

**Zeitschrift:** Schweizerische Bauzeitung  
**Herausgeber:** Verlags-AG der akademischen technischen Vereine  
**Band:** 87 (1969)  
**Heft:** 40

**Artikel:** Gasgekühlte Reaktoren: fertiggestellte Anlagen und zukünftige Projekte  
**Autor:** Brainbridge, G.R.  
**DOI:** <https://doi.org/10.5169/seals-70790>

### **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:** 28.04.2026

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

## Zweite Internationale Fachmesse für die kerntechnische Industrie, «Nuclex 69», Basel

In der Zeit vom 6. bis 11. Oktober 1969 werden sich nach drei Jahren zum zweiten Male in den Hallen der Schweizer Mustermesse in Basel die wichtigsten Unternehmen der kerntechnischen Industrie gegenüberstehen. Es ist erfreulich, dass sich die Nuclex als alleinige wirklich internationale Veranstaltung auf diesem Gebiet in der Schweiz durchzusetzen vermochte. Wir wünschen diesem einzigartigen Treffen gutes Gelingen und viel Erfolg.

Redaktion

### Gasgekühlte Reaktoren; fertiggestellte Anlagen und zukünftige Projekte

DK 621.039.534.3

Von Dr. G. R. Bainbridge, B.Sc., Ph.D., F.Inst.P., C.Eng., M.I.E.E.

#### Zusammenfassung

Dieser Beitrag berichtet rückblickend über die Erfahrungen in Entwurf, Konstruktion und Betrieb gasgekühlter Kernkraftwerke bis zum Zeitpunkt, da in Basel die zweite Internationale Fachmesse für die kerntechnische Industrie «Nuclex 69» stattfindet. Er bezieht sich auf die in Grossbritannien, Frankreich, Italien und Japan im Betrieb stehenden oder zum Teil im Konstruktionsstadium befindlichen Kernkraftwerke mit Gaskühlung. Schliesslich folgt ein Blick in die möglichen zukünftigen, von den Versuchsarbeiten an Hochtemperatur-Reaktoren in Grossbritannien (O.E.C.D.-«Dragon»-Projekt), in den USA (Peach Bottom) und in der Bundesrepublik Deutschland (Jülich) abgeleiteten Entwicklungen.

#### Einleitung

Die installierte Leistung aller im gewerblichen Einsatz stehenden Kernkraftwerke beträgt rund 10 000 MWe; davon fallen etwa 6000 MWe auf die mit CO<sub>2</sub> gekühlten, graphitmoderierten Reaktoren, Bild 1. Die installierte Leistung aller nuklearen Kraftwerke, welche hauptsächlich in Europa, Nordamerika und Japan im Jahre 1970 in Betrieb stehen werden, wird etwa 25 000 MWe betragen. Rund ein Drittel davon wird auf den in England und Frankreich entwickelten, gasgekühlten Typ entfallen. Die zwei leichtwassergekühlten und -moderierten Typen (Druck- und Siedewasser-Reaktoren), deren Ausführung hauptsächlich auf amerikanischen Entwürfen beruht, werden je etwa 8000 MWe zur Verfügung stellen. Die restlichen 1000 MWe entfallen auf Schwerwasser-Reaktoren, die entweder mit Leicht- oder mit Schwerwasser gekühlt werden, wie sie in Kanada, Grossbritannien und Deutschland entwickelt worden sind.

Im Verlaufe der Fachtagungen anlässlich der «Nuclex 69» werden viele interessante Diskussionen stattfinden, die sich mit Vor- und Nachteilen nuklearer Kraftwerke im allgemeinen und mit deren Aufbau und Konstruktion im besonderen befassen. Die stetige Inbetriebnahme neuer gasgekühlter Reaktoren in Grossbritannien kann durchaus verglichen werden mit der vor kürzerer Zeit begonnenen schnellen Folge von Aufträgen für die Lieferung von Leichtwasserreaktoren in den USA sowie mit den Versuchskombinationen nuklearer Kraftwerke in anderen Ländern. Der rückgängigen Tendenz der Bestellungen für Kernkraftwerke, die man in den vergangenen Monaten beobachten konnte, dürfte in Anbetracht des wirtschaftlichen Druckes und der starken Konkurrenz fossiler Brennstoffe grosse Beachtung geschenkt werden.

Noch vor kurzer Zeit schätzte man, dass die gesamte in Kernkraftwerken bis zum Jahre 1975 installierte Leistung 100 000 MWe erreichen würde; es sind aber bereits Anzeichen dafür vorhanden, dass verschiedene Industriezweige, wie beispielsweise die Hersteller dickwandiger Stahlbehälter und von Turbogeneratoren, ganz erhebliche Umorganisationen in Kauf nehmen müssen, wenn die gesteckten Ziele erreicht werden sollen, und zwar auch dann, wenn die Auftragslage sich wieder belebt. Diese Anpassung ist in Grossbritannien teilweise im Gange. Deren Ziel besteht unter anderem auch darin, die Bedingungen für eine gründliche Einführung des gasgekühlten Reaktors auf dem Weltmarkt möglichst günstig zu gestalten. Man geht dazu über, die

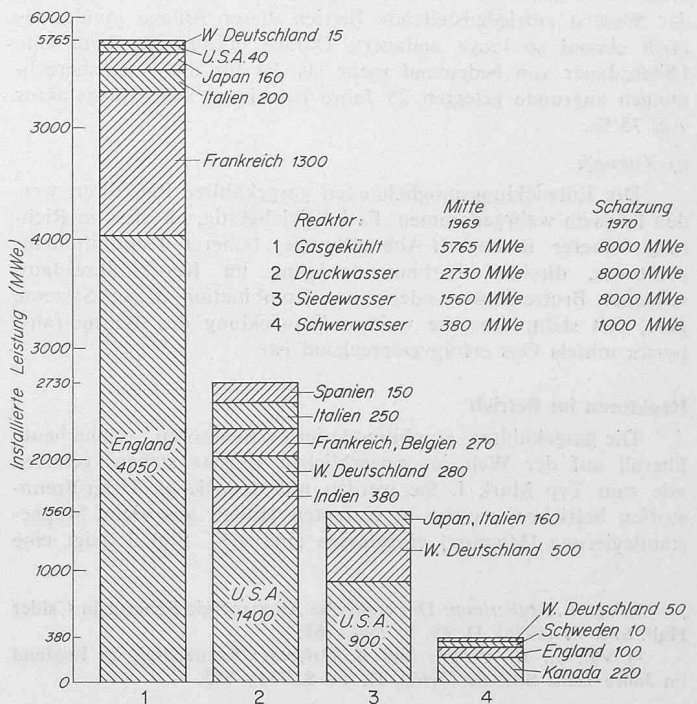


Bild 1. Gesamte auf der Welt in Kernreaktoren installierte elektrische Leistung bis Mitte 1969 und Schätzung bis Ende 1970. 1 gasgekühlte Reaktoren, 2 Druckwasserreaktoren (PWR), 3 Siedewasserreaktoren (BWR), 4 Schwerwasserreaktoren

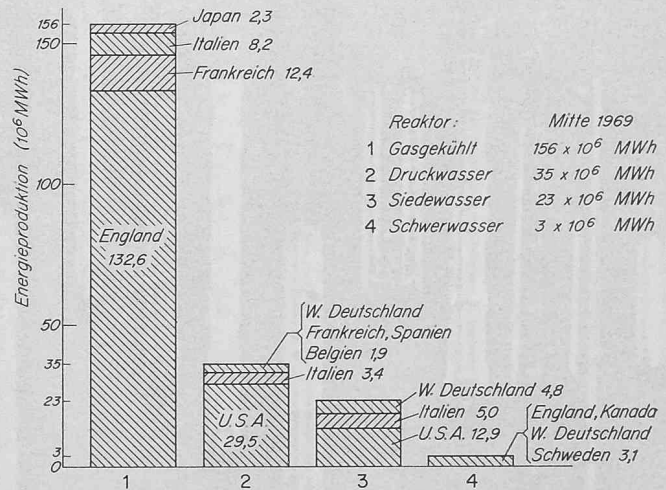


Bild 2. Gesamte von Kernkraftwerken erzeugte elektrische Energie bis Mitte 1969. 1 in gasgekühlten Reaktoren, 2 in Druckwasserreaktoren, 3 in Siedewasserreaktoren, 4 in Schwerwasserreaktoren

örtlich ansässige Industrie beizuziehen, sowohl für den eigentlichen Kraftwerksbau, wie auch für die Herstellung des Brennstoffes. Dadurch kann nicht nur die Ausgangslage verbessert, sondern auch neue Produktionskapazität beschaffen werden.

Ein Rückblick auf die vollbrachten Leistungen gasgekühlter Reaktoren sowie die sich daraus ergebenden Aussichten dürften in diesem Zusammenhang aufschlussreich sein.

a) *Betriebserfahrung*

Obwohl Kernkraftwerke im Vergleich zu den herkömmlichen Anlagen erst seit kurzer Zeit bestehen, konnten mit ihnen doch bereits äusserst wertvolle Erfahrungen gemacht werden. Zum grössten Teil stammen diese aus gasgekühlten Reaktoren. Von den  $220 \cdot 10^6$  MWh Nuklearenergie, die bisher auf der Welt produziert wurden, stammen  $150 \cdot 10^6$  MWh von gasgekühlten Reaktoren, Bild 2. Über zwei Drittel der Gesamtproduktion aller nuklearen Kraftwerke werden in Anlagen britischer Konstruktion erzeugt.

Der erste Kernreaktor, der zur Erzeugung elektrischer Energie in einem Stromnetz eingesetzt wurde (Reaktor A 1 in Calder Hall) steht heute im 14. Betriebsjahr; man rechnet damit, dass der äusserst zufriedenstellende Betrieb dieser Anlage mindestens noch einmal so lange andauert. Daraus ergibt sich dann eine Lebensdauer von bedeutend mehr als die für die Kostenberechnungen zugrunde gelegten 25 Jahre bei einem Auslastungsfaktor von 75 %.

b) *Zukunft*

Die Entwicklungsmöglichkeiten gasgekühlter Reaktoren werden langsam wahrgenommen. Es ist gleichgültig, ob diese in Richtung höherer Brennstoff-Abbrandwerte, höherer Kühlmitteltemperaturen, direkter Turbinenanordnung im Kernkühlkreislauf, schneller Brutreaktoren oder einer Kombination dieser Systeme geht, fest steht, dass die weitere Entwicklung des Wärmetransportes mittels Gas erfolversprechend ist.

**Reaktoren im Betrieb**

Die gasgekühlten, graphitmoderierten Reaktoren, welche heute überall auf der Welt im gewerblichen Einsatz stehen, gehören alle zum Typ Mark I. Sie werden mit natürlichen Uran-Brennstoffen betrieben, welche in gerippten Hüllen aus einer Magnesiumlegierung (Magnox) eingelassen sind <sup>1), 2)</sup>. Bild 3 zeigt eine

<sup>1)</sup> Vgl. L. Rotherham: Der englische Atomenergie-Reaktor in Calder Hall. SBZ 74 (1956), H. 49, S. 754—761.

<sup>2)</sup> Vgl. Sir R. Makins und A. Ostertag: Kernenergie in England im Jahre 1962. SBZ 80 (1962), H. 44, S. 751—753.

Auswahl verschiedener Brennelemente, wie sie in über 30 Reaktoren in Europa und Japan im Einsatz stehen. Bei diesen Reaktoren erfolgt der Wärmetransport durch CO<sub>2</sub> in einem geschlossenen Kreislauf, der auch den Dampfkessel beinhaltet. Bild 4 zeigt einige Kernkraftwerke dieses Typs.

Es ist befriedigend, festzustellen, dass sich namhafte Elektrizitätswerke vom Standpunkt der Netzverteilung <sup>3)</sup> aus sehr lobend über die Zuverlässigkeit solcher Anlagen äussern und erwähnen, dass diese keine grössere Störanfälligkeit aufweisen als herkömmliche, mit fossilen Brennstoffen betriebene Kraftwerke [1], [2], [3].

Diese ersten gasgekühlten Kernkraftwerke zeigen auf eindrückliche Weise, wie viel an ihnen noch entwickelt und verbessert werden konnte in der Dekade von 1960 bis 1970. Die schnellen technischen Fortschritte dieser Zeit erlaubten die Erzielung grösserer Einsparungen durch konstruktive Verbesserungen [4] und durch Steigerung der Einheitsleistungen, als dies durch Rationalisierungsmassnahmen beim Kopieren bestehender Anlagen möglich gewesen wäre. Bei näherer Betrachtung dieser Kraftwerke findet man jedoch viele Baugruppen, bei denen sich das rationelle Nachbauen als möglich und wirtschaftlich interessant erweist.

Bei der Herstellung der Brennelemente sind solche Massnahmen bereits im Gange, so dass auf diesem Gebiete die Vorteile der Serienproduktion bemerkbar werden. Neben den verbesserten und verbilligten Herstellungsmethoden werden an den Brennelementen laufend Bestrahlungsversuche durchgeführt. Die bisher erreichten Abbrandwerte stellen bereits gegenüber den ersten Reaktoren Verbesserungen um den Faktor 2 dar, so dass das ursprünglich gesetzte Ziel übertroffen wurde.

Das bei den Mark-I-Reaktoren in erster Linie angestrebte Ziel war der Nachweis einer unbedingten Zuverlässigkeit. Eine hohe Verfügbarkeit der Anlagen war in Grossbritannien besonders wichtig, beträgt doch die in Atomkraftwerken installierte Leistung rund 10 % der gesamten Netzleistung; zudem decken diese Anlagen etwa 15 % der jährlichen Nachfrage.

Die beiden Hauptanlagen in Calder Hall und Chapelcross wurden ursprünglich zur Erzeugung von Plutonium durch die Atomic Energy Commission entwickelt und lieferten Elektrizität als wertvolles Nebenprodukt. Sie sind als Beispiele grosser Errungenschaft zu werten, denn ihre acht Reaktoren lieferten zu-

<sup>3)</sup> Vgl. A. Kroms: Kernkraftwerke im britischen Verbundbetrieb. SBZ 76 (1958), H. 35, S. 507—515.

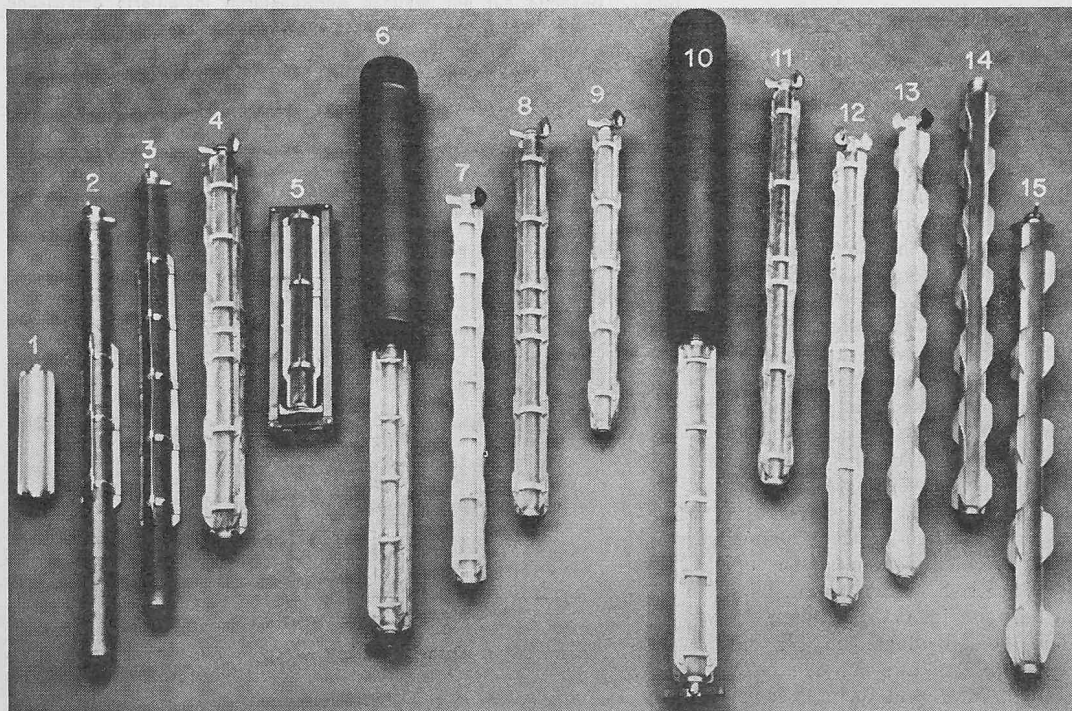


Bild 3. Verschiedene Brennstabkonstruktionen, wie sie in gasgekühlten Mark-I-Magnox-Reaktoren im Einsatz sind

- 1 Windscale
- 2 Pippa Mark I A
- 3 Pippa Mark II F
- 4 Bradwell
- 5 Berkeley
- 6 Hunterston
- 7 Latina
- 8 Hinkley Point
- 9 Trawsfynydd
- 10 Tokai Mura
- 11 Dungeness
- 12 und 13 Sizewell
- 14 Wylfa
- 15 Pippa



sammen bereits 80 Jahre Betriebserfahrung, in denen kumulative Ausnutzungsfaktoren von über 85 % erreicht wurden, einschliesslich aller Brennstoffwechsel- und Ausfallzeiten.

Die nachfolgend gebauten Kraftwerke, welche ab 1962 im gewerblichen Betrieb Strom liefern, erreichten nach einer anfänglichen Ausreifezeit ähnliche Werte [5], [6], Bild 5. Das Erreichen hoher Belastungsfaktoren ist besonders während der kritischen Wintermonate, von November bis Februar, äusserst wichtig, siehe Tabelle 1 [7]. Allgemein kann behauptet werden, dass die Verfügbarkeit gasgekühlter Kernkraftwerke sehr zufriedenstellend ist. Selbstverständlich traf man auch auf Schwierigkeiten, die, wenn gesetzte Leistungsziele und niedrige Brennstoffkosten angestrebt werden, besonders ins Gewicht fallen. Wie in herkömmlichen Anlagen, haben hier auch Neuerungen in den Turbinen und Dampfkesseln Ausfälle verursacht; in der Zwischenzeit wurden aber die Ursachen behoben und die Ausfälle vermieden. Auch gewisse mechanische und elektrische Teile der Brennstoffwechselmaschinen konnten so weit verbessert werden, dass sie keine Schwierigkeiten mehr bieten. Diese haben allerdings nur selten zum Stillstand eines Reaktors geführt.

Der Brennstoff für die Mark-I-Reaktoren ist billig; dafür sind die erzielbaren Leistungsdichten und Abbrandwerte relativ gering. Dennoch konnten grosse Fortschritte verzeichnet werden, als diese Reaktoren unter erschwerten Bedingungen betrieben wurden, besonders in bezug auf die gefahrenen Brennstoff- und Kühlmittel-Spitzentemperaturen. Der Schmelzpunkt von Magnox liegt bei etwa 650 °C, was die höchste Brennelementtemperatur auf rund 550 °C und somit jene des Kühlmittels auf 410 °C beschränkt. Die zulässige Leistung des Brennstoffes konnte auf 1 MWe/t erhöht werden (entsprechend rund 3 MWth/t), siehe Tabelle 2, und der thermische Wirkungsgrad der gesamten Anlage verbesserte sich von 20 % (Calder Hall) auf rund 33 % (Oldbury) [8], [9].

Auch wenn die Kapital- und Stromerzeugungskosten bei den laufend neu in Betrieb gesetzten Anlagen fast auf die Hälfte ver-

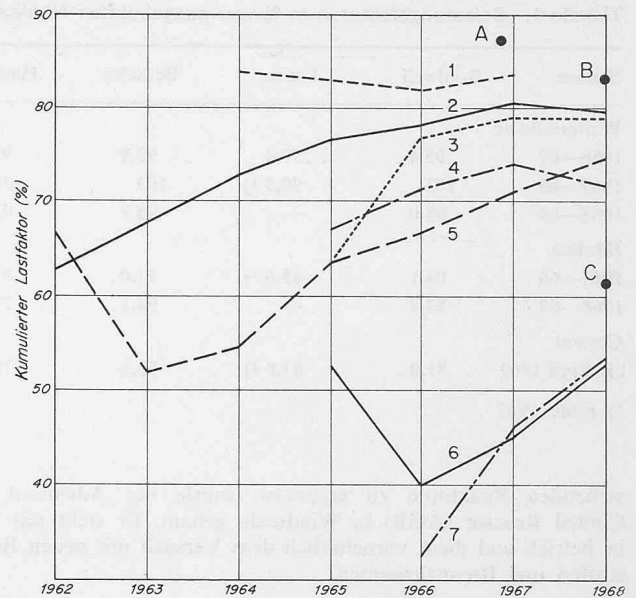
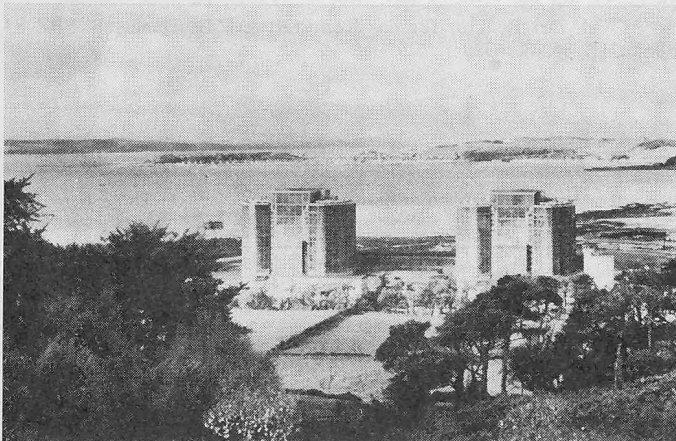


Bild 5. Kumulierte Lastfaktoren neuer gasgekühlter Kernkraftwerke verglichen mit jenen der ersten Anlagen. A Calder Hall, B Hunterston, C Oldbury

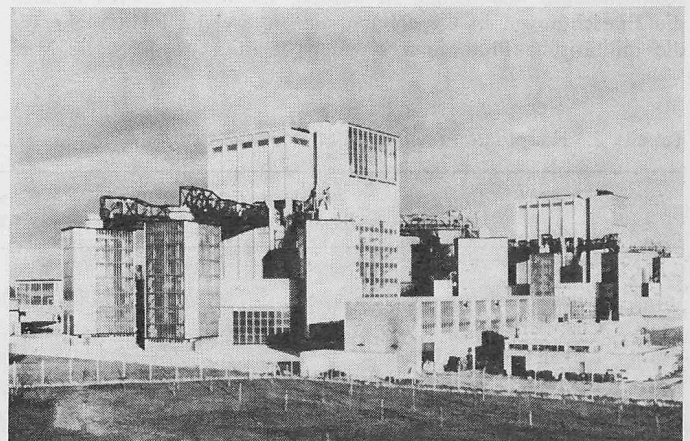
- |            |                 |               |
|------------|-----------------|---------------|
| 1 Latina   | 3 Hinkley Point | 5 Berkeley    |
| 2 Bradwell | 4 Dungeness     | 6 Trawsfynydd |
|            |                 | 7 Sizewell    |

mindert werden konnten, war man doch der Meinung, dass diese für zukünftige Kernkraftwerke noch weiter herabzusetzen seien. Dazu wurde eine neue Brennelementkonstruktion entwickelt. Die Arbeiten zu diesem Zwecke wurden in Grossbritannien bereits im Jahre 1957 begonnen. Um die Erfahrungen der im Einsatz

Bild 4. Ansichten einiger Kernkraftwerke mit gasgekühlten Reaktoren

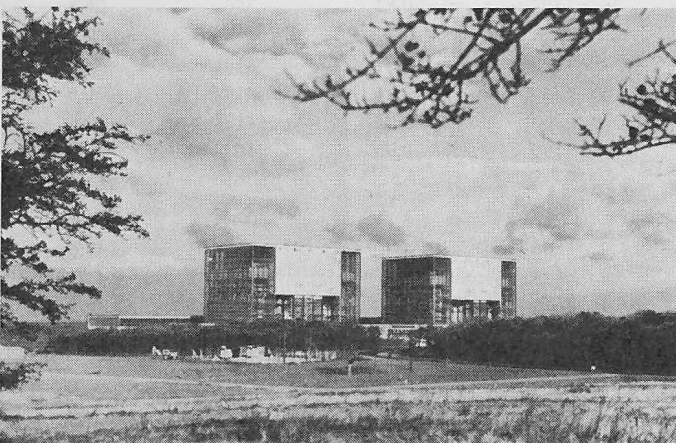


Hunterston



Berkeley

Hinkley Point



Bradwell

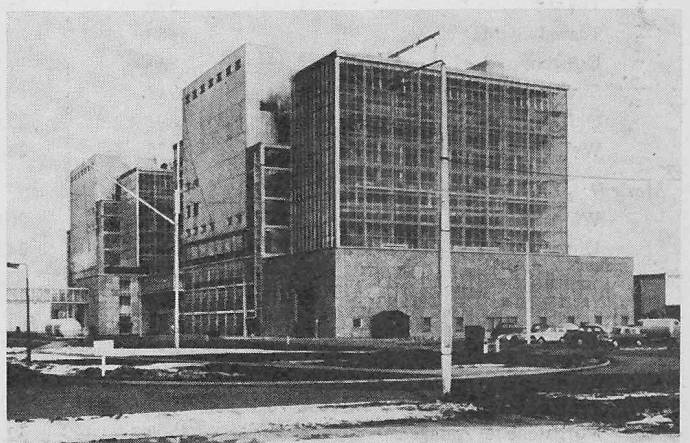




Tabelle 1. Belastungsfaktoren in % von gasgekühlten Nuklear-Kraftwerken

Station	Bradwell	Latina	Berkeley	Hinkley	Hunterston	Trawsfynydd	Dungeness	Sizewell	Oldbury
Wintermonate									
1966—67	95,4	90,4	95,8	92,5	96,5	41,4	83,3	50,0	—
1967—68	103	90,3 <sup>1)</sup>	103	87,4	97,4	83,4	76,5	68,1	62,0
1968—69	98,0	—	98,9	92,9	107,8	90,3	78,1	80,6	91,8
Jährlich									
1967—68	94,1	85,6 <sup>1)</sup>	91,0	81,2	85,9	65,7	82,5	69,2	—
1968—69	83,8	—	94,1	77,8	85,6	75,5	84,1	72,0	73,8
Gesamt									
bis April 1969	81,0	83,8 <sup>1)</sup>	73,3	79,4	83,7	54,6	72,8	54,2	68,6

<sup>1)</sup> Ende 1967

stehenden Reaktoren zu ergänzen, wurde der Advanced Gas Cooled Reactor (AGR) in Windscale gebaut. Er steht seit 1962 in Betrieb und dient vornehmlich dem Versuch mit neuen Brennstoffen und Brennelementen.

### Reaktoren im Bau

Bei der Aufnahme der genannten Versuche wurde das Ziel gesetzt, ein Brennelement zu entwickeln auf der Grundlage von keramischem Uranoxyd als Brennstoff und rostfreiem Stahl als Material für die Hüllen. Diese Brennelemente sollen bei Temperaturen zwischen 750 und 800 °C betrieben werden und Leistungen von etwa 12 MWh/t erreichen. Damit will man die höheren Kühlmitteldrücke bis über 40 at ausnutzen, welche durch die Einführung der Betondruckgefässe ermöglicht werden. Infolge dieser günstigeren Betriebsbedingungen wird man Dampf von 540 bis 565 °C und 162 at erzeugen können, womit der thermische Wirkungsgrad der Gesamtanlagen auf etwa 42 % gesteigert werden soll. Da für die Verwirklichung dieser Projekte angereichertes Uran benötigt wird, wurde vorgeschlagen, eine Bezugsquelle dafür zu schaffen, um von den amerikanischen Diffusionsanlagen unabhängig zu werden. Zu diesem Zweck können die Einrichtungen in Capenhurst dienen, welche nicht mehr für die militärische Plutoniumerzeugung benötigt werden. Die Ver-

wendung von angereichertem Uran eigener Produktion würde einen wirtschaftlichen Brennstoffzyklus ermöglichen, denn die höheren Herstellkosten werden durch den grösseren Abbrand ausgeglichen.

Die Mark-I-Kraftwerke haben bewiesen, dass Atomenergie sicher und zuverlässig sein kann <sup>4)</sup>. Die inzwischen entstandenen und laufend vervollkommenen industriellen Einrichtungen sind in der Lage, Kernkraftwerke zu bauen, welche bei Grundlastbetrieb Energiegestehungskosten aufweisen, die mit jenen fossil befeuerter Anlagen konkurrenzfähig sind. Die Mark-II-AGR-Reaktoren wurden mit der Absicht entwickelt, die Sicherheit und die Zuverlässigkeit der Kernenergie abermals zu erhöhen, den Investitionsbedarf zu vermindern und die Energie-Erzeugungskosten unterhalb jener herkömmlicher Anlagen zu senken.

Der Bau solcher Kraftwerke der zweiten Generation befindet sich im fortgeschrittenen Stadium. Die vier Atomkraftwerke Dungeness B <sup>5)</sup>, Hinkley B, Hunterston B und Hartlepool mit einer Gesamtleistung von 5000 MWe werden zwischen 1972 und 1975 in den gewerblichen Betrieb gehen. Die Standorte dieser

<sup>4)</sup> Siehe auch M. Künzler: Die Entwicklung der Kernindustrie; Rückblick auf die «Nuclex 66». SBZ 85 (1967), H. 3, S. 33—38.

<sup>5)</sup> Vgl. Der Reaktor für das Kernkraftwerk Dungeness B. SBZ 83 (1965), H. 36, S. 632.

Tabelle 2. Hauptdaten gasgekühlter Reaktoren

Anlage	Anzahl Reaktoren	Reaktorleistung MWth	Kühlmitteldruck atü	Reaktorleistung MWe	Brennstoffleistung MWe/t	Max. Kühlmittel Temp. °C	Thermischer Wirkungsgrad in %
<i>Mark I:</i>							
Calder Hall	4	268	8,1	50	0,45	345	18,7
Chapelcross	4	268	8,1	50	0,45	345	18,7
Berkeley	2	558	9,8	138	0,60	345	24,7
Bradwell	2	531	10,3	150	0,62	390	28,2
Hunterston A	2	570	11,6	160	0,64	407	28,1
Hinkley A	2	971	14,1	250	0,66	378	25,7
Latina	1	705	13,8	200	0,74	390	28,4
Tokai	1	575	15,4	154	0,82	386	26,8
Trawsfynydd	2	860	17,9	250	0,90	392	29,1
Dungeness A	2	840	19,9	275	0,91	410	32,7
Sizewell	2	948	19,6	290	0,91	410	30,6
Oldbury	2	892	25,6	300	1,02	412	33,6
Wylfa	2	1875	28,1	590	0,99	402	31,5
<i>Mark II:</i>							
Windscale	1	105	20,0	33	3,1	550—575	31,4
Dungeness B	2	1458	34,0	606	4,0	675	41,6
Hinkley B	2	1500	42,5	625	5,5	665	41,7
Hunterston B	2	1500	42,5	625	5,5	665	41,7
Hartlepool	2	1500	42,2	625	5,2	656	41,7
<i>Mark III:</i>							
Dragon	1	20	20,7	627	29	750—800	41,6
Vorgesehene Anlagen	—	1500	52,8	—	—	750	—

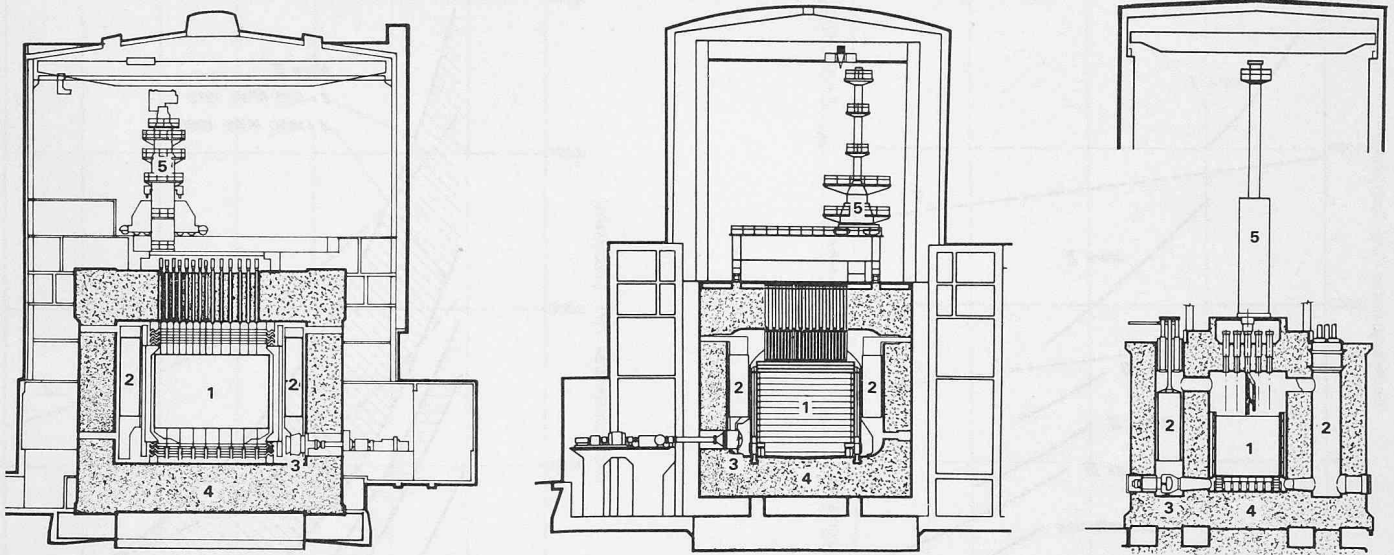


Bild 8. Entwicklung der gasgekühlten Reaktoren, Grössenvergleich zwischen den Anlagen Mark-I-Magnox in Oldbury (links), Mark-II-AGR Dungeness B (Mitte) und Mark-III-HTR (rechts)

1 Reaktorkern 2 Dampfkessel 3 Gebläse 4 Druckgefäss 5 Brennstoffwechsellmaschine

Anlagen liegen, wie auch bei acht von den neun Mark-I-Kraftwerken, an der Meeresküste, jedoch in der Nähe der Verbrauchszentren, siehe Bild 6. Die Bevölkerungsverteilung und -dichte um die Standorte der Hartlepool- und Heysham-Anlagen verdienen besonders erwähnt zu werden, beweisen sie doch, wie zusehender man gegenüber gasgekühlten Reaktoren mit keramischem Brennstoff und Beton-Sicherheitsbehältern geworden ist, siehe Tabelle 3. In einem Fall leben 12 000 Menschen im Umkreis von 3 km, im anderen sind es rund 200 000 Personen im Umkreis von 8 km um das künftige Kernkraftwerk.

Sicherheitsbehälter aus Beton wurden erstmals in Frankreich eingesetzt; sie beschränkten sich allerdings auf das Umschliessen des Reaktorkernes. In Grossbritannien kamen sie zum ersten Male bei der Mark-I-Magnox-Anlage in Oldbury zur Anwendung. Das Beton-Druckgefäss umschloss hier vollständig den Reaktor,

Tabelle 3. Bevölkerungsdichten der Reaktor-Standorte in Hartlepool und Heysham

Entfernung vom Standort (km)	0—1,5	0—3	0—8
Hartlepool	100	4 868	199 509
Heysham	1 200	11 800	67 117

den Dampfkessel und die CO<sub>2</sub>-Gebläse. Diese Neuerung bedeutete in bezug auf die «eingebaute Sicherheit» einen grossen Fortschritt und ermöglichte die Wahl des Standortes sowohl für die Anlage Hartlepool wie auch später für Heysham in der Nähe von Bevölkerungsbullungen. Die Bauweise dieser Sicherheitsbehälter

Bild 6. Standorte der britischen Kernkraftwerke

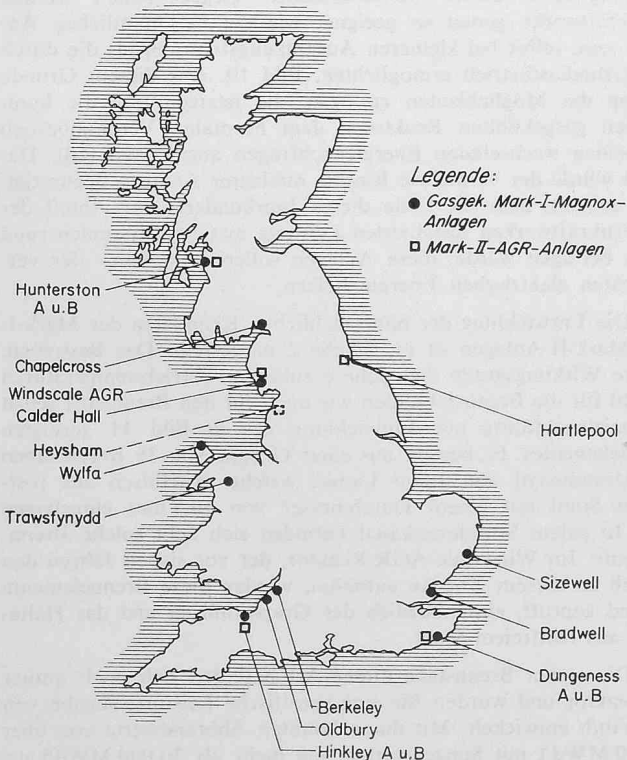
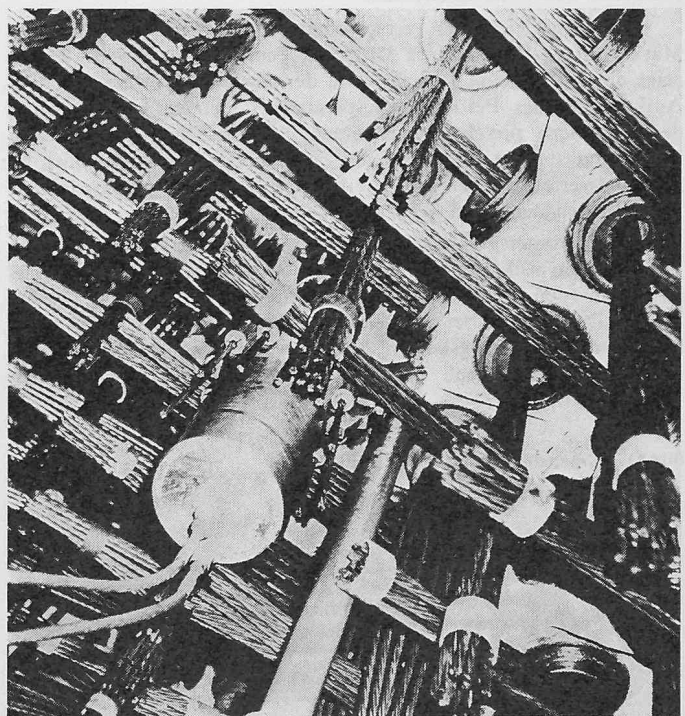


Bild 7. Stahl-Spannkabel in einem Druckgefäss für einen gasgekühlten Reaktor





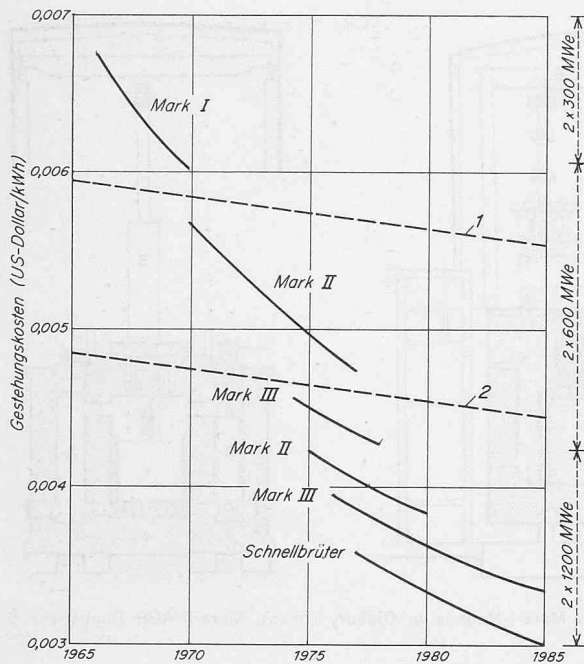


Bild 9. Entwicklungstendenzen der Energieerzeugungskosten nuklearer Anlagen in Funktion deren Grösse. Zugrunde gelegte Daten: Thermischer Wirkungsgrad 42 % (Kernenergie) bzw. 37,5 % (fossil befeuerte Anlagen); Abschreibung 25 bzw. 30 Jahre; Lastfaktor 75 % (beide); Zinssatz 8 % p. a.

- 1 Kosten bei fossil befeuerten Anlagen (besteueretes Öl oder Kohle, einschliesslich Transport)
- 2 Kosten bei fossil befeuerten Anlagen (Öl, ohne Steuern)

aus mit Kabeln gespanntem Beton (Bild 7) verunmöglicht das plötzliche Versagen derselben unter Druck. Ausserdem können bei diesem System langsam fortschreitende Fehler im Verlaufe planmässiger Inspektionen entdeckt und behoben werden. Die British Nuclear Development Company entwickelte einen Sicherheitsbehälter, der vollständig mit Kabeln gespannt ist, und bei welchem die Dampfkessel und die Gebläse in den Betonwänden untergebracht sind. Dadurch wird ein allfälliger Ausbau dieser Elemente wesentlich erleichtert.

Der Vergleich der verschiedenen gasgekühlten Reaktoren Mark I, Mark II und Mark III (High Temperature Reactor HTR) zeigt eine allgemeine Beibehaltung der äusseren Form nach dem Aufkommen des Betondruckbehälters bei stetiger Verkleinerung des Volumens pro Leistungseinheit, Bild 8. Die kleineren Abmessungen der Mark-II-Anlagen und die erhöhten Brennstoff-Abbrandwerte erlauben eine Verminderung der Kapitalkosten im Vergleich zu den Mark-I-Kraftwerken.

Die Stromerzeugungskosten der neuesten Mark-I-Anlage in Wylfa lassen sich mit jenen eines fossil gefeuerten Kraftwerkes in einem den Kohlengruben entfernten Standort vergleichen, Bild 9. Dem gegenüber werden die ersten Mark-II-Anlagen niedrigere Stromerzeugungskosten aufweisen als herkömmliche, an den Kohlengruben gelegene oder mit normal besteuertem Öl (Ab-

Bild 11. Brennelement für einen AGR-Reaktor

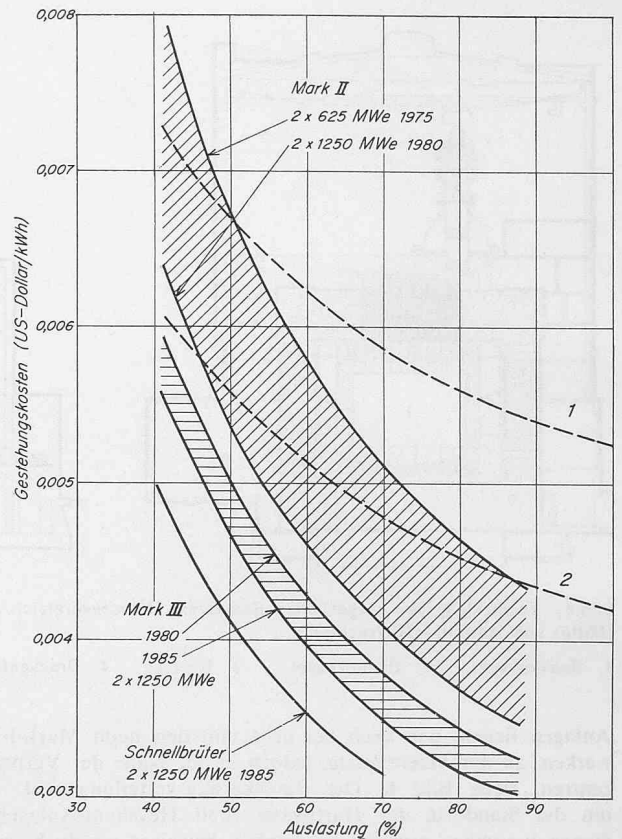
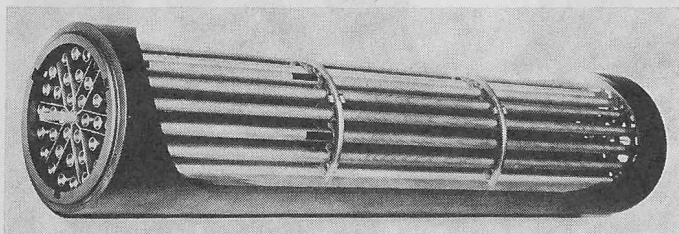


Bild 10. Änderung der Stromerzeugungskosten in Funktion des Auslastungsfaktors

- 1 fossil befeuerte Anlagen (besteueretes Öl oder Kohle einschliesslich Transport)
- 2 fossil befeuerte Anlagen (Öl ohne Steuern)

gabe 40 %) befeuerte Werke. Sobald weitere Aufträge für Reaktoren vorliegen, die nur wenige Neuentwicklungen bedingen, oder bei Vergrösserung der Leistung je Einheit, dürften mit den Mark-II-Anlagen Energiegestehungskosten möglich sein, die sich mit jenen von mit steuerfreiem Öl betriebenen Kraftwerken vergleichen lassen.

Angesichts dieser wirtschaftlichen Gegebenheiten werden Kernkraftwerke genau so geeignet wie die herkömmlichen Anlagen sein, selbst bei kleineren Ausnutzungsfaktoren als die durch den Grundlastbetrieb ermöglichten, Bild 10. Aus diesem Grunde werden die Möglichkeiten erwogen, die jetzigen und die kommenden gasgekühlten Reaktoren dem normalen Verbundbetrieb mit seinen wechselnden Energienachfragen anzupassen [10]. Dadurch würde der vermehrte Einsatz nuklearer Anlagen begünstigt. Man schätzt, dass bis Ende dieses Jahrhunderts der Anteil der in Kernkraftwerken installierten Leistung in Grossbritannien rund 60 % betragen werde; diese Anlagen sollen etwa 90 % der verbrauchten elektrischen Energie liefern.

Die Entwicklung der hauptsächlichlichen Kenndaten der Mark-I- und Mark-II-Anlagen ist in Tabelle 2 dargestellt. Das Bestreben, höhere Wirkungsgrade und höhere zulässige Betriebstemperaturen sowohl für die Brennstabhüllen wie auch für den Brennstoff selbst zu erzielen, führte zur Entwicklung des in Bild 11 gezeigten Brennelementes. Es besteht aus einer Gruppe von 36 Brennstäben aus Uran-dioxyd von 1,0 m Länge, welche in Hülsen aus rostfreiem Stahl mit einem Durchmesser von 14,5 mm eingelassen sind. In jedem Strahlungskanal befinden sich acht solche Brennelemente. Im Windscale-AGR-Reaktor, der vor sieben Jahren den Betrieb zu diesem Zwecke aufnahm, werden diese Brennelemente laufend geprüft, einschliesslich der Graphithülsen und der Haltegitter aus rostfreiem Stahl.

Die ersten Brennstäbe dieser Art befinden sich noch immer im Reaktor und wurden für eine spezifische Leistungsabgabe von 9 MWth/h entwickelt. Mit ihnen konnten Abbrandwerte von über 20 000 MWd/t mit Spitzenwerten von mehr als 30 000 MWd/t er-

zielt werden. Unter Beibehaltung der gleichen Materialtemperaturen und mit der Verkleinerung des Brennstab-Durchmessers auf rund 10 mm sollten höhere Leistungsdichte im Brennstoff sowie bessere Leistungsausbeute pro Volumeneinheit des Reaktorkernes erzielt werden können. Um die Leistung eines Strahlkanals zu verbessern ist vorgesehen, die Anzahl Brennstäbe pro Gruppe auf 60 zu erhöhen [11]. Man erwartet damit eine weitere Verminderung der erforderlichen Kapitalkosten. Auch wird erwogen, die Brennstofftabletten hohl auszuführen, um den Raum für die Ansammlung von Spaltungsgasen zu vergrößern. Die verbesserten und vergrößerten Wärmeübertragungsflächen würden es ermöglichen, die Hüllentemperaturen innerhalb vertretbarer Grenzen zu halten, selbst bei erhöhter Leistungsdichte im Brennstoff oder bei vermindertem Kühlmittel-Durchfluss. Ausserdem können längere Brennstoffstäbe (2,0 oder gar 4,0 m) mit dünneren Hüllenwänden als die heute üblichen von 0,38 mm sowie leichtere Haltegitter verwendet werden. Diese Massnahmen werden zur Verringerung der Brennstoffkosten führen, sowie, infolge der dadurch erzielten, verbesserten Neutronenwirtschaft, auch den Brennstoffzyklus verbilligen.

Während die Mark-II-Anlagen so weit wie möglich verbessert werden, um die ihnen anhaftende Wirtschaftlichkeit in den nächsten Jahren auszuschöpfen, wird an der Entwicklung der Mark-III-Reaktoren gearbeitet. Es sind dies heliumgekühlte Anlagen mit noch höheren Brennelementen, welche Ende der siebziger Jahre in Betrieb gehen sollen.

### Reaktoren im Entwicklungsstadium

An der Entwicklung von heliumgekühlten Hochtemperaturreaktoren wird seit mehreren Jahren gearbeitet. Die wichtigsten Projekte auf diesem Gebiete sind: das OECD-«Dragon»-Projekt in Winfrith, Grossbritannien [17], die Anlage der Gulf General Atomics in den USA [18] und die von Brown-Boveri-Krupp in Jülich, Deutschland [19]. Das Hauptziel der britischen Arbeiten im Hinblick auf die gewerblichen Mark-III-Kraftwerke besteht in der Verminderung der Investitionskosten für die Anlagen und für die erste Brennstoffladung um 15 bis 20 % verglichen mit den neuesten Mark-II-Reaktoren. Sollte sich dies als möglich erweisen, dann werden auch die Energiegestehungskosten um 10 bis 15 % niedriger [11], [12], Bild 9.

In Grossbritannien beruhen die Entwicklungen auf dem schwach angereicherten  $U^{235}$ - $U^{238}$ -Pu-Brennstoffzyklus, während in anderen Ländern mit dem hoch angereicherten  $U^{235}$ -Th- $U^{233}$ -Zyklus gearbeitet wird. Die ersten dabei verfolgten Ziele sind die Erhöhung der maximal zulässigen Leistung im Brennstoff von 5 MWe/t (Mark II) auf etwa 25 bis 30 MWe/t, Tabelle 2, sowie

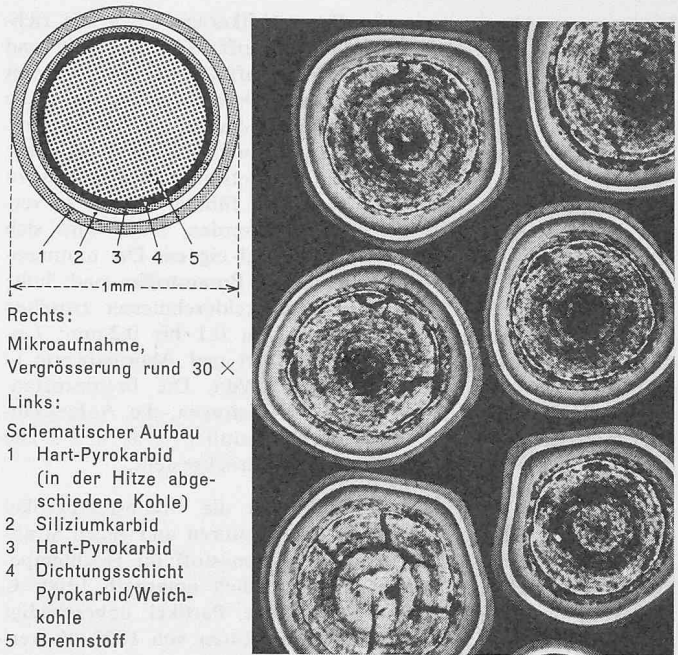


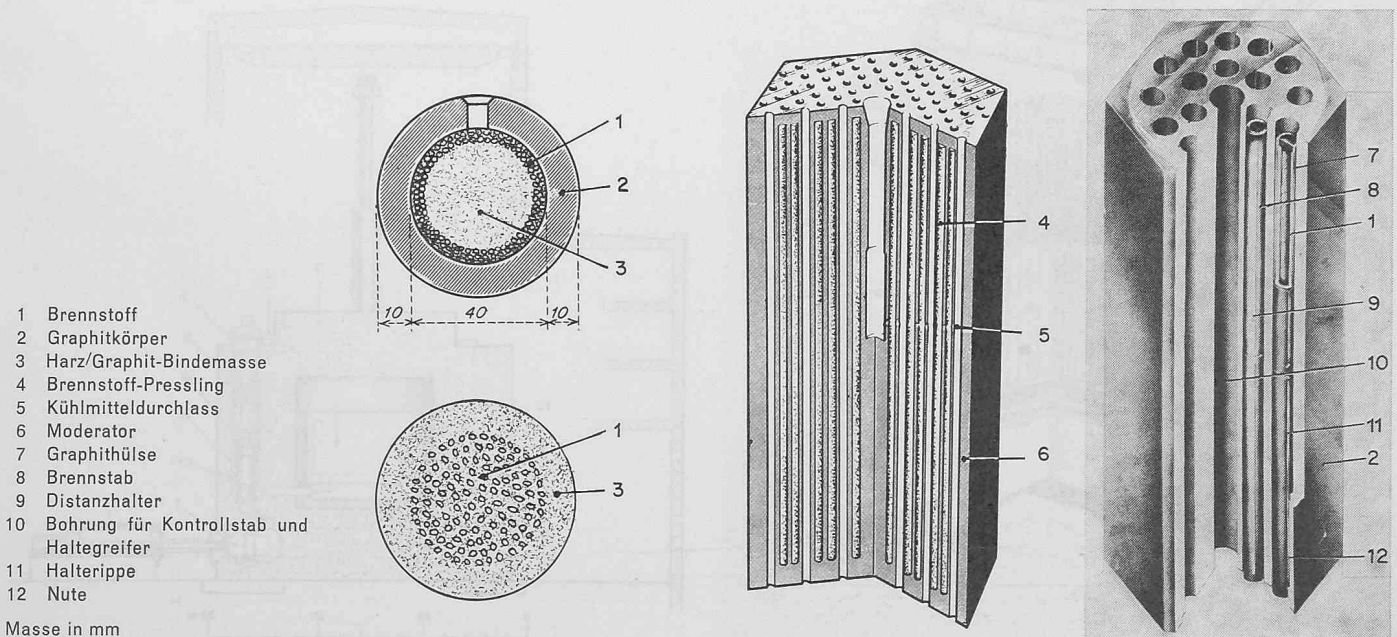
Bild 12. Brennstoffpartikeln für Hochtemperaturreaktoren

die Vergrösserung der Leistungsdichte im Kern von rund 1 MWe/m<sup>3</sup> auf etwa 3 MWe/m<sup>3</sup>.

Die bisher zu diesem Zweck geleisteten Forschungs- und Entwicklungsarbeiten führten zur Unterteilung des Brennstoffes in sphärische Partikel mit einem Durchmesser von 0,2 bis 1,0 mm, die mit einer für Spaltprodukte undurchdringlichen Schicht umhüllt werden. Mit Urankarbid als Brennstoff und Siliziumkarbid als Hüllmaterial für CO<sub>2</sub>-gekühlte Reaktoren, sowie mit Uranoxysphären, umhüllt mit einer in der Hitze abgesetzten Kohlen-schicht (Pyrokabid) für heliumgekühlte Reaktoren wurden bereits Bestrahlungsversuche unternommen.

Da die Verwendung von Helium für den Wärmetransport im Falle des Hochtemperaturreaktors vorteilhafter ist, und damit ausserdem die Möglichkeit besteht, eine einfachere Moderator-einheit zu konstruieren, die zusammen mit dem Brennstoff ausgebaut werden kann, befasst man sich besonders eingehend mit der Arbeit an den kohlenstoffumhüllten UO<sub>2</sub>-Partikeln, wie sie in Bild 12 schematisch und mikrophotographisch gezeigt werden.

Bild 13. Brennelemente für Hochtemperaturreaktoren. Links AVR- und THTR-Kugelelemente, Mitte «Prosmatic-Compact»-Element des Reaktors Fort St. Vrain, rechts «Prosmatic-Pin»-Element für den Mark-III-Reaktor





Die genauen Abmessungen des Brennstoffkernes, sowie die richtige Kombination von leichtem Kohlenstoff, Siliziumkarbid und in Heissgas abgesetztem, hartem Kohlenstoff können erst bestimmt werden, wenn die Bestrahlungsversuche weiter gediehen und die Einzelheiten der Reaktorkonstruktion festgelegt sind. Zur Verbesserung der thermischen Leitfähigkeit und um eine zu dichte Packung (wie sie bei freier Schüttung entstehen würde und zu Rissbildung infolge thermischer Belastung führen könnte) zu vermeiden, müssen die Partikel gebunden werden. Dazu wird sich voraussichtlich ein Harz/Graphit-Füllmittel eignen. Die mutmasslichen typischen Betriebsparameter dieses Brennstoffes sind: hohe Metaldichte von 1,0 bis 1,5 g/cm<sup>3</sup>; Partikeldurchmesser zwischen 0,6 und 1,0 mm mit Beschichtungen von 0,1 bis 0,2 mm; Leistungsdichten zwischen 60 und 80 MWth/t und Abbrandwerte in der Gegend von 60 000 bis 100 000 MWd/t. Die Brennstoffanreicherung wird etwa 5 bis 10 % U<sup>235</sup> betragen, die Anfangsanreicherung im gesamten Kern durchschnittlich 2 % U<sup>235</sup>. Die Anwendung des U<sup>235</sup>-Th-Zyklus wurde zurückgestellt.

Es konnte festgestellt werden, dass die Brennstoffpartikel sehr widerstandsfähig gegen hohe Temperaturen und gegen Strahlungseinwirkungen sind. Obschon der Brennstoff im Hochtemperaturreaktor meistens Temperaturen deutlich unterhalb 1300 °C ausgesetzt sein wird, überstanden solche Partikel unbeschädigt Bestrahlungen bei 1350 °C. Bei Temperaturen von 1800 °C vergehen einige Tage, bevor die Partikelbeschichtung zu versagen beginnt; bei über 2000 °C sind es immer noch einige Minuten. Diese Ergebnisse werden es erlauben, die von den ersten gasgekühlten Reaktoren bekannten Sicherheitsnormen auch bei Verwendung des neuen Brennstoffes einzuhalten.

Da die Brennstoffpartikel an keinerlei Gefässform gebunden sind und lediglich in einem Behälter zwecks Wärmeabfuhr unter-

gebracht und gehalten werden müssen, kann die Wahl der Form und Beschaffenheit dieses Behälters nach anderen Gesichtspunkten erfolgen als bei den früheren Reaktoren. Die hauptsächlichsten Lösungen dieser Frage wurden bereits bekanntgegeben, so zum Beispiel die Kugelhaufen-Anordnung im Brown-Boveri-Krupp-Thorium-Hochtemperatur-Reaktor (THTR), der aus einem Projekt der Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor (AVR) in Deutschland entstanden ist. Ferner die «prismatic compact»-Anordnung der Gulf General Atomics, die für den Reaktor Fort St. Vrain auf Grund der Arbeiten im Versuchsreaktor Peach Bottom in den USA gewählt wurde, sowie die europäische Konstruktion «prismatic pin», welche als mögliche Anordnung für die künftigen gasgekühlten Mark-III-Reaktoren in Grossbritannien gilt. Sämtliche dieser Brennelemente, Bild 13, weisen Graphit als tragendes Material auf [12].

Das THTR-Brennelement ist eine Graphitkugel von 60 mm Durchmesser mit einer Wandschicht von etwa 10 mm, in welcher die Brennstoffpartikel in eine Harz/Graphitpulver-Bindemasse eingelassen sind. Der Reaktorkern besteht aus einer losen Schüttung solcher Brennelemente. Durch diesen Kugelhaufen strömt von unten nach oben das Kühlmittel Helium. Während neue Brennelemente von oben her zugefügt werden, wandern die alten nach unten, wo sie dem Kern entnommen werden. Je nach Abbrand können sie entweder dem Kreislauf wieder zugefügt oder wieder aufbereitet werden.

Das Brennelement der Gulf-General-Atomic-Anlage besteht aus einem sechsflächigen, prismatischen Graphitkörper, der mit Längslöchern versehen ist. Ein Teil dieser Bohrungen ist etwas kleiner, der andere etwas grösser als 15 mm im Durchmesser. In den kleineren ist der Brennstoff eingelassen, die grösseren dienen als Durchlass für das Kühlmittel Helium; die im Spaltstoff erzeugte Wärme muss also die Graphitmasse durchdringen, um abgeführt zu werden.

Eine ähnliche Konstruktion ist das europäische Brennelement «prismatic pin». Es besteht ebenfalls aus einem sechsflächigen prismatischen Graphitkörper. Dieser ist etwa 1,0 m lang, misst rund 0,80 m zwischen den Flächen und ist mit 18 Längsbohrungen von 60 mm Durchmesser versehen für die Aufnahme der 50-mm-Brennstäbe. Eine mittige Bohrung dient dem Ausbau des ganzen Elementes. Die Brennstäbe sind etwa 50 cm lang und bestehen

Bild 14. Hochtemperaturreaktor. Konstruktion mit einem Dampfkreislauf (Projekt Dragon, mit freundlicher Genehmigung des Urhebers)

- |                              |                 |
|------------------------------|-----------------|
| 1 Brennstoffwechsellmaschine | 3 Reaktorkern   |
| 2 Druckgefäss                | 4 Dampferzeuger |
|                              | 5 Gebläse       |

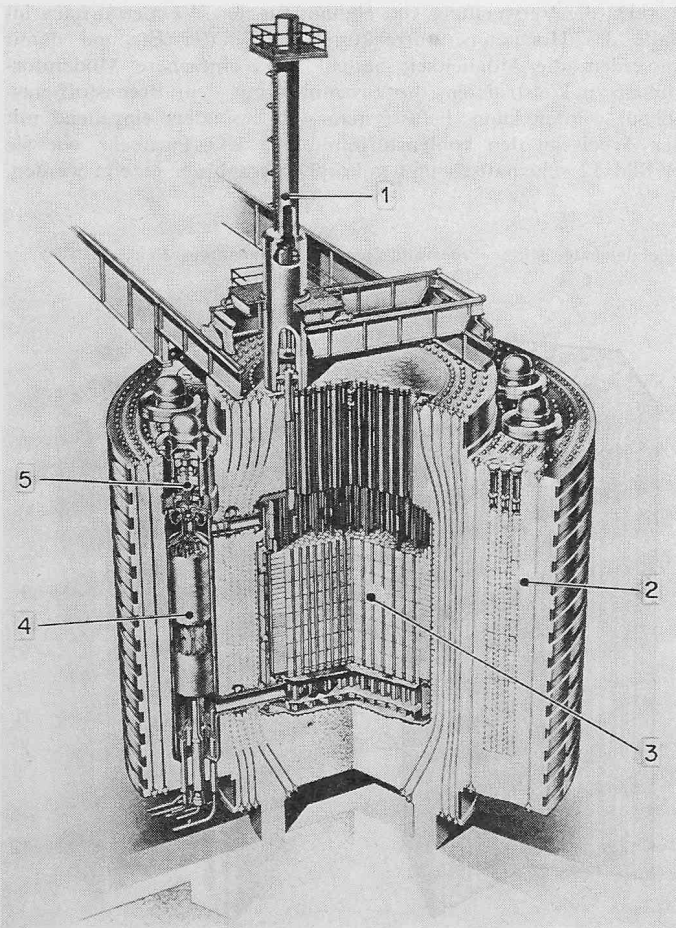


Bild 15. Hochtemperaturreaktor. Konstruktion für den direkten Antrieb von Gasturbinen (Projekt Dragon, mit freundlicher Genehmigung)

- |                       |                             |
|-----------------------|-----------------------------|
| 1 Arbeitsturbine      | 7 Reaktor-Druckgefäss       |
| 2 Wärmeaustauscher    | 8 Reaktorkern               |
| 3 Vorkühler           | 9 Abschalt-Kühlkreis        |
| 4 Hochdruckkompressor | 10 Einlassvorkammer         |
| 5 Zwischenkühler      | 11 Auslassvorkammer         |
| 6 Hochdruckkompressor | 12 Auslasskanal zur Turbine |
|                       | 13 Generator                |

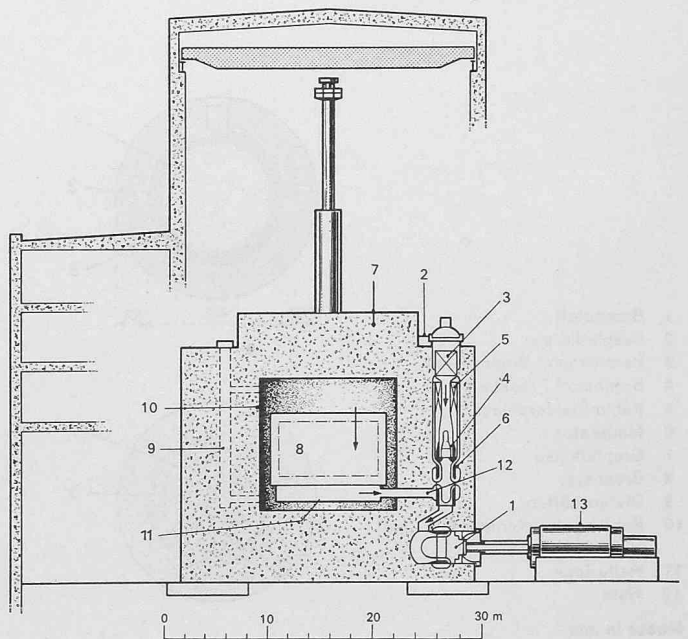


Tabelle 4. Vergleich der technischen Hauptdaten von gasgekühlten Hochtemperatur-Reaktoren

		Mark II GB	Kugelhaufen Jülich D	THTR D	Peach Bottom USA	Fort St. Vrain USA	Dragon OECD GB	Mark III GB
Inbetriebsetzung		1972	1967	—	1967	—	1965	—
Thermische Leistung	MWth	1500	49	750	116	850	20	1520
Elektrische Nettoleistung	MWe	625	15	300	46	330	—	650
Wirkungsgrad	%	41,7	30,6	40,0	39,7	38,8	—	> 42
Kernhöhe	m	8,3	2,5	5,1	2,8	4,7	1,6	4,9
Kerndurchmesser	m	9,1	3,0	5,6	3,0	6,0	1,1	7,8
Brennstofftyp		UO <sub>2</sub> -Stäbe <sup>1)</sup>	Beschichtete Partikel in Graphitkugeln		Beschichtete Partikel Stäbe in Graphit- blöcken		Beschichtete Partikel Stifte in Graphit- blöcken	
Brennstoffladung	t	120						21
Brennstoffanreicherung								
erste Ladung	% U <sup>235</sup>	1,5	> 90	> 90	> 90	> 90	> 90	2
Nachschub	% U <sup>235</sup>	2,2						5–10
Brennstoffleistung, thermisch	MWth/t	12						> 60
Brennstossleistung, elektrisch	MWd/t	5						> 26
Abbrand	MWd/t	18 000						> 60 000
Kühlmittel		CO <sub>2</sub>	He	He	He	He	He	He
Kühlmitteldruck	atü	43	9,8	40	24,6	50	20,7	> 50
Mittlere Temperatur im Kerneintritt	° C	310	175	270	340	405	350	300
Mittlere Temperatur im Kernaustritt	° C	665	850	750	730	780	750	750
Durchschnittliche Leistungsdichte	MWth/m <sup>3</sup>	2,8	2,2	6,0	8,3	6,3	1,3	6,5
Durchschnittliche Leistungsdichte	MWe/m <sup>3</sup>	1,2	0,7	2,4	3,3	2,4	—	2,7

<sup>1)</sup> Hüllen aus rostfreiem Stahl. In Graphitrohren eingelassen

aus zwei konzentrischen, 3 mm starken Graphitrohren, zwischen welchen sich die Brennstoffpartikel befinden. Das Kühlmittel fließt zwischen dem äusseren Graphitrohr und der Bohrung im Graphitkörper, sowie möglicherweise durch die mittlere 20-mm-Bohrung des Brennstabes. Die mit solchen Brennelementen erzielbaren Betriebsdaten im Hochtemperaturreaktor sind in Tabelle 4 zusammengestellt [11].

Die ersten Mark-III-Anlagen werden überhitzten Dampf erzeugen für den Antrieb von herkömmlichen Turbogeneratoren, Bild 14. Zu diesem Zweck werden Kühlmittelaustrittstemperaturen von etwa 800 ° C genügen, denn damit lässt sich der konstruktive Aufwand für den Dampferzeuger in wirtschaftlich tragbarem Rahmen halten. Um dem Brennstoff eine mittlere Leistung von 70 bis 80 MWth/t (rund 30 MWe/t) zu entziehen, wird ein Kühlmitteldruck von etwas über 53 kp/cm<sup>2</sup> nötig sein.

Der Reaktorkern wird aus Säulen bestehen, welche aus jeweils 5 bis 6 Brennelementen zusammengesetzt sind. Jede dieser Säulen wird eine Leistung von 3 MWe erzeugen. Man rechnet mit einer mittleren Brennstoff-Verweilzeit im Kern von rund fünf Jahren, so dass bei Anlagen von 300 oder 600 MWe pro Jahr 20 bzw. 40 Brennstoffsäulen ausgewechselt werden müssen. Die Häufigkeit des Brennstoffwechsels wird sich sowohl nach den Kundenwünschen wie auch nach wirtschaftlichen Gesichtspunkten richten müssen. Möglicherweise können die noch schwebenden Probleme im Zusammenhang mit dem Brennstoffwechsel unter Last gelöst werden. Fragen, wie die der Kühlung des Brennstoffes, der Ausführung des Haltegreifers und der auf das Brennelement und auf andere Einrichtungen vom durchströmenden Gas ausgeübten aerodynamischen Kräfte werfen noch Probleme auf. Die Konstruktion mit von oben nach unten fließendem Gas könnte zu deren Lösung beitragen.

Wird der Brennstoffwechsel unter Last möglich, so könnte der Brennstoffzyklus nach minimaler Anreicherung und Null-Ausfall optimiert werden. Andernfalls muss der Brennstoff bei abgestelltem Reaktor ausgewechselt werden, entweder in einem monatlichen oder in einem jährlichen Turnus. Die Wahl zwischen diesen beiden Möglichkeiten wird abhängen von der Leistung und Beschaffenheit der Brennstoffwechselanlage, der Reaktor-Ausfallzeit, den Kosten für den Bezug von Elektrizität aus Ersatzquellen sowie den Kosten für die Brennstoffanreicherung.

Über die Entwicklung von Gasturbinen für Hochtemperaturreaktoren wurde bereits eingehend berichtet [13], [14], [11], [12].

Für solche Kreisläufe werden mittlere Kühlgastemperaturen am Kernaussgang bis zu 850 ° C – und möglicherweise bis 950 ° C – sowie Kühlmitteldrücke von rund 63 kp/cm<sup>2</sup> nötig, um den gewünschten Wirkungsgrad in den Turbinen zu erzielen. Es bleibt noch viel Entwicklungsarbeit zu leisten, sowohl bei der Konstruktion der Komponenten wie auch bezüglich der Anordnung der Gasturbinen, Wärmeaustauscher, Verdichtungs- und Zwischenkühlerstufen im Kreislauf, Bild 15, bevor Gasturbinenprojekte die in sie gesetzten Erwartungen zu erfüllen in der Lage sind.

Während solche Konstruktionen mit 250- bis 300-MWe-Turbinen in Reaktor-Sicherheitsbehältern aus Beton bisher lediglich beschrieben wurden, befindet sich allein das Geesthacht-25-MW-Projekt in Deutschland in einem fortgeschritteneren Entwicklungsstadium.

Die schnellen Brutreaktoren wurden als letzte Stufe in der Entwicklung der gasgekühlten Anlagen vorgesehen [15], [16]. Ein Vorteil solcher Anlagen ist, dass sie mit einem einstufigen Kühlmittelkreislauf ausgeführt werden können. Um aber einen raumsparenden, moderatorfreien Kern zu konstruieren, müssen höhere

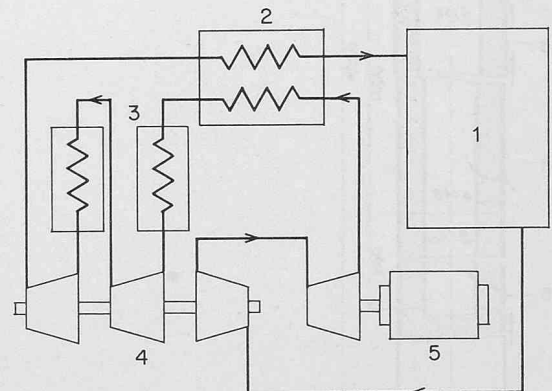


Bild 15a. Kreislaufschema eines Hochtemperaturreaktors für den direkten Antrieb von Gasturbinen

- 1 Reaktor
- 2 Wärmeaustauscher
- 3 Kühler
- 4 Kompressoren
- 5 Turbogenerator



Leistungsdichten im Brennstoff ermöglicht werden, wofür eine weitere Erhöhung des Kühlmitteldruckes bis etwa 100 at erforderlich wird. Obschon die Hersteller von Betondruckbehältern dies für möglich halten, stehen solche Kühlmitteldrücke in krassm Gegensatz zum Schnellbrüter mit Natriumkühlung, der mit erheblich niedrigerem Druck arbeitet.

Die metallbeschichteten Brennstäbe und die porösen Brennstoffe in Partikelform stellen zwei mögliche Energiequellen dar für den Hochtemperatur-Schnellbrüter. Die Weiterentwicklung der porösen Brennstoffe führt zu geringeren Pumpleistungen und Druckabfall sowie zu gleichmässigeren, niedrigeren Brennstofftemperaturen als bei den ersten Anwendungen der Brennstoffpartikel in thermischen Reaktoren. Beide Brennstoffarten sind gleichwohl geeignet für die Anordnung von Gasturbinen im direkten Kreislauf. Da die Brennstoffkosten gering sind, fällt die Wirtschaftlichkeit des Brennstoffzyklus weniger ins Gewicht als die Ersparnisse an Investitionskosten. Der metallbeschichtete Brennstoff mit seiner geringeren zulässigen Temperatur könnte daher ohne Bedenken auch Verwendung finden. Mit den direkt gekühlten Brennstoffpartikeln wie zum Beispiel im Brennelement nach Bild 16 könnten Temperaturen von etwa 1000 °C ermöglicht werden, um die fortgeschrittensten Turbinenkonstruktionen zu beaufschlagen.

Für beide Brennstoffarten sind jedoch noch eingehende Versuche unter Bestrahlung durch schnelle Neutronen erforderlich. Diese Versuche sind mit erheblichem finanziellem Aufwand verbunden, und wenn man die geringen Aussichten für einen wesentlichen wirtschaftlichen Vorteil gegenüber der natriumgekühlten Schnellbrüter-Entwicklung in Betracht zieht, so wird eine engere Zusammenarbeit unumgänglich, möglicherweise in der innerhalb der European Nuclear Energy Agency verfolgten Richtung. Nur eine Vereinigung der Kräfte wird diese Arbeiten wirtschaftlich tragbar erscheinen lassen.

### Schlussfolgerung

Die Entwicklungsmöglichkeiten der gasgekühlten Reaktoren werden heute grösser eingeschätzt als je zuvor. Die mit den Mark-I-Magnox-Anlagen gemachten Betriebserfahrungen vermoch-

ten in den einschlägigen Industriekreisen Vertrauen und Zuversicht zu erwecken. Partnerschaftsabkommen zwischen der britischen Atomindustrie und den ergänzenden Unternehmen in Europa, Japan und den USA sind bereits in Kraft getreten mit dem Ziel, fortgeschrittene gasgekühlte Mark-II-Reaktoren mit dem in Windscale erprobten Brennstoff höherer Leistung und mit Beton-Druckgefässen zu bauen.

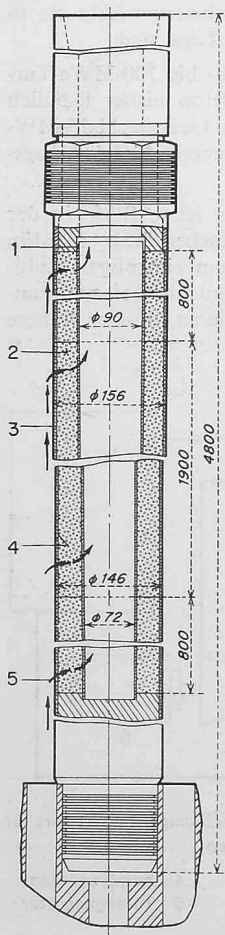
Die gleichen Industriepartner arbeiten am gasgekühlten Hochtemperaturreaktor Mark III im Hinblick auf einen gewerblichen Einsatz Ende der siebziger Jahre. Diese Entwicklung stützt sich auf die noch breitere Grundlage der Forschungen in verschiedenen Laboratorien in Europa und in den USA; hauptsächlich geht sie jedoch in Richtung der im OECD-Dragon-Reaktor durchgeführten Arbeiten. Die Mark-III-Reaktoren werden später mit Gasturbinen versehen werden, um eine weitere Kostenverminderung gegenüber den Dampfturbinen-Anlagen zu erzielen.

Das Endziel in der Entwicklung gasgekühlter Reaktoren besteht in der Verwirklichung des Schnellbrüters. Für diese letzte Stufe werden jedoch derart hohe Forschungs- und Entwicklungskosten entstehen, dass man die erzielbaren Vorteile gegenüber natriumgekühlten Schnellbrütern sorgfältig abwägen muss. Möglicherweise wird die internationale Zusammenarbeit der einzige Weg sein, um diese Investitionen in tragbaren Grenzen zu halten, und um die Erfolgsaussichten zu vergrössern.

### Literaturverzeichnis

- [1] Fair, D. R. R.: Comments on performance of British Power Reactors. «J. Brit. Nuclear Energy Soc.» 1969, 8 (2) 133.
- [2] Pipe, E. J.: Nuclear power achievements and expectations. Central Electricity Generating Board, Newsletter 77, May 1968.
- [3] Moore, R. V.: Review of experience with gas-cooled reactor power stations. «J. Brit. Nuclear Energy Soc.» 1969, 8 (2) 123.
- [4] Moore, R. V.: Fast breeder reactor power stations. Lecture to Société belge des ingénieurs et des industriels, January 1969.
- [5] Silverleaf, D. J. and Weeks R. J.: The Performance of the Central Electricity Generating Board Nuclear Power Stations. British Nuclear Export Executive presentation, Copenhagen, June 1968.
- [6] Mears, G. A.: Public relations aspects of station planning, operations experience and operating requirements. Symposium on Medium Sized Nuclear Power Stations, Belfast, October 1968.
- [7] Silverleaf, D. J. and Mears, G. A.: Private communication.
- [8] Bainbridge, G. R. and Marsham, T. N.: Three generations of nuclear power stations. «J. Inst. of Fuel» XLI, Juli 1968, 280.
- [9] Bainbridge, G. R.: Experience with and potential of gas-cooled reactors in the United Kingdom. Proceedings, International Atomic Energy Agency Regional Survey Course, Santiago, Chile, December 1967.
- [10] Bainbridge, G. R. and Beveridge, C.: The future role of nuclear power stations, «Electrical Review», June 13th, 1969, 864.
- [11] Brown, G.: Advances in the gas-cooled reactor systems. «J. Brit. Nuclear Energy Soc.» 1969, 8 (1) 46.
- [12] Vaughan, R. D.: Future technology of gas-cooled reactors. «J. Brit. Nuclear Energy Soc.» 1969, 8 (2) 134.
- [13] Kronberger, H. et al.: Integrated gas-turbine plants using CO<sub>2</sub> reactors. ENEA Symposium on the Technology of Integrated Primary Circuits for Power Reactors, May 1968, Paper EN 1/41.
- [14] Bamert, K. and Bohm, E.: High temperature gas-cooled reactors with gas turbines. ENEA Symposium on the Technology of Integrated Primary Circuits for Power Reactors, May 1968, Paper EN/12.
- [15] Fortescue, P. et al.: Gas-cooling for fast reactors. 3rd Int. Conf. peaceful uses of atomic energy, Geneva, 1964.
- [16] Gratton, C. P. et al.: A gas-cooled fast reactor using coated particle fuel. «J. Brit. Nuclear Energy Soc.» 1968, 7 (3) 233.
- [17] (a) Dragon High Temperature Reactors — 10 year celebration brochure.  
(b) The Dragon Project 1959—1969, 10 years of European collaboration.
- [18] de Hoffmann, F.: Design and performance of high temperature gas-cooled reactors in the several hundred megawatt class. International Survey Course, IAEA, 1967.
- [19] (a) Muller, H. W. et al.: The AVR Pebble Bed Reactor. «J. Brit. Nuclear Energy Soc.» 1966, 5 (3) 319.  
(b) AVR Jülich, Versuchsatomkraftwerk mit Kugelhaufen-Hochtemperatur-Reaktor. «Atomwirtschaft» 1966, H. 5, S. 218—271.

Bild 16. Brennelement für einen gasgekühlten schnellen Reaktor



- 1 Halterrohr für den porösen Brennstoff
- 2 Brennstoff-Partikel
- 3 Perforierte Hülle
- 4 Haltegitter für den Brennstoff
- 5 Kühlmittelfluss