das Bauvorhaben steht unter der Oberleitung des Architekturbüros ACV. Die Architekten sind Karl August † und Martin H. Burckhardt, die Ingenieurarbeiten werden vom Ingenieurbüro Gebrüder Gruner ausgeführt. Die Schlitzwand wird von der Firma Swissboring AG. erstellt. *E. Keller*, dipl. Ing.

**Ueber die Mineralölwirtschaft Westdeutschlands** berichtet Dr. *G. Voss*, Benzin und Petroleum AG., Hamburg, in «Brennstoff, Wärme, Kraft» vom 14. April 1960. Aufgrund neuer Erkenntnisse werden die deutschen Erdölreserven auf 75 Mt geschätzt. 1959 betrug die Erdölförderung 5,1 Mt. Die starke Zunahme (um 15,2 % im Jahre 1958/59) beruht vor allem auf der Erweiterung bekannter Felder und nur zum kleineren Teil auf neuen Funden. Viel stärker hat die Durchsatzsteigerung der Raffinerien zugenommen, so dass sich die Eigenförderung auf nur 23,5 % verringert hat und sich die deutschen Unternehmer zunehmend Oelkonzessionen im Ausland sicherten. Um dem Bedarf zu genügen, hat man in Köln und in Duisburg je eine neue Raffinerie in Betrieb genommen und andere Raffinerien weiter ausgebaut. Bis 1963 sollen zwei weitere Raffinerien bei Karlsruhe fertiggestellt