



**ZUR FRIEDLICHEN
NUTZUNG
DER KERNENERGIE**

NUR FRIEDLICHEN
NUTZUNG
DER KERNENERGIE

Herausgeber
Der Bundesminister für Forschung und Technologie
— Referat Presse und Öffentlichkeitsarbeit —

3. veränderte Auflage (Stand: 1980, teilweise überarbeitet 1981/82), Bonn, 1983

Druck: Brüder Hartmann GmbH & Co, Berlin

ISBN 3-88135-000-4

Gesichtspunkten von Proliferation, Ressourcenschonung und Entsorgung. Atw XXIII, Nr. 7/8, 1978, S. 347

[37] Amelinckx, S., Ceulemanns, H., Keßler, G.: Nuclear Non-Proliferation and the Fast Breeder - The U-Pu Cycle and Alternative Fuel Cycles. KfK-Ber. 2828 (Karlsruhe 1979, im Druck)

[38] Bericht des Bundesministers für Forschung und Technologie über die Entwicklung des natriumgekühlten Schnellbrutreaktors. 1. September 1977

III b 2 Hochtemperatur-Reaktoren (HTR)

2.1 Überblick über die internationale HTR-Entwicklung

Der HTR gehört zur Baulinie der gasgekühlten und graphitmoderierten Reaktoren und leitet sich technisch von den in Großbritannien und Frankreich entwickelten mit Kohlendioxidgas (CO₂) gekühlten Magnox-Reaktoren und fortgeschrittenen gasgekühlten Reaktoren (AGR) ab. Beim HTR wird als Kühlmittel das Edelgas Helium und als Brennelementhülle Graphit verwendet. Damit kann in einem HTR Wärmeenergie höherer Temperatur erzeugt werden (950° C) als z.B. in Leichtwasserreaktoren (300° C).

Allerdings liegen die heute technisch erreichbaren und nutzbaren Temperaturen für HTR bei etwa 500° C und beim LWR bei etwa 250° C.

Es gab bzw. gibt weltweit bis jetzt 5 HTR-Versuchs- und -Prototyp-Anlagen:

Anlage	el. Leistung (MW _{el})	Betrieb
Dragon (GB)	20 MW _{th}	10. 64 bis 10. 76
Peach Bottom (USA)	42	5. 67 bis 10. 74
Fort St. Vrain (USA)	330	ab 1976
AVR (D)	15	ab 12. 67
THTR-300 (D)	300	ab 1985

Der 20-MW_{th}-Dragon-Reaktor, eine gemeinsame Entwicklung der europäischen OECD-Länder, war der erste HTR. Er ging 1964 in Betrieb und wurde 1976 wegen divergierender Interessen der Projektpartner außer Betrieb genommen. 1967 bis 1974 wurde in USA das 40-MW_{el}-Versuchskraftwerk Peach Bottom betrieben; anschließend wurde ab 1968 das 330-MW_{el}-Prototypkernkraftwerk Fort St. Vrain durch die Firma General Atomic Co. (GA) errichtet für den Auftraggeber Public Service Company of Colorado (PSC). Wenige Jahre danach gelang es GA, 2 Kaufverträge und 8 letter of intent für HTR-Kraftwerke zu erhalten. 1974/75 allerdings kündigte GA von sich aus die Kaufverträge unter

Zahlung einer Abstandssumme von mind. 250 Mio \$. Nach diesem Fehlschlag wurde in den USA die HTR-Entwicklung nur noch durch staatliche Förderung mit etwa 40 Mio \$ p.a. fortgeführt. Die US-Regierung hat die völlige Einstellung der HTR-Förderung wiederholt vorgeschlagen.

Nach einer langwierigen Inbetriebnahmephase ab 1976 durfte der Fort St. Vrain-Reaktor wegen technischer Schwierigkeiten bis 1980 nur mit maximal 70% seiner Leistung betrieben werden. Er wurde 1979 vom Betreiber übernommen, nachdem der Hersteller GA eine Ausgleichszahlung von rund 180 Mio \$ für nicht erbrachte Vertragsleistungen geleistet hatte. Diese Ausgleichszahlung lag damit höher als die von PSC bezahlten Investitionskosten in Höhe von 144 Mio \$. 1981 hat dieser Reaktor erstmalig 100% Leistung erreicht. Realistische Anwendungsperspektiven zeichnen sich trotz Demonstration des Kraftwerkbetriebes nicht ab.

Die Situation in den USA ist nach dem gescheiterten Versuch, den HTR kommerziell anzubieten, durch Unsicherheit hinsichtlich der weiteren Entwicklung gekennzeichnet. Im Rahmen des 'umbrella' agreements zwischen BMFT und US-ERDA vom Februar 1977 findet eine begrenzte Zusammenarbeit auf dem F+E-Sektor statt.

Frankreich hat inzwischen jedes ernsthafte Interesse an der weiteren HTR-Entwicklung aufgegeben und konzentriert sich voll auf die Linie Leichtwasserreaktor-Brüter.

Großbritannien ist trotz seiner umfangreichen Erfahrung bei Bau und Betrieb gas-(CO₂)-gekühlter Reaktoren nicht an der HTR-Entwicklung beteiligt und plant ebenfalls mittel- und langfristig den Einsatz von Leichtwasserreaktoren und Brütern.

Seit Anfang der 70er Jahre ist die Schweiz Partner im deutschen HTR-Programm. Die Interessen der Schweiz sind dabei im wesentlichen auf Entwicklung und Lieferung von einzelnen Reaktorkomponenten ausgerichtet.

Seit Mitte der 70er Jahre sind in Japan HTR-Aktivitäten erkennbar, die sich auf das japanische Kernforschungszentrum JAERI beschränken. Die vom japanischen Wirtschaftsministerium MITI mitfinanzierte Vereinigung japanischer Unternehmen ERANS zur Untersuchung des Einsatzes nuklearer Prozeßwärme zur Strahlerzeugung löste sich im Dezember 1981 auf.

Die Sowjetunion beschränkt sich bisher auf F+E- und Planungs-Tätigkeiten im HTR-Bereich mit dem Ziel der Erzeugung von nuklearer Prozeßwärme. Im Vordergrund steht auch hier die Nutzung von Leichtwasserreaktoren und Brütern.

2.2 Überblick über die deutsche HTR-Entwicklung

In der Bundesrepublik Deutschland ist der HTR-Entwicklung von Anfang an von allen Beteiligten, insbesondere aber von der öffentlichen Hand, außerordentlich viel Kredit eingeräumt worden. Da-

durch begünstigt ist eine große Anzahl verschiedener HTR-Konzepte entstanden, wodurch die Konzentration auf das technisch-wirtschaftlich Machbare erst spät erfolgte.

AVR-Versuchskernkraftwerk [1]

Am 13. August 1959 erteilte die Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor GmbH (AVR), ein Zusammenschluß von 15 kommunalen und regionalen EVU, einer Arbeitsgemeinschaft, bestehend aus Brown, Boveri & Cie, Mannheim, sowie Fried. Krupp, Essen, den Auftrag zum Bau eines 15-MWe-HTR. 1961 wurde von der neu gegründeten Firma Brown, Boveri/Krupp Reaktorbau (BBK) mit dem Bau begonnen, am 17. Dezember 1967 speiste der AVR-Reaktor zum erstmaligen Strom in das Netz ein.

Mit dem AVR, an dem sich die Wirtschaft mit ursprünglich 50% beteiligt hat, sollte in einem Großversuch der Einsatz der Kernenergie für die kom-

munale Stromversorgung getestet werden. Dabei wurden nachstehende Ziele verfolgt:

- Demonstration der Machbarkeit des Hochtemperaturreaktors mit kugelförmigen Brennelementen,
- Funktionserprobung wesentlicher Komponenten, insbesondere des Brennelements,
- Demonstration des zuverlässigen und sicheren Betriebs des HTR als Kraftwerk.

Die Hauptdaten des AVR sind in Tab. III-3 aufgeführt.

Eines der herausragenden Ergebnisse des AVR-Betriebs ist seine hohe Verfügbarkeit. Im Jahre 1976 wurde mit 92% Zeitverfügbarkeit und 91% Arbeitsverfügbarkeit das beste Betriebsergebnis erzielt.

Die Ergebnisse der Brennelementerprobung sind gut. Seit Betriebsbeginn sind 1,8 Millionen Kugeln umgewälzt worden, wobei die Bruchrate mit einer Kugel auf 10 000 umgewälzte Kugeln sehr niedrig ist. Auch für andere Komponenten wie Dampferzeuger,

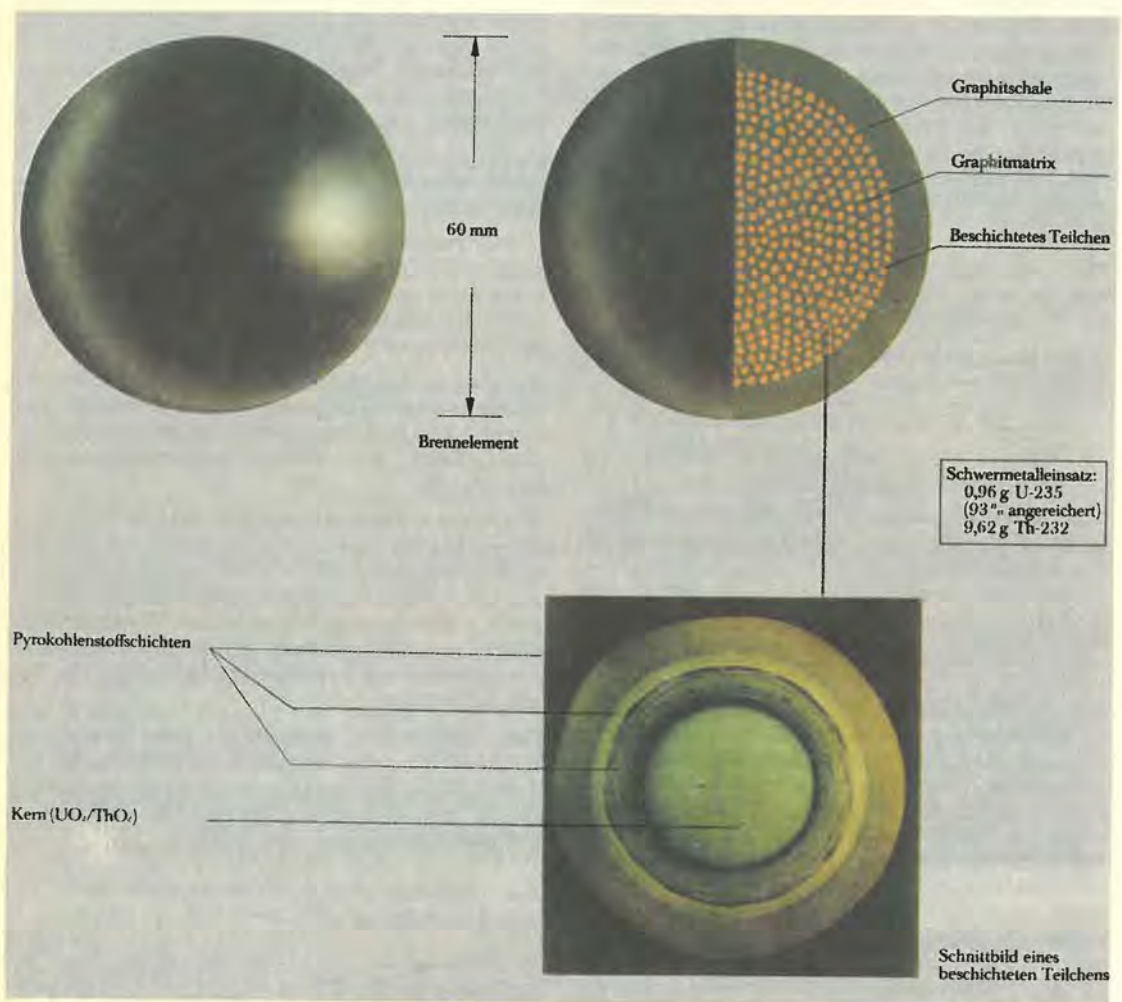


Abb. III-41: Kugelbrennelement und Brennstoffpartikel

Gebläse, Beschickungsanlage und deren Zusammenwirken in der Gesamtanlage sind wertvolle Erfahrungen gesammelt worden, vor allem über das Materialverhalten bei Neutronenbestrahlung bei hoher Temperatur und Dosis, über Aktivierung von Komponenten, Spaltproduktablagerung, Verschleiß und Korrosion in Heliumatmosphäre.

Im Februar 1974 wurde die mittlere Kühlgasaustrittstemperatur erstmals von 850°C (Auslegungswert) auf 950°C angehoben. Dies ist die höchste in einem Kernkraftwerk erreichte Kühlmitteltemperatur. Der mehrjährige Betrieb auf diesem hohen Temperaturniveau demonstriert die prinzipielle Eignung des HTR mit kugelförmigen Brennelementen für HTR-Prozeßwärmebereitstellung.

Die günstigsten Sicherheitsmerkmale des HTR sind am AVR grundsätzlich demonstriert worden. In einem Versuch wurden die Absorberstäbe am Einfahren gehindert und der Kühlgasstrom bei voller Leistung unterbrochen. Dieser simulierte Störfall wird üblicherweise durch sorgfältige Auslegung vermieden und als hypothetisch angesehen. Der AVR schaltete sich bei diesem sogenannten Vier-Stab-Klemmversuch selbsttätig ab, verblieb etwa einen Tag unterkritisch und pendelte sich danach auf eine niedrige Leistung im Kilowatt-Bereich ein.

Mitte Mai 1978 ereignete sich am AVR ein Störfall durch das Undichtwerden eines Rohres des Dampferzeugers, und es gelangte eine große Menge Wasser und Dampf (entsprechend etwa 25 m³ Wasser) in den Primärkreislauf des Reaktors [2]. Nach Entfernung des Wassers, Reparatur des Dampferzeugers und gründlicher Inspektion der Anlage konnte der AVR im August 1979 wieder angefahren werden.

Inzwischen hat der Reaktor bereits wieder die volle Leistung bei Temperaturen bis 850°C erreicht. Die

Genehmigung für höhere Temperaturen ist beantragt.

Dieser Störfall am AVR hat wichtige Erkenntnisse zur Beherrschung von Störungen bei Hochtemperaturreaktoren erbracht.

Trotz der ausgezeichneten in 15jähriger Betriebszeit gewonnenen Ergebnisse ist bis heute kein weiterer Reaktor nach dem AVR-Prinzip (lt. BBC/HRB bis 100 MWe möglich) realisiert worden.

Thorium-Hochtemperaturreaktor (THTR-300) [3]

Die ausgezeichneten Ergebnisse, die mit dem von der Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor (AVR) GmbH, Düsseldorf, betriebenen 15-MW_e-Hochtemperaturreaktor nach dem Kugelhaufenprinzip in Jülich erzielt wurden, veranlaßte einige Gesellschafter der AVR, am 14. Juni 1968 die Hochtemperatur-Kernkraftwerk GmbH mit Sitz in Hagen zu gründen. Dieser Gesellschaft schlossen sich die Vereinigten Elektrizitätswerke Westfalen AG (VEW), Dortmund, an.

Gegenstand des Unternehmens waren vorbereitende Maßnahmen zur Planung, Finanzierung, Errichtung und zum Betrieb eines 300-MW_e-Hochtemperaturreaktors (THTR-300) als Weiterentwicklung des AVR-Reaktors.

Nach Erfüllung dieser Aufgaben wurden am 17. Juli 1970 die Hochtemperatur-Kernkraftwerk GmbH (HKG) mit Sitz in Uentrop/Kreis Unna gegründet und die Vorgesellschaft aufgelöst.

An dem Stammkapital der HKG in Höhe von 50 Mio. DM sind folgende Gesellschaften beteiligt:

- Gemeinschaftskraftwerk Mio. DM 13,0 26 %
Weser GmbH, Porta
Westfalica

	Maßeinheit	AVR	THTR
Thermische Reaktorleistung	MW	46	750
Elektrische Bruttoleistung	MW	15	308
Elektrische Nettoleistung	MW	13,2	300
Nettowirkungsgrad	%	28,7	40
Leistungsdichte im Kern	MW/m ³	2,2	6
Anzahl der Brennelemente	Stück	83 500	675 000
Schneller Neutronenfluß	cm ⁻² s ⁻¹	1,7 · 10 ¹³	4,7 · 10 ¹³
Thermischer Neutronenfluß	cm ⁻² s ⁻¹	0,7 · 10 ¹⁴	1,1 · 10 ¹⁴
Abbrand	GWd/t	156	109
Max. Brennstoff-Zentraltemperatur	°C	1 250	980
Heißgastemperatur	°C	950	750
Kaltgastemperatur	°C	275	250
Kühlgasdurchsatz	kg/s	13	295
Kühlgasdruck	bar	11	39
Frischdampf Temperatur	°C	505	530
Frischdampfdruck	bar	74	177
Frischdampfmenge	t/h	56	930
Anzahl der Dampferzeuger	Stück	1	6
Baubeginn	Jahr	1960	1972

Tab. III-3: Technische Daten für AVR und THTR

– Elektromark, Kommunales Elektrizitätswerk Mark AG, Hagen	Mio. DM 13,0	26 %
– Vereinigte Elektrizitätswerke Westfalen AG, Dortmund	Mio. DM 13,0	26 %
– Gemeinschaftswerk Hattingen GmbH, Hattingen	Mio. DM 6,0	12 %
– Stadtwerke Aachen AG, Aachen	Mio. DM 2,5	5 %
– Stadtwerke Bremen AG, Bremen	Mio. DM 2,5	5 %

Die Vielzahl der HKG-Gesellschafter mit jeweils nur kleinen Anteilen hat rückblickend zu Problemen geführt. Aufgabe der HKG ist Planung, Finanzierung, Bau und Betrieb des THTR-300 als Gemeinschaftskraftwerk der Gesellschafter. Ziel war es, wie schon bei AVR, die technische und wirtschaftliche Eignung dieser Reaktorlinie für die öffentliche Stromerzeugung zu erproben.

Der THTR-300 wird von einem Konsortium errichtet, dem als Konsortialführer die Firma Brown Boveri & Cie AG (BBC), Mannheim, die Hochtemperaturreaktorbau GmbH (HRB), Köln (vormals Brown Boveri/Krupp, Reaktorbau GmbH), und NUKEM, Nuklearchemie und Metallurgie GmbH, Wolfgang bei Hanau, angehören. Am 29. Oktober 1971 wurde der Liefervertrag unterzeichnet.

Der Übergang zur größeren Leistungseinheit führte im Vergleich zum AVR zu folgenden Modifikationen: Reaktordruckbehälter aus Spannbeton, direktes Einfahren eines Teils der Abschaltstäbe in die Kugelschüttung des Reaktorkerns, Erhöhung der Leistungsdichte auf 6 MW/m³, Kühlgaseintritt von oben, Heißgastemperatur 750°C und Abfuhr der Abwärme mit Naturzug-Trockenkühlturm.

Die Hauptdaten des THTR-300 sind in Tab. III-3 aufgeführt. Die Anordnung der wesentlichen Teile des Kernkraftwerks THTR-300, nämlich Reaktorhalle mit Spannbetonbehälter und anderen Einrichtungen

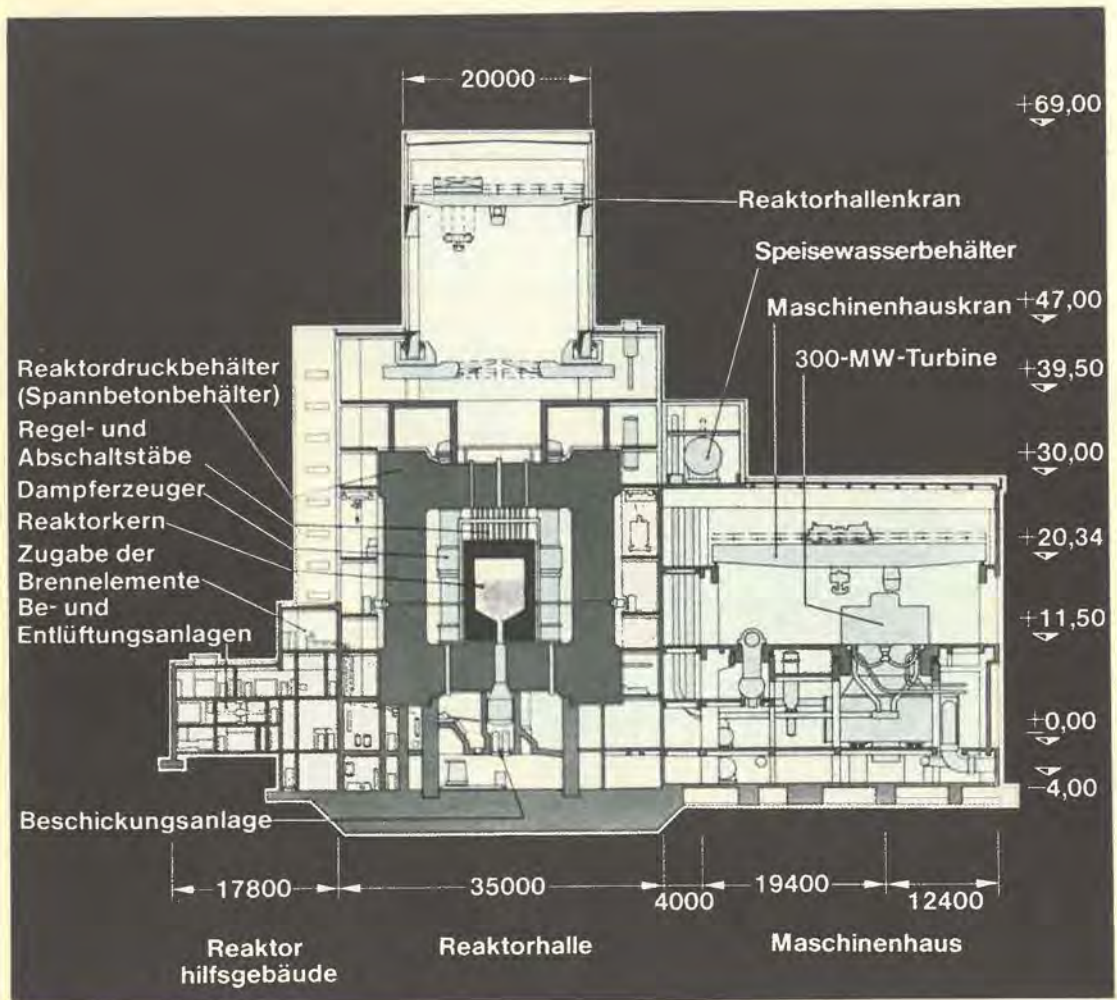


Abb. III-42: Schnittbild THTR-300 (Modell)

gen, Maschinenhaus und Reaktorhilfsgebäude, ist in Abb. III-41 zu ersehen. Das energietechnische Prinzipschaltbild des THTR-300, (Abb. III-42) stellt den Fluß des Kühlmittels Helium innerhalb des Spannbetonbehälters von oben nach unten durch den Reaktorkern und weiterhin durch die Dampferzeuger dar. Die Dampferzeugung enthält eine Zwischenüberhitzung. Die Abwärme aus der Dampfturbinenanlage wird über einen Naturzug-Trockenkühlturm an die Umgebung abgeführt.

Der Errichtungsstand des THTR-300 ist gegenwärtig wie folgt gekennzeichnet [4]: Der Spannbetonbehälter und seine Einbauten sind vollständig errichtet. Der Reaktordruckbehälter wird noch 1982 einer Druckprobe unterzogen. Die Dampferzeuger sind eingebaut, und die Brennelemente des Erstkerns sowie einer Nachladung sind fabriziert. Der Hauptturbosatz ist montiert. Das Maschinenhaus, das Elektrogebäude, die Reaktorhalle, das Reaktorhilfs- und -betriebsgebäude sowie der Trockenkühlturm sind erstellt. Der Wasserdampfkreislauf befindet sich in der Montage.

Die Übergabe des THTR-300 an den Betreiber wird nach derzeitiger Planung etwa 1985 erfolgen und weist damit nunmehr eine Bauzeit von 164 Monaten statt der ursprünglich geplanten 61 Monate auf.

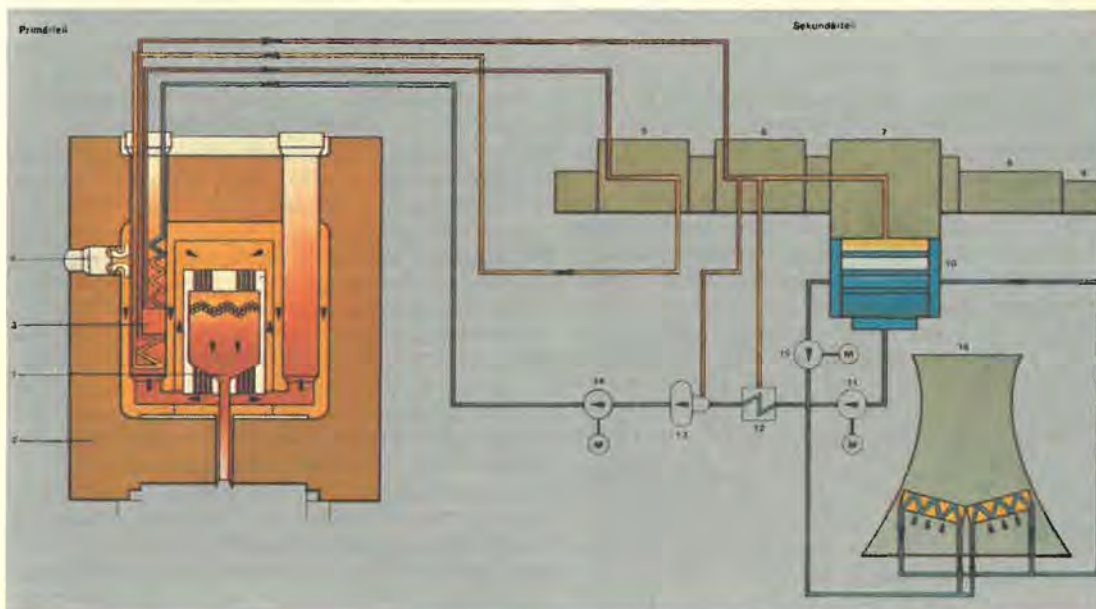
Wesentliche Gründe für die Bauverzögerung und Kostensteigerung sind in den ständig verschärften

Sicherheitsanforderungen und der konsequenten Anwendung des Genehmigungsverfahrens auch auf den Prototypreaktor der HTR-Baulinie zu sehen. Die nachträglich erhöhten Genehmigungsanforderungen resultieren in zum Teil gravierenden Umplanungen, erforderten umfangreiche Nachweise und hatten dadurch erhebliche Auswirkungen auf die Fertigung und Montage der Komponenten bzw. die Errichtung der Gebäude.

2.3 Merkmale der Technik

Im HTR wird, wie im Leichtwasserreaktor und im Schnellen Brutreaktor, die Energie durch Spaltung von schweren Atomkernen mit Hilfe von Neutronen freigesetzt. Der primäre Kernspaltstoff ist das Uranisotop Uran-235, das in dem in der Natur vorkommenden Uran enthalten ist. Daneben tragen zur Energieerzeugung erbrütete Spaltstoffe bei, die aus Brutstoffen mit Hilfe von Überschußneutronen erbrütet werden.

Beim HTR ist aus neutronenphysikalischen Gründen der Einsatz des **Brutstoffs Thorium** vorteilhaft, während bei anderen Reaktoren dafür vornehmlich das Uranisotop Uran-238 eingesetzt wird. Aus dem Thorium entsteht durch den Brutvorgang schließlich das spaltbare Uranisotop Uran-233. Der AVR wird und der THTR-300 soll in diesem Uran-Thorium-Brennstoffzyklus betrieben werden. Bei allen disku-



- | | | |
|-------------------------------|-------------------------------|--------------------------------------|
| 1 Reaktorkern | 7 Niederdruckteil der Turbine | 13 Speisewasserbehälter mit Entgaser |
| 2 Spannbetonbehälter | 8 Generator | 14 Speisepumpe |
| 3 Dampferzeuger | 9 Erreger | 15 Kühlwasserpumpe |
| 4 Kühlgasgebläse | 10 Oberflächenkondensator | 16 Trockenkühlturm |
| 5 Hochdruckteil der Turbine | 11 Hauptkondensatpumpe | |
| 6 Mitteldruckteil der Turbine | 12 Vorwärmer | |

Abb. III-43: Gesamtanlage — Prinzipschaltbild THTR-300

tierten Nachfolgeprojekten wurde auf den Uran-Plutonium-Zyklus umgestellt, weil die hierdurch mögliche weitgehende Nutzung der LWR-Kreislauf-Technologie eine Erleichterung der HTR-Einführung versprach.

Der HTR ist ein gasgekühlter, graphitmoderierter, thermischer Reaktor, d. h. die bei der Kernspaltung freiwerdenden Neutronen werden durch den Moderator Graphit abgebremst, bis sie thermische Energien haben und die durch die Kernspaltung freiwerdende Energie wird durch das gasförmige Kühlmittel Helium abgeführt. Die Bezeichnung „Hochtemperatur“ trägt der HTR, weil er Wärmeenergie mit einer im Vergleich zu anderen Reaktoren hohen Nutzungstemperatur im Bereich von 500 bis 950°C produziert.

Beim Kugelhaufenreaktor besteht der Kern aus einer losen Schüttung einer großen Anzahl von kugelförmigen Brennelementen (daher auch der Name „Kugelhaufen“-Reaktor), die von Coreinbauten gehalten und geführt wird. Das Konstruktionsmaterial im Corebereich ist Graphit. Graphit hat die folgenden erwünschten Eigenschaften: es ist ein guter Wärmeleiter, es hat eine hohe Druckfestigkeit, und es ist bis auf sehr hohe Temperaturen ohne Strukturänderungen von fester Konsistenz. Formänderungen, wie sie durch die Neutronenbestrahlung eintreten, können konstruktiv beherrscht werden.

Ein wesentlicher Vorteil des Konzepts der kugelförmigen Brennelemente besteht darin, daß die Beladung mit frischen Brennelementen und die Entladung abgebrannter Brennelemente kontinuierlich, d. h. ohne Unterbrechung des Betriebs des Kernkraftwerks erfolgt.

Das kugelförmige Brennelement (Abb. III-41) hat einen Durchmesser von 6 cm (etwa so groß wie ein Tennisball) und enthält im inneren Teil in einer festen Matrix aus Graphit eine große Anzahl beschichteter Partikel. Die beschichteten Partikel (sogenannte coated particles) mit einem Durchmesser von etwa 1 mm (Stecknadelkopf) enthalten im Kern den nuklearen Brennstoff in der Form eines Oxids bzw. Karbids. Die Beschichtungen umschließen diesen Kern dicht und druckfest. Sie stellen die wichtigste Barriere gegen das Entweichen der Spaltprodukte dar. Die bisher mit diesen kugelförmigen Brennelementen im Betrieb des Versuchskernkraftwerks AVR gewonnenen Erfahrungen sind sehr gut.

Zur Kühlung des Cores des HTR wird das gasförmige Kühlmittel Helium verwendet. Helium hat die folgenden Eigenschaften: Es wird durch Neutronen nicht aktiviert, es ist chemisch inert, und es hat eine hohe Wärmeleitfähigkeit. Bei einem Druck von ca. 40 bar wird es zur Kühlung eingesetzt, was die Anwendung von Druckbehältern erfordert. Das Helium strömt durch die Zwischenräume zwischen den kugelförmigen Brennelementen in der Kugelhaufenschüttung, erwärmt sich dabei und transportiert auf diese Weise die Wärmeenergie mit einer Temperatur bis zu 950°C zu wärmenutzenden Apparaten innerhalb des nuklearen Systems, mit denen die Energie weiter umgewandelt wird.

Charakteristisch für den Bau größerer HTR ist die Verwendung von vorgespannten Behältern aus Beton. Der Stand der Technik auf der Basis der bisherigen HTR-Entwicklung ist in [5] zusammenfassend beschrieben.

2.4 Sicherheitseigenschaften des HTR

Aus dem Ausbau des Reaktorkerns eines HTR ergeben sich eine Reihe günstiger Eigenschaften, die einen gegenüber dem Leichtwasserreaktor (LWR) und Schnellen Brutreaktor (SBR) milderen Ablauf von Kühlmittelverlust- und Reaktivitätsstörfällen erwarten lassen. Die Mehrzahl dieser Eigenschaften ist inhärent vorhanden und kann deshalb auch beim Störfallablauf nicht beeinflusst werden.

Folgende Eigenschaften des HTR sind in diesem Zusammenhang von besonderer Bedeutung:

- a) Während des Reaktorbetriebes paßt sich die Leistungserzeugung aufgrund des negativen Temperaturkoeffizienten der Reaktivität stets der abgeführten Leistung an. Dieser selbststabilisierende Effekt ist auch bei anderen Leistungsreaktoren vorhanden, kann aber beim HTR wegen des großen Abstandes der Versagenstemperatur der Brennstoffumhüllung von den Betriebstemperaturen weitgehend ausgenutzt werden. Aus diesem Grunde verfügt der HTR über eine zusätzliche Abschaltsicherheit, denn die Leistungserzeugung kann nicht nur durch Einfahren von Abschaltstäben, sondern auch einfach durch Drosselung des Kühlgasdurchsatzes augenblicklich reduziert werden. Beim AVR ist diese Leistungsreduktion in simulierten Störfallversuchen, bei denen die Abschaltstäbe in ausgefahrener Position verblieben, mehrfach demonstriert worden.
- b) Die Beschichtung der einzelnen Brennstoffteilchen und die umgebende Graphitmatrix stellen eine wirksame Barriere gegen die Freisetzung von Spaltprodukten dar. In zahlreichen Bestrahlungstests und durch die Massenerprobung von Brennelementen im AVR ist bestätigt worden, daß bis auf einen Anteil von 10^{-3} bis 10^{-4} die Unversehrtheit der Beschichtungen und damit die effektive Zurückhaltung der Spaltprodukte unter Betriebsbedingungen für die volle Einsatzzeit der Brennelemente im Reaktor gewährleistet werden kann. Infolge dessen ist der Aktivitätsgehalt des Kühlmittels eines HTR sehr gering.

Noch entscheidender ist der experimentelle Befund, daß die Beschichtungen auch bei einem Anheben der Brennelementtemperaturen bis auf ca. 1700°C unversehrt bleiben, was für die Rückhaltung der gasförmigen Spaltprodukte von ausschlaggebender Bedeutung ist. Der Nachweis ist sowohl für frische als auch für abgebrannte Brennelemente geführt worden. Im Temperaturbereich oberhalb 1700°C wird zunächst nur ein geringer Anteil der beschichteten Partikel beschädigt, die große Masse der Brennstoffteilchen bleibt aber sogar bis zu Temperaturen von 2400°C intakt, so daß eine Verzögerung der Spaltproduktfreisetzung vorhanden ist [6]. Aus-

gehend von einer maximalen Betriebstemperatur des Brennstoffs von ca. 1000°C besteht also ein großer Auslegungssicherheitsspielraum.

- c) Im Reaktorkern, in den Reflektoren und in weiteren Aufbauten des Primärkreislaufs sind große Mengen von Graphit vorhanden, einem Werkstoff mit hoher Wärmekapazität und Temperaturbeständigkeit. Dieser große Wärmespeicher bewirkt, daß die Zufuhr einer bestimmten Wärmemenge nur eine vergleichsweise geringe Temperaturerhöhung ergibt. Auch die Leistungsdichte im Reaktorkern des HTR ist im Vergleich zum LWR sehr gering. Die hohe Wärmekapazität und die niedrige Leistungsdichte ergeben zusammen ein sehr träges Verhalten des HTR bezüglich des Anstiegs der Temperatur im Reaktorkern bei Kühlungsstörfällen [7, 8].
- d) Graphit ist ein hitzebeständiger Werkstoff bis zu sehr hohen Temperaturen (über 3000°C) stabil. Aus diesem Grunde bleibt die Struktur des Reaktorkerns bis zu hohen Temperaturen erhalten. Als begrenzend hinsichtlich der Sicherheit der Anlagen gegenüber extremen Störfällen wirken damit ggf. die metallischen Komponenten des Primärkreises.
- e) Das im HTR verwendete Kühlmittel Helium ist chemisch neutral, wird selbst nicht aktiviert und hat keinen Einfluß auf die Kritikalität des Reaktors. Von besonderer Bedeutung ist, daß Helium selbst keine Korrosion bewirkt, so daß die Verunreinigungen und deren Aktivierung im Kühlmittel minimal bleiben.
- f) Zusätzlich zu den Brennstoffbeschichtungen dienen noch eine Reihe von weiteren Barrieren und Verzögerungsstrecken im HTR der Zurückhaltung von Spaltprodukten, dazu zählen: die Graphitmatrix der Brennelemente, der Reaktor-druckbehälter und der Sicherheitseinschluß (Reaktorschutzgebäude).

Den vorteilhaften Systemeigenschaften stehen systembedingte Eigenarten gegenüber, die – wie bei anderen Reaktortypen auch – durch konstruktive und sicherheitstechnische Vorkehrungen ausgeglichen werden müssen. Hier sind beispielhaft zu nennen:

1. Die Graphiteinbauten und die graphitischen Brennelemente, die die Nutzung hoher Temperaturniveaus ermöglichen, oxidieren im Temperaturbereich oberhalb 850°C unter Luft. Es muß daher konstruktiv sichergestellt werden, daß auch bei einem Druckentlastungsstörfall nur geringe Luftmengen in das heiße Core gelangen können.
2. Bei hohen Temperaturen reagiert Graphit auch mit Wasserdampf. Dieser kann aus versagenden Kühlsystemen in den Primärkreis gelangen. Zur Vermeidung großer Graphit-Wasserdampf-Reaktionen muß die Kühlmittelfeuchtigkeit ständig überwacht und ein möglicher größerer Einbruch von Wasser bzw. Wasserdampf konstruktiv begrenzt werden.

3. Die Gewährleistung eines sicheren Anlagenbetriebs erfordert Wiederholungsprüfungen der druckführenden Anlagenteile. Die Problematik der Qualitätsgewährleistung insbesondere durch Wiederholungsprüfungen der Hochtemperatur-Komponenten stellt eines der wesentlichen technischen Probleme der HTR-Entwicklung dar.

Die Realisierung der systembedingten Vorteile sowie die Vermeidung der Folgen von systembedingten Nachteilen sind im Genehmigungsverfahren im einzelnen nachzuweisen.

Bei der Erfüllung der Anforderungen aus dem Genehmigungsverfahren kommen die vorstehend erläuterten naturgesetzlichen Eigenschaften des HTR insofern zum Tragen, als die Beherrschung des Leistungsbetriebes und der Auslegungsstörfälle stärker als bei anderen Reaktorsystemen auf der Wirkung dieser systemspezifischen Eigenschaften und nicht zu sehr auf den zusätzlich eingebauten aktiven Sicherheitseinrichtungen beruht. Dennoch werden für den Prototyp im Genehmigungsverfahren vergleichbare Sicherheitseinrichtungen wie beim LWR verlangt.

2.5 Der Brennstoffkreislauf

Der Hochtemperaturreaktor kann im Uran/Thorium-Zyklus bis hin zum niedrig angereicherten Uran/Plutonium-Zyklus betrieben werden.

Im AVR wie im THTR-300 werden Brennelemente mit Thorium als Brutstoff und 93% angereichertem Uran als Spaltstoff eingesetzt. Die Verwendung von Thorium als Brutstoff hat im HTR einen Uran sparenden Effekt:

- der Uran/Thorium-Zyklus hat einen um 10% niedrigeren Uranverbrauch als der Uran/Plutonium-Zyklus im offenen Brennstoffkreislauf ohne Wiederaufarbeitung;
- im geschlossenen Brennstoffkreislauf hat der Uran/Thorium-Zyklus einen um ca. 50% niedrigeren Uranverbrauch als der Uran/Plutonium-Zyklus.

Legt man den HTR als Hochkonverter aus, d.h. strebt man Konversionsfaktoren um 0,9 an, so läßt sich der Uranverbrauch noch weiter reduzieren, wie Abb. III-44 zeigt.

Da bei der Markteinführung von Kernkraftwerken der Leichtwasserreaktor mit dem Uran/Plutonium-Zyklus sich durchsetzen konnte und die Entwicklung des Hochtemperaturreaktors auf die langfristige Nutzung seiner hohen Kühlgastemperatur ausgerichtet wurde, ist die Entwicklung eines eigenen Brennstoffzyklus für den HTR zurückgestellt worden.

Für Anlagen, die dem THTR-300 folgen, ist die Verwendung des Uran/Plutonium-Zyklus aus folgenden Gründen zweckmäßig:

- die Wiederaufarbeitung des Brennstoffs kann grundsätzlich in Aufarbeitungsanlagen für LWR-Brennstoff erfolgen;

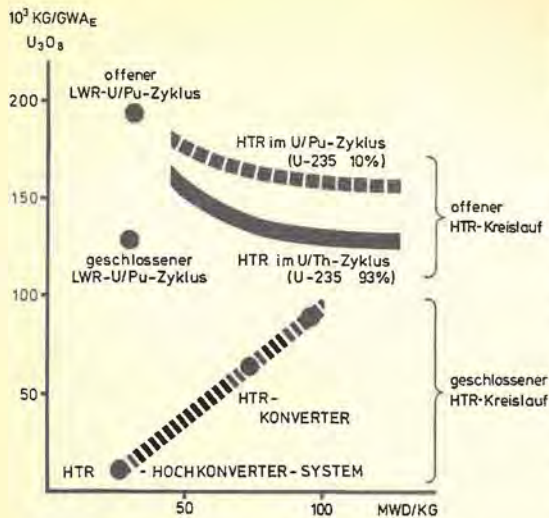


Abb. III-44: Uranbedarf verschiedener HTR-Brennstoffzyklen im Vergleich zum LWR

- es ist nur die Entwicklung einer eigenen Head-End-Vorstufe zur Trennung von Graphit und Brennstoff nötig;
- die Uraneinsparungen des Thorium/Uran-Zyklus für einzelne HTR-Anlagen reduzieren den Uranverbrauch der Bundesrepublik nicht spürbar, solange keine größere Anzahl von HTRs betrieben wird.

Die Brennelementherstellung besteht aus den Schritten: Brennstoffkernherstellung, Brennstoffkernbeschichtung mit Pyrokohlenstoff und Silizium-Karbid, Verpressen der beschichteten Partikel (coated particles) mit graphitischen Materialien zu Brennelementen und Graphitieren der Brennelemente.

Die Brennelementproduktion für das THTR-300-Erstcore ist abgeschlossen. Für THTR-300 und AVR wurden bisher etwa 10 t Uran/Thorium-Mischoxid-Brennstoffkerne hergestellt, die zu über 1 Million Brennelementen verarbeitet werden. Die HTR-Brennelementproduktionslinie der Firma HOBEG kann 2400 Brennelemente pro Tag fertigen, was ausreicht, um für 1000 MW elektrischer Leistung die nötigen Brennelemente zu liefern. Die laufenden Arbeiten konzentrieren sich auf die Weiterentwicklung und Erprobung verbesserter Brennelemente für neue HTR-Anlagen.

Nach Einsatz im Reaktor werden die abgebrannten Brennelemente in Stahlkannen abgefüllt und zwei Jahre am Reaktorstandort gelagert. Von dort werden sie in ein Zwischenlager überführt, solange keine Wiederaufarbeitungsanlage für HTR-Brennelemente vorhanden ist.

Die technische Konzeption sowie die Vorplanung eines oberirdischen Zwischenlagers für abgebrannte Brennelemente des THTR-300 liegt vor. Die Kapazität dieses Lagers ist für die Aufnahme der Brennele-

mente aus 15 Betriebsjahren geplant; das entspricht ca. 2,5 Millionen Brennelementen mit insgesamt ca. 30 t Schwermetall. Alternativ bietet sich eine Behälterlagerung an.

Sollte der Bau von Wiederaufarbeitungsanlagen für abgebrannte HTR-Brennelemente langfristig verschoben werden, so könnten die Brennelemente aus technischer Sicht auch ohne weitere Behandlung direkt endgelagert werden. Die Beschichtung der Partikel sowie die Graphitmatrix verhindern eine Spaltproduktfreisetzung einerseits und schützen andererseits die Brennstoffkerne gegen chemische Einwirkungen von außen.

Die Erprobung der Wiederaufarbeitung von HTR-Brennelementen mit Thorium/Uran-Brennstoff soll in der Technikumsanlage JUPITER nach dem Thorex-Prozess erfolgen. Die Anlage mit einem Durchsatz von 2 kg Schwermetall pro Tag befindet sich in der KFA Jülich im Bau. Die Entwicklungsziele sind die Fertigstellung und Inbetriebnahme der JUPITER-Anlage in der zweiten Hälfte der 80er Jahre sowie die Bereitstellung der Basistechnologie zum Head End der Wiederaufarbeitung.

Bei der Wiederaufarbeitung ist die Behandlung der Verbrennungsabgase bei der Wirbelschichtverbrennung des Brennelementgraphits ein HTR-spezifisches Problem. Das Verbrennungsabgas enthält neben Spaltprodukten, die abgetrennt werden, noch C-14, das hauptsächlich aus den Stickstoffverunreinigungen des Graphits herrührt. Als Verfahren zur Fixierung des C-14 wird die Absorption des Kohlendioxids in Kalkmilch erprobt. Die hierbei anfallenden Mengen von CaCO_3 (Kalk) liegen bei 1 Tonne pro MWe und Jahr.

2.6 Entwicklungsprojekte

HTR-Stromerzeuger mit Heliumturbine im Direktkreislauf (HHT)

Seit 1971 arbeiten die Partner Brown, Boveri u. Cie. AG (BBC), Mannheim, Hochtemperatur-Reaktorbau GmbH (HRB), Mannheim, Kernforschungsanlage Jülich GmbH (KFA), Jülich, und Nuklear-Chemie und -Metallurgie GmbH (NUKEM), Hanau, im Rahmen des HHT-Projekts gemeinsam an der Entwicklung eines Hochtemperaturreaktors mit Heliumturbine (HHT) im geschlossenen Kreislauf. Seit 1973 wurde das Projekt gemeinsam mit der Schweiz durchgeführt. Die Schweizer Partner sind Brown, Boveri u. Cie. AG (BBC-CH), Baden, Eidgenössisches Institut für Reaktorforschung (EIR), Würenlingen, Gebr. Sulzer AG, Winterthur, und Schweizerische Aluminium AG (ALUSUISSE), Zürich. Ende 1976 wurde eine Vereinbarung zwischen den Projektpartnern und der General Atomic International, USA, über eine Zusammenarbeit auf diesem Gebiet unterzeichnet.

Neben höheren thermischen Wirkungsgraden erlaubt die HHT-Konzeption die Auskopplung von Abwärme auf hohem Temperaturniveau ohne nennenswerte Stromeinbuße sowie den Übergang zu Trockenkühltürmen.

Für die Turbinen- und Komponentenerprobung wurde eine Helium-Hochtemperatur-Versuchsanlage (HHV) gebaut, die für einen Helium-Massenstrom von 200 kg/s bei Dauerbetrieb auf eine Temperatur von 850°C (Maximaltemperatur 1000°C) ausgelegt ist. Nach erfolgreicher Inbetriebnahme wird die Anlage z. Zt. für spätere Versuchszwecke konserviert.

Weitere Betriebserfahrungen mit einer Heliumturbine wurden im Heliumturbinen-Kraftwerk (EVO-Anlage) der Energieversorgung Oberhausen gewonnen. Die Anlage soll als Heizkraftwerk mit nominell 50 MW elektrischer Leistung und der Heizwärmeabgabe von 53 MW betrieben werden. Der Bau der Anlage begann 1972, die Inbetriebnahme 1975.

Im Jahre 1980 wurde ein Referenzentwurf für ein 670-MW_e-HHT-Demonstrations-Kraftwerk vorgelegt und von den Elektrizitätsversorgungsunternehmen bewertet.

Wegen technischer Schwierigkeiten und nur marginaler Vorteile gegenüber einem Zweikreis-HTR der Linie AVR-THTR 300 wurde dieses Projekt nach einer einjährigen Dokumentationsphase 1981 eingestellt.

HTR-Zweikreisanlage

Noch während des Versuches von BBC/HRB, einen HTR mit Heliumturbine als Alternative zum LWR zu entwickeln, begannen etwa 1978 unter Federführung der Preußenelektra Verhandlungen zwischen EVU's mit dem Ziel der Gründung einer Hochtemperaturreaktor-Gesellschaft mbH (HRG^{*)}, die 3 Jahre danach im Dezember 1980 gegründet wurde. Die beteiligten EVU's, zu denen aber VEW als späterer Betreiber des THTR-300 nicht gehört, begrenzten ihr finanzielles Engagement im Gesellschaftsvertrag auf max. 50 Mio DM innerhalb eines Zeitraumes von 5 Jahren. Zweck der Gesellschaft ist die Planung eines größeren HTR, wofür mindestens 500 Mio DM erforderlich wären.

Nach dem Scheitern auch des HHT-Versuches schlossen sich HRG mit Ruhrkohle AG/Ruhrgas AG 1980 zu einer Arbeitsgemeinschaft HTR-Projektstudie zusammen (Arge HTR). Die Arge HTR erteilte BBC/KWU in enger Abstimmung mit dem BMFT den Auftrag, einen Hochtemperaturreaktor (900 MWe), zugleich repräsentativ für den Leistungsbereich 600–1350 MWe, für die kombinierte Erzeugung von Strom und Prozeßdampf zu entwerfen. Dieser Reaktor sollte möglichst weitgehend auf dem THTR-300 aufbauen und war damit ein ernsthafter Versuch „das Machbare zu machen“. Termingerech legten BBC/KWU zum 31.3. 1981 den HTR-900-Entwurf vor.

^{*)} Die HRG wird getragen von den Elektrizitätsversorgungsunternehmen Hamburgische Electricitäts-Werke AG, Neckarwerke Elektrizitätsversorgung AG, Nordwestdeutsche Kraftwerke AG, Preußische Elektrizitäts AG, Rheinisch-Westfälisches Elektrizitätswerk AG, Steag AG, VEBA-Kraftwerk Ruhr AG und den in der Hochtemperaturreaktor-Planungsgesellschaft mbH zusammengeschlossenen Stadtwerken.

Diese Konzeption baut auf den Erfahrungen bei atomrechtlichen Genehmigungsverfahren, Planung, Errichtung, Inbetriebnahme und Betrieb von AVR bzw. THTR auf. Die Hersteller und die Betreibergruppe haben einem unabhängigen Gutachtergremium das Konzept für einen großen Kugelhaufenreaktor von 900 MWe zur sicherheitstechnischen Bewertung vorgelegt. Dieses Gutachtergremium, bestehend aus Mitgliedern der RSK, TÜV und Genehmigungsbehörden, hat die Genehmigungsfähigkeit und das Sicherheitskonzept dieser Demonstrationsanlage bestätigt.

Der Reaktor wurde bei weitgehender Nutzung der THTR-Technik, jedoch mit Übergang auf Spannbetonbehälter in Mehrkavernenbauweise ausgelegt.

Die integrierte Bauweise, die für diesen Leistungsbereich charakteristisch und durch die Anordnung aller wesentlichen Primärkreis Komponenten in einem versagenssicheren Reaktordruckbehälter (Blockbauweise) gekennzeichnet ist, wird insbesondere aus sicherheitstechnischer und betrieblicher Sicht von Bedeutung sein.

Die Grundkonzeption basiert auf standardisierten Bauelementen für alle Leistungsgrößen:

- Dampferzeuger
- Gebläse
- Abschalt einrichtungen
- keramische Bausteine
- Druckbehälterkomponenten

Für die verschiedenen Leistungsbereiche wird die geforderte Leistungsgröße durch Vervielfachung der integrierten Primärkomponenten, beim Reaktordruckbehälter durch geometrische Vergrößerung erreicht.

Die Verwendung standardisierter Bauelemente gewährleistet relativ geringen Aufwand für Genehmigungsverfahren, Planung, Errichtung und Inbetriebnahme. Ebenso ist der Austausch dieser Komponenten für andere Einsatzzwecke möglich.

Das Ergebnis der Konzeptstudie zu einem HTR-900 MW_e ist, daß Hersteller und Betreiber den HTR-900 für technisch machbar und grundsätzlich genehmigungsfähig halten. Außerdem wurde festgestellt, daß spätere HTR-Großanlagen durchaus mit LWR wirtschaftlich konkurrieren können. Ein Planungsauftrag für eine derartige Demonstrationsanlage scheiterte jedoch vorerst an den hohen „first of its kind“-Kosten.

Am 15. März 1982 wurde erneut eine Arbeitsgemeinschaft Hochtemperaturreaktor (AHR) gegründet, der wiederum

- Hochtemperaturreaktor-Gesellschaft mbH (HRG), Hannover
- Ruhrkohle AG / Ruhrgas AG, Essen

und zusätzlich

- Vereinigte Elektrizitätswerke Westfalen AG (VEW), Dortmund

angehören.

AHR strebt an, neben der Untersuchung kleiner HTR für den Wärmemarkt die Einsatzmöglichkeiten von HTR mit etwa 450 MWe Leistung nach dem THTR-300-Prinzip zu untersuchen.

Für einen HTR 450 sprechen nach Angaben des alleinigen Anbieters BBC/HRB

- Nutzung der Technik und Erfahrungen beim THTR-300, dadurch Vorteile beim Genehmigungsverfahren und beim Planungsaufwand.
- Konkurrenzfähigkeit gegenüber Steinkohle.
- Extrapolationsmöglichkeit zu größeren Leistungen.

Die BBC-Gruppe stellte ein Konzept für einen 450-MW_e-HTR zur Strom- und Prozeßdampferzeugung vor, der durch enge Anlehnung an die THTR-Konzeption geringeren Entwicklungsaufwand erfordern soll.

Die Leistungserhöhung gegenüber dem THTR wird durch Erhöhung der Anzahl der Hauptkreisläufe erreicht.

Konzeptänderungen gegenüber dem THTR sind gering (separates Nachwärmeabfuhrsystem [NWA], Einführung von kleinen Absorberkugeln als zweites Abschaltssystem, Verspannung des Corebodens).

Der Reaktordruckbehälter ist - wie beim THTR-300 - als vorgespannter Betonbehälter in Großkavernenbauweise ausgeführt, in welchem der gesamte Primärkreislauf integriert ist. Die Dampferzeuger sind im Ringraum zwischen dem thermischen Schild und der Innenwand des Spannbetonbehälters angeordnet. Die Gebläse sind horizontal in die SBB-Wand eingebaut und jeweils einem Dampferzeuger zugeordnet. Ebenfalls horizontal sind die vier Hilfsgebläse in der SBB-Wand angeordnet und bilden zusammen mit je einem Hilfswärmetauscher jeweils einen separaten NWA-Kreislauf. Der Reaktorkern wird abwärts durchströmt, so daß Kern- und Reflektorstäbe ebenso wie die metallischen Einbauten im Normalbetrieb vom Kaltgasstrom gekühlt werden [9].

HTR-Prozeßwärmeanlage zur nuklearen Kohlevergasung (PNP)

Die Entwicklung nuklearer Prozeßwärmeanlagen für die Kohlevergasung erfolgt im Projekt „Prototypanlage Nukleare Prozeßwärme“ (PNP) mit den Partnern Bergbau-Forschung GmbH (BF), Gesellschaft für Hochtemperatur-Technik mbH (GHT), Hochtemperatur-Reaktorbau GmbH (HRB), Kernforschungsanlage Jülich GmbH (KFA) und Rheinische Braunkohlenwerke AG (RBW), seit Mitte 1975.

Im März 1978 haben die Firmen Rheinische Braunkohlenwerke AG (RBW) und Ruhrkohle AG (RAG) die „Projektgesellschaft Prototypanlage Nukleare Prozeßwärme“ als Betreibergesellschaft gebildet.

In der Ende 1976 abgeschlossenen Konzeptphase [10] wurde die Realisierbarkeit großer Prozeßwärmeanlagen und insbesondere aus der Kopplung eines Reaktors mit chemischen Anlagen zusätzlich entstehende Sicherheitsprobleme untersucht, eine Ein-

gung der Anzahl von möglichen Anordnungskonzepten vorgenommen, die Untersuchung zur Auswahl der für den Einsatz bis zu 1000°C geeigneten Materialien eingeleitet. Die Realisierung der notwendigen Reaktorkühlmitteltemperatur von 950°C erfordert jedoch noch beträchtliche Entwicklungsarbeiten für die mit Heißgas beaufschlagten Komponenten des Primärkreislaufs, insbesondere für die wärmetauschenden Apparate. Außerdem müssen die Vergasungsverfahren im technischen Maßstab erprobt werden.

Der gegenwärtige Referenzentwurf [13] sieht einen HTR mit Kugelhaufenkern, thermische Leistung 500 MJ/s, Heliumaustrittstemperatur 950°C, und zwei leistungsgleiche Loops für Hydrierende Vergasung von Braunkohle mit nuklearer Fernenergie und Kombination von Hydrierender und Wasserdampf-Vergasung von Steinkohle, integrierte Anordnung des Röhrenspaltofens mit Dampferzeuger sowie des Helium-Helium-Wärmetauschers vor.

Die Anordnung des Reaktorkerns und der übrigen Komponenten des Primärkreises des nuklearen Wärmeenergieerzeugungssystems der Prototypanlage ist in Abb. III-45 dargestellt. Der Reaktorkern befindet sich in der zentralen Kaverne eines Multikavernen-Spannbetonbehälters. Die metallischen und keramischen Kerneinbauten sind ähnlich jenen des THTR-300. Im unteren Corebereich führen koaxiale Heißgasleitungen zu den Wärmetauschern, die sich in kleineren Kavernen in der engen Zone des Spannbetonbehälters befinden. Sämtliche Betoninnenflächen sind analog der THTR-300-Konstruktion mit einer Stahldichthaut, dem Liner, ausgekleidet. Auch das Wärmeschutzsystem (Innenisolierung, Liner Kühlung) baut auf der THTR-300-Konstruktion auf. Die sicherheitstechnische Akzeptanz der gesamten Anlagenkonzeption ist durch ein von BMI berufenes Beratungsgremium festgestellt worden.

Alternativ wird auch die Verwendung kleinerer Reaktoreinheiten, sogenannter Modulreaktoren, betrachtet. Der Schwerpunkt der Arbeiten liegt jedoch bei den im wesentlichen vom MWMV des Landes NRW geförderten F + E-Arbeiten.

Im PNP-Projekt werden zwei Verfahrensvarianten der Kohlevergasung entwickelt, diese sind die „Hydrierende Kohlevergasung“ (HKV) und die „Wasserdampf-Kohlevergasung“ (WKV). Diese beiden Verfahrensvarianten werden im folgenden kurz beschrieben [12]. Als Beispiel für die Auslegungsdaten dient ein HTR mit 3000 MW thermischer Leistung.

Bei der *Hydrierenden Kohlevergasung (HKV)* (Abb. III-46) wird die Hochtemperaturwärme des Reaktors unmittelbar an einen Röhrenspaltofen abgegeben. In diesem Röhrenspaltofen wird ein Teil des Produktgases Methan mit Wasserdampf unter Zufuhr von Reaktorwärme katalytisch zu Wasserstoff und Kohlenmonoxid umgesetzt. In einer anschließenden Gasauflbereitung wird dieses Gemisch zu weitgehend reinem Wasserstoff aufgearbeitet, der dann als Vergasungsmittel zur Hydrierenden Vergasung von Kohle eingesetzt wird. Der verbleibende sogenannte

Restkoks wird anderen Verwendungszwecken zugeführt. Neben Methan enthält das Produktgas der Hydrierenden Vergasung, die ohne Wärmezufuhr von außen abläuft, noch weitere Komponenten wie Wasserstoff, Kohlenmonoxid und Kohlendioxid. Das Kohlendioxid wird entfernt, Wasserstoff und Kohlenmonoxid (nach Umwandlung in Wasserstoff) in den Vergaser zurückgeführt, während das Methan zum einen Teil in den Röhrenspaltöfen und zum anderen Teil als Produktgas abgegeben wird.

Der Röhrenspaltöfen, in dem das eingebrachte Methan/Wasserdampf-Gemisch unter Wärmezufuhr zu Wasserstoff und Kohlenmonoxid umgesetzt wird, besteht jeweils aus einem Bündel von 300–400 dickwandigen Rohren, die in einer Tragplatte aufgehängt sind und von außen beheizt werden. Innen strömt das Spaltgas durch eine Katalysatorschüttung und anschließend koaxial durch ein Rückführungsrohr zurück. Ein einzelnes heliumbeheiztes Spaltrohr zur Methanspaltung wird seit einigen Jahren mit Erfolg in der Kernforschungsanlage Jülich getestet. In einer nächsten Stufe ist ein entsprechendes Bündel von 30 Spaltrohren bereits in der Erprobung.

Bei der *Wasserdampf-Kohlevergasung (WKV)*, (Abb. III-47) wird die Hochtemperaturwärme über einen Helium-Zwischenkreislauf an einen Wasserdampfvergaser weitergegeben. Heißer Wasserdampf gelangt in ein Kohlebett und vergast in zwei Stufen unter Zufuhr von Reaktorwärme die Kohle im wesentlichen zu Wasserstoff und Kohlenmonoxid. Durch anschließende Methanisierung des gereinigten Synthesegases läßt sich synthetisches Naturgas gewinnen. Die Reaktorwärme im Mittel- und Niedertemperaturbereich erzeugt im Zwischenkreislauf Prozeßdampf für den Vergasungsprozeß sowie Frischdampf für eine Dampfkraftanlage.

Nukleare Fernenergie (NFE)

Eine weitere Einsatzmöglichkeit der HTR-Wärme bietet das System der „Nuklearen Fernenergie“. Der grundsätzliche Gedanke der nuklearen Fernenergie besteht darin [14], nuklear erzeugte Wärme als chemische Energie zum Verbraucher zu transportieren und damit gegenüber der Fernwärme

- die bei größerem Reaktor-Verbraucher-Abstand wesentlichen Wärmeverluste beim Transport zu vermeiden und
- verbraucherseitig höhere Temperaturen als bei der Fernwärmeversorgung zu ermöglichen.

Die Energieversorgung von der Nuklearanlage zu den Verbrauchszentren erfolgt durch chemisch reagierende Gase, die im geschlossenen Kreislauf geführt werden. Ein besonders geeignetes Gassystem besteht aus Methan (CH_4) und Wasserdampf (H_2O) bzw. Synthesegas ($\text{H}_2 + \text{CO}$). Hierbei erfolgt die Methanspaltung durch Wärmezufuhr im Röhrenspaltöfen, das so erzeugte Gasgemisch wird zum Verbraucher geleitet und dort unter Freisetzung von Wärme katalytisch remethanisiert. Dabei sind Temperaturen bis zu 600°C erreichbar, womit der

Industrieverbrauch an Prozeßwärme bis 500°C gedeckt werden kann.

Dieses Energieversorgungssystem wird im Projekt „Nukleare Fernenergie“ (NFE) untersucht, die Partner sind: Rheinische Braunkohlenwerke AG (RBW) und Kernforschungsanlage Jülich GmbH (KFA).

HTR kleiner Leistung (Modulanlagen)

Für die von Bundesregierung und Landesregierung wichtig eingeschätzten Anwendungsbereiche außerhalb der reinen Stromerzeugung, also für Wärmekraftkopplung bei Chemie und Fernwärme und später auch bei der nuklearen Kohlevergasung, kommen neben größeren Hochtemperaturreaktoren auf der Grundlage des THTR-300 auch kleinere Hochtemperaturreaktoren auf der Grundlage des Jülicher Versuchsreaktors AVR in Frage. Solche Reaktoren werden insbesondere von der Kraftwerk Union entworfen.

Nach Auffassung der KWU-Gruppe und der KFA muß die Hauptzielrichtung der kommerziellen HTR-Einführung auf dem Einsatz des HTR zur Erzeugung von Hochtemperatur-Prozeßwärme, insbesondere zur Veredlung fossiler Energierohstoffe liegen, da gerade hier die von anderen Reaktortypen abweichenden Charakteristika des HTR ideal zur Geltung gebracht werden können. Entsprechend dieser grundsätzlichen Zielrichtung und den aus den Anwendungsbereichen resultierenden Anforderungen hat die KWU-Gruppe das HTR-Modulkonzept entworfen.

Die Entwürfe sind gekennzeichnet durch die Begrenzung der Kerndimensionen, Verzicht auf in den Kugelhaufen einfahrende Abschaltstäbe und die Einführung eines Stahldruckbehälters. Die Standardisierung der Modul-Grundeinheiten des Reaktorkerns könnte hohe Flexibilität auch für den Aufbau größerer Einheiten, durch Kombination mehrerer Moduln sowie Verkürzung der Genehmigungs- und Bauzeiten bieten. Zielrichtung ist neben der Strom- und Prozeßdampfgewinnung die Verwendung im Bereich der Hochtemperatur-Prozeßwärme, insbesondere auch die Kopplung mit Kohlevergasungsanlagen [13], wobei die im PNP-Projekt entwickelten Komponenten und Verfahren im wesentlichen übernommen werden sollen.

Während sich der Entwurf der Fa. HRB sehr eng an die AVR-Konzeption anlehnt, sieht das Modul-Konzept der KWU-Gruppe eine Bauweise mit zwei über eine koaxiale Heißgasleitung verbundenen Behälter für den Reaktorkern bzw. für die wärmetauschenden Komponenten vor.

Die Behälter sollen in einer warmgehenden Primärzelle angeordnet werden, deren Innenwände durch um den Reaktor-Druckbehälter herum angeordnete wasserdurchströmte Flächenkühler gekühlt sind. Dadurch werden während des Leistungsbetriebes die Betonwände der Primärzelle auf zulässige Temperaturen gehalten bzw. die Abfuhr der Nachzerfallswärme aus dem Reaktorkern sichergestellt, wenn das Hauptwärmeübertragungssystem nicht

zur Verfügung steht. Die Nachwärme wird dann durch Wärmeleitung und Wärmestrahlung zu den Kühlern transportiert.

Zum Schutz gegen Überdruck könnte die Primärzelle KWU-Vorstellungen zufolge nach einem Druckentlastungsstörfall über Filter oder direkt in den Kamin druckentlastet und anschließend wieder geschlossen werden. Wegen der sehr geringen Verunreinigung des Primärgases mit radioaktiven Stoffen wäre die radiologische Belastung der Umgebung unbedeutend.

Leistung und Abmessungen des Reaktorkerns erlauben es, Störfälle mit einfachen Mitteln zuverlässig zu beherrschen und einfache Absorber im Seitenreflektor einzusetzen. Bei vorhandenem Heliumdruck und auch nach einer Druckentlastung des Primärsystems wird die Nachwärme des Reaktorkerns durch Wärmeleitung und Wärmestrahlung ohne Eingriff aktiver Systeme an die außerhalb des Reaktor-Druckbehälters angeordneten Kühlsysteme abgeführt. Dabei steigen die Brennelementtemperaturen zwar an, werden jedoch durch Beschränkung der mittleren Leistungsdichte des Reaktorkerns (ca. 2,5 MW/m³), des Kerndurchmessers (3 m) und der Gesamtleistung in zulässigen Grenzen gehalten.

Die Primärkreislauf-Temperaturen sind so gewählt, daß ausreichend hohe Temperaturen für die verfahrenstechnischen Prozesse erreicht werden und möglichst viel Hochtemperatur-Wärme ausgekoppelt wird.

Auf der Basis der AVR- und THTR-Erfahrungen könnten derartige Reaktoren ohne nennenswerten F+E-Aufwand für die Strom/Prozeßdampfdarbietung gebaut werden. Die Wirtschaftlichkeit von HTR kleiner Leistung kann jedoch z. Zt. noch nicht abschließend beurteilt werden.

Nukleare Wasserspaltung

In ferner Zukunft kann der Einsatz des HTR zur Produktion von Wasserstoff und Sauerstoff aus Wasser mittels thermochemischer Kreisprozesse Bedeutung erlangen. In vielen Forschungszentren der Welt werden solche Prozesse theoretisch und experimentell untersucht [15]. Mit dem Sekundärenergie-träger Wasserstoff kann eine sehr umweltfreundliche Energieversorgung erreicht werden.

Literatur

- [1] *Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor AVR GmbH, Hochtemperatur-Reaktorbau GmbH: 10 Jahre Stromerzeugung mit dem Kugelhaufenreaktor der AVR, 17. Dezember 1977*
- [2] *Krüger, K., Dering, B.: Steam Generator Leakage in the AVR Nuclear Power Station, The European Nuclear Conference, Transactions, p. 104, May 6-11, 1979*
- [3] *Harder, H., Oehme, H., Schöning, J., Thurnher, K.: Das 300-MW-Thorium-Hochtemperatur-Kernkraftwerk (THTR), atomwirtschaft, S. 238-245, Mai 1971*
- [4] *Gassert, Statusseminar 21.9.1981, KFA-Jülich*
- [5] *Richter, B. (Redaktion): HTR, Statusbericht, 26. September 1978, Tagungsband zur Informationsveranstaltung der KFA Jülich und ihrer Projektpartner über den Stand der Entwicklung des Hochtemperaturreaktors, Jül-Spez. 21, November 1978*
- [6] *Schenk, W.: Untersuchungen zum Verhalten von beschichteten Brennstoffteilchen und Kugelbrennelementen bei Störfalltemperaturen, Jül-1490, Mai 1978*
- [7] *Petersen, K., et al.: The Fission Product Retention of Pebble-Bed Reactors in Ultimate Accidents, Veröff. in Vorbereitung, Nuclear Technology, 1979*
- [8] *Kröger, W., et al.: Sicherheitsstudie für Hochtemperaturreaktoren unter deutschen Standortbedingungen, Jül-Spez. 19, August 1978*
- [9] *E. Baust, J. Schöning, W. Wachholz: Atomwirtschaft, Januar 1982*
- [10] *Projekt „Prototypanlage Nukleare Prozeßwärme“ (PNP): Statusbericht zum Ende der Konzeptphase vom 1.8.1975 bis 30.11.1976, Ergebnisbericht der Planungs-, Forschungs- und Entwicklungsarbeiten, Januar 1977*
- [11] *Weisbrodt, I.A., et al.: Project „Prototype Nuclear Heat“ Significance for Coal, The European Nuclear Conference, Transactions, p. 655, May 6-11, 1979*
- [12] *Fröhling, W., Neef, H.J.: Synthetisches Naturgas aus Kohle und Hochtemperatur-Reaktorwärme, Jahresbericht der KFA Jülich GmbH, 1975/77*
- [13] *Reutler, H.; Lohnert, G.H.: Atomwirtschaft, Januar 1982*
- [14] *Hardt, R.: Das Projekt Nukleare Fernenergie der KFA, KFA-Jahresbericht der KFA Jülich, 1975*
- [15] *Struck, B.D.: Wasserspaltung unter Einsatz von HTR-Wärme, Jahresbericht der KFA Jülich, 1977/78*



DER BUNDESMINISTER FÜR FORSCHUNG UND TECHNOLOGIE