



**KERNFORSCHUNGSANLAGE JÜLICH GmbH**

531

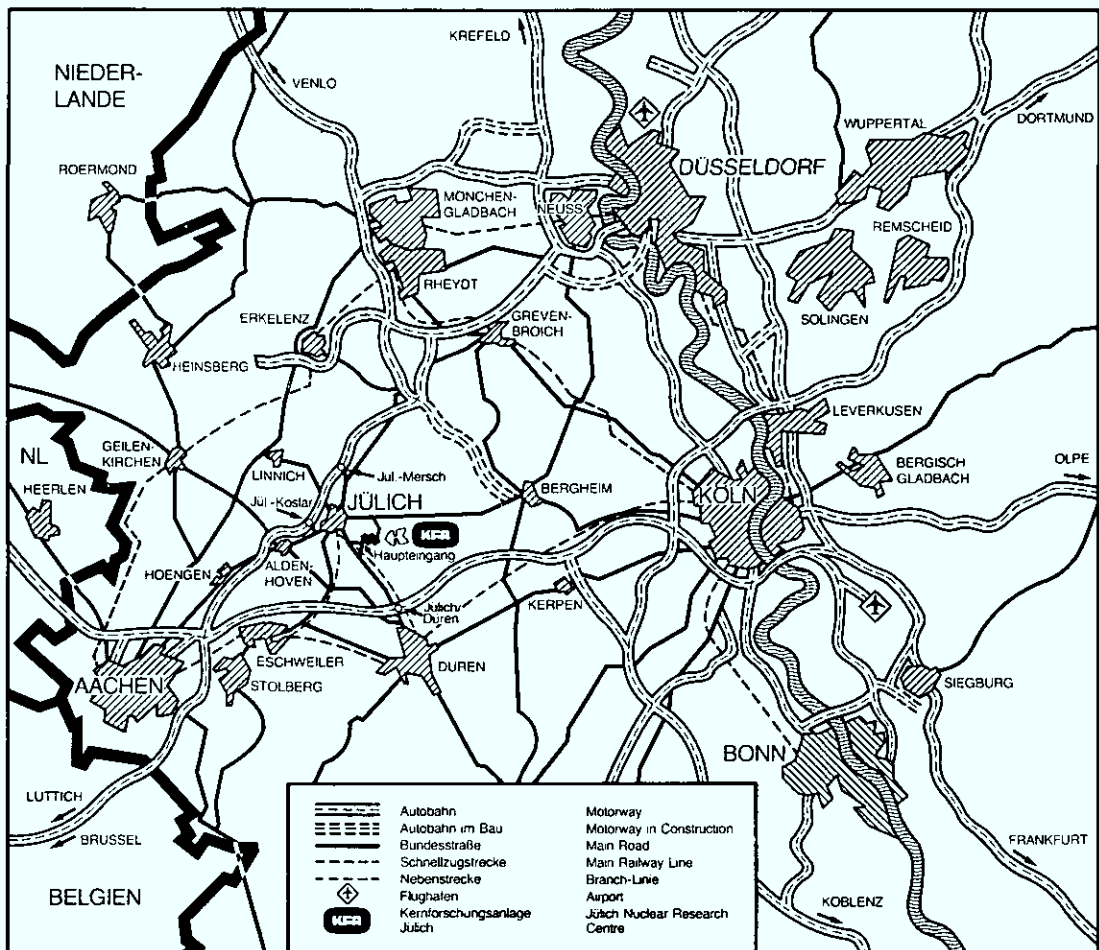
**STATUSSEMINAR**

**HOCHTEMPERATURREAKTOR-  
BRENNSTOFFKREISLAUF**

**Vorträge  
über Arbeiten auf den Gebieten  
HTR-Brennelemententwicklung  
HTR-Graphitentwicklung  
HTR-Entsorgung**

**Jülich, 12. Mai 1987**

**Jül-Conf-61  
August 1987  
ISSN 0344-5798**



Als Manuskript gedruckt

**Berichte der Kernforschungsanlage Jülich – Jül-Conf-61**

Zu beziehen durch: ZENTRALBIBLIOTHEK der Kernforschungsanlage Jülich GmbH  
 Postfach 1913 · D-5170 Jülich (Bundesrepublik Deutschland)  
 Telefon: 02461/610 · Telex: 833556-0 kf d

**STATUSSEMINAR**

**HOCHTEMPERATURREAKTOR-  
BRENNSTOFFKREISLAUF**

**Vorträge  
anlässlich des 10jährigen Bestehens  
des Projekts  
Hochtemperaturreaktor-Brennstoffkreislauf**

**Jülich, 12. Mai 1987**

**STATUSSEMINAR  
HOCHTEMPERATURREAKTOR-BRENNSTOFFKREISLAUF**

Inhaltsverzeichnis	Seite
<b>Vorwort</b>	1
<u>R.Theenhaus</u> , Mitglied des Vorstandes der Kernforschungs- anlage Jülich	
<b>Zehn Jahre Forschung und Entwicklung auf dem Gebiet des Brennstoffkreislaufs für HTR - 10 Jahre HBK-Projekt</b>	3
<u>E.Balthesen</u> , PTH	
<b>Entwicklung und Erprobung von HTR-Brennelementen und -Graphiten (Sitzungsleitung Prof. Nickel, KFA)</b>	
Technologischer Stand der HTR-Brennelementfertigung	27
<u>W.Heit</u> , H.Huschka, NUKEM	
Betriebs- und Störfallverhalten von HTR-Brennelementen	47
<u>G.Pott</u> , G.Borchardt, KFA; A.Christ, HRB; A.-W.Mehner, NUKEM; H.Nabielek, KFA; H.Ragoß, INTERATOM; W.Schenk, KFA	
Graphitische Komponenten für THTR-Folgeanlagen	67
<u>W.Theymann</u> , HRB; A.Mittenbühler, INTERATOM	
Herstellung, Erprobung und Qualifikation von HTR-Graphiten	91
<u>G.Haag</u> , V.Maly, F.Putsch, KFA; G. Wilhelmi, SIGRI	

**Entwicklung und Erprobung von Techniken zur Zwischen-  
und Endlagerung von HTR-Brennelementen  
(Sitzungsleitung Prof. Merz, KFA)**

Entsorgung von Hochtemperaturreaktoren	109
<u>K.Röllig</u> , HRB; H.P.Born, VEW; H.Ragoß, INTERATOM; S.Storch, KFA	
F&E-Arbeiten zur Zwischenlagerung von HTR-Brennelementen	135
<u>R.Duwe</u> , KFA; A.Christ, HRB; U.Brinkmann, KFA	
F&E-Arbeiten zur Endlagerung von HTR-Brennelementen	147
<u>B.Ganser</u> , NUKEM; U.Brinkmann, B.G.Brodde, R.Duwe, KFA; K.Röllig, HRB	
Endlagerung von HTR-Brennelementen nach der Bohrlochtechnologie	161
<u>E.Barnert</u> , U.Brinkmann, H.Brücher, K.Kroth, D.Niephaus, KFA	
<b>Schwerpunkte zukünftiger Arbeiten auf dem Gebiet des HTR-Brennstoffkreislaufes</b>	179
<u>N.Kirch</u> , KFA	
Teilnehmerliste	195

HRB: Hochtemperatur-Reaktorbau GmbH, Postfach 5360, 6800 Mannheim  
 INTERATOM: INTERATOM GmbH, Postfach, 5060 Bergisch Gladbach 1  
 KFA: Kernforschungsanlage Jülich GmbH, Postfach 1913, 5170 Jülich  
 NUKEM: NUKEM GmbH, Postfach 110080, 6450 HANAU 11  
 PTH: Projektträger HTR der Kernforschungsanlage Jülich GmbH  
 SIGRI: SIGRI GmbH, Postfach 1160, 8901 Meitingen  
 VEW: Vereinigte Elektrizitätswerke Westfalen AG, Rheinlanddamm 24,  
 4600 Dortmund 1

V O R W O R T

R. Theenhaus

Das Projekt Hochtemperaturreaktor-Brennstoffkreislauf wurde im Frühjahr dieses Jahres zehn Jahre alt. Aus diesem Anlaß hat die Kernforschungsanlage Jülich am 12. Mai 1987 ein Statusseminar über Arbeiten auf den Gebieten Hochtemperaturreaktor-brennelemente, -graphit und Entsorgung veranstaltet. Die Vorträge dieses Tages, die hier dokumentiert sind, zeigen den erreichten Entwicklungsstand und die Ziele zukünftiger Arbeiten auf. Die Bilanz des Seminars ergibt ein sehr positives Bild der bisherigen Projektleistungen. In bewegten Zeiten unter teilweise recht schwierigen Umständen wurde durch stetige Arbeit vieles erreicht: Das HTR-Brennelement wird höchsten Anforderungen gerecht und stellt die Basis für die moderne HTR-Sicherheitsphilosophie dar, es liegen umfassende Kenntnisse zum Verhalten von Graphit unter Temperatur- und Neutronenbelastungen in einem Hochtemperaturreaktor vor, mit der direkten Endlagerung wurde ein einfaches Entsorgungskonzept festgelegt.

Als Vorsitzender der Geschäftsführung der Entwicklungsgemeinschaft HTR und somit im Namen aller derer, denen die Ergebnisse des HBK-Projekts von Nutzen und Bedeutung sind, möchte ich allen Beteiligten für die geleistete Arbeit und für die guten erzielten Resultate danken. Dieser Dank gilt zunächst den Mitarbeitern der Projektpartner, also denen der Systemfirmen HRB und INTERATOM, den Mitarbeitern der Firma NUKEM für die Brennelemententwicklung, der Firma SIGRI für die Graphitentwicklung und den Mitarbeitern der KFA für Bestrahlungen, Nachuntersuchungen und Arbeiten auf dem Entsorgungssektor sowie für die umsichtige Koordination in der Projektleitung. Einschließen möchte ich auch alle weiteren mitwirkenden Stellen, etwa die AVR GmbH, die Reaktoren in Petten, Studsvik und Grenoble, das Forschungszentrum in Seibersdorf sowie die amerikanischen Einrichtungen in Oak Ridge und in San Diego. Die Arbeit all dieser Stellen wäre allerdings nicht möglich gewesen ohne die Bereitstellung der erforderlichen finanziellen Mittel. Mein Dank hierfür gilt ganz besonders dem Bundesforschungsministerium sowie der Landesregierung in Nordrhein-Westfalen.

Die Bilanz dieses Statusseminares zeigt auch, daß unter den heutigen schwierigen Bedingungen für die Kerntechnik noch einiges zu tun ist: Alle Aussagen, etwa zum Verhalten der Brennelemente und zur Sicherheit des Entsorgungspfades, müssen hieb- und stichfest durch Experimentserien belegt sein, so daß sie in einem heutigen atomrechtlichen Genehmigungsverfahren Bestand haben. Die hierfür erforderlichen Arbeiten hat das Projekt in einem mittelfristigen Rahmenprogramm definiert. Mit der Durchführung dieses Programms werden die Projektpartner der Markteinführung des Hochtemperaturreaktors die notwendige Unterstützung auf dem Gebiet des Brennstoffkreislaufs geben.

**ZEHN JAHRE FORSCHUNG UND ENTWICKLUNG AUF DEM GEBIET DES  
BRENNSTOFFKREISLAUFES FÜR HTR - 10 JAHRE HBK-PROJEKT**

**Dr. E. Balthesen, KFA-PTH**

**Kurzfassung**

Die letzten 10 Jahre Forschung und Entwicklung auf dem Gebiet des Brennstoffkreislaufs und der Graphitentwicklung für Hochtemperaturreaktoren stellen eine Zwischenphase dar, die durch wesentliche Technologiefortschritte als sehr erfolgreich bezeichnet werden kann. Änderungen bei den Reaktorkonzepten und der Brennstoffkreislaufstrategie stellten in diesem Zeitraum mit vielen neuen Aufgaben erhebliche Anforderungen an diesen Kernbereich der HTR-Entwicklung. Die Ergebnisse der Entwicklung stellen sicher, daß die neuartigen, anspruchsvollen Sicherheitskonzepte zukünftiger HTR-Anlagen, die sich weitgehend auf die Qualität der Brennelemente abstützen, aufrecht erhalten und weiter entwickelt werden können. Für die graphitischen Reflektoreinbauten, deren Funktionsfähigkeit auf Reaktorlebensdauer sichergestellt sein muß, stehen heute erprobte Graphite zur Verfügung. Das Entsorgungskonzept für abgebrannte Brennelemente in Form der direkten Endlagerung erhält z. Zt. eine Basis, auf der es aus technischer Sicht unbedenklich angewandt werden kann.

Für den HBK-Entwicklungsbereich sind alle Voraussetzungen geschaffen worden, daß wesentliche Vorzüge des HTR-Systems genutzt werden und in einer Markteinführung, sei es national oder international, umgesetzt werden können.

Aufgabe des Projekts - oder besser Programms, da es sich aus vielen, zum Teil voneinander unabhängigen Teilprojekten zusammensetzt - war und ist die Bereitstellung der wichtigsten Komponenten des Reaktors, des Kerns im erweiterten Sinn, sowie der Vorbereitung eines abgesicherten Entsorgungskonzeptes. Diese Aufgabe war eine sehr große Herausforderung mit Blick auf die Änderungen und Verschärfungen der Anforderungen in diesem Zeitraum.

Das HBK-Projekt war stets integraler Bestandteil der Gesamtentwicklung von HTR - und damit deren wechselvoller Geschichte unterworfen -, die ihrerseits den wechselnden, teils leidvollen Entwicklungen der gesamten Kernenergie ausgesetzt war und ist. Es ist eine wesentliche Aufgabe dieses Überblicks, diese äußeren Ereignisse zu beleuchten und ihre Einflüsse auf die Arbeiten des HBK-Bereichs darzustellen, um auch die Entwicklungserfolge im HBK-Bereich herauszuarbeiten.

Die letzten 10 Jahre des HBK-Projekts können nur als eine Zwischenphase betrachtet werden, die zwar erhebliche Fortschritte erbracht hat, die aber bereits eine erfolgreiche Vorphase hatte und - zur Ausschöpfung des erkennbaren technischen und wirtschaftlichen Potentials - eine umfangreiche Weiterentwicklung zur Folge hat.

Bei diesem Überblick sollen vorab einige wichtige äußere Ereignisse und Entwicklungen rekapituliert werden, die wesentlichen Einfluß auf die HTR-Entwicklung und damit auf die Ausrichtung des HBK-Projekts hatten, um danach darzustellen, wie die drei großen Entwicklungsbereiche Brennelement-Versorgung, Entsorgung und Graphitentwicklung auf diese Ereignisse und Entwicklungen reagieren mußten und reagiert haben.

Mitte der 70-er Jahre, zu Beginn des hier zu betrachtenden Zeitraums, war die Situation durch folgende Entwicklungen geprägt:

- Der Leichtwasserreaktor war weltweit kommerziell etabliert. Der Schwerwasserreaktor hatte sich in Kanada und der CO<sub>2</sub>-gekühlte

graphitmoderierte Reaktor hatte sich in England als nationale Linie durchgesetzt. Frankreich hatte die Linie der gasgekühlten Reaktoren verlassen und sich auf das LWR/SBR-System konzentriert.

- Die Markteinführung des HTR, die zuerst in USA, dann auch in Europa abgesichert erschien, war an dem in USA 1974 beginnenden Kernenergiemoratorium, den durch die einsetzende Wirtschaftsrezession sinkenden Stromzuwachsrate und den finanziellen Problemen der amerikanischen EVU gescheitert. Das OECD-*Dragon*-Projekt wurde eingestellt.
- In der Bundesrepublik wurde der AVR mit überzeugendem Erfolg betrieben. Der THTR war im Bau, zeigte jedoch erste Verzögerungen durch verschärfte Genehmigungsanforderungen. Nach dem Scheitern der Markteinführung des amerikanischen Konzepts wurde in den *Dernbacher* Gesprächen 1976 beschlossen, die HTR-Entwicklung in Deutschland wieder allein auf der Basis des Kugelhaufenreaktors weiterzuführen. Nach einer Konzeptstudie für einen großen Stromerzeuger (HTR-K), im Prinzip eine Übertragung des amerikanischen Konzepts auf den Kugelhaufenreaktor, wurde es für sinnvoller erachtet, die Vorzüge des HTR bei sehr fortschrittlichen Anwendungen in Verbindung mit der Gasturbinentechnologie und der Prozeßwärmeerzeugung zu nutzen. Unter dem besonderen Eindruck der Ölkrise mit ihren dramatischen Preissteigerungen und der Versorgungsunsicherheit erhielt die Prozeßwärmenutzung zur Kohlevergasung starken Auftrieb.
- Gleichzeitig waren aber auch Entwicklungsarbeiten für HTR in Japan und der Sowjet-Union mit dem Ziel der Prozeßwärmenutzung aufgenommen worden.

Die Arbeiten zur Weiterentwicklung der Technologie über den THTR hinaus zur Anwendung der Gasturbinentechnologie und der Prozeßwärme zeigten Ende der 70-er Jahre, daß

- die technische Machbarkeit und der erhoffte Nutzen zwar nicht in Frage gestellt waren, aber
- beide Ansätze noch längere Entwicklungszeit mit erheblichem Aufwand erforderten und als THTR-Nachfolgeprojekte kaum in Frage kamen,
- erste Demonstrationsanlagen noch mit erheblichen Risiken behaftet waren und eine privatwirtschaftliche Realisierung nicht möglich erschien.

Diese Erkenntnis, gemeinsam mit den Kostensteigerungen bei THTR und SNR, traten zu einer Zeit ein, als

- die Kernenergie-Akzeptanz in der Bundesrepublik spürbar abnahm und dies Auswirkungen im politischen Raum zeigte,
- die Verschärfung der Genehmigungsverfahren ihren Höhepunkt erreichte (Bauzeitverlängerungen, Nachrüstungen usw.),
- die allgemeine wirtschaftliche Lage sich erheblich verschlechterte und sich eine Rezession abzeichnete,
- die früheren Erwartungswerte für Stromzuwachsrate erheblich reduziert werden mußten,
- die weltweite Marktsituation für Öl und Gas sich stabilisierte und die befürchteten Versorgungsengpässe ausblieben,
- der Störfall im Jahr '79 in TMI die Öffentlichkeit erheblich in Fragen der Reaktorsicherheit sensibilisiert hatte, was zu weiteren Verschärfungen der Genehmigungsanforderungen und damit zu erneuten Verzögerungen der noch im Bau befindlichen Prototypanlagen THTR und SNR führte,
- gleichzeitig die internationale Brennstoffkreislauf-Auswertung (INFCE) abgeschlossen wurde, die zu einer grundsätzlichen Ände-

rung der Brennstoffkreislaufstrategie führte, und der für den HTR besonders vorteilhafte U/Th-Kreislauf aufgegeben werden mußte,

die im Auftrag der EVU durchgeführte Konzeptstudie für einen großen Kugelhaufenreaktor-Stromerzeuger, den HTR-900, ein leider einmaliger Gemeinschaftsansatz der Firmen KWU und BBC, gezeigt hat, daß der Reaktor technisch machbar und genehmigungsfähig erschien, sich aber wirtschaftlich nicht darstellen ließ und eine hohe staatliche Unterstützung erfordert hätte.

Diese generellen Entwicklungen mußten zu einer Krise und Infragestellung der noch in der Entwicklung befindlichen, noch nicht kommerziell umgesetzten HTR-Technologie führen.

Diese Krise kam zum Ausdruck in einer sogenannten Technologie-Neubewertung der fortschrittlichen Reaktorsysteme, die von der Bundesregierung eingeleitet und in enger Zusammenarbeit mit der Landesregierung Nordrhein-Westfalen durchgeführt wurde. Sie wurde im wesentlichen durch die akute Frage der Deckung der Mehrkosten bei THTR und SNR ausgelöst.

Letztendlich stellte sie aber nicht nur eine Bemühung um die Klärung der Budget-Fragen dar, sie war gleichzeitig ein überfälliger Klärungsprozeß für die Haltung der Energie-Wirtschaft, der Hersteller und auch der Regierungen zu den Technologie-Entwicklungen und den geänderten Randbedingungen, zu der Verantwortungsbereitschaft für weitere Aktivitäten und zur notwendigen Programmneuausrichtung. Sie kann als ein Anpassungsprozeß an die geänderte wirtschaftliche und energie-politische Gesamtsituation in der Bundesrepublik betrachtet werden.

Die Neubewertung kam im Jahr 1983 zu folgendem Ergebnis: (Zitat)

"Die Zukunft der fortgeschrittenen Reaktorsysteme darf heute weder mit dem Optimismus betrachtet werden, der Anfang der 70-er Jahre zum Baubeschluß für THTR-300 und SNR-300 führte, noch darf sie un-

ter dem Eindruck der politischen Entwicklung bewertet werden, die Ende der 70-er Jahre für die Kernenergie insgesamt und für die beiden Projekte insbesondere zu erheblichen Problemen und Rückschlägen führte. Heute läßt eine realistische Betrachtung für die Zukunft eine wachsende Bedeutung der Kernenergie erwarten, die ein beachtliches Potential der fortgeschrittenen Reaktorsysteme - wenn auch möglicherweise erst langfristig - erkennen läßt".

Aufgrund dieser Einschätzung konnte ein für Staat und Wirtschaft tragfähiges Finanzierungsmodell gefunden werden, das die Fertigstellung des THTR sicherstellte. Außerdem wurden Mittel für die Fortsetzung der Weiterentwicklung der HTR-Technologie bereitgestellt, da die Reaktorindustrie sich in der Lage sah, auf der Grundlage eines neuen Reaktorkonzepts, dem HTR-500, den HTR kommerziell anbieten zu können.

- Trotzdem bedeutete die Neubewertung einen tiefen Einschnitt in das Entwicklungsprogramm für HTR. Sie war das Ende der HTR-Entwicklung im Rahmen eines nationalen Programms, das weitgehend von den öffentlichen Händen getragen worden war, und der Beginn einer Übergangsphase, in der die Industrie noch vor einer kommerziellen Markteinführung die Hauptlast der Entwicklung zu tragen hat und der Staat sich nur noch in beschränktem Maß an der Forschung zur Reaktorsicherheit und an der Entwicklung neuartiger Komponenten beteiligt.
- Trotzdem zeigte dieser generelle Neuanfang gute Erfolgsaussichten. Die Kernkraftwerke - betreibenden EVU beschlossen, die Planung eines HTR-500 in Auftrag zu geben, ein Reaktorkonzept, das mit einem niedrig angereicherten Brennstoffkreislauf, der OTTO-Beschickung und dem Entsorgungskonzept der direkten Endlagerung seit Anfang der 80-er Jahre wesentlichen Einfluß auf das HBK-Projekt nahm.
- Gleichzeitig wurden seit Anfang der 80-er Jahre zuerst von KWU-Interatom, dann auch von BBC/HRB neue Reaktorkonzepte kleinerer Leistungsgröße vorwiegend für den Einsatz im Prozeßwärmemarkt

konzipiert. Ihre neuartigen Sicherheitskonzepte, die eine starke Verschiebung von aktiven zu passiven Sicherheitsmaßnahmen beinhalten, stützen sich weitgehend auf eine hohe Qualität der Brennelemente ab. Auch diese Konzepte fanden ein zunehmendes Interesse der Wirtschaft.

- Ebenfalls gleichzeitig wurde der THTR fertiggestellt und erfolgreich in Betrieb genommen. Er läuft heute in der Endphase des Probetriebs mit 100 % Leistungserzeugung und soll Ende dieses Monats an den Betreiber übergeben werden.
- Diese vielversprechenden Ansätze zur Markteinführung des HTR in Deutschland wurden durch den Störfall in Tschernobyl im April '86 erheblich beeinträchtigt. Die dadurch ausgelöste Akzeptanzkrise für die Kernenergie im allgemeinen hält an. Solange in Politik und Wirtschaft kein energiepolitischer Konsens für das Vorgehen in näherer Zukunft gefunden wird, sind schnelle Entscheidungen für Projekte mit hohen Investitionskosten nicht zu erwarten. Hinzu kommt, daß nach Inbetriebnahme der noch in Errichtung befindlichen LWR der Zuwachsbedarf von Stromerzeugungsanlagen auf längere Zeit sehr begrenzt ist und der Ölpreisverfall die Wirtschaftlichkeit von HTR im Wärmemarkt sehr eingeschränkt hat. Dies führt z. Zt. zur zeitlichen Streckung vieler HTR-Entwicklungsvorhaben, von denen auch der HBK-Bereich nicht verschont bleibt.

Damit sind einige wichtige äußere Ereignisse, Entwicklungen und Randbedingungen genannt, die bis zum heutigen Stand starken Einfluß auf die HTR-Entwicklung genommen haben. Sie haben auch, direkt oder indirekt, die Ausrichtung und Schwerpunktsetzungen in den Teilprogrammen des HBK-Projekts gesteuert. Das HBK-Projekt mußte sich besonders bei der Produktentwicklung und Qualifikation auf wechselnde, stets steigende Anforderungen einstellen. Die Bedeutung der Arbeiten liegt besonders darin, daß in diesem Entwicklungsbereich erst einmal festgestellt werden muß, ob die Qualität der Produkte überhaupt erreicht werden kann, die die anspruchsvollen Reaktorkonzepte und Sicherheitskonzepte überhaupt erst er-

möglichst. Denken wir dabei z. B. an die Notwendigkeit partikelbruchfreier Brennelementherstellung, das sogenannte 1600°C-Konzept oder den hochbelasteten Seitenreflektor für Konzepte mit OTTO-Beschickung.

Hier bauen die Konzeptentwicklungen auf den materialtechnischen Möglichkeiten spürbar auf. Im HBK-Projekt mußte praktisch vorauslaufend sichergestellt werden, daß eine Weiterführung der Reaktorkonzepte überhaupt Sinn macht.

Dies läßt sich besonders gut in dem HBK-Entwicklungsbereich der Brennelemententwicklung darstellen.

Wenn man über die HTR-Brennelemententwicklung spricht, so sind vorab zwei Besonderheiten zu beachten.

Das Brennelement besteht aus keramischen Werkstoffen. Keramische Werkstoffe lassen sich bis heute - anders als die metallischen Hüllwerkstoffe anderer Reaktorsysteme - nur begrenzt charakterisieren. Ihre Herstellungsprozesse beruhen z. T. auf empirischen Erfahrungen. Die Rohstoffe lassen sich wie z. B. der Naturgraphit für die Matrix der Brennelemente, bis heute nur so begrenzt spezifizieren, daß ihre Eignung nur durch ihre Verarbeitbarkeit sichergestellt werden kann. Das führt bis heute noch zu wenig wirtschaftlichen Vorgehensweisen wie die Lagerhaltung großer Mengen sich als geeignet erwiesener Rohstoffe aus einer bestimmten Lagerstätte, wie z. B. der Naturgraphit aus Madagaskar für die Brennelemente des THTR, eine heute nicht mehr verfügbare Lagerstätte. Eine andere Besonderheit ist die Tatsache, daß das eigentliche Brennelement des HTR das beschichtete Brennstoffteilchen ist, ziemlich unabhängig von seiner Einbettung oder Verpackung. Es hat die Hauptfunktion des Brennstoff- und Spaltprodukteinschlusses. Jedes Brennstoffteilchen ist ein kleines Kunstwerk, das über 20-30 komplizierte, von den Prozeßparametern hochsensitiv abhängige Herstellungsschritte erfährt. In einem Reaktor sind nun über  $10^{10}$  dieser Brennstoffteilchen. von denen allen ein gleich gutes Betriebsverhalten gefordert wird. Man steht hier also vor einem erheblichen statistischen Problem, z. B. besonders in der Qualitätskontrolle. Es ist leicht zu ermessen, welche Entwick-

lungsaufgaben hier entstehen, insbesondere wenn man aus Wirtschaftlichkeitsgründen zu möglichst weitgehend kontinuierlichen Herstellungsverfahren übergehen muß. Fehlchargen müssen mit Sicherheit ausgeschlossen werden. Die Entwicklungsproblematik wird verschärft, nachdem sich herausgestellt hat, daß das notwendig einwandfreie Betriebs- und Störfallverhalten dieser Mikrobrennelemente ganz stark von größter Homogenität und geringsten Streubreiten in den Geometrie- und Materialeigenschaften abhängt. Trotzdem konnten diese Aufgaben für verschiedene Partikelsysteme so erfolgreich gelöst werden - gerade auch in den letzten Jahren -, daß wir, d. h. hier die NUKEM/HOBEG, eine Spitzenstellung auch im Vergleich zu amerikanischen, sowjetischen und japanischen Entwicklungen erreicht hat.

Um zur "Evolutionsgeschichte" dieser Partikelsysteme zurückzukommen:

Vor 10 Jahren waren bereits in der vorausgehenden Entwicklung drei Partikelsysteme entwickelt worden, die für die weitere Auswahl zur Verfügung standen. Sie waren alle für den damals als Referenz akzeptierten U/Th-Brennstoffkreislauf konzipiert worden:

1. Ein verbessertes BISO-Partikel mit  $400\ \mu\text{m}$  (U, Th)  $\text{O}_2$ -Kern mit dem THTR-Design und hoher Uran-Anreicherung. Verbesserung heißt, daß sich die für die Spaltproduktfreisetzung maßgebliche Uran-Kontamination durch die Herabsetzung der Beschichtungstemperatur durch Verwendung neuer Beschichtungsgase, d. h. neuer Rohstoffe, bei gleichzeitiger Verbesserung der Materialeigenschaften erniedrigte.
2. Ein mit einer zusätzlichen SiC-Schicht versehenes, sogenanntes TRISO-Partikel mit  $500\ \mu\text{m}$  (U, Th)  $\text{O}_2$ -Kern, das ein weiter erhöhtes Spaltproduktrückhaltevermögen bei höheren Betriebstemperaturen und eine verringerte Uran-Kontamination zeigte.
3. Ein für die vorlaufende Verfolgung prismatischer Brennelemente entwickeltes 2-Partikel-System mit einem  $200\ \mu\text{m}$  Abbrandpartikel aus  $\text{UC}_2$ , bzw. UCO und einem  $500\ \mu\text{m}$   $\text{ThO}_2$ -Brutpartikel, beide mit

TRISO-Beschichtung. Dieses Partikelsystem hat bei den Reaktorkonzepten mit prismatischen Brennelementen den Vorteil, die Leistungsverteilung im Core durch geeignete Mischungsverhältnisse der beiden Partikelarten sehr einfach steuern und optimieren zu können. Deshalb ist es auch, bis auf die Anreicherung, bis heute von den Amerikanern beibehalten worden. Es hatte damals auch den Vorteil, für die geplante Wiederaufarbeitung bereits im head end Schritt eine Trennung der Abbrand- und Brutpartikeln zu ermöglichen. Geeignete Techniken waren bereits entwickelt worden.

Für alle drei Partikelsysteme standen Herstellungsverfahren im Labor- bzw. halbtechnischen Maßstab zur Verfügung. Zum Nachweis der Qualität der sich ständig verbessernden Produkte war das Verfahren der Herstellung der sogenannten "Standardqualität" eingeführt worden. Dies waren Herstellungseinheiten, die durch eine festgeschriebene Herstellungsspezifikation nach dem jeweils letzten Stand, der Produktion einer Serie von Chargen entsprechend dieser Spezifikation sowie durch eine Qualitätskontrolle nach festgelegten Prüfvorschriften und spezifizierten Prüfumfängen (statistisches Problem) gekennzeichnet sind. Das Verfahren hat sich sehr bewährt, da es den quantitativen Vergleich des Entwicklungsfortschritts für weitgehend qualitätsgesicherte Produkte ermöglichte, die repräsentativ für den erreichten Entwicklungsstand waren und eine jederzeitige Reproduzierung dieses Standes ermöglichten.

Da die volle Eignung und anforderungsgerechte Funktionsfähigkeit dieser Produkte erst durch eine umfangreiche Bestrahlungserprobung sichergestellt werden konnte, wurde eine Bestrahlungsphilosophie entwickelt. Sie umfaßte:

- Referenztests, d. h. Erprobung unter Bedingungen, die die im Reaktor zu erwartenden Betriebsbedingungen bezüglich Temperatur, Fluenz schneller Neutronen und Abbrand konservativ abdecken,

- Schadensfunktionstests, d. h. Erprobung unter Überbelastungsbedingungen zur Ermittlung der Belastungsgrenzen
- Abbrandtests zur Untersuchung des Abbrandeinflusses unter Ausschluß neutroneninduzierter Effekte
- Tests zur Spaltproduktfreisetzung aus defekten Partikeln, insbesondere zur Gewinnung von Daten für Modellrechnungen
- Massenerprobungen im AVR, auch zur Untersuchung des Einflusses möglicher Produktionsschwankungen.

Dieses Qualifikationsprogramm wurde in der zweiten Hälfte der 70-er Jahre in deutschen und europäischen Testreaktoren so erfolgreich durchgeführt, daß die Verwendbarkeit der Partikelsysteme für die damals verfolgten Reaktorkonzepte sichergestellt war.

Für die zu gleicher Zeit prioritär verfolgten fortschrittlichen Reaktorkonzepte HHT und PNP, die für erhöhte Betriebstemperaturen (800-950°C) konzipiert wurden und ein besonders hohes Spaltprodukt rückhaltevermögen erforderten, erwies sich für den Einsatz im Kugelhaufenreaktor das (U, Th) O<sub>2</sub>-TRISO-Partikel auch aus Wirtschaftlichkeitsgründen am geeignetsten. Es wurde zum vorrangigen Bearbeitungsobjekt - eine glückliche Entscheidung für die weitere Entwicklung.

Wie bereits erwähnt, zeichnete sich im gleichen Zeitraum bereits nach der INFCE der Einfluß der amerikanischen Nonproliferation-Politik ab und der Druck zur Vermeidung der Verwendung von hochangereichertem Uran wuchs zunehmend. Das im HTR wegen der hohen Brennstoffnutzung besonders vorteilhafte Konzept des hochangereicherten U/Th-Brennstoffzyklus mußte aus Gründen der Versorgungssicherheit aufgegeben werden. Lediglich für den THTR, dessen Bau weit fortgeschritten war und dessen Genehmigungsverfahren auf diesem Zyklus aufbauten, konnten - wenn auch mühsam - weitere Versorgungszusagen erhalten werden. Weltweit setzten Bemühungen um eine Umstellung der meist mit hochangereichertem Uran betriebenen Materialtestre-

aktoren auf eine Anreicherung unter 20% als nicht waffenfähigem Material ein. Bei den HTR-Konzepten spielten damals aber auch Überlegungen zu einer Angleichung des Brennstoffzyklus an den der etablierten LWR zwecks Nutzung der hier weiterentwickelten, auf dem Purex-Prozeß beruhenden Wiederaufarbeitungstechnologie eine Rolle.

In dieser Lage erfolgte eine Neubewertung der HTR-Brennstoffkreislaufstrategie. Nachdem zunächst ein Uran-Thorium Brennstoff mit 20% angereichertem Uran (Medium Enriched Uranium) mit einem Uran-Thorium Verhältnis von 1:1 ins Auge gefaßt worden war, wurde dann aufgrund einer breit angelegten Systemstudie ca. 10% angereicherter Uran-Brennstoff ohne Thorium (LEU) ausgewählt und als Referenz festgelegt. Als Partikeldesign wurde eine Auslegung gewählt, die dem TRISO (U, Th) O<sub>2</sub>-Partikel in der Beschichtung im Detail entsprach. Dadurch konnten wertvolle Vorarbeiten genutzt werden.

In USA wurde mit Blick auf die oben erwähnten Vorteile für den Blockreaktor das 2-Partikel-Design bei gleichzeitiger Reduzierung der Anreicherung des Abbrandpartikels auf 20% beibehalten. In der Sowjet-Union wurde die Entwicklung konsequent auf der Grundlage eines gleichen Partikeldesigns wie das deutsche Referenzpartikel aufgebaut.

Die Herstellung von Uran-Brennstoffkernen stellen den Brennelementhersteller vor neue Aufgaben, da die bisherigen Verfahren für die U/Th-Kerne durch den hohen Thorium-Gehalt wesentlich durch das chemische Verhalten des Thoriums bestimmt waren, die jetzt auf die Besonderheiten der Uran-Chemie umzustellen waren. Erst im letzten Jahr konnten die Modifizierungen befriedigend abgeschlossen werden.

In der Beschichtungstechnologie konnten ebenfalls in den letzten Jahren große Fortschritte hinsichtlich der Homogenisierung der Geometrie- und Materialeigenschaften bei gleichzeitiger Chargengröße bis zu 10 kg, eine aus Kritikalitätsgründen obere Grenze, und teilweise kontinuierlicher Prozeßführung erzielt werden.

In der Matrixherstellung konnte neben der bewährten und bekannten A3-Matrix (THTR-Produktion) die sogenannte Totalsynthese-Matrix entwickelt werden, die bei mindestens Erhaltung der guten Eigenschaften einen vereinfachten Herstellungsschritt beinhaltet.

Durch die hohen Anforderungen an das Spaltproduktrückhaltevermögen im Rahmen der neuen Sicherheitskonzepte für HTR-Kleinanlagen, die in den letzten Jahren zunehmende Bedeutung erhalten - aber auch für den HTR-500, mußte der herstellungsbedingte Partikelbruch reduziert, wenn möglich eliminiert werden. Auch dieses Ziel wurde nach umfangreicher Ursachenforschung durch Verbesserung der Partikelumhüllungstechnik und Partikelsortiertechnik ohne nennenswerte Ausbeuteeinbuße erreicht.

Die Herstellung von niedrigangereicherten Uran-Brennelementen wird heute in allen Verfahrensschritten sicher beherrscht. Dies wird durch die spezifikationsgerechte Fertigung von über 45.000 Brennelementen - vorrangig für AVR-Massentests - eindrucksvoll belegt.

In einem breit angelegten, 1982 beginnenden Bestrahlungsprogramm, das in den Materialtestreaktoren HFR-Petten, Siloe Grenoble, R2 Studsvik, FRJ2 Jülich und im AVR im Sinn der oben dargestellten Bestrahlungsphilosophie durchgeführt worden ist, wurde dieses LEU-Brennelement getestet. Es werden in den nächsten Jahren weitere anlagenspezifische Tests folgen. Aus den bisher bekannten Ergebnissen läßt sich ableiten, daß nicht ein einziges Partikel während der Bestrahlung bis zu den Zielwerten von Abbrand und schneller Neutronendosis versagt hat. So liegen z. B. die relativen Gasfreisetzungen des Referenztests am Bestrahlungsende um eine Größenordnung unter dem Wert, der der Freisetzung aus einem defekten Partikel entsprechen würde. Die Ergebnisse, zeigen, daß auch das Bestrahlungsverhalten der Brennelemente die gestellten Anforderungen sicher erfüllt.

Besondere Bedeutung haben auch die Ergebnisse der Ausheizversuche an bestrahlten Brennelementen. Der dort geführte Nachweis des sicheren Spaltprodukteinschlusses in den Brennelementen bis in Tem-

peraturbereiche von 1600°C bis 1800°C bildet die Grundlage für die Weiterverfolgung der Konzepte für HTR-Industriereaktoren mit ihrem Anspruch eines sicheren Spaltprodukteinschlusses auch bis weit in den hypothetischen Störfallbereich hinein.

Wenn zuvor die Neubewertung der fortschrittlichen Reaktorlinien durch die Bundesregierung 1983 und die damit verbundene Einleitung der Übergangsphase von dem nationalen zu einem privatwirtschaftlich geführten HTR-Programm als ein wichtiges Ereignis für die HTR-Entwicklung bis hin zum HBK-Projekt genannt wurde, so erfordert das hier eine Erläuterung. Die Forderung des BMFT, daß die Industrie bei einer Unterstützung durch die öffentliche Hand mindestens ebenso große Eigenaufwendungen wie die Zuwendungshöhe nachweisen muß, ist für eine in diesem Bereich noch nicht kommerziell tätige Firma eine so große Belastung, daß sie zu einer Reduzierung der Entwicklungskapazität bis an eine kritische Grenze zu werden droht - mit den entsprechenden Streckungen der geplanten Arbeiten. Dies gilt um so mehr, als dieser Industrie-Bereich - eine einzelne Komponentenfirma - auch bei großem Entwicklungserfolg nicht viel zu einem kommerziellen Durchbruch der Linie beitragen kann. Dies gilt ebenso für die Graphitindustrie.

Wenn man die zweite große Entwicklungsaufgabe des HBK-Projekts, die Bereitstellung von anforderungsgerechten Nukleargraphiten betrachtet, so spielen hier neben der Tatsache, daß auch die Graphitindustrie über den gesamten Zeitraum auf Forschungs- und Entwicklungsarbeiten beschränkt wurde und keine Produktionsaufträge erhielt, vorwiegend zwei der äußeren Ereignisse ein wichtige Rolle,

1. die "Dernbacher Entscheidung", das Kugelhaufenreaktorkonzept der weiteren Entwicklung allein zugrunde zu legen,
2. die Anfang der 80.er Jahre gefällte Entscheidung, bei dem HTR-500 das Einweg-Brennelement-Beschickungskonzept (OTTO) zu verwenden.

Die bisherigen Kugelhaufenreaktor-Konzepte sehen keine Austauschmöglichkeiten für den Reflektorgraphit vor. Hier unterscheidet sich das deutsche Konzept grundsätzlich von dem amerikanischen Referenzkonzept. Zudem wird zumindest für den inneren Reflektor im Bereich des Kugelhaufens auch keine Inspektions- und Reparaturmöglichkeit bestehen. Damit ist die Absicherung der Funktionsfähigkeit dieser Einbauten über die Reaktorlebenszeit besonders in den hochbelasteten Bereichen in sehr hohem Maß vorzunehmen. Hiervon sind sowohl die Herstellung als auch der Umfang der Bestrahlungserprobung betroffen.

Die geplante Verwendung des OTTO-Beschickungskonzepts im großen Kugelhaufenreaktor verursacht durch die bekannte Leistungskonzentration im oberen Drittel des Cores eine sehr hohe Belastung des Seitenreflektors durch schnelle Neutronen bei relativ niedrigen Temperaturen um 400°C. Bei den bekannten Dimensionsveränderungen von Graphiten unter Neutronenbestrahlung waren hierfür hochisotrope Nukleargraphite unter Einsatz neuartiger Herstellungsverfahren zu entwickeln, insbesondere nachdem der für diese Beanspruchungen geeignet erscheinende Graphit auf Gilsonitkoksbasis durch Stilllegung der amerikanischen Minen nicht verfügbar erschien.

Als weitere Randbedingung ist zu beachten, daß es nicht unbedingt abgesichert ist, daß die ausländische Graphitindustrie, besonders in England und Frankreich, nach der Einstellung der Magnox-Linie und den Anlieferungen der Reflektorgraphite für die vorerst beiden letzten AGR den hohen Stand der Nukleargraphitherstellung auf lange Zeit halten kann. Um so wichtiger ist die Erhaltung des heute erreichten Standes bei der deutschen Graphitindustrie, die durch die langjährigen Entwicklungsprogramme in der Lage ist, die geforderten Graphitqualitäten herzustellen, und zwar auf der Basis deutscher Rohstoffe.

Da zwei ausführliche Darstellungen über den Graphitbereich folgen, soll hier nur der rote Faden aufgezeigt werden, der die zielstrebige und mit großer Konsequenz betriebene Entwicklung zu den heutigen Referenzgraphiten durchzieht.

Schon Ende der 60-er Jahre/Anfang der 70-er Jahre verschafften sich die deutschen Graphithersteller SIGRI und Ringsdorff-Werke in einem breit angelegten "Forschungsprogramm Reaktorgraphit" gemeinsam mit der KFA vertiefte Kenntnisse über die Herstellung nukleorreiner Graphite, über die geeigneten Verfahrenstechniken und über die Zusammenhänge zwischen Rohstoffen und Herstellungsparametern und dem Bestrahlungsverhalten. Zu dieser Zeit übte das auf diesen Gebieten kompetente OECD-Dragon-Projekt einen starken Einfluß auf die Entwicklungen aus, da es ein Sammelpunkt weltweiter Erfahrungen war. Das Programm stellte gleichzeitig eine staatliche Unterstützung der deutschen Graphitindustrie dar, um keinen Rückstand gegenüber der gut subventionierten ausländischen Industrie in einem noch nicht kommerziellen Bereich zu erleiden.

Anfang der 70-er Jahre folgte dann das sogenannte "Entwicklungsprogramm Reaktorgraphit". Es hatte zum Ziel, unter Nutzung der vorher erworbenen Kenntnisse Graphitqualitäten für die akut in der Planung befindlichen HTR-Konzepte bei steigenden Anforderungen zu entwickeln und durch die Erprobung zu qualifizieren, und zwar verschiedene Graphite für die unterschiedlichen Anforderungen in den verschiedenen Corebereichen.

Nachdem Mitte der 70-er Jahre die Graphitentwicklung für die HTR mit prismatischen Blockelementen abgeschlossen wurde, konnte nach Vorlage der einander ähnlichen Anforderungen und Randbedingungen für HHT- und PNP-Anlagen 1977 aus einer Reihe von 10 entwickelten Graphitsorten in einem ersten Graphitentscheid 6 Sorten aufgrund ihrer physikalischen Eigenschaften als potentielle Kandidaten für die Reflektoreinbauten für eine umfangreiche Datenermittlung ihres Bestrahlungsverhaltens ausgewählt werden. Das zuvor materialtechnisch breite Vorgehen war ein typischer Einfluß der Vorgehensweisen des Dragon-Projekts, das durch die Interessen der Graphithersteller der vielen Partnerländer stets eine breite Rohstoff- und Produktpalette in Untersuchung hatte. Durch parallel laufende zeitraffende Tests im Höchstflußreaktor HFIR in Oak Ridge war es möglich, bereits 1979 die notwendige Materialeinengung in einem

zweiten Materialentscheid vorzunehmen.

Die Auswahl fiel auf einen stranggepreßten Graphit mit isometrischem Spezialkoks und einen auf anisometrischer Pechkoksbasis durch Rütteln in Sekundärkokstechnik hergestellten Graphit, der sich durch hohe Festigkeit und geringe Anisotropie auszeichnete. In der Zwischenzeit wurde die breite Bestrahlungsdatenermittlung fortgesetzt, die in einem dritten Materialentscheid 1984 die Festlegung der Referenzgraphite für die Hauptreflektorzonen ermöglichte. Der durch Sekundärkokstechnik und Rüttelverfahren hergestellte Pechkoksgraphit ASR-1SR, dessen Festigkeit durch nochmalige Nachimprägnierung und Verdichtung noch gesteigert werden kann, wurde für die hochbelasteten Reflektorteile ausgewählt. Der Graphit ASR-1RG wurde aus Kostengründen, trotz höherer Anisotropie, für alle Bereiche niedrigerer Belastung und niedriger Fluenzen ausgewählt. Die neu entwickelte Rütteltechnik erwies sich in Verbindung mit der Sekundärkokstechnologie als ein besonders geeignetes Formgebungsverfahren.

Für die Tragsäulen in der Bodenstruktur im Heißgassammelraum des HTR-500 wurde von den Ringsdorff-Werken eine aus anisometrischem Pechkoks durch isostatisches Pressen hergestellte Graphitsorte entwickelt.

Dank der großzügigen Unterstützung des Landes Nordrhein-Westfalen ist die Entwicklung der Referenzgraphite bis zum Produktionsmaßstab mit sehr umfangreichen Datenermittlungen für die Verteilung der physikalischen Eigenschaften betrieben worden. Es ist evident, daß diese Kenntnisse gerade bei großformatigen Produkten große Bedeutung haben.

Gleichzeitig wird die Datenermittlung durch die Bestrahlungserprobung besonders für die hochbelasteten Graphitsorten in den nächsten Jahren bis zu den Zielwerten weiterbetrieben ( $4 \times 10^{22}$   $\text{cm}^{-2}$  EDN), ein auch in Hochflußreaktoren nur in vielen Jahren er-

reichbares Ziel. Es wird durch Untersuchungen des Kriechverhaltens unter Bestrahlung, der Korrosion, des Bruchverhaltens und vielem mehr ergänzt.

Für die allein aus der Analyse der Kaltdaten und den Zwischenuntersuchungen der Bestrahlungserprobung anfallende Großmenge von Daten wurde eine benutzerfreundliche, hochwertige Datenbank aufgebaut, die von allen Partnern heute benutzt wird, und in den letzten Jahren auch auf die Datensätze der Brennelemententwicklung und -erprobung ausgedehnt wurde.

Insgesamt kann heute festgehalten werden, daß auf Seiten der Graphithersteller und der Reaktorbaufirmen eine Erfahrungsbasis vorliegt, die die Verfügbarkeit der geforderten Graphitqualitäten abgesichert erscheinen läßt und wie der Brennelementbereich ein großes Vertrauen in diesem Bereich des HTR auch bei potentiellen Betreibern rechtfertigt.

Einen weiteren großen Bereich des HBK-Projekts bilden die Entwicklungsarbeiten zur Entsorgung von HTR. In diesem Bereich mußten in den letzten 10 Jahren die größten Änderungen vorgenommen werden. Sie führten von dem Referenzkonzept des U/Th-Brennstoffkreislaufs mit Wiederaufarbeitung, d. h. mit Zerlegung der abgebrannten Brennelemente und der Aufarbeitung der Brennstoffe mit dem Thorex-Prozeß zu dem U/Pu-Brennstoffkonzept mit Zwischenlagerung und direkter Endlagerung der Brennelemente ohne Wiederaufarbeitung. Dies entsprach einer tiefgreifenden Änderung der Entwicklungsaufgaben, d. h. umfangreiche, vielversprechende Technologieansätze mußten aufgegeben, völlig neue Aufgaben in Angriff genommen werden.

Die wichtigsten äußeren Ereignisse, die diese Entwicklung gesteuert haben, waren

- die "Rückkehr" zum Kugelhaufenkonzept Mitte der 70-er Jahre, da sich dieses Brennelementkonzept später als ein hervorragendes Behälterkonzept für die Lagerung erwies,

- die Folgen der INFCE-Bewertung mit dem Übergang zum niedrigangereichertem Brennelement
- der Beschluß der Regierungschefs von Bund und Ländern, 9/79, zur Entsorgung der Kernkraftwerke, der zumindest neben der Priorität der Wiederaufarbeitung die Option der direkten Endlagerung abgebrannter Brennelemente offen ließ,
- in gewissem Sinn die Entsorgungsrichtlinien der Bundesregierung 3/80, ergänzt durch Äußerungen aus dem BMFT '85, die auf eine politische Akzeptanz für das Modell der direkten Endlagerung von HTR-Brennelementen hinweisen,
- indirekt aber auch die stark verzögerte breite Markteinführung des HTR, die, auch wenn sie gelingt, den Anfall sehr großer Mengen zu entsorgender Brennelemente in eine weitere Zukunft verlegt.

Diese Randbedingungen hatte das HBK-Projekt bei seinen Planungen und Schwerpunktsetzungen zu berücksichtigen, und wie wir heute rückblickend beurteilen können, konsequent umgesetzt.

Das HBK-Projekt konzentrierte sich in diesem Zeitraum auf die notwendigen FE-Arbeiten zu den Entsorgungstechnologien, während die direkte Entsorgung bzw. Vorsorge für die Anlagen AVR und THTR Aufgabe der Betreiber nach dem Verursacherprinzip blieb. Die Schwerpunkte der Entsorgungsvorsorge für den THTR liegen z. Zt. in der Bereitstellung und Genehmigung der Transportbereitstellung, der Zulassung der Transportbehälter und verkehrsrechtlichen Transportgenehmigungen und besonders der Bereitstellung eines geeigneten Zwischenlagers, z. Zt. Aufgaben mit starken politischen Einflußfaktoren. Diese Aufgaben liegen im Verantwortungsbereich des Betreibers HKG. Das HBK-Projekt stützt diese Bemühungen mit umfangreichen Datenermittlungen an abgebrannten Brennelementen, Mo-

dellrechnungen und Behälterstudien, über die ausführlich berichtet wird.

Das HBK-Projekt, und hier insbesondere das Institut für Chemische Technologie in der KFA, hatte auch schon vor der Wende in der Brennstoffkreislaufstrategie eine erfolgreiche Entwicklung für die Wiederaufarbeitungstechnologie durchgeführt. Schon Anfang der 70-er Jahre erfolgte - auch in enger Verbindung mit gleichartigen Ansätzen in USA - eine Festlegung von Referenzverfahren. Sie beruhten auf der Verbrennung des graphitischen Moderators als vorbereitende Eingangsstufe (head end) und auf dem Thorex-Prozeß zur chemischen Trennung des Thoriums und Urans von den Spaltprodukten, der ähnlich wie das Purex-Verfahren auf dem Prinzip der Gegenstromextraktion aufbaute.

Die mit Heißzellentechnik betriebene head end-Anlage Jupiter sowie das Abgasreinigungsverfahren AKUT wurden gebaut und Anfang der 80-er Jahre in Betrieb genommen. Der voll vorbereitete heiße Betrieb mit abgebrannten Brennelementen fiel dann dem Rotstift zum Opfer, eine bittere und frühzeitige Entscheidung, die nur auf dem Hintergrund der inzwischen geänderten BKL-Strategie verständlich ist. Ebenso zeigten die im Labor- und halbtechnischen Maßstab durchgeführten Entwicklungsarbeiten zum Thorex-Prozeß vielversprechende Ansätze.

Mit dem Übergang zum niedrigangereicherten Uran-Brennstoff ohne Thorium Anfang der 80-er Jahre kamen diese Entwicklungen zum Erliegen. Zuerst wurden noch Erwartungen zur Nutzung der fortgeschrittenen Kenntnisse der Wiederaufarbeitungstechnologie für LWR-Brennelemente mit dem Purex-Verfahren mit dem neuen HTR-Brennstoff verbunden.

- Die durch die mangelnde Verfügbarkeit - auch international - einer Wiederaufarbeitungsmöglichkeit der THTR/AVR-U/Th-Brennelemente gegebene Notwendigkeit der Bereitstellung von Lagerkonzepten für die kugelförmigen HTR-Brennelemente,

- durch den auch längerfristig zu erwartenden relativ geringen Anfall von abgebrannten HTR-Brennelementen,
- durch die von der Bundesregierung offengehaltene Option der direkten Endlagerung von HTR-Brennelementen,
- und durch die Anerkennung der hervorragenden Lagereigenschaften der keramischen Brennelemente (einfache Handhabbarkeit, mechanische Festigkeit, Korrosionsbeständigkeit, minimale Aktivitätsfreisetzung, niedrige Wärmeleistung, geringer Gehalt stark vergifteten Pu's)
- und durch den geringen wirtschaftlichen Anreiz zur Aufarbeitung wegen der hohen Brennstoffnutzung im Reaktor,

wurde die direkte Endlagerung nach vorausgehender Zwischenlagerung als Referenzkonzept für die HTR-BE-Entsorgung festgelegt.

Über den Umfang und die bisherigen Ergebnisse des folgerichtig breit angelegten FE-Programms wird ausführlich berichtet. Schwerpunkte bilden die Meßprogramme am großen AVR-Brennelement-Trockenlager, an zwei mit AVR-BE beladenen prototypischen Transport-/Lagerbehältern, modell-theoretische Beschreibungen der langzeitigen Freisetzungsraten, Nachweise der Auslaugfestigkeit in Salzlösungen, Entwicklungen von Systemtechniken für die Verbringung in Bergwerke sowie besonders die Demonstration der guten Endlagerfähigkeit in dem ASSE-Versuchsbergwerk.

Insgesamt kann heute bereits festgehalten werden, daß sich die Erwartungen an die hervorragenden Lagereigenschaften der keramischen, kugelförmigen Brennelemente bisher voll bestätigt haben und die Zwischen- und Endlagerung ein sicheres, technisch gut machbares und auch wirtschaftliches Entsorgungskonzept darstellt. Der HTR verpackt seinen Abfall bereits im Reaktor in einen endlagerfähigen, wirtschaftlichen Behälter.

Dieser Kurzüberblick über die Entwicklungen im HBK-Bereich und die dahinter stehenden Einflüsse aus der Gesamt-HTR-Entwicklung in den letzten 10 Jahren wäre ohne die Erwähnung der internationalen Zusammenarbeit unvollständig. Der konstruktive Stil dieser Zusammenarbeit, nicht nur von der KFA, sondern auch von der Brennelement- und Graphitindustrie, kann als vorbildlich bezeichnet werden. Zusammenarbeit wurde mit Institutionen in England, Schweden, Frankreich, EURATOM-Petten, Österreich, Japan - man spürt hier die Nutzung des vom Dragon-Projekt aufgebauten Know hows - und vor allem USA durchgeführt. Hierbei wurde nicht nur ein außerordentlich wertvoller Erfahrungsaustausch, sondern auch eine auf gegenseitigem Nutzen beruhende Ausnutzung von Testanlagen von Materialprüfreaktoren bis hin zu Laborausrüstungen betrieben. Enge Kontakte und gegenseitige Personalabstellungen haben sich als wertvolle Hilfe erwiesen. Es ist absehbar, daß sich diese Zusammenarbeit in Zukunft auf die Sowjet-Union und die Volksrepublik China ausdehnen wird. Es besteht hier eine wichtige Aufgabe für die verantwortlichen Stellen, diese Kontaktmöglichkeiten der Fachleute zu erhalten oder zu erweitern. Es ist schwer zu verantworten, die Vorteile dieser Zusammenarbeit nicht zu nutzen.

**Entwicklung und Erprobung von HTR-Brennelementen und -Graphiten**  
**(Sitzungsleitung Prof. Nickel, KFA)**

## Technologischer Stand der HTR-Brennelementfertigung

W. Heit  
H. Huschka  
HOBEG mbH, Hanau

### Zusammenfassung

10 Jahre Brennelemententwicklung im HBK-Projekt bedeuten den Weg vom THTR-Brennelement über das PNP/HHT-Brennelement mit hochangereichertem Uran zum Brennelement für THTR-Folgeanlagen mit niedrig angereichertem Uran.

Der Stand der Fertigung dieser Brennelemente einerseits ist gekennzeichnet durch eine weitgehend abgeschlossene Verfahrensentwicklung, die zu einem anforderungsgerechten Brennelement geführt hat. Die Komponentenentwicklung andererseits ist noch nicht abgeschlossen und wird noch bis zu im Produktionsmaßstab einsetzbaren Komponenten weitergeführt.

## **Technologischer Stand der HTR-Brennelementfertigung**

W. Heit, H. Huschka, HOBEG mbH, Hanau

### **1. Einleitung**

10 Jahre HBK-Projekt, das war auf dem Gebiet des kugelförmigen Brennelements der Weg vom THTR-Brennelement über das HEU-Brennelement für PNP/HHT zum LEU-Brennelement der THTR-Nachfolgeanlagen HTR-500, HTR-100 und HTR-Modul. Das THTR-Element selbst war immer nur Ausgangspunkt, aber nie Gegenstand der Entwicklungsarbeiten im HBK-Projekt.

Dennoch wäre eine Beschreibung des derzeitigen Standes der HTR-Brennelementtechnologie, die sich allein auf das LEU-Element beschränkt, unvollständig. Unberücksichtigt blieben dann mehr als 10 Jahre Produktionserfahrung mit dem THTR-Element; eine Erfahrung, die auch einer zukünftigen LEU-Elementproduktion zugute kommt. Diese Erfahrung stellt somit durchaus ein Aktivposten dar, wenn es um die Beantwortung der Frage geht: wo stehen wir heute mit der Fertigungstechnologie für die Brennelemente der THTR-Nachfolger.

## **2. Produktionserfahrung**

Die Brennelementproduktionslinie ging 1973 in Betrieb. Sie ist in ihrer Kapazität auf den Jahresbedarf des THTR abgestimmt. Aus diesem Bedarf von ca. 175.000 BE leitet sich ein Tagesdurchsatz von ca. 800 BE ab, dieser wird im Einschichtbetrieb erreicht.

Diese Produktionslinie ist - wie der THTR auch - eine Prototypanlage. Man hat deshalb bewußt bei ihrer Auslegung auf einen hohen Automatisierungsgrad verzichtet. Im Vordergrund stand, zunächst mit den ausgewählten Verfahren und Anlagen Produktionserfahrung zu sammeln. Die Automatisierungsmöglichkeiten, die Herstellverfahren und Produkt zweifellos bieten, sollten dann beim Aufbau der Produktionslinien für THTR-Folgeanlagen voll ausgeschöpft werden.

Bedingt durch die Verzögerungen beim Bau des THTR lief die Produktion zunächst nur kurze Zeit mit voller Kapazität, dann wurde sie auf einen Jahresdurchsatz von ca. 35.000 BE gedrosselt. Im Zusammenhang mit der THTR-Inbetriebnahme wurde im vergangenen Jahr planmäßig in einem ersten Schritt der Durchsatz auf 100.000 BE angehoben. Ziel für 1987 und die Folgejahre ist der volle Durchsatz von ca. 175.000 BE.

Bisher wurden ca. 850.000 Brennelemente für den THTR gefertigt, das Erstcore und fast 3 Jahresnachladungen. Es wurden dabei ca. 10 t Schwermetall durchgesetzt.

Die folgenden Zahlen veranschaulichen, was diese 850.000 Brennelemente bedeuten in Relation zu den Durchsätzen einzelner Produktionskomponenten.

Es sind dies:

- etwa 820 Tagesdurchsätze der Kernelinie
- etwa 3.000 Beschichtungschargen
- etwa 2.100 Tagesdurchsätze einer Pressenlinie
- etwa 850 Verkokungsfahrten
- und schließlich etwa 3.400 Fahrten zur Hochtemperaturglühung bei 1950°C

Zusätzlich wurden bisher ca. 260.000 BE für den AVR produziert: 22 Nachladechargen mit insgesamt 12 verschiedenen Elementvarianten mit einer jeweiligen Stückzahl von mindestens 3.000 BE. Die einzelnen Varianten unterscheiden sich in der Zusammensetzung der Brennstoffkerne, in der Art der Beschichtung oder im Matrixtyp.

Zur Beurteilung einer Produktion bietet sich zunächst als quantitatives Kriterium die Ausbeute an. Sie liegt insgesamt bei über 95 %. Die fehlenden 5 % beinhalten sowohl die abgetrennten Schlechtanteile bei den einzelnen Produktionsschritten als auch als nicht spezifikationsgerecht zurückgewiesene Abnahmeeinheiten.

Schlechtanteile fallen an beim Sieben und Sortieren der Kerne und der beschichteten Partikeln, des weiteren als Elemente mit Partikeln in der brennstofffreien Schale. Als nicht spezifikationsgerecht zurückgewiesen wurden bisher lediglich ein Partikelsatz und ein Brennelementlos.

Ein solches Ergebnis kann nur erreicht werden, wenn die einzelnen Herstellprozesse gut beherrscht werden, die Verfahrensparameter ausreichenden Sicherheitsabstand von Ausschüßbereichen haben und die Produktionsanlagen selbst zuverlässig arbeiten.

Sicherheit, sowohl nukleare als auch konventionelle, ist ein weiteres wichtiges Kriterium zur Beurteilung einer derartigen Produktionsanlage. Bei der Beschichtung wird der Kernbrennstoff bei Temperaturen bis zu 2100°C in Gegenwart von Gasen wie Acetylen, Methan und Wasserstoff gehandhabt. Bei der Hochtemperaturbehandlung werden die Brennelemente in Öfen mit graphitischen Einbauten unter Vakuum auf ca. 2000°C aufgeheizt. Dies nur als zwei Beispiele für Produktionsschritte, die sicherheitstechnisch große Aufmerksamkeit erfordern. Alle Sicherheitssysteme der Produktionsanlage haben sich hervorragend bewährt, so daß es bisher zu keinem einzigen ernsthaften Ereignis, nukleare oder konventionelle Sicherheit betreffend, gekommen ist.

Zwölf verschiedene Brennelementvarianten in großer Stückzahl wurden für den AVR lediglich durch Modifikation des Standardproduktionsverfahrens hergestellt. Dies demonstriert die Flexibilität des Verfahrens, ein Aspekt, der ebenfalls bei der Beurteilung einer Produktion nicht unerhebliches Gewicht hat.

Die im Rahmen der bisherigen THTR-Brennelementproduktion gemachten positiven Erfahrungen sind somit einer der Grundsteine für die Brennelementproduktion zur Versorgung einer THTR-Folgeanlage.

### 3. Übergang auf LEU-Brennelemente

Als 1980 die Entwicklung des LEU-Brennelementes für THTR-Fol-  
geanlagen aufgenommen wurde, hat man die Auslegungsdaten und  
eine Zielspezifikation für dieses Element vorgegeben.

Die wesentlichen Unterschiede zum THTR-Brennelement sind:

- die Brennstoffkerne bestehen nun aus Urandioxid und nicht  
mehr aus Uran-Thorium-Mischoxid
- die Spaltproduktfreisetzung soll trotz erhöhter mittlerer  
Brennstofftemperatur deutlich niedriger sein
- Vorbedingung für dieses bessere Rückhaltevermögen ist der  
Übergang auf TRISO-Beschichtung mit Werten für freies Uran,  
bedingt durch Herstellung und Bestrahlung etwa um den Fak-  
tor 10 niedriger als beim THTR-Brennelement.

Zur Veranschaulichung mag dienen, daß der Zielwert von  
 $60 \times 10^{-6}$  für den herstellungsbedingten Partikeldefektan-  
teil etwa einem Partikel pro Brennelement entspricht.

#### **4. Entwicklungsstand der LEU-Brennelementherstellung**

Die HTR-Brennelemententwicklung mußte sich somit in den letzten Jahren auf folgende drei Schwerpunkte konzentrieren:

1. Modifizierung des Verfahrens zur Kerneherstellung in Richtung  $UO_2$ -Kerne.
2. Einführung der TRISO-Beschichtung in ausreichender Qualität und wirtschaftlicher Chargengröße.
3. Vermeidung von Partikelbruch bei der Elementherstellung.

##### **4.1 Brennstoffkerne**

Die Brennstoffkerne des THTR-Elementes werden nach dem von NUKEM entwickelten Gel-Fällungsverfahren hergestellt. In diesen Brennstoffkernen liegt ein Thorium-Uran-Verhältnis von 10 vor. Die Chemie des Herstellprozesses wird somit fast allein durch die Eigenschaften des Thoriums bestimmt. Beim Übergang auf die  $UO_2$ -Kerne war es deshalb erforderlich, einzelne Verfahrensschritte den Besonderheiten der Uranchemie anzupassen.

Betroffen waren die folgenden Verfahrenspunkte:

- Vorneutralisation der Uranylnitratlösung
- Zusätze zur Gießlösung
- Altern der Kerne
- Reduktion der kalzinierten  $UO_3$ -Kerne zu  $UO_2$  vor dem Sintern

Diese Verfahrensentwicklung, d.h. die Erarbeitung der Prozeßparameter ist praktisch abgeschlossen. Im Technikumsmaßstab wurden bereits ca. 700 kg  $UO_2$ -Kerne für Nachladungen des AVR hergestellt. Die Qualität dieser Kerne entsprach in allen Punkten der vorliegenden Zielspezifikation für das LEU-Brennelement.

Neben der Verfahrensentwicklung wurde in den letzten Jahren auch eine intensive Komponentenentwicklung betrieben. Ihr Ziel war es, den Nachweis zu erbringen, daß man die Fertigungslinie weitgehend auf kontinuierlichen Betrieb umstellen kann. Dieser Nachweis konnte für die entsprechenden Prozeßschritte mit Hilfe von Komponenten im prototypischen Maßstab erbracht werden.

So konnte nachgewiesen werden, daß für die Alterung ein Übergang von Flachtanks auf Alterungssäulen möglich ist. Mehrere dieser Säulen mit zusätzlichen Vorratsgefäßen lassen sich zu einer Alterungsanlage zusammenfassen, die einen quasikontinuierlichen Betrieb innerhalb einer Fertigungslinie ermöglicht.

Für das Waschen, bisher ebenfalls in Flachtanks durchgeführt, wurde ein Kaskadenwäscher erprobt. Abb. 1 zeigt den siebenstufigen Kaskadenwäscher, bestehend aus Kaskadensäule, Pumpen und Strömungsreglern für die einzelnen Kaskaden. Die Kerne werden kontinuierlich oben eingespeist und dann im Gegenstrom gewaschen.

Die bisher vorliegenden Ergebnisse sind erfolgversprechend, die Entwicklungsarbeiten sind jedoch noch nicht abgeschlossen.

Die Eignung eines Banddurchlaufofens zum Trocknen und zum Kalzinieren der Kerne konnte ebenfalls mit einer Anlage im prototypischen Maßstab nachgewiesen werden (Abb. 2). Diese Versuchsanlage verfügt über zwei getrennt regelbare Tempe-

raturzonen; es können Temperaturen bis zu 450°C eingestellt werden. Die Wärmeübertragung auf die Kerne erfolgt wegen der angestrebten Gleichmäßigkeit der Temperaturverteilung innerhalb einer Temperaturzone per vorgewärmter Umluft. Die Umluft wird jeweils von den beiden Ofenenden zur Mitte geführt.

Die Reduktion der Kerne wird derzeit noch in einem Chargenofen unter Wasserstoffatmosphäre durchgeführt. Ebenfalls unter Wasserstoffatmosphäre jedoch in einem Durchstoßofen erfolgt die anschließende Sinterung. Beide Schritte können zu einem zusammengefaßt werden, wenn man an den Durchstoßsinterofen eine entsprechende Vorheizzone anbringt. Dies konnte bereits im Produktionsmaßstab nachgewiesen werden.

## 4.2 Beschichtung

Bei der Beschichtung von THTR-Kernen wird zunächst durch pyrolytische Zersetzung von Acetylen die poröse Pufferschicht und dann aus Methan bei ca. 2100°C die dichte äußere Pyrokohlenstoffschicht abgeschieden.

Beim  $UO_2$ -TRISO-Partikel wird die Pufferschicht ebenfalls aus Acetylen abgeschieden. Ausgangsstoff für die beiden dichten Pyrokohlenstoffschichten ist jedoch ein Gemisch aus Acetylen und Propylen, dessen optimale Zersetzungstemperatur bereits bei etwa 1300°C erreicht ist. Die zwischen die beiden dichten Pyrokohlenstoffschichten eingelagerte SiC-Schicht wird bei ca. 1500°C aus Methyltrichlorsilan abgeschieden.

Die Verfahrensentwicklung hierzu, d.h. die Ermittlung der wesentlichen Prozeßparameter wie z.B. Abscheidetemperaturen, Beschichtungsgaskonzentrationen und Aufwachsrate ist abgeschlossen.

Die bisher erreichte Beschichtungsqualität erfüllt in allen Punkten die vorgegebene Zielspezifikation. Der Anteil an defekten SiC-Schichten liegt bei ca.  $10 \times 10^{-6}$  und ist somit eine gute Ausgangsbasis im Hinblick auf den Zielwert von  $60 \times 10^{-6}$  im fertigen Element.

Die Beschichtung der THTR-Kerne wird in Wirbelbetтанlagen mit einem inneren Arbeitsrohrdurchmesser von 150 mm in einer Chargengröße von 4 kg durchgeführt.

Die Beschichtung der TRISO-Partikeln wurde beginnend bei einer Chargengröße von 3 kg und einem zugehörigen Arbeitsrohrdurchmesser von 170 mm über 5 kg und 240 mm bis auf 10 kg und 400 mm gesteigert. Vorbedingung für diese Steigerung der Chargengröße war die erfolgreiche Entwicklung und Inbetriebnahme einer neuen großen Beschichtungsanlage. Die Chargengröße von 10 kg stellt für Anreicherungsgrade um 10 % das kritikalitätsbedingte Maximum dar. Eine weitere Durchsatzserhöhung läßt sich somit nur noch durch Anhebung der Chargenzahl pro Zeiteinheit erreichen. Beschicken des heißen Arbeitsrohres und Entladen der heißen Partikeln führen durch Einsparung von Aufheiz- und Abkühlzeit etwa zu einer Durchsatzverdopplung. Durch entsprechende konstruktive Änderungen an der großen Wirbelbetтанlage konnte diese Fahrweise verwirklicht werden.

Es steht somit für die Beschichtung eine erprobte Anlage im endgültigen Produktionsmaßstab zur Verfügung.

### 4.3 Brennelement

Für die Brennelementherstellung bedeutet der Übergang vom THTR-Partikel zum LEU-TRISO-Partikel zunächst nicht zwangsläufig wie bei der Kerneherstellung und bei der Beschichtung Änderungen im Herstellverfahren. Als man jedoch mit dem unveränderten Herstellverfahren TRISO-Partikeln verarbeitete, war der Partikelbruch im Element außerordentlich hoch. Unter den gleichen Bedingungen wird dagegen bei der THTR-Elementherstellung praktisch kein Partikelbruch beobachtet. Die Lösung dieses Problems war einer der wichtigsten Punkte der Brennelemententwicklung seit Bestehen des HBK-Projektes.

Zwei Ursachen für dieses andersartige Verhalten der TRISO-Partikeln konnten schließlich ausgemacht werden:

- Die SiC-Schichten verlangen aufgrund ihrer hohen Sprödigkeit einen größeren Abstand von Partikel zu Partikel beim Pressen der Elemente.
- Sehr unrunde TRISO-Partikeln zerbrechen selbst unter ideal isostatischer Druckeinwirkung allein aufgrund ihrer geringen mechanischen Stabilität.

Die Anhebung der Umhüllendicke von 100 µm auf 200 µm und die Einengung der Dickenverteilung waren deshalb die ersten Maßnahmen zur Qualitätsverbesserung. Das Abtrennen sehr unrunder Partikeln - ein Arbeitsschritt, den es in der THTR-Produktion nicht gibt - war der zweite Schritt, der zu den heutigen Partikeldefektraten im Element von  $20 \times 10^{-6}$  führte.

Alle anderen Anforderungen der Zielspezifikation an das Element werden ebenfalls erfüllt.

Ziel der Komponentenentwicklung für die Elementfertigung war und ist:

- (a) Verbesserung der Reproduzierbarkeit einzelner Arbeitsschritte im Hinblick auf Qualitätssicherung
- (b) Erhöhung des Automatisierungsgrades
- (c) Wegfall aller manuellen Chargier- und Transportvorgänge

Die Aufbringung der Umhüllungsschicht erfolgt durch Granulation: ein sehr mannabhängiges Verfahren, an dem bisher alle Versuche zur Automatisierung gescheitert waren, trotz seiner weiten Verbreitung in der chemischen und pharmazeutischen Industrie. Dennoch wurden wegen des großen Einflusses der Umhüllungsqualität auf den Partikelbruch die Entwicklungsarbeiten zur Automatisierung dieses Verfahrens in Angriff genommen. Wir haben eine neue prozeßgesteuerte Umhüllungsanlage, deren Skizze in Abb. 3 zu sehen ist, aufgebaut. Die wichtigsten Teile der Anlage sind:

- der Drehteller mit verstellbarer Drehzahl und Tellerneigung (A)
- die Pulverzugabe (B)
- die Lösungsmittelzugabe mit Vorratsgefäß und Sprühdüsen (C)
- sowie der Programmgeber (D).

Nach mehreren Jahren Entwicklung gelang der Durchbruch als erkannt wurde, daß der Prozeß ständig mit Hilfe einer Meßgröße kontrolliert werden muß und daß diese Meßgröße die Mitnahnehöhe des Granuliergutes in dem rotierenden Teller ist.

Wir haben also zwei Detektoren angebracht, in unserem Fall boten sich Meßsonden, die auf  $\alpha$ - und  $\beta$ -Strahlung ansprechen, an. Wie zwei Grenzwertgeber regeln diese beiden Sonden die Drehzahl und die Tellerneigung so, daß die Mitnahnehöhe des Granuliergutes immer zwischen beiden Sonden liegt. Mit dieser absoluten Neuerung auf diesem Gebiet ist es uns vor wenigen Monaten gelungen, die Entwicklung zur Vollautomatisierung der Umhüllung erfolgreich abzuschließen.

Für das Sortieren der Partikeln wurde eine neue Sortierplatte entwickelt. Bei dieser können im Gegensatz zu den bisher benutzten Platten Frequenz und Amplitude sehr genau und reproduzierbar eingestellt werden. Abb. 4 zeigt eine solche Sortierplatte mit Drehteller als Aufgabevorrichtung. Der wesentliche Unterschied zu den bisherigen Sortierplatten besteht darin, daß die Schwingung nicht mehr mit Hilfe einer elektromagnetischen Spule sondern mit einem Motor erzeugt wird. Darüberhinaus werden durch verbesserte Versteifung der Platte und konstruktive Maßnahmen am Untergestell Störschwingungen fast vollständig eliminiert.

Der enorme Einfluß der Sortierung auf den Partikelbruch im Element ist Abb. 5 zu entnehmen. Dargestellt ist der prozentuale Anteil an Elementen aus einer Probemenge die 0, 1, 2, 3 und auch 4 defekte Partikeln pro Element aufweist. Zu Beginn der Entwicklung 1977/78 gab es praktisch keine Elemente ohne Defektpartikeln, etwa 40 % hatten ein, weitere 30 % hatten zwei und der Rest hatte schließlich drei und vier defekte Partikeln. Durch die Einführung der verschärften Sortierung der umhüllten Partikeln stieg der Anteil an Elementen ohne Defektpartikeln sprunghaft an, zunächst in der Entwicklung und dann auch bei der Produktion von AVR-Nachladungen. Eine weitere Verbesserung brachte dann die zusätzliche Sortierung der noch nicht umhüllten Partikeln, wie bereits erwähnt eine Maßnahme, die es bei der bisherigen Brennelementfertigung nicht gab.

Die beiden Wärmebehandlungsschritte - Verkokung und Hochtemperaturvakuumglühung - werden bei der THTR-Brennelementproduktion in Chargenöfen durchgeführt. Der Übergang auf kontinuierlichen und weitgehend automatischen Betrieb unter Wegfall aller manueller Chargiervorgänge ist das Entwicklungsziel. Im Produktionsmaßstab wurden bereits erste Versuche zum kontinuierlichen Verkoken mit erfolversprechendem Ergebnis durchgeführt. Wegen der Erweichung des thermoplastischen Binders der Standardmatrix beim Aufheizen wurden die Kugeln dabei auf Chargenträgern durch einen langgestreckten Verkokungs-ofen mit entsprechend eingestelltem Temperaturprofil transportiert.

Verkokte Brennelemente bleiben beim Aufheizen auch bei mechanischer Belastung formstabil. Es kann somit das Rollen der Kugeln per Schwerkraft in einer aufgestauten Kugelsäule zum Transport durch den Hochtemperaturvakuumglühofen genutzt werden. Sich bewegende Teile eines aktiven Transportsystems bei diesen hohen Temperaturen sind somit nicht erforderlich. Die im Vergleich zur Haltezeit bei 1950°C langen Aufheiz- und Abkühlzeiten entfallen. Ein Ofenkonzept auf der Basis dieser Überlegungen wurde bereits mit einem Ofenhersteller erarbeitet.

## 5. Schlußfolgerung

Lassen Sie mich zum Schluß meiner Ausführungen den Entwicklungsstand der LEU-Brennelementfertigung kurz zusammenfassen.

- 1) Die Komponentenentwicklung ist noch nicht abgeschlossen, sie wird für einzelne Herstellschritte in den nächsten Jahren bis zum 1 : 1 Maßstab fortgeführt.
  
- 2) Weitgehend abgeschlossen ist die Verfahrensentwicklung. Sie hat zu einem Brennelement geführt, das die gestellten Qualitätsanforderungen sicher erfüllt.

Eines der wichtigsten Ziele des HBK-Projekts wurde also erreicht.

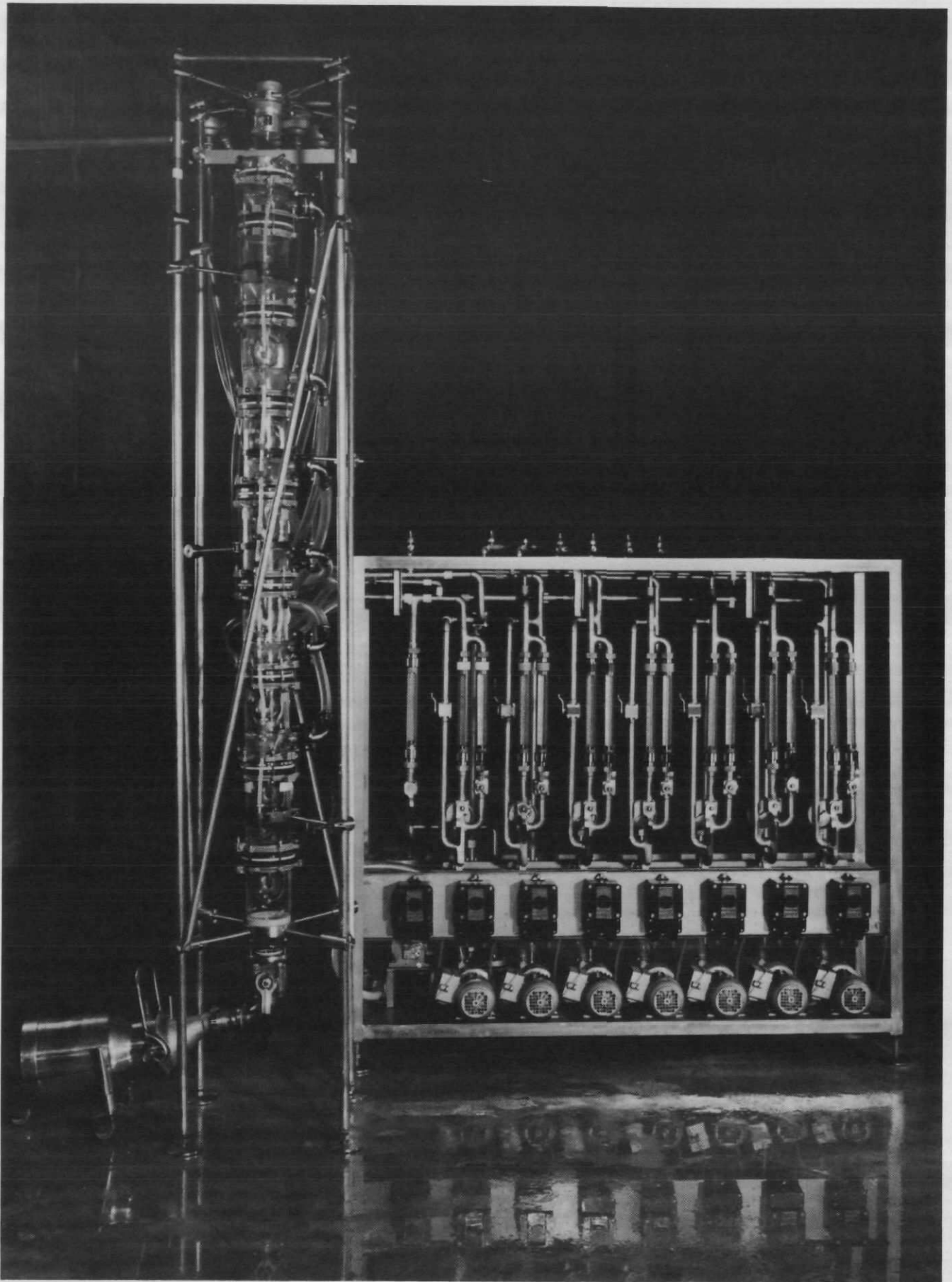


Abb. 1: Sieben-stufiger Kaskadenwäscher

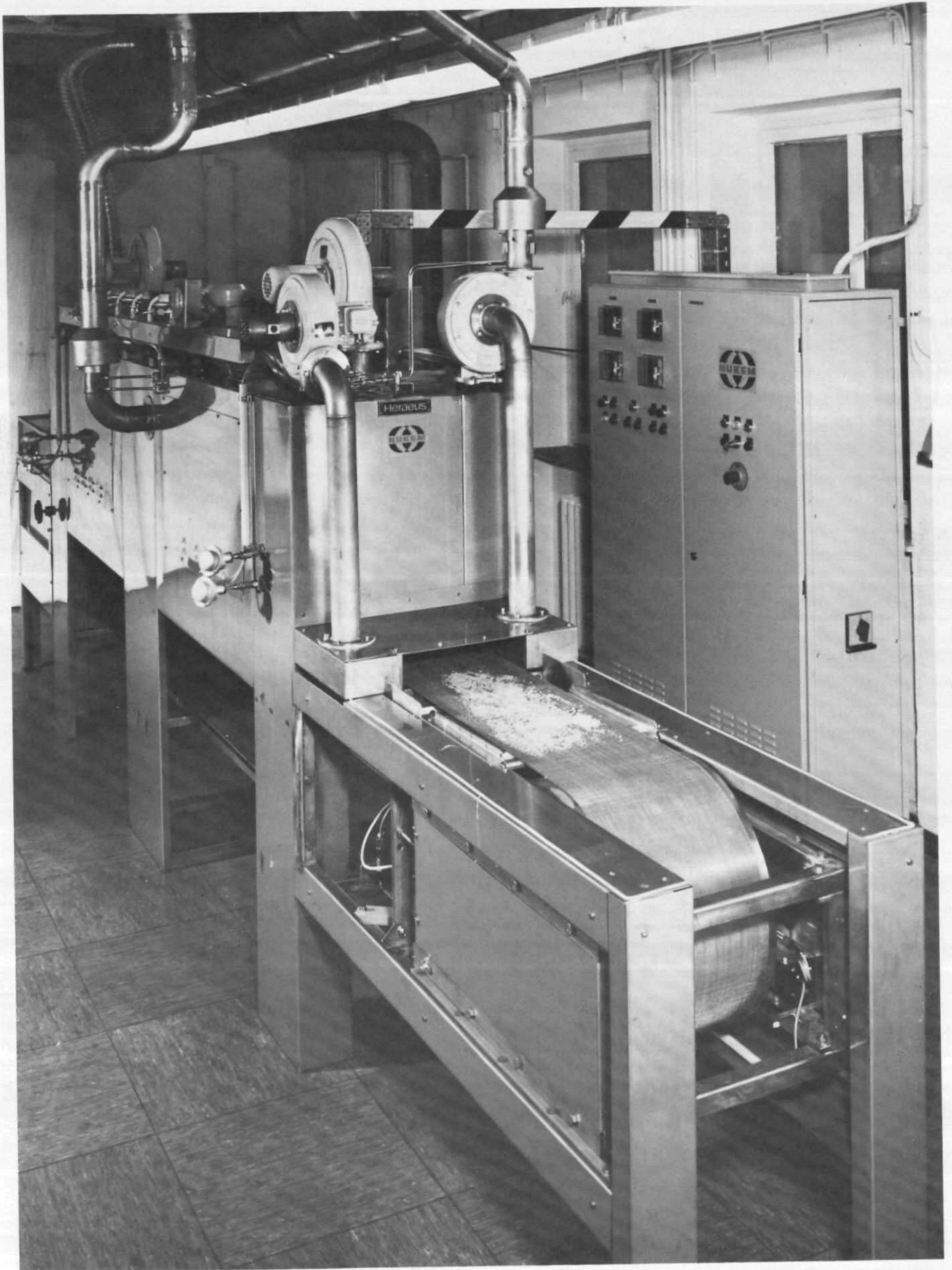


Abb. 2: Banddurchlaufofen

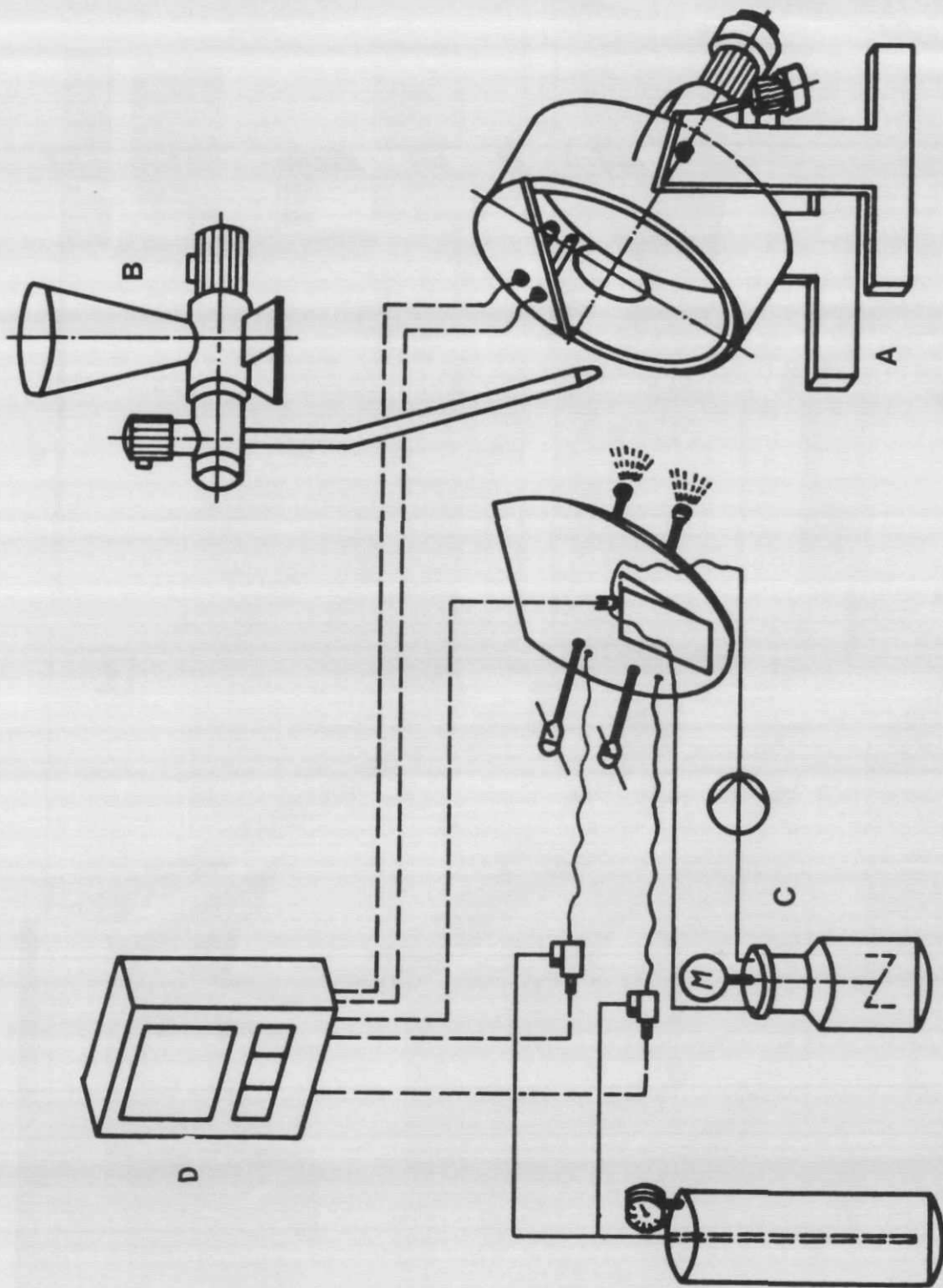


Abb. 3: Schematische Darstellung der automatischen Umhüllungsanlage

- A Drehteller
- B Pulverzugabe
- C Lösungsmittelzugabe
- D Programmgeber

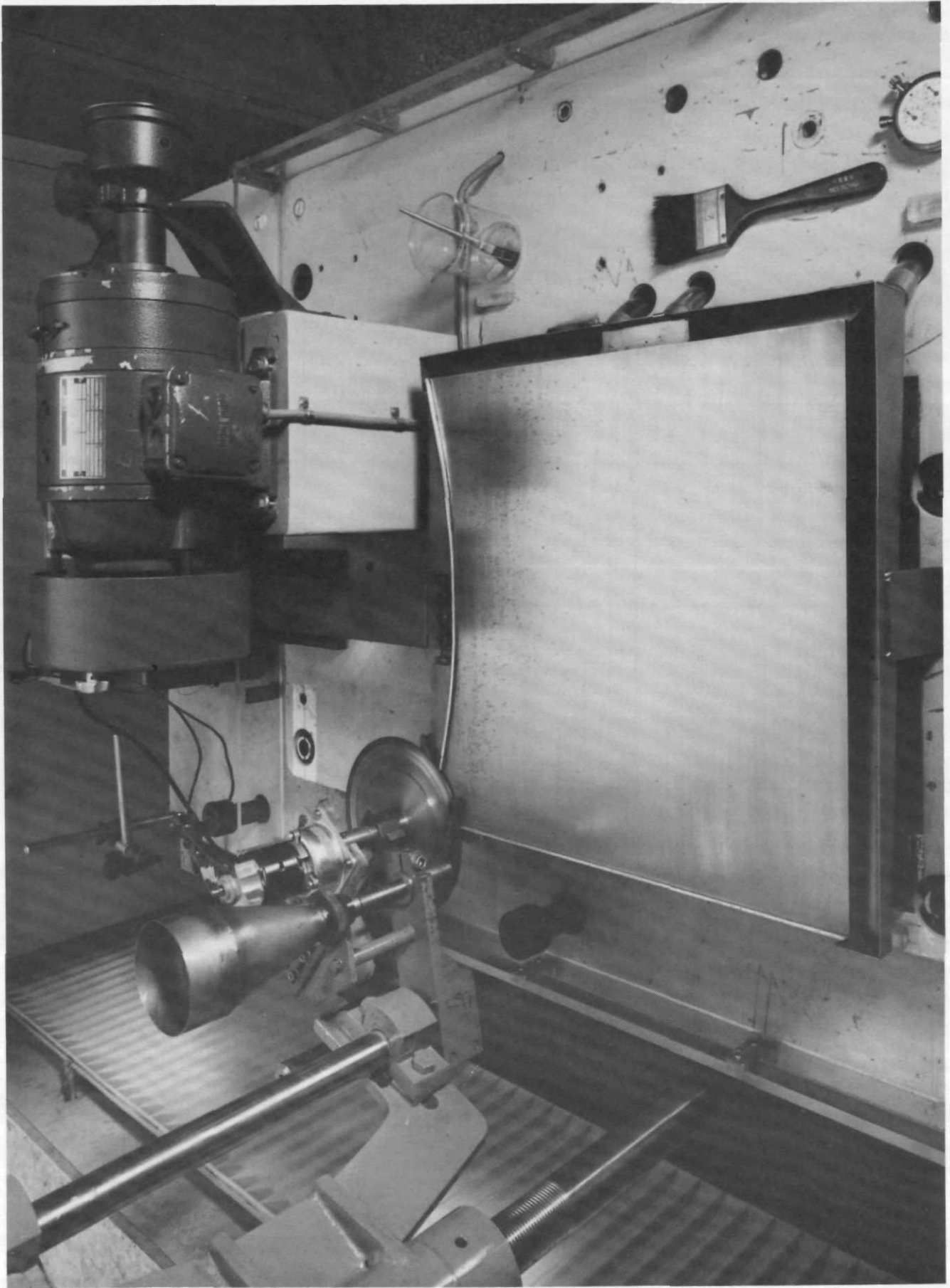
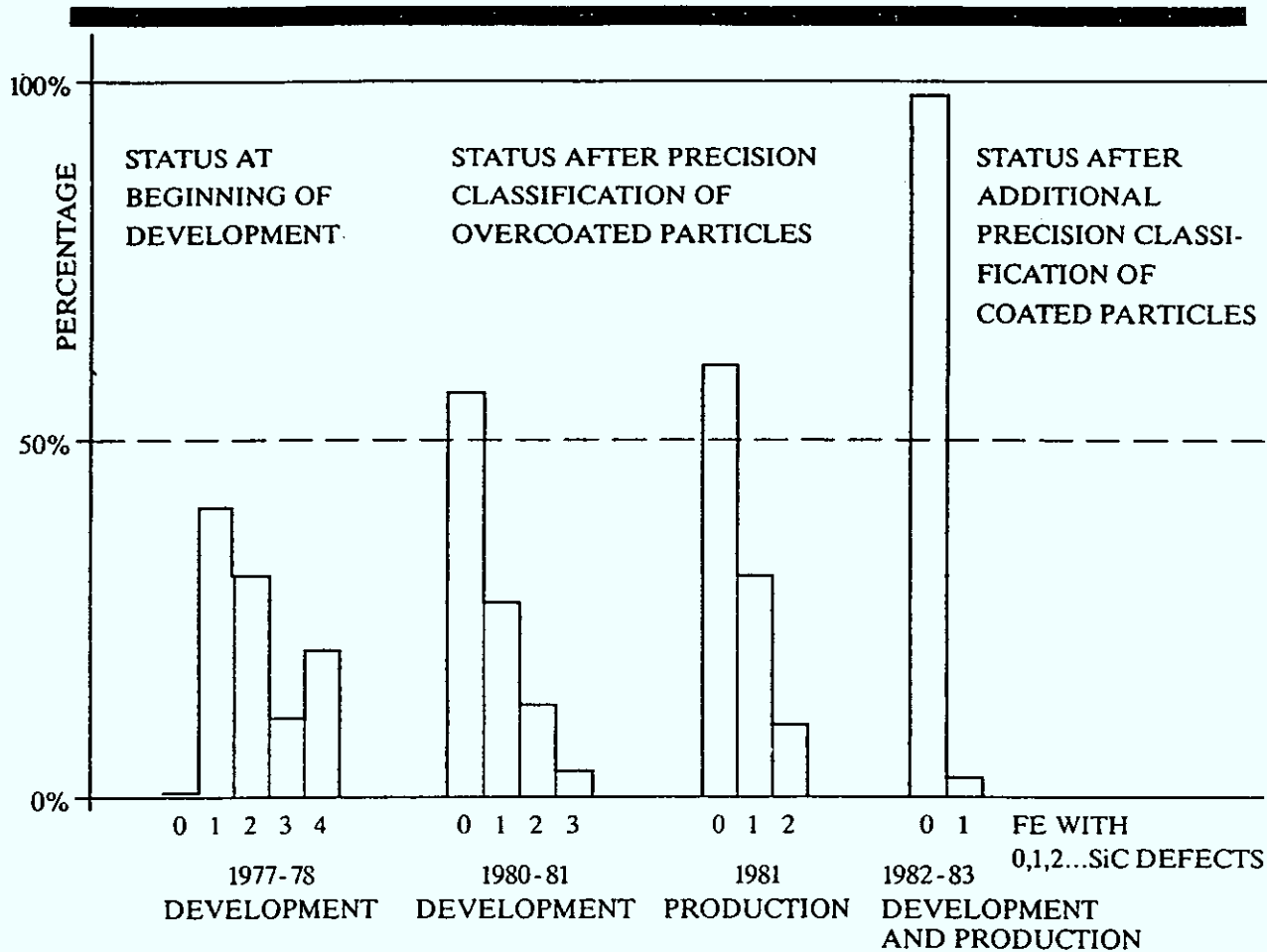
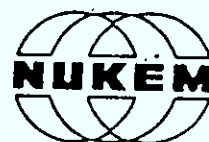


Abb. 4: Präzisionsortierplatte



## PERCENTAGE OF SiC DEFECT NUMBERS IN FUEL ELEMENTS

Abb. 5: Anteil defekter SiC-Schichten

Betriebs- und Störfallverhalten von  
HTR-Brennelementen

G. Pott, G. Borchardt, KFA; A. Christ, HRB; A.W. Mehner, HOBEK;  
H. Nabielek, KFA; H. Ragoß, INTERATOM; W. Schenk, KFA

Zusammenfassung

Eine der Voraussetzungen für den sicheren Betrieb eines HTR-Reaktors ist die Bereitstellung eines erprobten und sicheren Brennelementes. Während ursprünglich Brennelemente mit U/Th-BISO-Partikeln erprobt wurden, gilt für Folgeanlagen nunmehr das Konzept  $UO_2$ -Kern mit 8 - 10 % Anreicherung und TRISO-Beschichtung. Neben diesem geänderten Brennstoffzyklus und einer TRISO-Beschichtung konnte der Anteil des freien Urans im Brennelement sowohl herstellungsbedingt als auch bestrahlungsbedingt um mehr als den Faktor 5 - 10 gesenkt werden. Die bisher mit diesem Brennstoff durchgeführten Versuche zeigten während der Bestrahlung Spaltgasfreisetzungswerte (R/B für Kr 88) zwischen  $10^{-8}$  bis  $2 \cdot 10^{-7}$ , die nur auf eine Natururan-kontamination zurückzuführen sind. Auch der Freisetzungsanteil für Cs 134/137 lag mit  $10^{-5}$  bei Bestrahlungstemperaturen bis 1200 °C sehr niedrig; erst bei höheren Temperaturwerten wurde ein Freisetzungsanstieg gemessen. Ebenfalls bei sicherheitstechnisch relevanten Versuchen, z.B. bei 1600 °C konnte das günstige Verhalten der  $UO_2$ -TRISO-Partikeln nachgewiesen werden. Diese sicherheitstechnisch relevanten Experimente wurden an bestrahlten Kugeln in Ausheizapparaturen bis 1800 °C bzw. bis 2500 °C durchgeführt.

## 1. Einleitung

Voraussetzung für den sicheren Betrieb von HTR-Reaktoren ist u.a. die Bereitstellung eines ausreichend erprobten und sicheren Brennelementes. Somit war die Erprobung der HTR-Brennelementkugel in Bestrahlungsexperimenten sowie die anschließende Nachbestrahlungsuntersuchung in den Heissen Zellen eine der wichtigsten HTR-Aufgaben der KFA in den letzten 25 Jahren. Stellvertretend für diese gesamte HTR-Entwicklung mag der Zeitraum der letzten Jahre betrachtet werden. Wie Abb. 1 zeigt, wurde das Brennstoffpartikelkonzept entsprechend den technischen Voraussetzungen und den politischen Randbedingungen mehrfach geändert. (Hierüber wurde im Einführungsvortrag von Dr. Balthesen ausführlich berichtet.) Für zukünftige Anlagen gilt nunmehr das Konzept  $UO_2$ -Kern mit ca. 8-10 % Anreicherung und TRISO-Beschichtung. Der mehrfache Wechsel des Brennelementkonzeptes hat eine Vielzahl von Bestrahlungsexperimenten notwendig gemacht wie auch in Abb. 2 dargelegt. Die Nachuntersuchung in den Heissen Zellen schließt sich an, was zu einer zeitlich verzögerten Auslastung führt. So lief z.B. im Zeitraum 1976/77 die Nachbestrahlungsuntersuchung und Auswertung von etwa 13 Experimenten im Rahmen des Blockprogramms mit dem Ziel, in 1978 die Arbeiten zu beenden und die Statusberichte für die gebohrten Block-Brennelemente und die Monolith-Blockelemente zu erstellen. Im gleichen Zeitraum wurde ein Bestrahlungsprogramm mit 6 Kugeltests (ohne Erprobung in AVR) vorbereitet, während 5 Versuche mit Partikelproben in den Reaktoren FRJ-2 Jülich und BR-2 Mol eingesetzt waren. 10 Jahre später, d.h. im Augenblick ist die Zahl der Versuche auf 1-2 zurückgegangen, was darauf zurückzuführen ist, daß auch das Brennelement mit  $UO_2$ -Kern und TRISO-Beschichtung weitgehend erprobt ist.

## 2. Erprobungsaufwand

Für die Bewertung von HTR-Brennelement-Kugeln sind folgende Schritte notwendig:

- Spezifikation der Elemente
- Charakterisierung während der Herstellung (Produktionskontrolle)
- Bestrahlung und Messungen während der Bestrahlung
- Rechnungen über den Bestrahlungsverlauf
- Untersuchungen und Messungen nach der Bestrahlung
- Auswertung

Die Charakterisierung der Brennelemente erfolgte durch den Hersteller.  
Die nachfolgend auszugsweise aufgeführten Daten werden auch für eine Beurteilung des Bestrahlungsverhaltens benötigt:

- Brennstoff  
(U/O Verhältnis, Anreicherung)
- Brennstoffkerne  
(Dichte, Durchmesser, Rundheit)
- Beschichtete Partikel  
(Schichtdicken, -dichte, -anisotropie, Durchmesser)
- Matrixmaterial  
(BET, Zusammensetzung)
- Brennelement  
(Gewicht, Durchmesser, U-Gehalt, U-Kontamination, Festigkeit,  
Korrosionsverhalten, freie Kontamination und gebrochene SiC-Schichten)  
Anmerkung: Besonderer Wert ist auf Statistik zu legen, da  
eine 100 %-Prüfung nicht möglich ist.

Die Bestrahlung in den letzten Jahren wurden vornehmlich in den Reaktoren BR-2 Mol, HFR-Petten, R2-Studsvik, Siloé Grenoble und FRJ-2 Jülich durchgeführt. Zusätzlich wurden bestrahlte Proben aus dem Dragon-Reaktor (bis 1975) und bis zum heutigen Zeitpunkt aus dem AVR angeliefert. Folgende Messungen während der Bestrahlung sind Stand der Technik:

- Temperatur  
(Kugeloberfläche, umgebende Struktur)
- Spaltgasfreisetzung  
(Xe 133, 135, Kr 88, 87, 85m und weitere Xe- und Kr-Isotope  
je nach Ausrüstung der Reaktorstation)
- Spülgaszusammensetzung und -verunreinigung
- Reaktorleistung, Flußverhältnisse im Reaktor und im Experiment

Nach Vorliegen eines Teils der Nachbestrahlungsuntersuchungen können dann noch zusätzliche Daten errechnet werden:

- Therm. und schneller Neutronenfluß
- Brennelementleistung
- Brennstoffzentraltemperatur

Ein typisches Bestrahlungsprogramm zur Qualifikation von HTR-Elementen umfaßt 5 verschiedene Experimenttypen.

- Schadensquotentests (Funktionstests) im Temperaturbereich 800 - 1200°C durchgeführt an "Modell-Proben". Sie dienen der Ermittlung von Belastungsgrenzen, die oberhalb der Referenzbedingungen liegen.
- Defektpartikeltest an "Modell-Proben" mit 1 % simulierten Defektpartikeln im Bereich 800 - 1300°C zur Ermittlung von Daten für Freisetzungsrechnungen.
- Abbrandtest möglichst an Kugeln aber auch an "Modell-Proben" zur Ermittlung des Abbrandeinflusses auf das Bestrahlungsverhalten. Gleichzeitig sollten auch Daten für Spaltproduktfreisetzungsrechnungen ermittelt werden. Temperaturbereich 1000 - 1300°C.
- Referenztests an Kugeln im Bereich 1000 - 1200°C. Die erwarteten Reaktorbedingungen sollen durch solche Versuche konservativ abgedeckt werden.
- Massentests z.B. im AVR bei Brennstofftemperaturen von 800 - 1200°C zur Erhöhung der Statistik und zur Ermittlung des Einflusses der mechanischen Beanspruchung.

Die recht umfangreichen Nachbestrahlungsuntersuchungen in den Heissen Zellen lassen sich durch folgende wichtige Schlagworte beschreiben:

- Dimensionsänderung
- Zerdrück- oder Fallfestigkeit
- Abbrand
- Relative Aktivitätsverteilung in den Strukturmaterialien
- Thermische, schnelle Fluenz
- Spaltgasfreisetzung  
(Ausheizversuche)
- Spaltproduktfreisetzung  
(direkt oder bei Glühversuchen)
- Optische Veränderungen  
(Mikroradiographie, Keramographie, Rasterelektronenmikroskopie)
- Korrosionsverhalten

### 3. Spaltgas- und Spaltproduktfreisetzung unter Betriebsbedingungen

Die langjährige Erfahrung bei Herstellung und Bestrahlungserprobung hat zu einem optimalen Brennelement für HTR-Folgeanlagen wie HTR-500, HTR-Modul oder HTR-100 geführt. Voraussetzung war als erster Schritt eine Herabsetzung des freien Urans im Element um den Faktor 5-10, wie aus nachfolgender Tabelle ersichtlich ist.

		THTR 300	THTR Folgeanlagen
Brennstoffzyklus		HEU	LEU
Partikeltyp		BISO	TRISO
Brennstoffkern		(U,Th)O <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>
Anreicherung	%	93	8 – 10
Kern Durchmesser	µm	400	500
Beschichtung			
Pufferschicht	µm	80	95
PyC innen	µm	–	40
SiC	µm	–	35
PyC außen	µm	110	40
Anteil freies U im Element			
herstellungsbedingt		$3 \times 10^{-4}$	$< 0,6 \times 10^{-4}$
bestrahlungsbedingt		$20 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-4}$

## **Konzeptvergleich von HTR Brennelementen**

Aus der Vielzahl der Bestrahlungsergebnisse sei nachfolgend nur auf die Spaltgas- und Spaltproduktfreisetzung eingegangen.

In Abb. 3 ist die Kr 88-Spaltgasfreisetzung verschiedener Experimente in Abhängigkeit vom Abbrand miteinander verglichen. Es wird gezeigt, daß die Spaltgasfreisetzung aus (U,Th) $O_2$ -BISO-Partikeln des Versuches R2-K3 praktisch von Beginn an bei ca.  $10^{-5}$  (R/B Kr 88) liegt und durch relativ hohe Kontamination und durch defekte Partikel erklärt werden kann. Für Brennelemente mit TRISO (PyC/SiC/PyC) Partikeln wurde eine Spaltgasfreisetzung (R/B Kr 88) zu Beginn von ca.  $10^{-9}$  registriert mit einem Anstieg auf ca.  $10^{-7}$  gegen Bestrahlungsende. Dieser Kurvenverlauf ist eindeutig auf eine niedrige Schwermetallkontamination im Brennelement zurückzuführen. Bei Defekt nur eines Partikels würden die Freisetzungswerte um den Faktor 10 höher liegen. Registriert man den zeitlichen Verlauf der Spaltgasfreisetzung im AVR, so stellt man in den letzten 5 Jahren auch eine Abnahme der Spaltgasfreisetzung um den Faktor 5 fest, was auch auf die Verbesserung der Brennstoffqualität zurückzuführen ist (Abb. 4). Ein weiteres Kriterium zur Beurteilung der Qualität von Brennelementen ist die Spaltproduktfreisetzung dargestellt in Abb. 5 für die Isotope Cs 137, Cs 134 und Ag 110m. Cäsium wird durch die SiC-Schicht im Bereich der Betriebstemperatur (800-1200 °C) gut zurückgehalten, während für Ag 110m diese Barriere nur geringen Rückhalteeffekt hat. Auch im Schliffbild (Abb. 6) wird die gute Partikelqualität demonstriert, wobei die sichtbaren schwarzen Punkte im SiC keinen Einfluß auf das Rückhaltevermögen haben.

Wenig berichtet wurde bisher über das Verhalten von Defektpartikeln. 2 charakteristische Bestrahlungen mit 1% simulierten "defekten" Partikeln erfolgten im FRJ-2 in Jülich. Einige charakteristische Daten sind nachfolgender Tabelle zu entnehmen.

Versuch Nr.	FRJ-2 P25	FRJ-2 P28
Brennstoffpartikel	(U,Th) $O_2$ U-C-O UC $_2$	UO $_2$ -LEU
Defektsimulation	laser angebohrt 1%	nur Pufferschicht 1%
Temperatur °C	800 - 1200	900 - 1300
Abbrand % fima	8	8

Da die Spaltgasfreisetzung von defekten Partikeln um Größenordnungen über denen von "ganzen" Partikeln liegen, wurde bei der Auswertung die gesamte Freisetzung den "defekten" Partikeln zugeordnet. Gemessen wurde eine der Bestrahlungstemperatur proportionale Spaltgasfreisetzung von etwa 1-2 % im Bereich von 1000 °C, die auf ca. 10 % bei Temperaturerhöhung ansteigen kann (Abb. 7). Gezeigt wurde aber auch, daß im Temperaturbereich bis 1100 °C ein (U,Th)O<sub>2</sub>-Kern eine bessere Spaltgasrückhaltung wie UO<sub>2</sub> UC<sub>2</sub>-Kerne hat. Das typische Verhalten dieser "defekten" Partikel wurde im Diagramm (Abb. 8) gegenübergestellt.

#### 4. Störfallverhalten

Zur realistischen Beurteilung der Spaltproduktfreisetzung werden seit 1977 in den Heissen Zellen Störfallsimulationstests an Kugelbrennelementen durchgeführt. Sie dienen der Ermittlung des Brennelementverhaltens bei hohen Temperaturen (Simulation) im HTR-Core (AVR, THTR) bzw. der Datenermittlung für die Genehmigung und Auslegung von Hochtemperaturreaktoren. Die zu untersuchenden Temperaturbereiche gehen aus den Störfallanalysen für die interessierenden HTR hervor (Abb. 9).

In den letzten 3 Jahren konzentrierten sich die Störfallsimulationstests auf Brennelemente mit fortgeschrittener Auslegung, wie sie für künftige Reaktoren, den MODUL, den HTR-100 und den HTR-500 vorgesehen sind. So liegt z.B. beim größeren HTR-500 die Auslegungstemperatur bei 1250°C.

- \* Höchsttemperaturen um 2300 °C, dreißig Stunden nach Störfalleintritt, würden bei einem hypothetischen Kernaufheizstörfall erreicht, wenn bei einer Druckentlastung sich die Brennelemente ungehindert aufheizen könnten. Die Simulation des Brennelementverhaltens bei solchen Störfällen ist für Risikoanalysen notwendig.

Beim HTR-Modul dagegen wird zur inhärenten Beherrschung auch solcher Störfallfolgen die Leistungsdichte so festgelegt, daß ohne Einsatz aktiver Maßnahmen eine maximale Brennstofftemperatur von 1600 °C nicht überschritten wird. Bis zu dieser Temperatur wird (über die infrage kommenden Zeiträume)

ein ausreichend hohes Rückhaltevermögen der beschichteten Brennstoffteilchen bzw. der Brennelemente zugrundegelegt, was in Simulationstests - auch in der notwendigen statistischen Absicherung - nachzuweisen ist.

In der seit 1977 betriebenen Ausheizapparatur (A.-Test) mit Widerstandsöfen, die Grafiteinbauten besitzen, werden vorwiegend Versuche bis zu Temperaturen von 1900 bis 2500 °C durchgeführt, wie sie bei hypothetischen Störfällen in mittelgroßen und großen HTR auftreten können.

In der neu entwickelten Kühlfingerapparatur (Küfa), die sich seit 1984 in Betrieb befindet, sind Versuche bis 1800 °C möglich, wobei im Gegensatz zum A.-Test auch sehr kleine freigesetzte Aktivitäten aller störfallrelevanten Spaltprodukte aufgefangen und gemessen werden können. Mit diesen Meßwerten läßt sich der Freisetzungsverlauf der Spaltprodukte bestimmen. Mit Nachuntersuchungen an geheizten BE können Spaltproduktverteilung im Matrixgraphit und Partikeln ermittelt und Veränderungen in Kern und Beschichtung sichtbar gemacht werden.

	<b>Küfa</b> (seit 1984)	<b>A.-Test</b> (seit 1977)
max. Temperatur	1800 °C	2500 °C
Versuchsbereich	Auslegungsstörfälle	hypothetische Störfälle
Spaltgasmessung	Kr (Xe) - Freisetzungsverlauf	
Messung fester Spaltprodukte	Cs-, Sr-, J-, Ag-Freisetzungsverlauf	Cs-Gesamtfreisetzung (± 1 % vom Inventar)

Tab. 1: Apparaturen zur Störfallsimulation an Kugelbrennelementen

Wie schon erwähnt, werden Störfallsimulationstests an Kugelbrennelementen seit 10 Jahren durchgeführt. Zunächst lag das Schwergewicht bei BE mit BISO-Partikeln. Seit 1984 wurden nur noch BE mit "modernen" TRISO-Par-

tikeln untersucht. Dabei hat sich in dem Zeitraum bis 1986 mit dem Bau der Kühlfingerapparatur die Qualität der Meßtechnik und damit die Aussagefähigkeit der Versuche wesentlich verbessert.

Beim Vergleich mit früher untersuchten Brennelementen wird das hervorragende Störfallverhalten der Brennelemente mit modernen TRISO-Partikeln deutlich.

In Abb. 10 sind Cs 137-Freisetzung bei 1600 °C aus Brennelementen mit  $UO_2$ -TRISO-Partikeln, wie sie für künftige HTR vorgesehen sind, denen aus Brennelementen mit Mischoxid- und Mischkarbid-BISO-Partikeln gegenübergestellt. Während Cäsium bei 1600 °C in TRISO-Partikeln praktisch vollständig zurückgehalten wird, ist die BISO-Beschichtung bei dieser Temperatur keine ausreichende Barriere mehr.

Vergleichsweise gut ist die Spaltgasrückhaltung in BISO-Partikeln bei 1600 °C. Daß dennoch die Kr 85-Freisetzung aus Brennelementen mit BISO-Partikeln deutlich höher als die aus Kugeln mit  $UO_2$ -TRISO-Partikeln ist, kann in erster Linie auf die höhere herstellungsbedingte Schwermetallkontamination in Brennelementen mit BISO-Partikeln zurückgeführt. (Abb. 11)

Auch beim Störfallsimulationstest unter hypothetischen Störfallbedingungen mit vorgegebenen Aufheizraten bis auf 2500 °C (Abb. 12) bleibt die Spaltgasfreisetzung aus Brennelementen mit  $UO_2$ -TRISO-Partikeln vergleichsweise niedrig, obwohl diese Brennelemente langsamer als die anderen Sorten aufgeheizt wurden, was SiC-Schäden begünstigt. Während Kugeln mit mittelhoch abgebrannten Mischoxid-BISO-Partikeln bis 2200 °C noch gute Spaltgasrückhaltung bewiesen, führten Defekte bei etwa 1600 °C bei Brennelementen mit sehr hoch abgebrannten Mischoxid-BISO-Partikeln und Abbrand- $UO_2$ -TRISO- und Brut- $ThO_2$ -BISO-Partikeln zu erhöhten Freisetzungen. Untersuchungen zeigten, daß Chlorverunreinigungen in der SiC-Schicht der  $UO_2$ -TRISO-Abbrandpartikeln zu SiC-Korrosion bereits bei Bestrahlung führen können. Bei Störfallsimulationstests wurden diese 1973 hergestellten TRISO-Partikeln bereits bei 1400 °C für Cäsium durchlässig.

Der Effekt der guten Spaltgasrückhaltung von mittelhoch abgebrannten Mischoxyd-BISO-Partikeln kann jedoch - z.B. für das Sicherheitskonzept des HTR-Modul - nicht nutzbar gemacht werden, da aufgrund der vergleichsweise erheblich längeren Aufheiz- bzw. Haltezeiten die sehr hohe Cs-137-Freisetzung (vergl. Abb. 10) dominierend würde bzw. die kontaminationsbedingt hohe normalbetriebliche Freisetzung, z.B. von J 131, die Auslegung störend beeinflusst.

Die nachfolgende Tabelle macht nochmals das sehr gute Rückhaltevermögen moderner mit TRISO-Partikeln beladener BE deutlich.

BE-Sorte	Freigesetzte Anteile						
	100 h, 1600 °C			50 h, 1900 °C		bis 2500 °C	
	Kr 85	Sr 90	Cs 137	Kr 85	Cs 137	Kr 85	Cs 137
(U,Th)O <sub>2</sub> -BISO (AVR-G01, - THTR)	1 E-4	1 E-1	1 E-1	1 E-3	> 5 E-1	5 E-3	1
(U,Th)O <sub>2</sub> u. UO <sub>2</sub> -TRISO (AVR-G02, R2-K13, AVR-GLE3, FRJ2-K13, HFR-K3)	1 E-6	5 E-6	5 E-5	5 E-4	< 1 E-2	1 E-2	2 E-1

**Spaltproduktfreisetzung aus Kugelbrennelementen mit BISO- und TRISO-Partikeln bei Störfallsimulationstests**

Die in Abb. 13 zusammengestellten Schliffbilder von Partikeln aus geheizten Brennelementen verschiedener Sorten zeigen die Veränderungen infolge der Temperaturbehandlung. Mischoxid-BISO-Partikeln bleiben mit wenigen Ausnahmen bis 2500 °C intakt, wobei insbesondere der CO-Partialdruck in hochabgebrannten Partikeln zur Aufweitung der HTI-Schicht führt.

Welche Bedeutung in oxidischen Partikeln dem CO-Partialdruck zukommt, wird beim Vergleich mit den ebenfalls sehr hoch abgebrannten karbidischen Partikeln aus AVR-GK-Brennelementen deutlich (obere Bildhälfte). Bei diesen hinsichtlich Beschichtung und Abmessungen den BISO-Mischoxidpartikeln ähnlichen Teilchen konnte sich wegen des fehlenden Sauerstoffs ein nicht annähernd so großer Innendruck wie in den Mischoxidpartikeln aufbauen. Allerdings dringt das oberhalb 2000 °C relativ leicht bewegliche Schwermetallkarbid in die Beschichtung und zerstört dabei die Struktur des pyrolytischen Kohlenstoffs.

Die Schliffbilder der TRISO-Partikeln in der unteren Hälfte von Abb. 13 zeigen den Qualitätsunterschied zweier SiC-Sorten. Die SiC-Schicht des modernen UO<sub>2</sub>-TRISO-Partikels (FRJ2-K13/2) weist nach 160 Stunden bei 1600 °C noch keine Schäden auf und Cäsium wird auch noch vollständig in den Partikeln zurückgehalten. Dagegen wurde das UO<sub>2</sub>-TRISO-Abbrandpartikel aus dem älteren AVR-GFB2-Brennelement bereits nach 60 Stunden bei 1400 °C, infolge der oben erwähnten herstellungsbedingten Chlorverunreinigungen im SiC, vollständig schadhaf, so daß 37 % des Cs 137 aus der Kugel freigesetzt wurden. Auch die Partikeln aus auf höhere Temperaturen geheizten AVR-GFB2-Brennelementen zeigen wesentlich stärkere Schäden als die vergleichbar belasteten Partikeln aus modernen TRISO-Brennelementen.

Literatur

- /1/ W. Heit, H. Huschka, W. Rind, G. Kaiser  
Status of qualification of high temperature reaktor  
fuel element speres  
Nuclear Technology Vol. 69, April 1985, p. 44-54
  
- /2/ D.T. Goodin, W. Heit, M.J. Kania, A.W. Mehner, H. Nabielek,  
G. Pott, H. Ragoß, G. Reitsamer, K. Röllig, W. Schenk  
Entwicklung und Erprobung von HTR-Brennstoff  
ENC 1986, Genf 1.-6. Juni
  
- /3/ W. Heit, A.W. Mehner, G. Pott  
Herstellung und Erprobung der HTR-Brennelemente  
Jahrestagung Kerntechnik 1986, Aachen
  
- /4/ E. Baust, G. Wittchow, J. Schöning  
THTR 300 - Das Referenzkraftwerk mit  
Kugelbett-Hochtemperaturreaktor  
BBC-Technik, Jahrgang 74, Heft 3 (März 87)
  
- /5/ W. Schenk, D. Pitzer, H. Nabielek  
Spaltproduktfreisetzungverlauf von Kugelbrennelementen bei  
Störfalltemperaturen  
KFA-Bericht Jül-2091, Oktober 1986

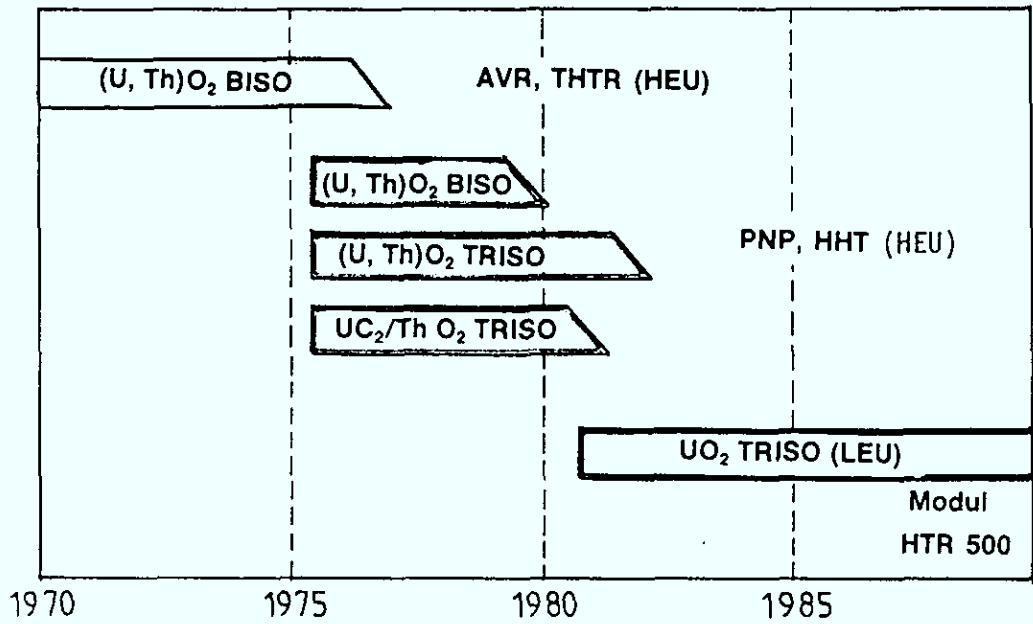


Abb. 1: Zeitliche Folge der HTR Partikel-Entwicklung

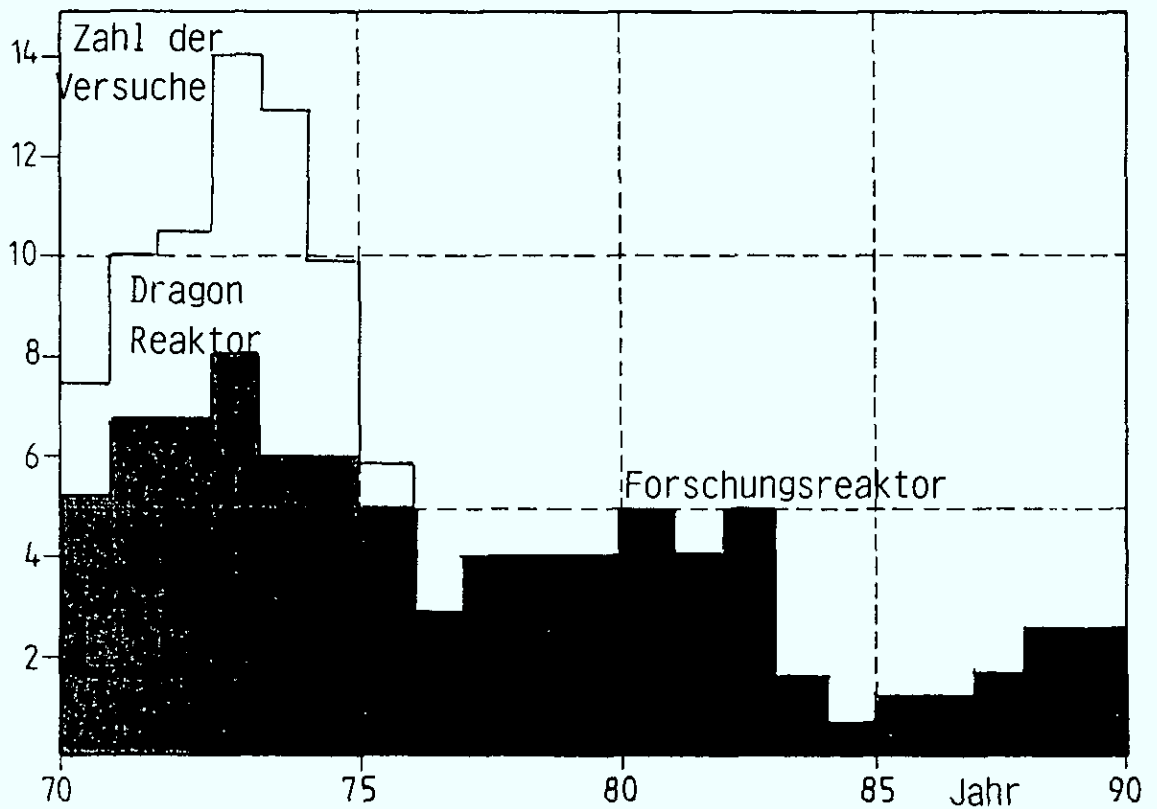


Abb. 2: Zeitliche Folge der Brennelementexperimente HTR

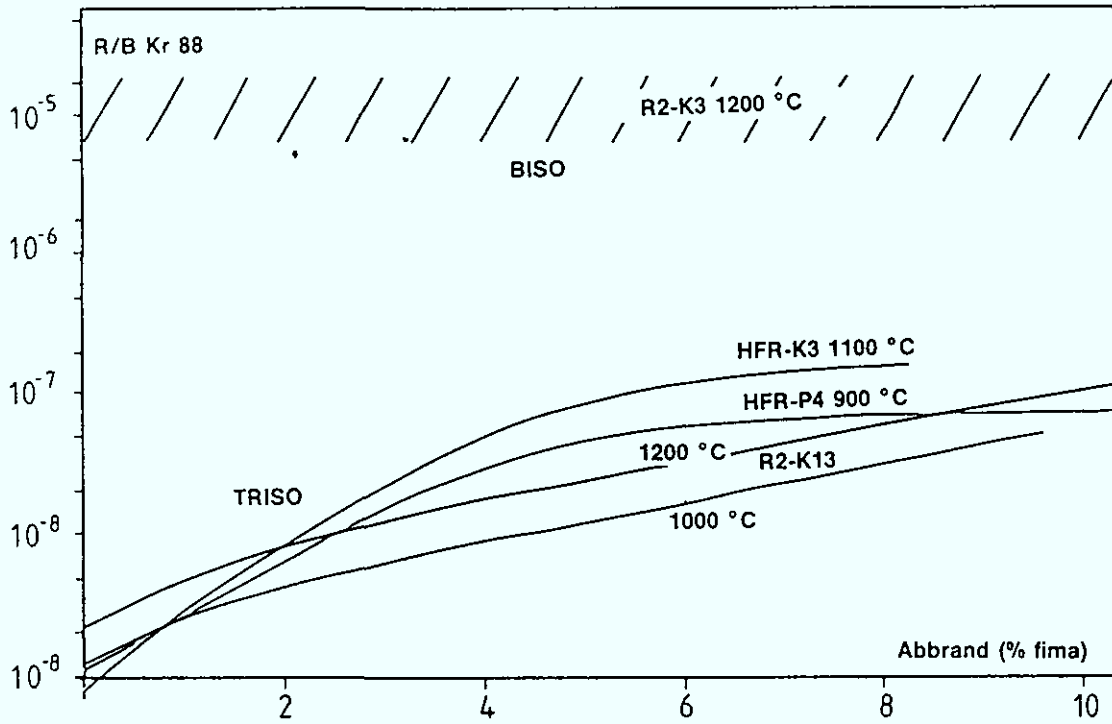


Abb. 3: Kr 88-Spaltgasfreisetzung in Abhängigkeit vom Abbrand

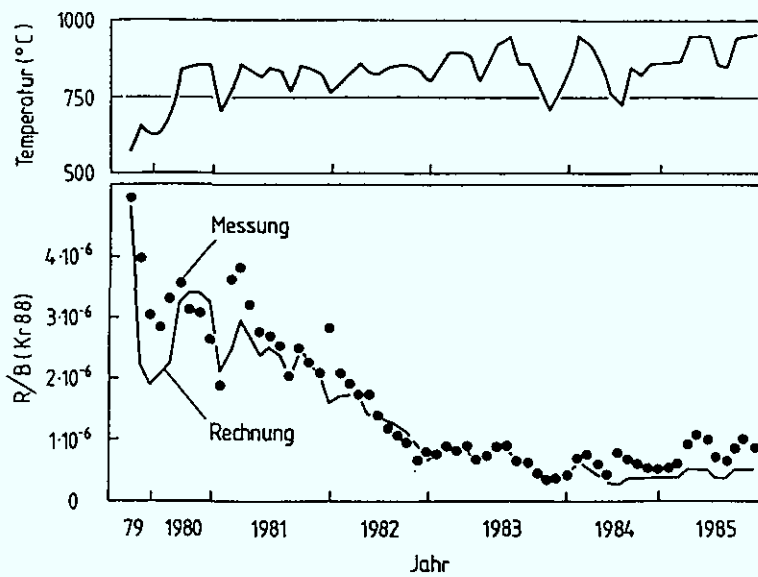


Abb. 4: Zeitliche Abhängigkeit der Spaltgasfreisetzung im AVR

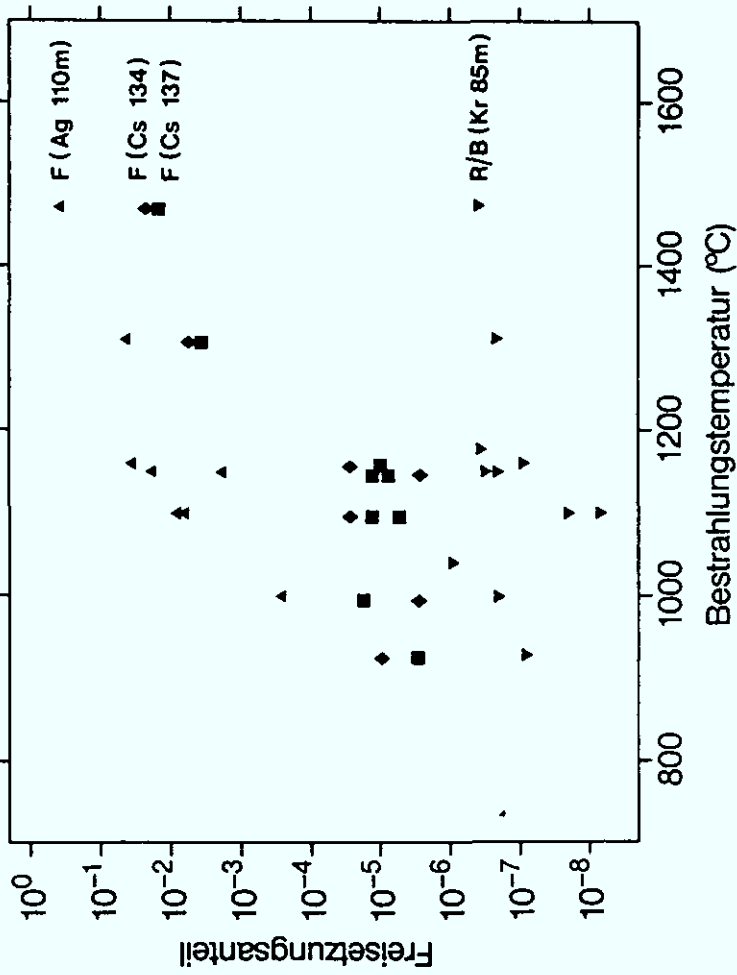


Abb. 5  
Spaltproduktfreisetzung aus Brennstoff-  
proben mit Triso-Partikeln während der  
Bestrahlung.

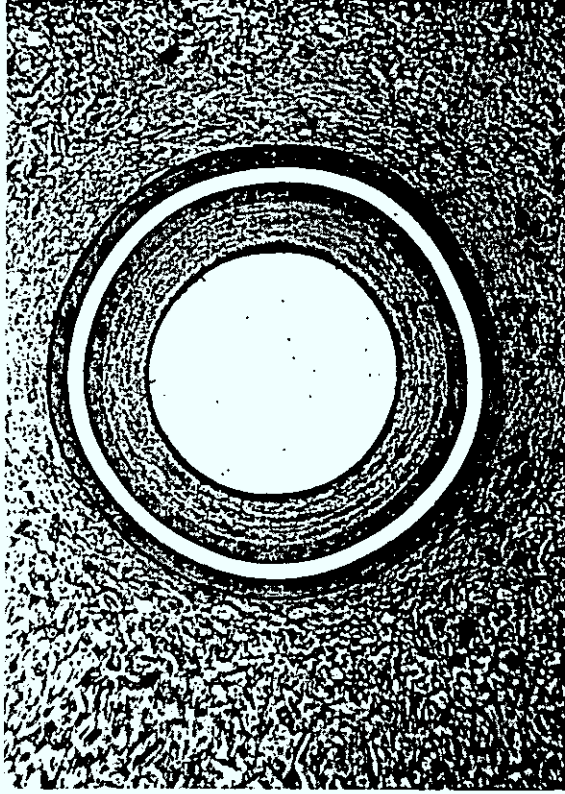
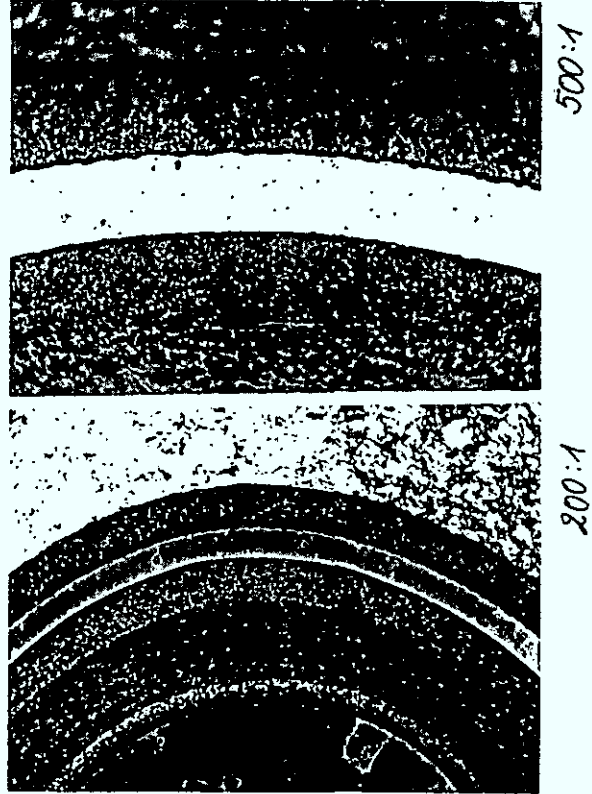


Abb. 6: UO<sub>2</sub>-LEU-TRISO-Partikel  
bestrahlt im AVR (9,3 % fima)  
100:1



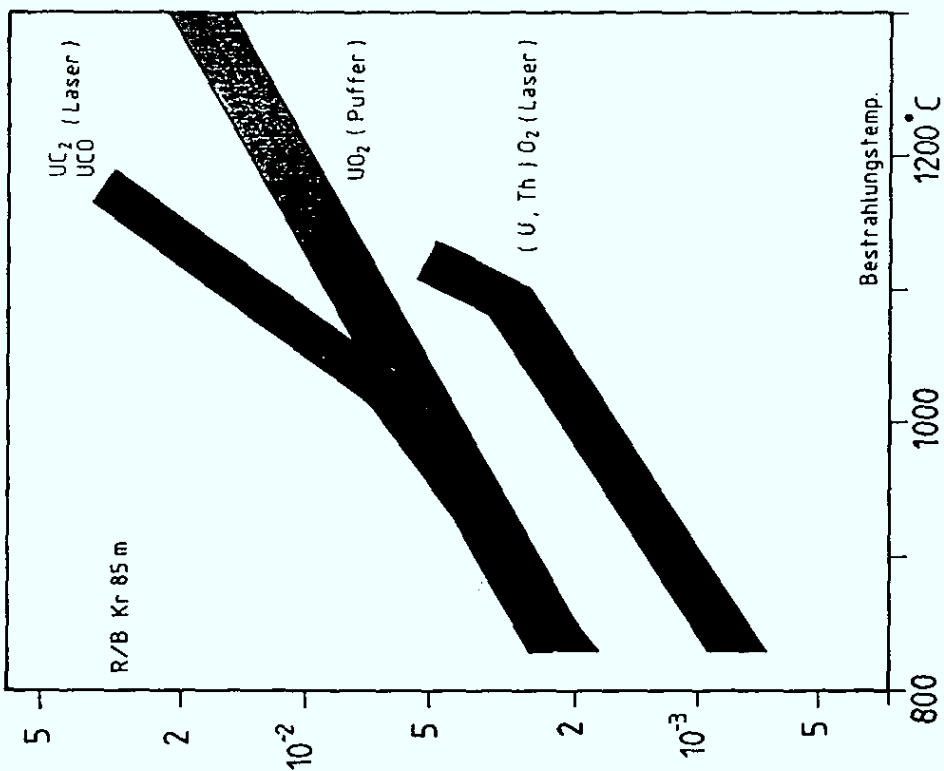


Abb. 8:

Spaltgasfreisetzung von " Defektpartikeln " in Abhängigkeit von der Brennstofftemperatur. (Exp. JP 25, 28 ; 8 % fima)

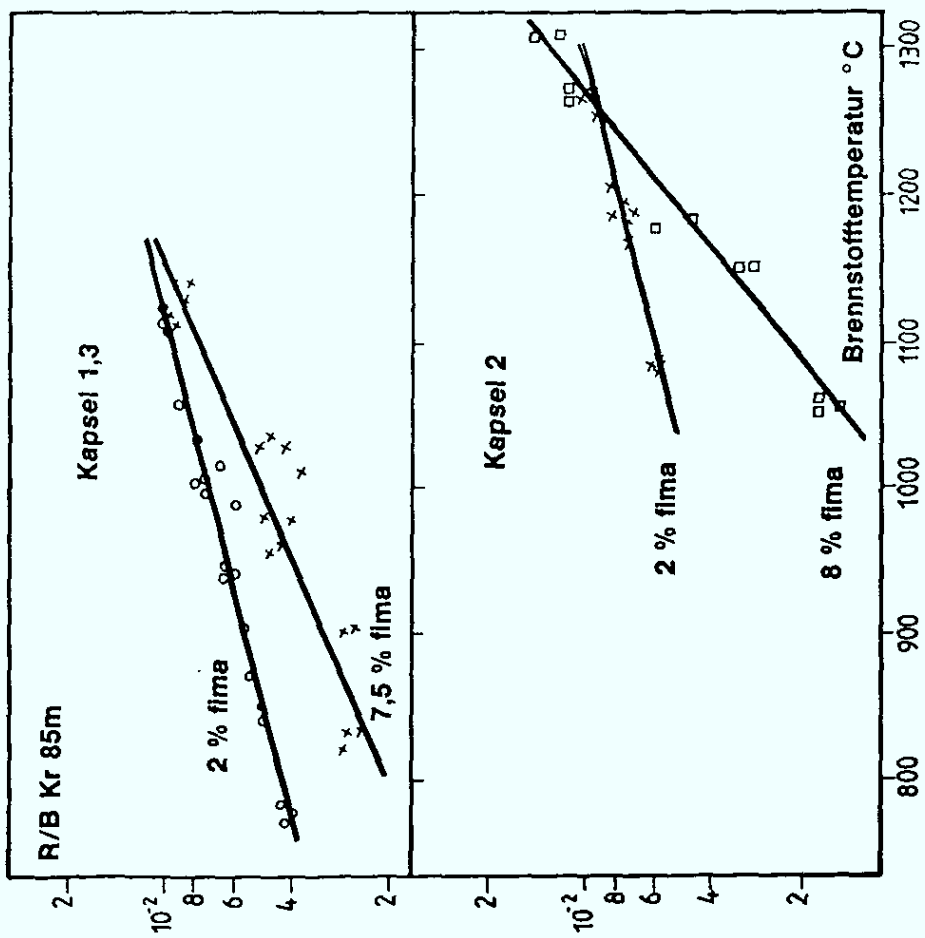


Abb. 7:

Experiment FRJ2-P28, Spaltgasfreisetzung in Abhängigkeit von der Bestrahlungstemperatur (Defektpartikel)

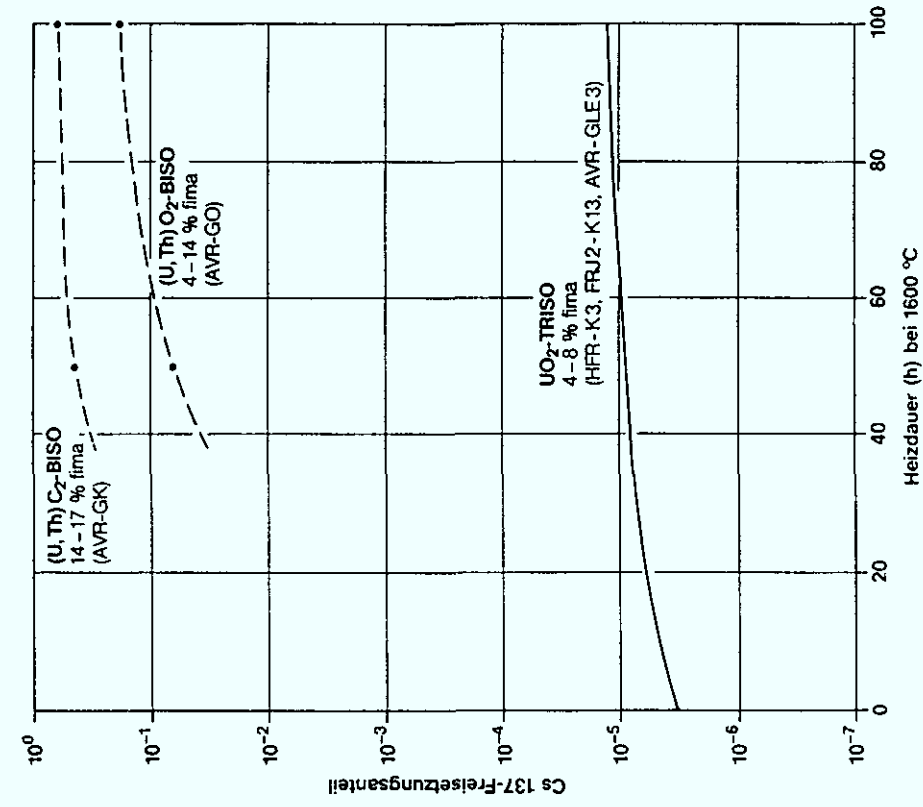


Abb. 10:  
Mittlere Cs 137-Freisetzungen bei 1600 °C aus verschiedenen Brennelementsorten

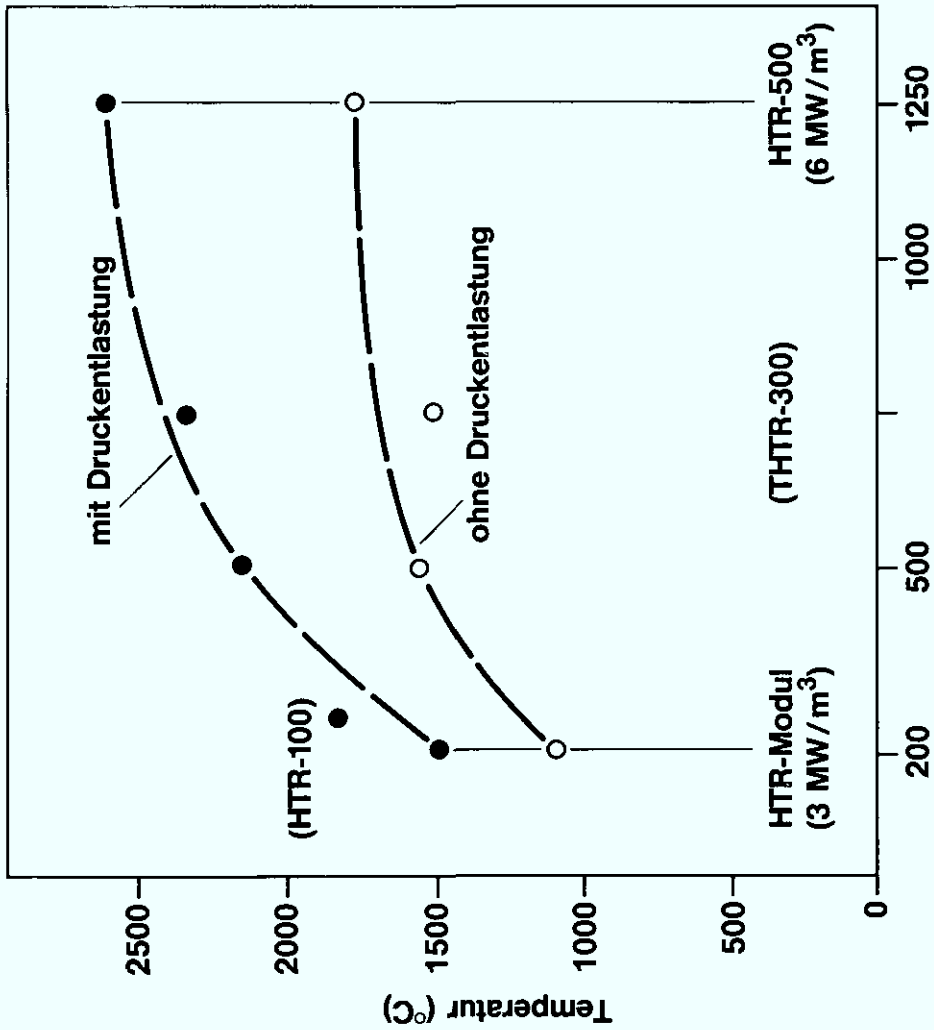


Abb. 9: Störfalltemperaturen für Kugelhaufen-HTR / 2/

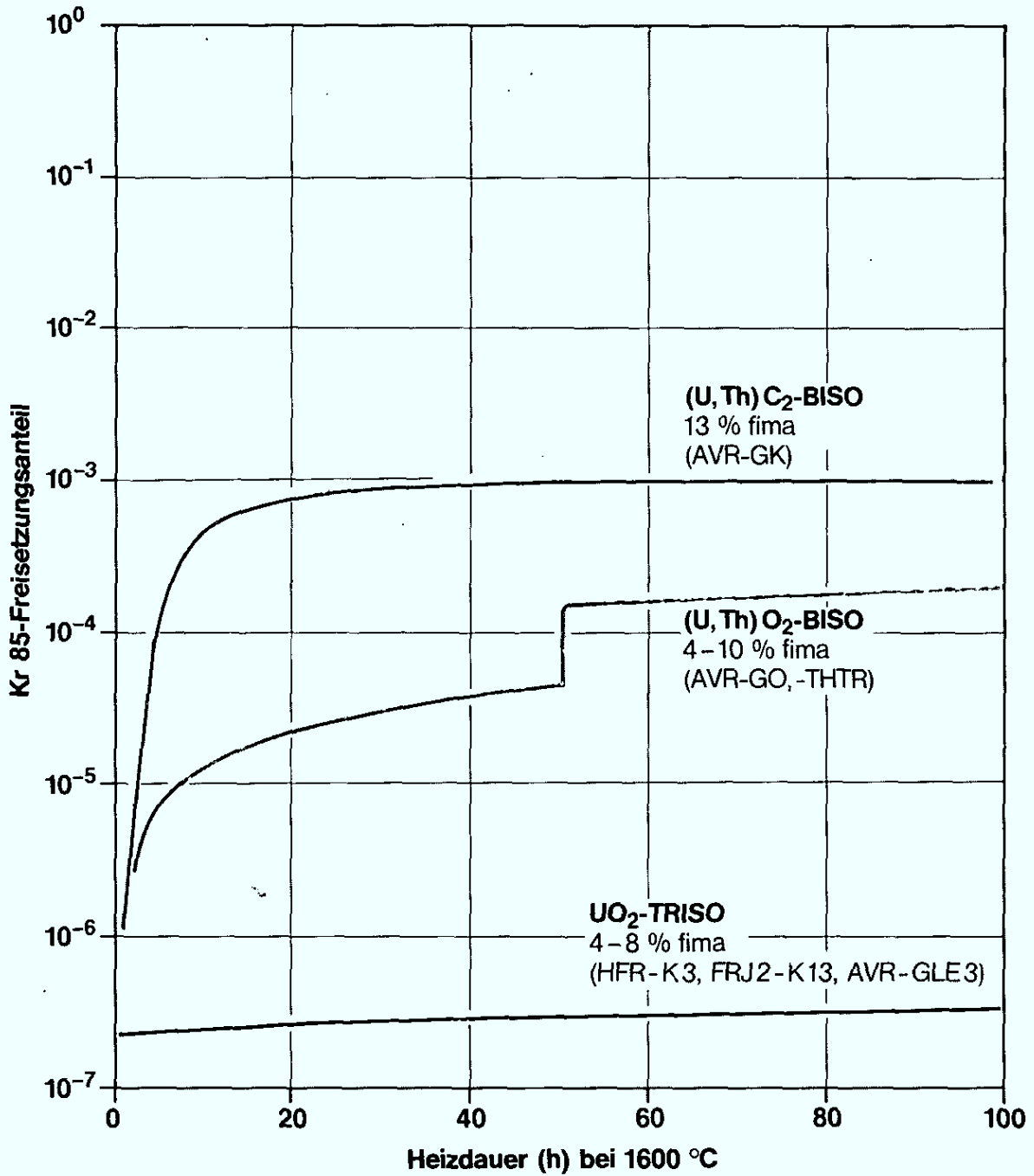


Abb. 11: Mittlere Kr 85-Freisetzung bei 1600 °C aus verschiedenen Brennelementsorten

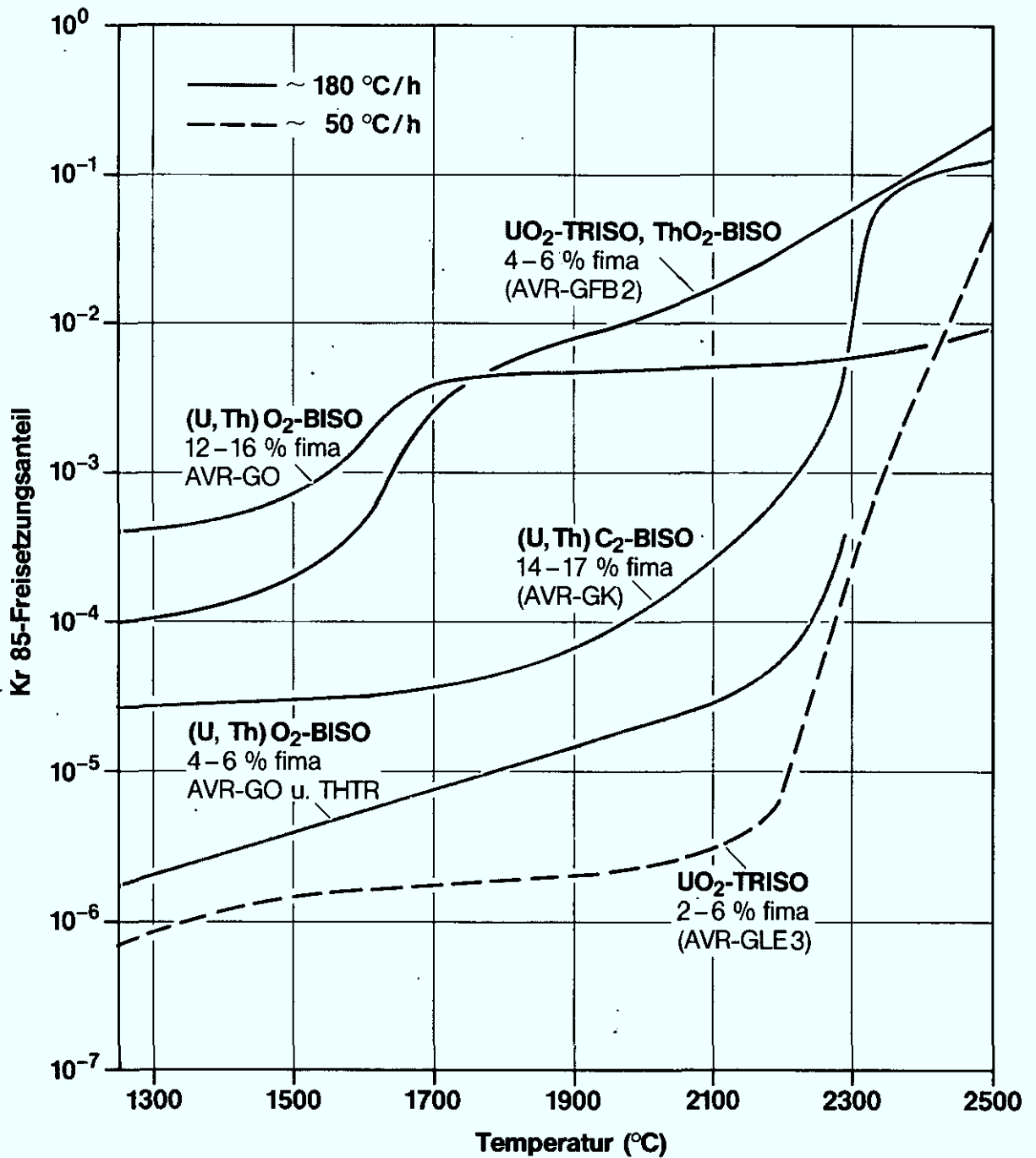
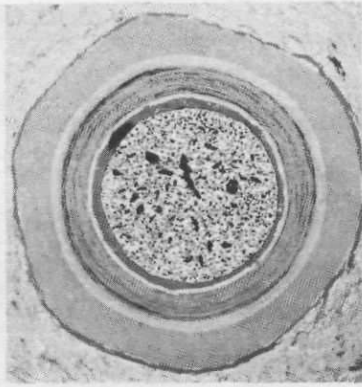
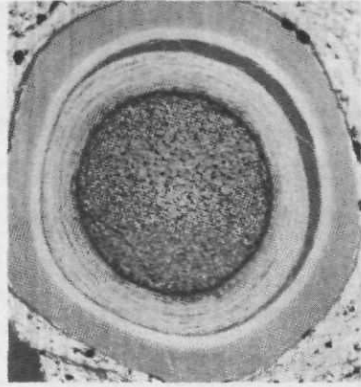


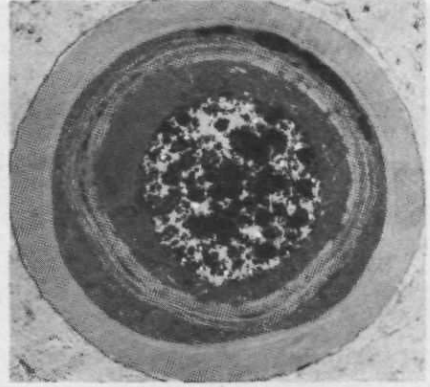
Abb. 12: Mittlere Kr 85-Freisetzung während der Aufheizung bis 2500 °C aus verschiedenen Brennelementsorten



61/23-12,5 % fima  
1600° C, 100 h

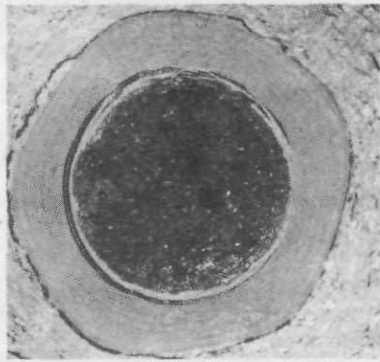


48/8-4,7 % fima  
bis 2500° C

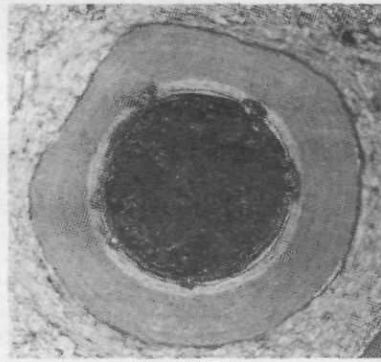


49/23-14,2 % fima  
bis 2450° C

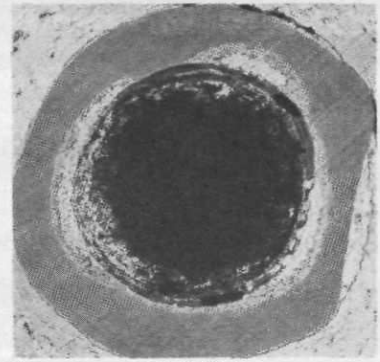
(U,Th)<sub>2</sub>O<sub>2</sub>-BISO Partikeln aus AVR-GO- bzw. THTR-Brennelementen



45/1-15,1 % fima  
1400° C, 50 h

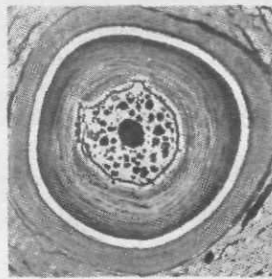


51/9-13,3 % fima  
1600° C, 97 h

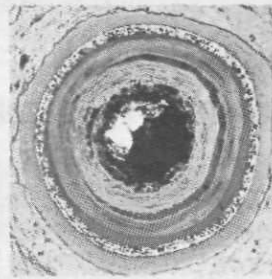
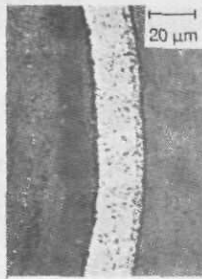


51/1-17,2 % fima  
bis 2300° C

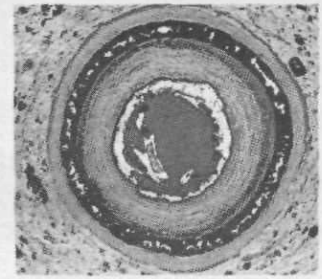
(U,Th)<sub>2</sub>C<sub>2</sub>-BISO-Partikeln aus AVR-GK-Brennelementen



55/16-6 % fima  
1400° C, 60 h

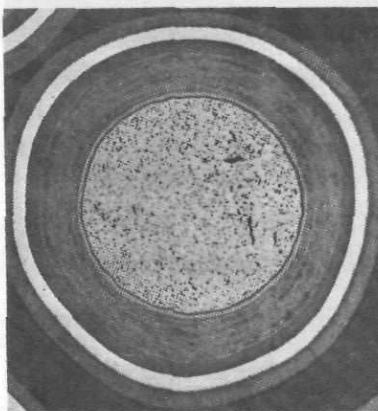


732-4,1 % fima  
2200° C, 25 h

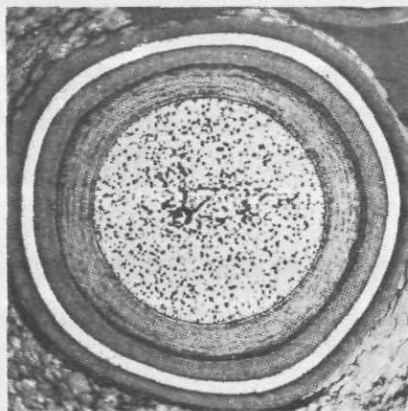


2/4-5,5 % fima  
bis 2500° C

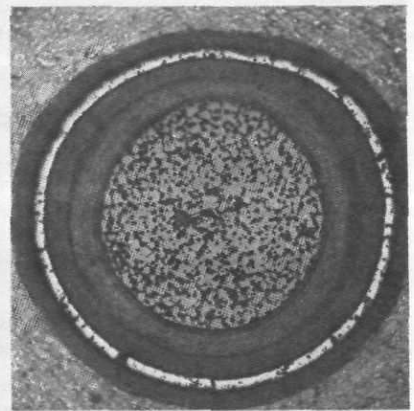
UO<sub>2</sub>-TRISO-Abbrandpartikeln aus älteren AVR-GFB2-Brennelementen



FRJ2-K13/2 - 8 % fima  
1600° C, 160 h



69/28-6,8 % fima  
2150° C, 6 h



70/18-7,1 % fima  
bis 2400° C

TRISO-Partikeln aus modernen Brennelementen

Abb. 13: Partikeln aus unterschiedlichen geheizten Kugelbrennelementsorten im Vergleich

W. Theymann, HRB  
A. Mittenbühler, INTERATOM

## GRAPHITISCHE KOMponentEN FÜR THTR-FOLGEANLAGEN

### Zusammenfassung

Der Graphitreflektor des HTR ist mehrschichtig aufgebaut. Er hat sowohl Trag- und Behälterfunktion für den Reaktorkern als auch Gasführungsfunktion und neutronenphysikalische und abschirmende Funktion für die aus dem Reaktorkern stammenden Neutronen. Konstruktiv wird er in den inneren und äußeren Bereich aufgeteilt, wobei nur der äußere die tragende Funktion erfüllt.

Die Konstruktion des Reflektors wird durch die spezifischen Eigenschaften von Graphit bestimmt, wobei zusätzlich das durch Bestrahlungseinwirkung sich ändernde Materialverhalten berücksichtigt werden muß.

## 1.1 HTR mittlerer Leistung

Beispielhaft ist für diesen HTR in Abb. 1 der konstruktive Aufbau dargestellt.

### Deckenreflektor

Der Deckenreflektor besteht aus hexagonalen Graphitsäulen, die in der Höhe in mehrere Blockanlagen unterteilt und mittels einer metallischen Hängekonstruktion an der Decke des Reaktordruckbehälters befestigt werden. Die Kanäle für den Gasdurchtritt durch den Deckenreflektor sind so angeordnet, daß die Anordnung gekühlt und die Abschirmungsfunktion erfüllt werden. Der Deckenreflektor wird primär durch das Eigengewicht und im unteren Bereich zusätzlich durch die Neutronenbestrahlung beansprucht.

### Seitenreflektor

Der Seitenreflektor besteht aus einer inneren und äußeren Zylinderwand, in denen die Graphitblöcke zu Blocksäulen und Ringlagen angeordnet sind. Alle Bauteile werden innerhalb der Säulen mittels Dübeln bzw. Paßfedern und innerhalb der Ringlagen mittels Keilen positioniert. Die Teile übernehmen hierbei gleichzeitig die Funktion einer Dichtung. Nach außen wird der Seitenreflektor mittels vorgespannter Federelemente abgestützt.

Der Reflektorgraphit erfährt als Folge der Neutronenbestrahlung Veränderungen seiner Form sowie seiner thermischen und mechanischen Eigenschaften im kernnahen Bereich. Für den konstruktiven Aufbau des Re-

## Seitenreflektor

Der ringförmige Seitenreflektor ist aus Einzelsäulen aufgebaut. Ordnet man sinnvollerweise jeder Regel- und Abschaltelinrichtung eine Einzelsäule zu, ist die Anzahl mit 24 vorgegeben. Zur Abschirmung und zur thermischen Isolierung besteht der äußere Bereich aus homogen bo-riertem Kohlestein von ca. 250 mm Stärke. Die 24 Einzelsäulen stützen sich an geschlossenen umlaufenden metallischen Ringen ab. Die Kaltgasführung erfolgt im Kernbehälter im keramischen Bereich, um bei inaktiver NWA und der damit verbundenen Strömungsumkehr eine Überhitzung metallischer Bereiche zu vermeiden. Um eine Ordnungsstruktur der Kugelschüttung und damit ein verzögertes Kugelfließen im Bereich des Seitenreflektors zu vermeiden, sind die Stirnseiten der Einzelblöcke mit sogenannten "Störmulden" versehen.

## Bodenreflektor

Der Coreboden ist aus 8 Bodenlagen, bestehend aus je 12 Segmenten, aufgebaut. Das aus den Bohrungen kommende Heißgas wird in dem zu jedem Deckstein gehörenden Gassammelraum zusammengeführt und an größere, zur besseren Vermischung diagonal angeordnete Gasdurchtritte, übergeben. Diese Gasdurchtritte münden in radialen Gasführungsschlitzten, welche die Verbindung zum ringförmigen Heißgassammelraum herstellen, von wo aus das Gas dem Heißgaskanal zugeführt wird.

## 2. Auslegungsphilosophie

### 2.1 Klassifizierung der Komponenten

Im Hinblick auf die Definition von Spannungsgrenzen werden die Graphitkomponenten in drei Klassen geteilt:

Für die Begrenzung der Spannungen werden Belastungslevel definiert. Sie hängen von dem Versagen ab, das für dieses Ereignis zulässig ist:

- Level 1: Nach diesem Ereignis muß die Komponente ohne Begrenzung weiter ihre Funktion erfüllen..
- Level 2: Die Belastung bei diesen Ereignissen muß so sein, daß Integrität und Stabilität der Komponenten sichergestellt sind. Die Komponente muß geprüft ggfs. instandgesetzt werden.
- Level 3: Die Belastung bei diesen Ereignissen muß so sein, daß Integrität und Stabilität der Komponenten sichergestellt werden können. Die Komponente muß geprüft werden. Der Fehler kann den weiteren Betrieb ausschließen.

Für diese Ereignisklasse werden zulässige Spannungen gemäß Abb. 3 definiert. Diese sind wieder unterschiedlich für die Komponentenklassen.

Die Blöcke im Hochfluenzbereich des Decken- und Seitenreflektors erhalten erforderlichenfalls eine aufgelöste Struktur der kernseitigen Oberfläche (Abb. 4). Die optimierte Form wurde durch Abstimmung der Dimension, der Kühlung und durch Anordnung der Entlastungsschlitze in umfangreichen Analysen entwickelt.

### 3.1 Kernseitig bestimmte Randbedingungen

Die Auslegung der Reflektorsteine wird in erster Linie durch die Fluenz schneller Neutronen aus dem Reaktorkern und durch die Temperatur bestimmt.

Aus dem Kugelhaufen ergeben sich weiter mechanische Beanspruchungen für den Reflektor. Sie resultieren aus dem Kugeldruck, aus Eigengewicht und Kühlgasdruckabfall, aus dem Stabfahren und aus Erdbebenbelastung. Die äußeren Belastungen sind klein im Vergleich zu den inneren Beanspruchungen.

Chemische Verunreinigungen im Kühlgas ( $H_2O$ ,  $H_2$ ,  $CO$ ,  $CO_2$ ) reagieren mit dem Graphit. Je nach den Temperaturverhältnissen ergibt sich eine Oberflächen- oder Volumenkorrosion. Besonders letztere führt zu einer Materialabschwächung. Diese wird jedoch durch Beschränkung der Verunreinigungen so bemessen, daß das Tragverhalten nicht beeinträchtigt wird.

Dies ist durch Materialuntersuchungen an Graphit einerseits und durch Störfalluntersuchungen für Wasser- und Lufteinbrüche in den Primärkreis abgesichert. Die Korrosion ist in allen Fällen auch durch die Systemauslegung begrenzt.

- hohe Temperaturbeständigkeit, stabiles Verhalten bis über 2000°C
- hohe Wärmeleitfähigkeit, daher geringe Temperaturdifferenzen und geringe Wärmespannungen
- niedriger Wärmeausdehnungskoeffizient, daher geringe thermische Eigenspannungen
- hohe Wärmekapazität, daher große Trägheit beim Temperaturfolgeverhalten
- gute mechanische Eigenschaften, insbesondere bei Druckbeanspruchung.

Für den inneren Reflektor spielen das Bestrahlungsverhalten, besonders eine möglichst geringe Schrumpfung, und die Festigkeit eine wesentliche Rolle bei der Sortenauswahl. Durch die Herstellung kann der Graphit in gewissen Grenzen auf die Anforderungen eingestellt werden. Die deutschen Pechkoksgraphite ATR-2E, ASR-1RG, und ASR-1RS werden in langjährigen Bestrahlungstests für den Einsatz bis zu relevanten Neutronenfluenzen geprüft.

#### 4. Allgemeines Auslegungskonzept

Insbesondere für den inneren Reflektor läßt sich ein allgemeines Auslegungskonzept angeben, das einerseits aus der Festlegung der Randbedingungen und andererseits aus der Führung der Standzeitnachweise besteht. Abb. 5 enthält das Ablaufschema.

U.a. unter Zuhilfenahme von Spannungsstudien lassen sich Kriterien ableiten, nach denen im Schritt F der Graphit für den inneren Reflektor ausgewählt wird. Prinzipiell können dies bereichsweise auch verschiedene Graphite sein. Wesentliches Kriterium sind einerseits das Dimensionsänderungsverhalten und andererseits die Festigkeit:

- Die Schrumpfungsumkehr soll bei möglichst hoher Fluenz liegen.
- Die Steigung der Dimensionsänderung über der Fluenz soll nach der Schrumpfungsumkehr im Sinne eines niedrigen Spannungsniveaus möglichst gering sein.
- Die Festigkeit als Vergleichswert für die Spannungen soll möglichst hoch sein.
- Die Fluenz, bei der der Graphit in die Expansion geht, soll möglichst nahe der Auslegungsfluenz sein, um den Grad der Oberflächenstrukturierung (Schlitztiefe) und die Verschleißmengen gering zu halten.

Diese Zielkriterien können bei verschiedenen Graphiten zuwiderlaufende Tendenz haben, so daß hier je nach Grad der Ausnutzung eine "Güterabwägung" erforderlich werden kann.

Im Hinblick auf eine Beschränkung der Standzeitnachweise erfolgt in Schritt G anhand des Dimensionsänderungsverhaltens eine Klassifizierung der Reflektorbereiche.

Für den Standzeitnachweis des Reflektorbereiches, bei dem der Graphit über seine ursprünglichen Abmessungen hinaus wächst, werden Blöcke mit ungünstigen Paarungen von Temperatur und Fluenz ausgewählt. Für diese wird durch Spannungsanalysen die Fluenz bestimmt, bis zu der die Spannungen - unter Einbeziehung möglicher Kühlmaßnahmen - unterhalb der zulässigen Grenzwerte liegen. Die vorzulagernde Stollentiefe wird dann so bemessen, daß in den Stollen die Auslegungsfluenz auf die vorher ermittelte Fluenz abfällt. Die Abmessungen der Stollenschlitze sind dann auf das Kühlkonzept und die Ausführung der Nachbarblöcke abzustimmen.

## 5. Fertigung und Errichtung

Auf eine Beschreibung der Herstellung von Graphit wird hier verzichtet. Weiter ist aus den vielfältigen Anwendungsmöglichkeiten von Graphit bekannt, daß er in der erforderlichen Genauigkeit bearbeitbar ist. Mit dem AVR und THTR-Kernaufbau wurden ebenfalls die präzisen Bearbeitungsmöglichkeiten demonstriert. Auch Montage und Betrieb stellen für den Graphitaufbau keine besonderen Anforderungen über das in der Kerntechnik übliche Maß hinaus dar. Damit ist Graphit ein ganz normaler Konstruktionswerkstoff.

Im Zusammenhang mit der Frage eines weiteren Betriebes des AVR wurde die Graphitdecke mit Hilfe von Videokameras inspiziert. Abb. 6 zeigt einen Blick auf den Deckenreflektor von unten, Abb. 7 ein Detail aus dem Deckenreflektor. Im Zuge der Inspektion konnte

Abb.: 1

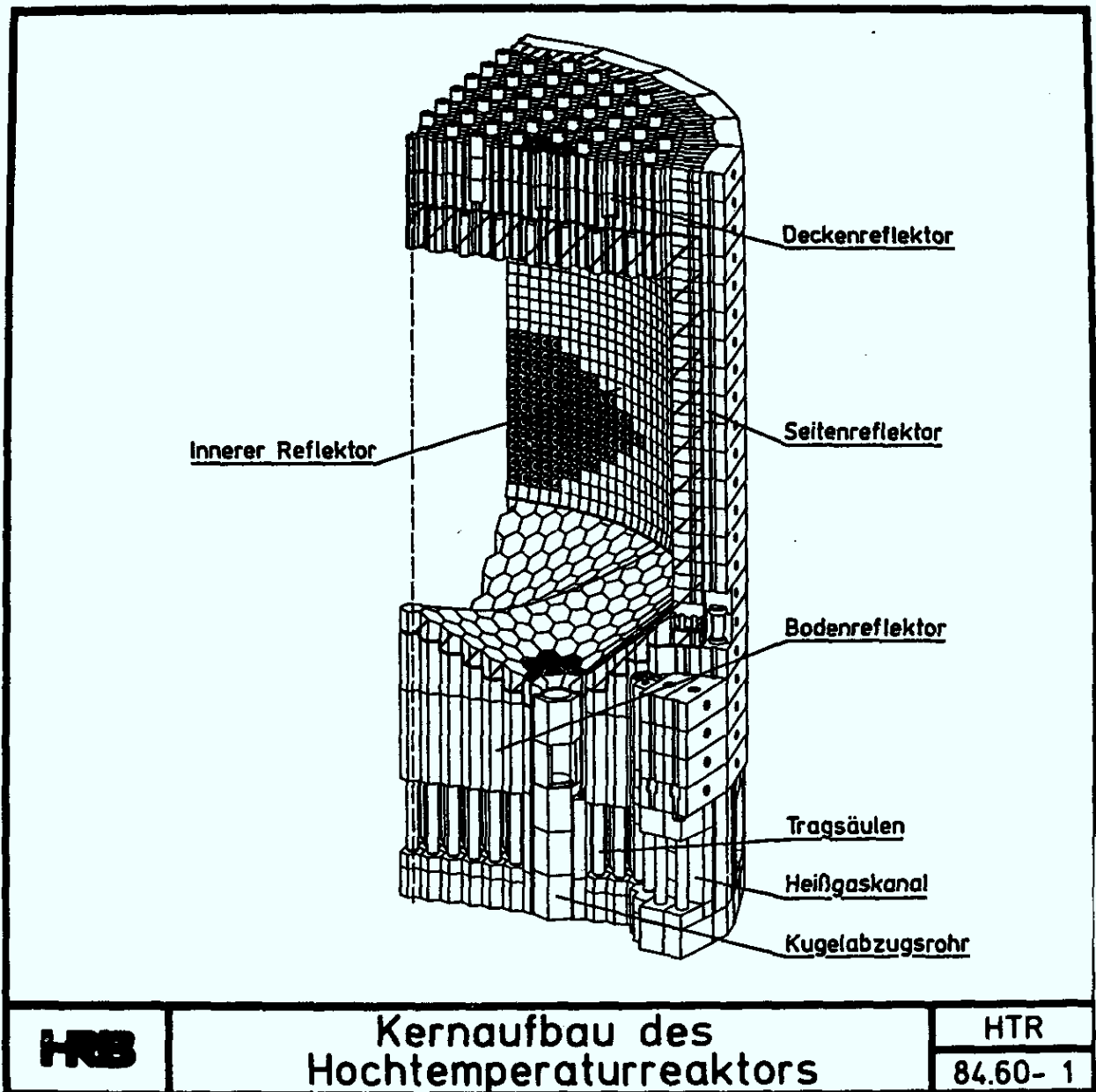


Abb. 3

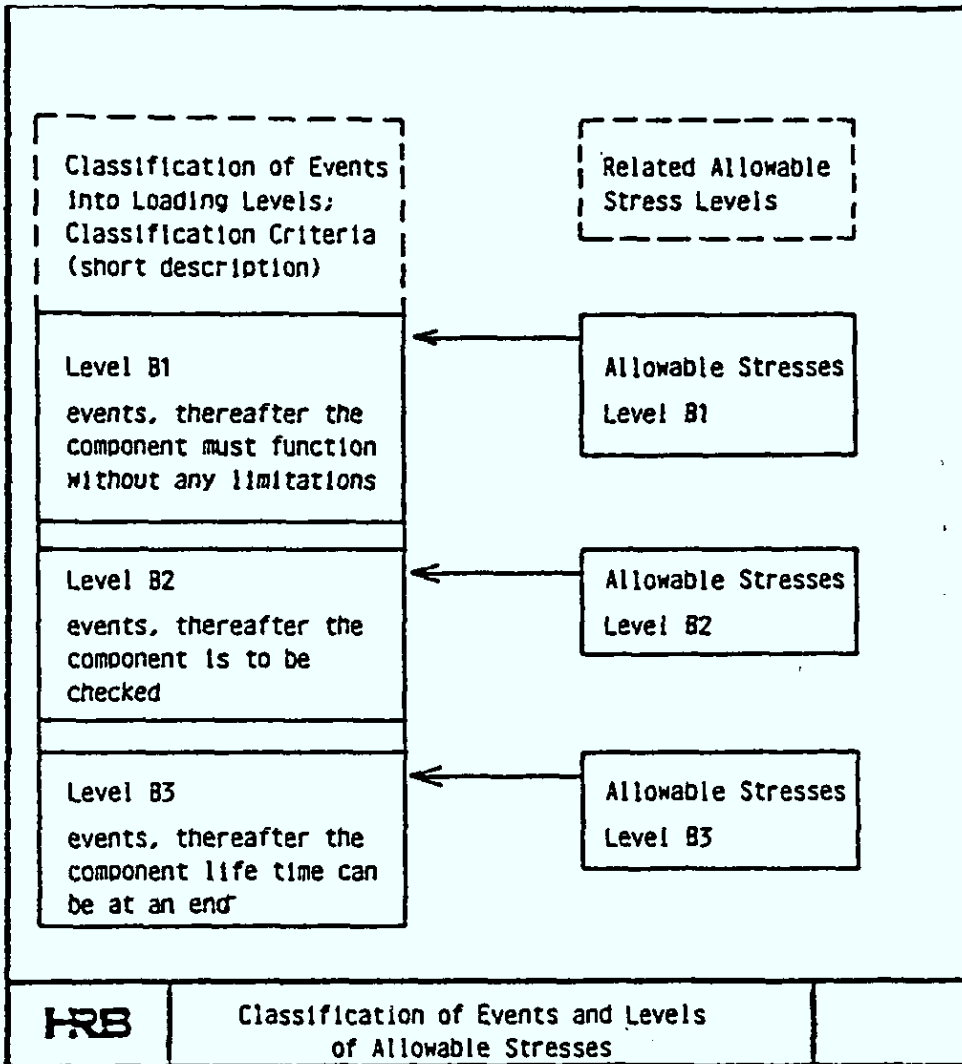


Abb.: 5

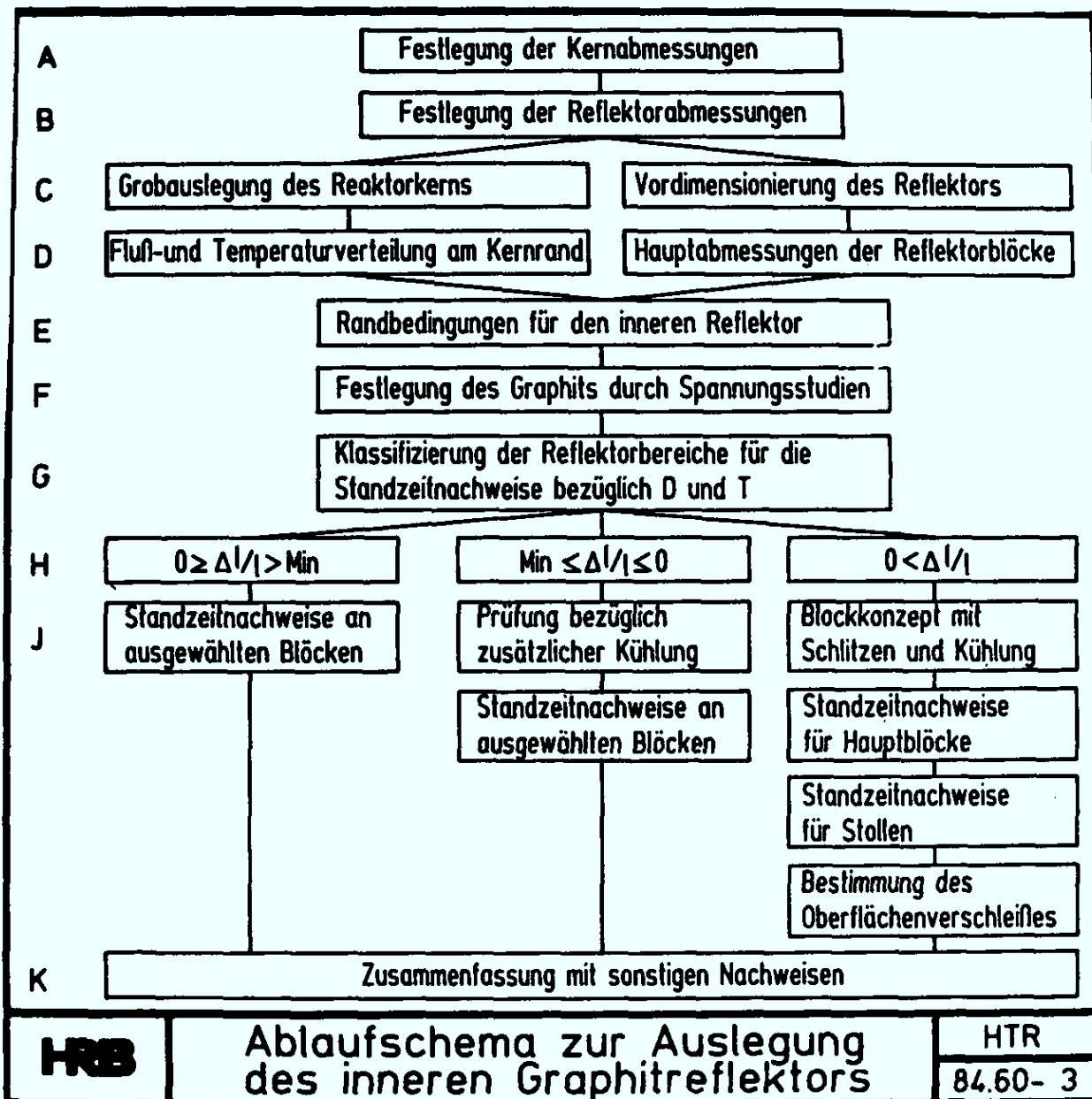
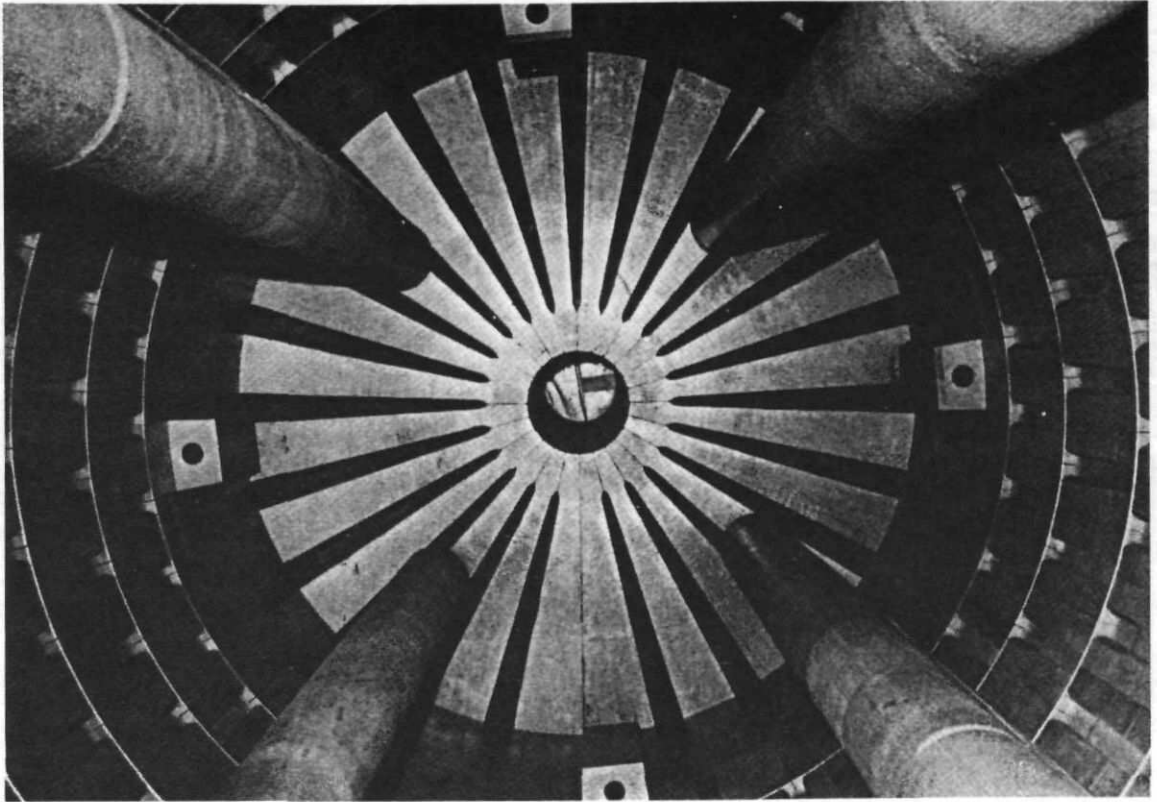


Abb.: 6

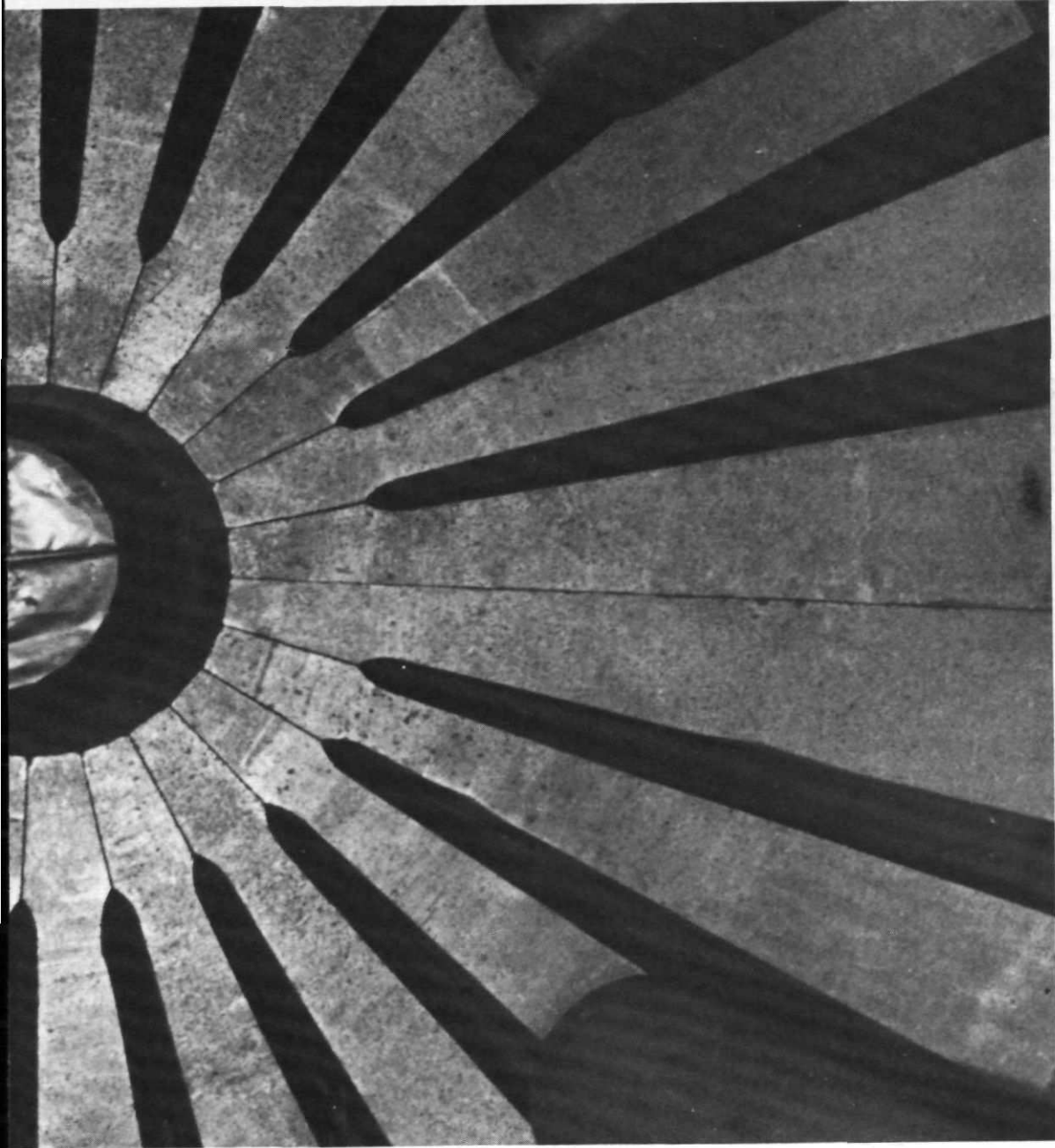


**HRB**

Blick von unten auf den Deckenreflektor

AVR

84.60-13



AVR

84.60-14

Detail aus dem Deckenreflektor

**HRB**

Abb. 7:

## HERSTELLUNG, ERPROBUNG UND QUALIFIKATION VON REAKTORGRAPHITEN

G. Haag, V. Maly, F. Putsch  
Kernforschungsanlage Jülich GmbH, Jülich

G. Wilhelmi  
SIGRI GmbH, Meitingen

### Zusammenfassung

Die Arbeiten des HBK-Projektes zur Entwicklung und Erprobung von Reaktorgraphit stützten sich auf Erfahrungen, die schon viele Jahre vorher vor allem in Großbritannien, aber auch in der Bundesrepublik, den USA und den Niederlanden gemacht worden waren. Allerdings wurden an das Bestrahlungsverhalten der Graphite, aus denen bei den sog. THTR-Folgeanlagen der innere Reflektor bestehen soll, besonders hohe Anforderungen gestellt. Aus einer anfänglich großen Zahl von Kandidaten konnten mit fortschreitender Bestrahlungserprobung diejenigen Graphitsorten ausgewählt werden, die für den jeweiligen Verwendungszweck am geeignetsten erschienen. Neben den bestrahlungsinduzierten Veränderungen von Lineardimensionen, E-Modul, thermischer Ausdehnung und Wärmeleitfähigkeit wurden auch das Bestrahlungskriechen sowie das Korrosionsverhalten verschiedener Reaktorgraphite unter Normal- und Störfallbedingungen untersucht. Des Weiteren wurden umfangreiche Arbeiten über Auslegungskriterien für graphitische Reaktorkomponenten durchgeführt. Das Ziel, geeignete Reaktorgraphite für THTR-Folgeanlagen zu entwickeln und zu erproben, wurde zwar erreicht, doch ist die Notwendigkeit, diese Arbeiten im Hinblick auf künftige Anforderungen fortzusetzen, schon deutlich erkennbar.

### Vorgeschichte

Die 10-jährige Geschichte des HBK-Projektes ist zwar nur eine kleine Zeitspanne in der Geschichte der Entwicklung von Reaktorgraphit, aber für die Entwicklung von HTR-Graphiten in der Bundesrepublik waren es vielleicht die wichtigsten Jahre.

Am Anfang standen Konzepte für THTR-Folgeanlagen mit sehr hohen Anforderungen an das Bestrahlungsverhalten der Materialien, aus denen der Reflektor bestehen soll. Dieser nicht austauschbare Reflektor sollte stellenweise Neutronenfluenzen von  $4 \cdot 10^{22}/\text{cm}^2$  (EDN) bis zum Ende der Reaktorlebensdauer erhalten. Eine so hohe Neutronenbelastung war bis dahin nicht einmal in Bestrahlungsexperimenten erreicht worden.

Bis Anfang der 70er Jahre hätte man in der Verwendung von Gilsonitkoks die einzige Möglichkeit gesehen, einen derart hoch belastbaren Reaktorgraphit herzustellen. Doch war dieser Koks - zumal mit der nötigen Reinheit - seit dieser Zeit nicht mehr erhältlich. Darüber hinaus hatte man in der Ölkrise die Erfahrung gemacht, daß es sicherer sein könnte, heimische Rohstoffe zu verwenden und als solche kamen nur Pechkoks als Füller und Steinkohlenteerpech als Bindemittel in Betracht.

Zunächst war die Frage zu beantworten, ob es überhaupt eine Chance gab, auf dieser Basis einen Graphit zu entwickeln, der den genannten Anforderungen gewachsen sein könnte. Bestrahlungsexperimente bis zu  $3 \cdot 10^{22}/\text{cm}^2$  (EDN) waren von der United Kingdom Atomic Energy Authority (UKAEA) im Dounreay-Reaktor DFR durchgeführt worden. Dort hatte man vor ähnlichen Problemen stehend in Zusammenarbeit mit der britischen Graphitindustrie Materialien zum Bau der gasgekühlten Reaktoren MkII und MkIII entwickeln und in einem breiten Bestrahlungsprogramm erproben müssen.

Natürlich waren die Erfahrungen, die dabei gemacht worden waren, von allergrößtem Interesse. Daher wurde von der UKAEA eine Studie ausgearbeitet, die die britischen Erkenntnisse zusammenfaßt /1/. Von den 17 dort beschriebenen Graphitsorten enthielten 9 Gilsonitkoks, 5 Petrolkoks und nur 3 Pechkoks, wobei diese letzteren besonders wichtig waren.

Die in der Studie enthaltenen Bestrahlungsdaten ließen die Hoffnung weiterbestehen, daß das Ziel  $4 \cdot 10^{22}/\text{cm}^2$  (EDN) erreichbar sein könnte. Dieser Optimismus fand seinen Niederschlag in dem 'Modelldatensatz für den Reflektorgraphit der Kugelhaufenreaktoren' /2/.

### Screening-Tests im HFIR und 1. Materialentscheid

Die nun folgenden Bestrahlungsexperimente bezogen 6 Graphitsorten ein, die aus einer noch größeren Vielfalt ausgewählt worden waren (Table 1). An den Materialeigenschaften hat sich im Laufe der Jahre noch einiges geändert, aber diese 6 Qualitäten standen am Anfang des Erprobungsprogramms.

Zu Beginn einer Bestrahlung sind die Unterschiede zwischen den einzelnen Graphiten bezüglich ihres Dimensionsverhaltens in der Regel gering. Im Hochfluß-Reaktor Petten (HFR) hätte es einige Jahre gedauert, bis man die

besseren von den schlechter geeigneten Sorten hätte unterscheiden können. Diese Auswahl mußte jedoch zu einem möglichst frühen Zeitpunkt vorgenommen werden, um danach die verbleibenden Qualitäten mit größeren Probenzahlen und damit besserer Statistik weiterverfolgen zu können.

In dieser Lage bot sich im Rahmen des "US/FRG Umbrella Agreement for Cooperation in GCR Development" die Möglichkeit, im HFIR Reaktor des ORNL einen Screening-Test bei 500°C mit allen 6 Graphitsorten durchzuführen. In diesem Reaktor war der schnelle Neutronenfluß etwa viermal größer als im HFR Petten, so daß bis zur angestrebten Fluenz von  $2 \cdot 10^{22}/\text{cm}^2(\text{EDN})$  eine reine Bestrahlungszeit von nur etwa einem Jahr nötig war. Das Experiment wurde allerdings zweimal zu Zwischenuntersuchungen unterbrochen, um das Bestrahlungsverhalten möglichst lückenlos zu erfassen. Auf diese Weise war es möglich, schon vor dem letzten Bestrahlungsschritt zu erkennen, daß sich die Hoffnung, die im Modelldatensatz ihren Ausdruck gefunden hatte, nicht ganz erfüllen würde. Wie groß die Diskrepanz war, zeigt Fig. 1 am Beispiel des Graphits ATR-2E.

Es stellte sich nach einigen Nachforschungen heraus, daß die gefundene Abweichung vom erwarteten Verhalten durch zwei Umstände zumindest mitverursacht worden war:

1. Die Temperaturmessung erfolgte im HFIR nicht wie im HFR Petten direkt mit Thermoelementen, sondern indirekt mit SiC-Monitoren. Die Nachprüfung der Temperaturbestimmung ergab eine Bestrahlungstemperatur von etwa 620°C anstatt der geplanten 500°C. Daher mußte auch die Expansion schneller als erwartet eintreten.
2. In einer hohen Neutronenflußdichte muß damit gerechnet werden, daß die höhere Schädigungsrate das Gleichgewicht zwischen der Erzeugung von Strahlenschäden und ihrer temperaturabhängigen Ausheilung zugunsten einer schnelleren Expansion nach dem Umkehrpunkt verschiebt.

Die Gesamtbewertung der HFIR-Experimente muß daher lauten: Die Ergebnisse sind nicht geeignet, um den Modelldatensatz zu testen oder Auslegungsdaten zu liefern; aber das Ziel eines Materialvergleichstests zur Bestimmung der besten unter den 6 eingesetzten Graphiten wurde dennoch erreicht. Die Graphitsorten ATR-2E und ASR-1R(S) werden weiterverfolgt.

Dieser 1. Materialentscheid des Entwicklungs- und Erprobungsprogramms bedurfte noch einer eingehenderen Begründung. An sich hätten die Bestrah-

lungsergebnisse es nahegelegt, nur die Graphitsorte ATR-2E weiterzuverfolgen; denn dieser Graphit erreichte z.B. den Schädigungszustand, der durch den Nulldurchgang im Fig. 2 definiert ist, von allen Graphiten bei der höchsten Neutronenfluenz und war damit auch deutlich besser als ASR-1RS. Er schrumpfte allerdings bis zum Umkehrpunkt auch wesentlich stärker und erkaufte sich vielleicht gerade durch die längere und größere Schrumpfung den späteren Nulldurchgang. Wenn es also gelänge, den ASR-1RS z.B. durch Verbesserung der Homogenität und evtl. auch durch eine zusätzliche Imprägnierung ebenfalls zu stärkerem Schrumpfen zu bewegen, dann könnte er u.U. mit dem ATR-2E gleichziehen. Rezeptur und Herstellungsprozeß des ASR-1RS besitzen hierzu ausreichendes Entwicklungspotential.

Rückschauend kann festgestellt werden, daß der 1. Materialentscheid völlig richtig getroffen worden ist, da der Graphit ASR-1RS die in ihn gesetzten Erwartungen voll erfüllt hat. Seine Entwicklung ist der eigentliche Fortschritt in der Graphitentwicklung der 10 Jahre, auf die hier zurückgeblickt wird. Daher müssen auch die wesentlichen Aspekte kurz dargestellt werden.

Aus einem anisotropen Pechkoks, der eine maximale Korngröße von 0.12 mm besitzt, wird durch Vermischen mit Steinkohlenteerpech, Pressen und Verkoken bei etwa 1100°C zunächst ein Vorprodukt hergestellt. Dieses wird dann allerdings wieder bis zu einer maximalen Teilchengröße von 1 mm aufgemahlen und ergibt dadurch einen annähernd kugelförmigen, recht isotropen Sekundärkoks mit hoher Dichte, ausgezeichneten mechanischen Eigenschaften und einem niedrigen Gehalt an Asche. Dieser wird noch einmal mit Steinkohlenteerpech vermischt, wobei auch noch 20% eines aufgemahlenden, isotropen Reaktorgraphits zugegeben werden, um das Verhalten beim Verkoken und Graphitieren zu verbessern /3/.

Die zweite wesentliche Veränderung bei der Graphitherstellung ist die Verwendung einer Vibrationspresse anstelle der sonst üblichen Strangpresse. Hier wird die Preßwirkung durch vertikale Schwingungen der Form gegen eine träge Abdeckmasse erreicht. Durch sorgfältige Wahl von Schwingungsfrequenz und -amplitude erhält man eine gleichmäßig zunehmende Verdichtung und damit besonders homogene Formkörper. Eine zusätzliche Verbesserung von Dichte und Homogenität erzielt man durch Evakuieren des Preßgutes /3/.

In den Jahren 1980 bis 1984 wurden die im HFR Petten begonnenen Bestrahlungen im Temperaturbereich 300 bis 600°C fortgesetzt, um die Datenbasis zu

schaffen, die für Auslegungsrechnungen benötigt wird. In diesen sog. Grundgrößen-Experimenten wird das Bestrahlungsverhalten von Lineardimensionen, dynamischem E-Modul, Wärmeleitfähigkeit und thermischem Ausdehnungskoeffizienten untersucht.

### Untersuchung des Bestrahlungskriechens

Gleichzeitig mit den Grundgrößenexperimenten wurden im HFR Petten auch Kriechexperimente durchgeführt, da das Kriechverhalten von Graphit unter Neutronenbestrahlung bekannt sein muß, wenn man die in graphitischen Komponenten entstehenden Spannungen vorhersagen will.

Fig. 3 zeigt als Beispiel die durch Bestrahlung hervorgerufenen Dimensionsänderungen von unter Druckspannung stehenden und von unbelasteten Graphitproben, die bei 500°C eine Maximalfluenz von  $2 \cdot 10^{22}/\text{cm}^2$  (EDN) erreicht haben /4/. Die aus solchen Meßdaten zu bestimmenden Kriechkoeffizienten (Fig. 4) zeigen eine gut verständliche Abhängigkeit von der Neutronenfluenz: Zu Beginn der Bestrahlung wird der Kriechkoeffizient immer kleiner, da der Graphit dichter wird und der Elastizitätsmodul erheblich ansteigt. Später wird das Material wieder 'weicher', d.h. durch Porenbildung fällt die Dichte ab und auch der E-Modul wird kleiner, da die Festigkeit unter den Bestrahlungsschäden leidet. Dementsprechend steigen die Kriechkoeffizienten wieder an.

### Entwicklung von Tragsäulengraphit

Auch die Entwicklung von Graphit zur Herstellung von Tragsäulen gehörte zum Graphit-Entwicklungsprogramm im Rahmen des HBK-Projektes. Die Einsatzbedingungen für Tragsäulengraphit erfordern die Erfüllung von Mindestanforderungen hinsichtlich Zug-, Druck- und Biegefestigkeit sowie Korrosions-, Temperaturwechsel- und Ermüdungsverhalten. Hinzu kommen die Abmessungen, die Graphitblöcke haben müssen, aus denen Tragsäulen hergestellt werden sollen. Keine Rolle spielt dagegen das Bestrahlungsverhalten, da die Tragsäulen keiner nennenswerten Neutronenbelastung ausgesetzt sind.

Isostatisch gepreßte Graphitblöcke der Ringsdorff-Werke besitzen die geforderten Eigenschaften. Die Entwicklung setzte bei der Sorte V483 an, die aus

Petrolkoks mit 0.1 mm Maximal Korn hergestellt wird. Mehrere Chargen, die im Laufe der Jahre produziert wurden, boten Gelegenheit zur Optimierung des Herstellungsprozesses. Das heute aktuelle Material trägt die Bezeichnung V483 T2 und erfüllt mit einer Zugfestigkeit von etwa  $25 \text{ N/mm}^2$ , einer Druckfestigkeit von  $78 \text{ N/mm}^2$  und einer Biegefestigkeit von  $38 \text{ N/mm}^2$  die Anforderungen.

### Korrosion von Reaktorgraphit unter HTR-Bedingungen

Erhebliche Anstrengungen galten in den vergangenen Jahren Untersuchungen der Korrosion von Reaktorgraphit. Zum einen korrodieren die Graphiteinbauten während des normalen Reaktorbetriebes durch im Kühlgas enthaltene Spuren von Wasserdampf. Zum anderen können oxidierende Gase in größerer Menge bei Störfällen in den Primärkreis gelangen, z.B. durch Lecks in Dampferzeugern oder Röhrenspaltöfen (Auslegungsstörfälle) oder gar bei Lufteinbruch (hypothetische Störfälle) /5/.

So führt beispielsweise Korrosion bei  $800^\circ\text{C}$  mit niedrigen  $\text{H}_2\text{O}$ -Partialdrücken, wie sie bei betrieblichen Feuchtelecks auftreten können, zu einem immer höheren Festigkeitsverlust /6/. Bei realen Graphitkomponenten dringen die korrosiven Gase (vermischt mit dem Kühlgas Helium) durch Diffusion in das Porengefüge ein. Dadurch bildet sich von der äußeren Oberfläche nach innen ein Korrosions- und Festigkeitsprofil aus. Beschränkt sich der Festigkeitsverlust unter den Bedingungen des Hochtemperaturreaktors im wesentlichen auf den oberflächennahen Bereich eines Graphitbauteiles, so kann dieser Festigkeitsverlust durch einen Zuschlag bei der Dimensionierung gefährdeter Bauteile ausgeglichen werden.

### Verbesserungen bei der Herstellung von ASR-1RS

Während die Standardqualität 75 der Graphitsorte ASR-1RS im HFR Petten bestrahlt wurde, konnten wesentliche Verbesserungen beim Herstellungsprozeß erzielt werden, die deutlich bessere Materialeigenschaften gegenüber der Standardqualität 75 ergaben. Bei gleichbleibend geringer Anisotropie (Table 2) war die gegenüber ATR-2E nun erheblich höhere Zugfestigkeit in der Lage, höhere Zugspannungen zu kompensieren, die durch das ungünstigere Dimensionsverhalten entstehen. Die Vibrationsverdichtung bietet gegenüber

dem Strangpressen auch eine größere Flexibilität bei den benötigten Blockabmessungen. (Fig. 5) Dadurch können die Auslegungsrechnungen bei den kritischen Belastungen die günstigeren Kurven 'parallel zum Korn' verwenden, während man bei Bauteilen aus ATR-2E ggf. die ungünstigeren Bestrahlungskurven 'senkrecht zum Korn' zugrundelegen muß.

### Entwicklung der Graphitsorte ASR-1RG

Im Verlauf der Jahre, in denen die Entwicklung und Erprobung von Graphit für HTR-500- und PNP-1000-Anlagen die beschriebenen Fortschritte machte, wurden auch die Anforderungen von HTR-Modul und PNP-Modul an deren Reflektorgraphit immer deutlicher. Sie sind insbesondere beim HTR-Modul hinsichtlich des Bestrahlungsverhaltens viel leichter als beim HTR-500 zu erfüllen, so daß die Verwendung eines billigeren, weniger hoch gezüchteten Graphits möglich ist. Bei einer maximalen Lebensdauerfluenz von etwa  $1.2 \cdot 10^{22}/\text{cm}^2(\text{EDN})$  im Temperaturbereich um  $400^\circ\text{C}$  sollte ein CTE-Anisotropiefaktor von etwa 1.15 noch akzeptabel sein, so daß man zwar die Vorteile der Vibrationsverdichtung ausnutzen kann, auf die Sekundärtechnik bei der Vorbehandlung des Kokes aus Kostengründen jedoch verzichtet.

### Der 2. Materialentscheid

Der im Jahr 1984 erreichte Entwicklungsstand erlaubte die vorerst letzte Entscheidung über die Referenzmaterialien zum Bau künftiger HTR-Anlagen:

- \* HTR-500 und PNP-1000 verwenden den ASR-1RS, der - wenn es sich z.B. bei der Festigkeit als vorteilhaft herausstellen sollte - als ASR-2RS auch noch mit einer 2. Nachverdichtung hergestellt werden kann.
- \* ASR-1RG ist der Referenzgraphit für HTR-Modul und PNP-Modul mit der Möglichkeit, in Fällen besonders hoher Strahlenbelastung auf ASR-1RS zurückgreifen zu können.
- \* V483 T2 ist als Tragsäulengraphit vorgesehen.

### Herstellung von Demochargen

Den vorläufigen Abschluß der Reaktorgraphit-Entwicklung bildet die Herstellung der Reflektorgraphite ASR-1RS/-2RS und ASR-1RG im Produktionsmaßstab,

um dadurch nachzuweisen, daß die im Technikum erhaltenen Materialeigenschaften auch unter Produktionsbedingungen erreichbar sind:

\* (Fig. 6) 30 Blöcke ASR-1RS und 10 Blöcke ASR-2RS mit den Abmessungen  $500 \times 500 \times 1000 \text{ mm}^3$  wurden bereits teilweise normal graphitisiert, teilweise sollen sie reinigungsgraphitisiert werden.

\* (Fig. 7) Von der Graphitsorte ASR-1RG wurden insgesamt 35 Blöcke in den Größen  $610 \times 610 \times 2700 \text{ mm}^3$  und  $500 \times 500 \times 2000 \text{ mm}^3$  hergestellt, von denen ein kleiner Teil ebenfalls reinigungsgraphitisiert werden soll.

Sobald etwa bis Ende 1987 ein umfangreiches Charakterisierungsprogramm durchgeführt sein wird, steht das Demochargen-Material auch für Bestrahlungstests zur Verfügung.

#### Auslegungskriterien für graphitische Reaktorkomponenten

Das Genehmigungsverfahren für den THTR 300 war nicht zuletzt auch deswegen sehr zeitraubend, weil bisher keine kerntechnischen Regeln für HTR-Anlagen existierten. In Erwartung künftiger Genehmigungsverfahren stellte sich daher die Aufgabe, auch für den Werkstoff Graphit solche Regeln zu erarbeiten, zumal auch die schon existierenden Regelwerke nur in sehr beschränktem Umfang auf solche Werkstoffe eingehen, die wie der Graphit nur geringe Zähigkeit besitzen. Der Einfluß der Neutronenbestrahlung wird in keinem Regelwerk erwähnt.

Anstelle eines Rückgriffs auf bestehende Regeln hat man sich auf die Erfahrungen gestützt, die bei der Errichtung und Genehmigung des THTR 300 gemacht wurden, zum anderen sind die Erkenntnisse eingeflossen, die das Forschungs- und Entwicklungsprogramm Reaktorgraphit erbracht hat.

Das gesamte Vorhaben 'Auslegungskriterien für graphitische Reaktorkomponenten' wurde in 6 Arbeitsbereiche eingeteilt /6/:

Arbeitsbereich 1: Werkstoffdaten (unbestrahlt)

Arbeitsbereich 2: Werkstoffdaten (bestrahlt)

Arbeitsbereich 3: Korrosion

Arbeitsbereich 4: Lastfallkategorien und Belastungen

Arbeitsbereich 5: Berechnung/Bewertung

Arbeitsbereich 6: Konstruktion/Fertigung/Montage

Zu diesen Arbeitsbereichen konnten in den vergangenen 2 Jahren in Zusammenarbeit zwischen den Firmen HRB, Interatom und SIGRI, dem TÜV und der KFA eine ganze Reihe von Papieren erstellt werden, so daß mit einem Abschluß der Arbeiten in Kürze gerechnet werden kann.

### Ausblick

Die Notwendigkeit, in neutronenbelasteten Bereichen eines HTR möglichst isotrope Graphite zu verwenden, erfordert bei der Materialentwicklung außergewöhnliche Anstrengungen. Selbst dann, wenn das Entwicklungsziel erreicht zu sein scheint, kann man kaum jemals die Akten schließen und die Hände in den Schoß legen, weil steigende Anforderungen der Designer und manchmal auch sachfremde Forderungen das Erreichte mehr und mehr in Frage stellen.

Man wird einen solchen Fall aller Voraussicht nach in den kommenden Jahren bei den Rohstoffen für die Reaktorgraphitherstellung erleben. Die Anlagen, in denen bisher der Pechkoks für den Graphit ASR-1RS hergestellt wurde, entsprechen nicht mehr dem heutigen Stand der Technik und geraten daher immer stärker in Konflikt mit den Prinzipien des Arbeits- und Umweltschutzes. Da auch die Nachfrage nach solchen Koksen stark zurückgegangen ist, kommen zudem noch Wirtschaftlichkeitserwägungen ins Spiel. Glücklicherweise bietet die bei der Produktion von ASR-1RS-Graphit angewandte Sekundärtechnik hervorragende Chancen, auch mit anderen Koksen ebenbürtige Graphite herzustellen. Der Nachweis wird jedoch von Fall zu Fall geführt werden müssen - u.U. sogar unter Einbeziehung des Bestrahlungsverhaltens.

Ein ähnliches Problem wie bei den Rohstoffen stellt sich beim Herstellungsverfahren. Mit der Produktion der Demo-Chargen ASR-1RS/-2RS und ASR-1RG wird der erreichte technische Stand zunächst eingefroren. Man wird jedoch nicht lange warten müssen, bis auch dieser Stand künftigen Anforderungen an Arbeits- und Umweltschutz, an die Qualitätssicherheit und vielleicht auch an die durchsetzbaren Mengen nicht mehr genügt. Die Entwicklung verbesserter, insbesondere kontinuierlich ablaufender Verfahren sollte also rechtzeitig in Angriff genommen werden.

Literatur:

- /1/ J.E. Brocklehurst, J.W. Harrison, B.T. Kelly, D.G. Martin:  
"Changes in the Physical and Mechanical Properties of Graphite Due to Irradiation", Mai 1976, unveröffentlicht.
- /2/ J. Budke, G. Haag, W. Hammer, A. Mittenbühler, M.F. O'Connor, K. Petersen: "Modelldatensatz für den Reflektorgraphit der Kugelhaufenreaktoren", JÜL-1414, April 1977
- /3/ K. Janssen, G. Wilhelmi:  
"A New Grade of Isotropic Nuclear Graphite For HTR Reflector Components" 15th Biennial Conference on Carbon, Philadelphia, 22.-26. Juni 1984, Extended Abstracts, Seite 542
- /4/ M.R. Cundy, G. Kleist, D. Mindermann:  
"Irradiation Induced Creep in Graphite With Respect to the Flux Effect and the High Fluence Behaviour",  
Carbone 84 - Conference Internationale sur les Carbones, Bordeaux, 2.-6. Juli 1984, Textes Courts, Seite 406
- /5/ W. Katscher:  
"Experimente zur Graphitkorrosion bei Luft- und Wassereinbruchstorfällen in HTR", JÜL-Conf-53, Juni 1985, Seite 109
- /6/ A. Schmidt, G. Haag, M. Spann, J.G. Willaschek, G. Wintermann:  
"Werkstoffdaten und Auslegung von graphitischen Komponenten" JÜL-Spez-347, Februar 1986, Seite 80

Graphite Grade	ATR-2E	ATR-2R	ASR-1R	ASR-2R	V483	V356
Manufacturer	SIGRI		Ringsdorff			
Coke	Special pitch coke	Pitch coke	Pitch coke	Pitch coke	Pitch coke	Petrol. coke
Max. Grain Size (mm)	1	1	1	1	0.1	0.1
Forming Method	Extrusion	Vibrational molding		Isostat. pressing		
Dimensions (mm)	450Øx2000	400x400x1000		300x370x900 or 370Øx900		
Apparent Density (g/cm <sup>3</sup> )	1.80	1.71	1.78	1.70	1.75	1.74
Young's Modulus (kN/mm <sup>2</sup> )	w 9.6	8.9	9.9	8.5	9.4	10.5
	a 8.4	8.3	9.2	7.3	9.3	8.8
Flexural Strength (N/mm <sup>2</sup> )	w 23.0	22.3	26.0	18.8	30.8	32.3
	a 18.9	20.4	23.0	16.0	30.4	29.4
Compressive Strength (N/mm <sup>2</sup> )	w 55.9	56.5	67.1	45.4	73.9	64.8
	a 57.8	56.3	63.1	44.9	74.9	65.5
Tensile Strength (N/mm <sup>2</sup> )	w 12.6	15.0	14.9	11.5	21.1	22.0
	a 12.4	13.3	13.5	9.6	18.8	20.6
Coefficient of Thermal Expansion (20-500°C) (10 <sup>-6</sup> /K)	w 4.4	5.1	4.7	4.3	4.1	3.2
	a 4.9	5.5	4.9	5.0	4.3	3.6
Anisotropy of CTE	1.11	1.08	1.04	1.16	1.05	1.13
Thermal Conductivity at 40°C (W/cm*K)	w 179	117	125	115	109	128
	a 163	110	125	109	109	124
Ash Content (ppm)	170	490	390	<500	520	360

w = with grain orientation; a = across grain orientation

Table 1: Properties of candidate reflector graphites / /

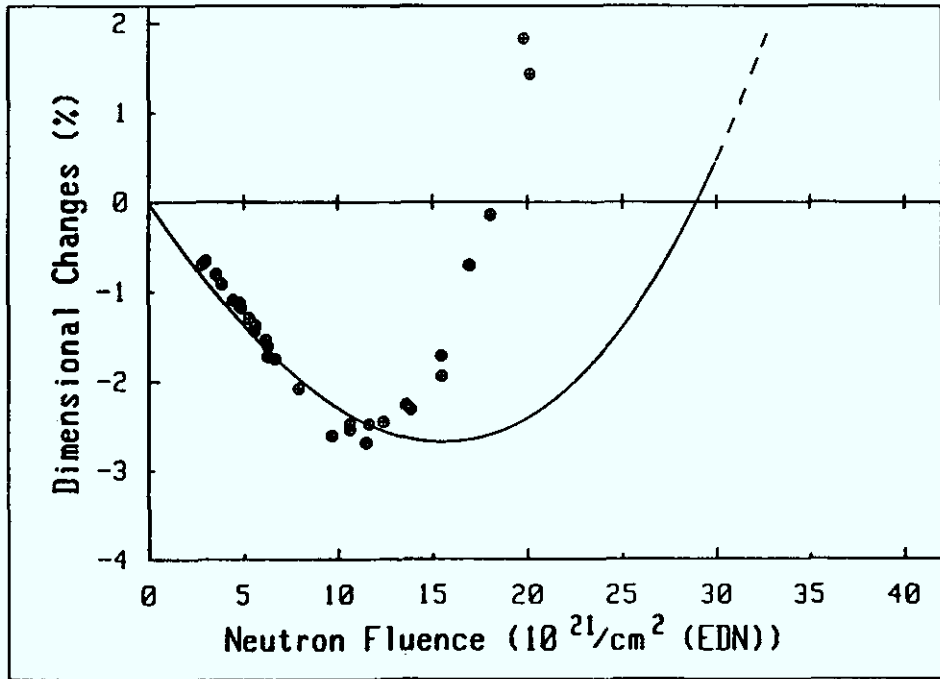


Figure 1: Uncorrected experimental data from HTK 1/2/3 irradiations compared to expected behaviour

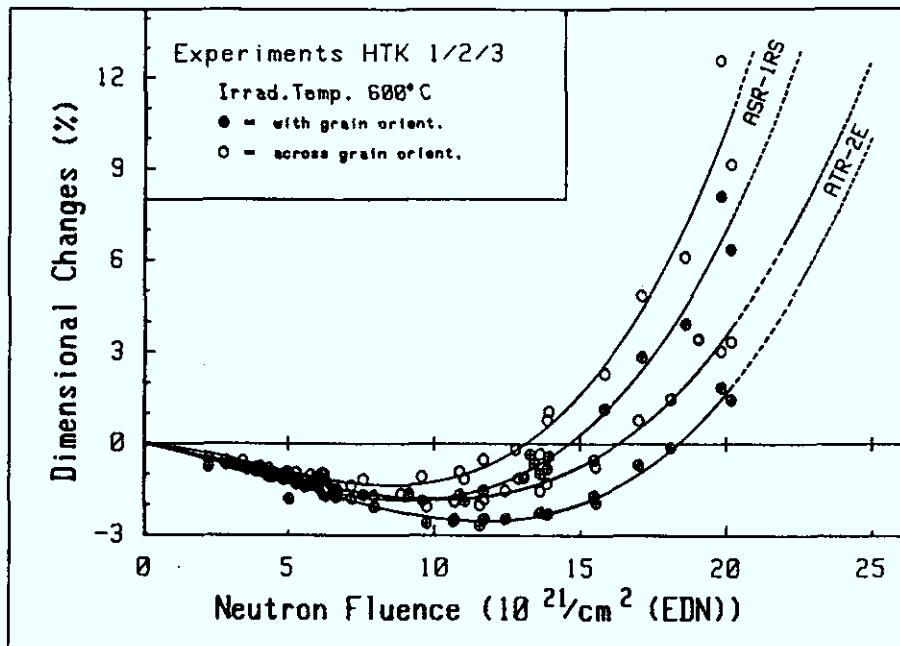
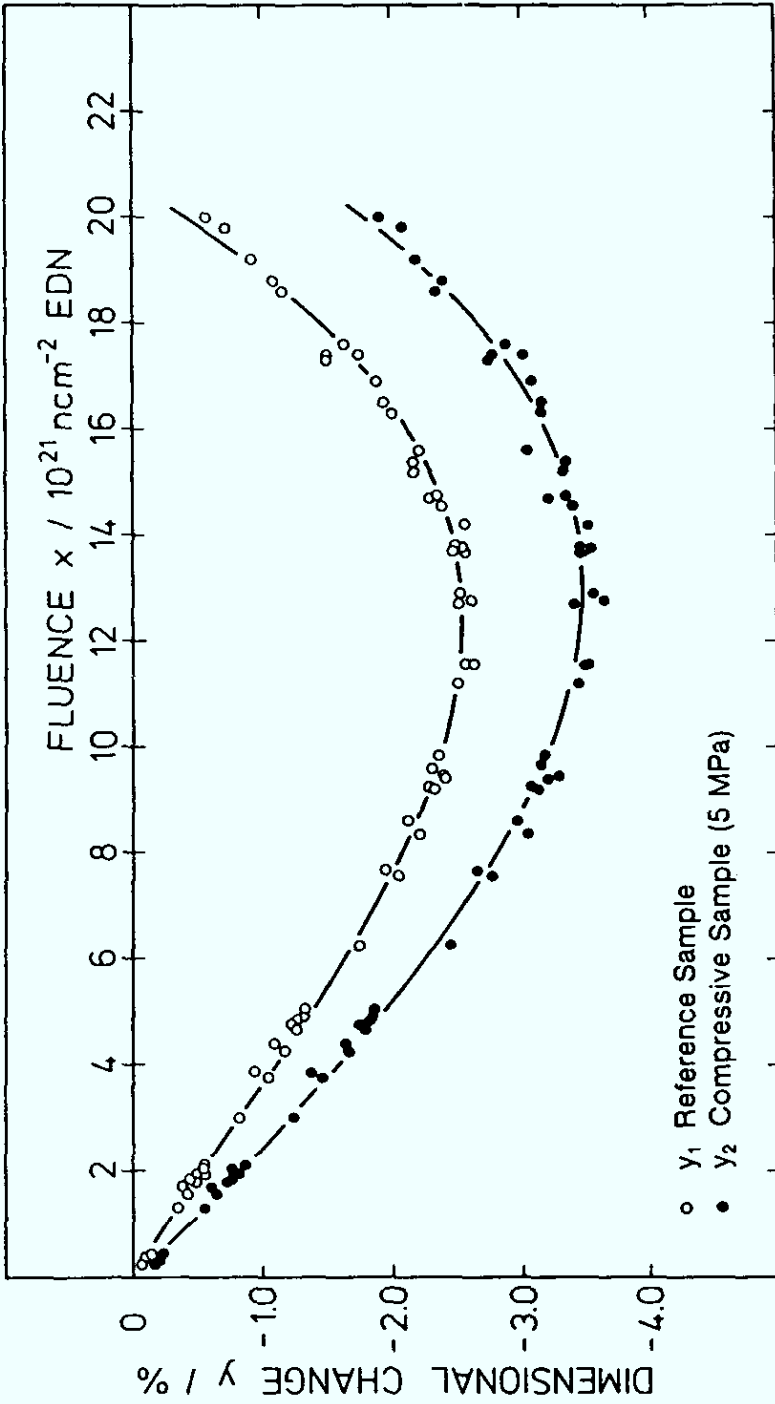


Figure 2: Dimensional behaviour of reactor graphites ATR-2E and ASR-1RS irradiated in HFIR

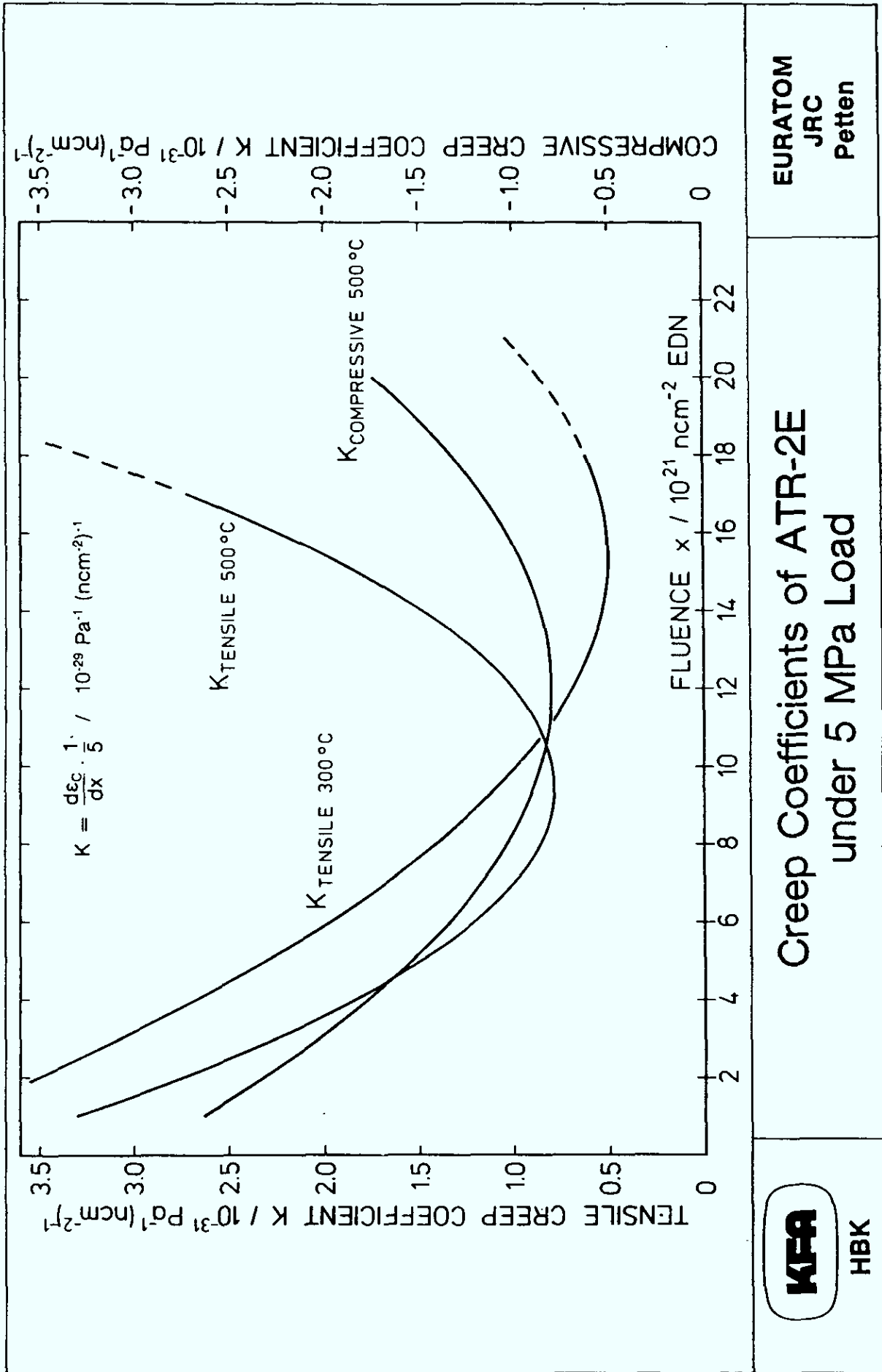


EURATOM  
JRC  
Petten

### Dimensional Changes of ATR-2E at 500°C under Compressive Load

**KFA**  
HBK

Figure 3



EURATOM  
JRC  
Petten

Creep Coefficients of ATR-2E  
under 5 MPa Load



Figure 4

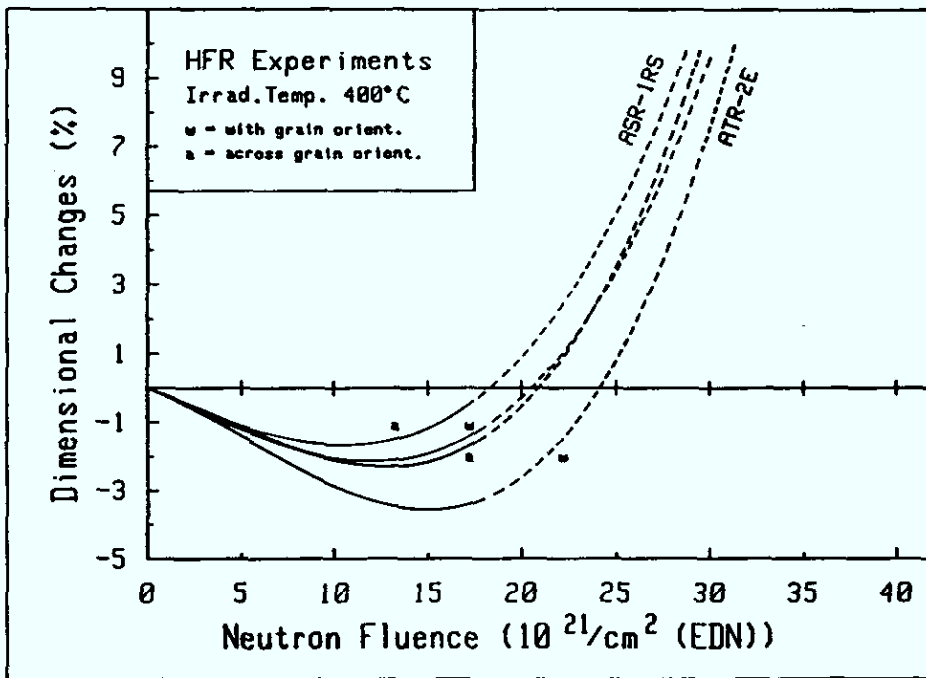


Figure 5 Dimensional behaviour of reactor graphites ATR-2E and ASR-IRS irradiated in HFR Petten

Graphite Grade		ATR-2E . ASR-IRS	
Apparent Density	( $\text{g}/\text{cm}^3$ )	1.80	1.81
Coefficient of Thermal Expansion (20-500°C)	( $10^{-6}/\text{K}$ )	w 4.3	4.2
		a 4.8	4.4
Anisotropy of CTE		1.12	1.05
Young's Modulus	( $\text{kN}/\text{mm}^2$ )	w 9.6	10.2
		a 8.4	9.8
Flexural Strength	( $\text{N}/\text{mm}^2$ )	w 23.0	18.9
		a 18.9	26.4
Compressive Strength	( $\text{N}/\text{mm}^2$ )	w 55.9	66.5
		a 57.8	66.5
Tensile Strength	( $\text{N}/\text{mm}^2$ )	w 12.6	18.1
		a 12.4	17.9
Thermal Conductivity at 40°C	( $\text{W}/\text{cm}^*\text{K}$ )	w 179	134
		a 163	130

w = with grain, a = across grain orientation

Table 2: Properties of reactor graphites ATR-2E(SQ77) and ASR-IRS(SQ79)

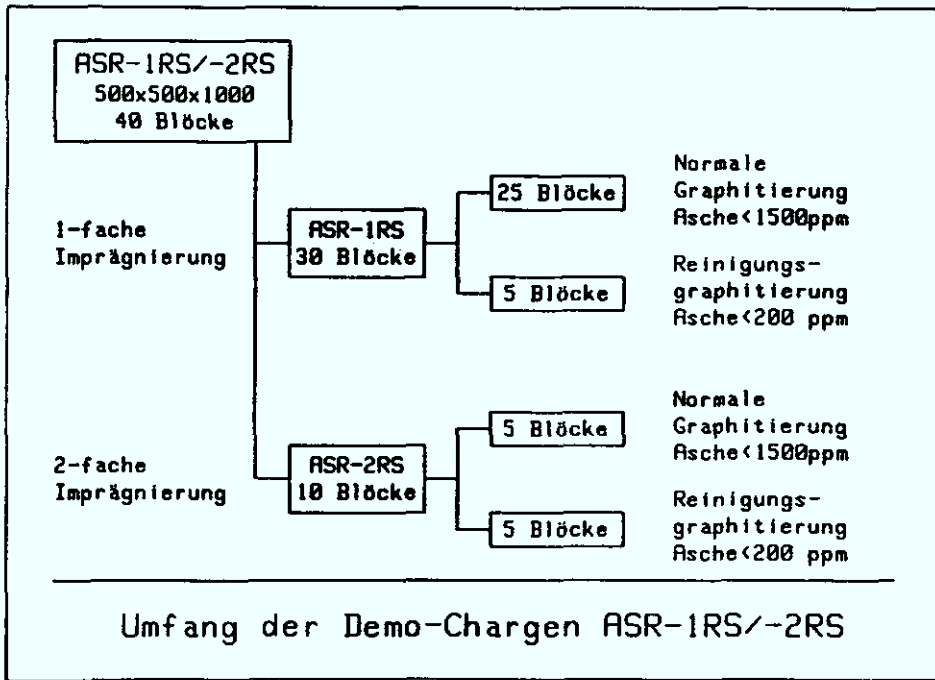


Figure 6

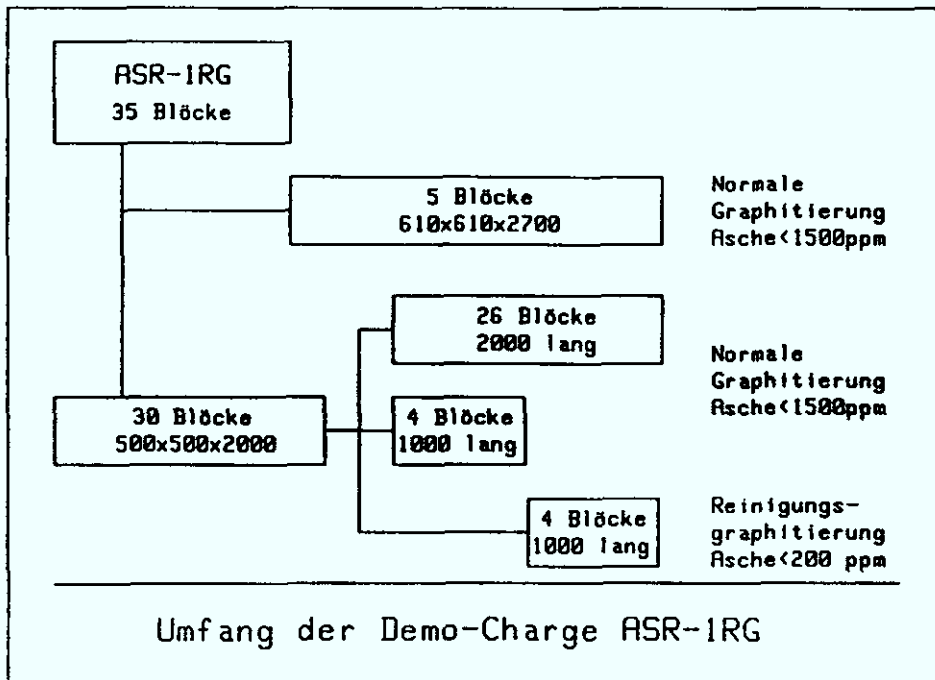


Figure 7

**Entwicklung und Erprobung von Techniken zur Zwischen- und  
Endlagerung von HTR-Brennelementen  
(Sitzungsleitung Prof. Merz, KFA)**

## Entsorgung von Hochtemperaturreaktoren

K. Röllig	Hochtemperatur-Reaktorbau, Mannheim
H.P. Born	Vereinigte Elektrizitätswerke, Dortmund
H. Ragoß	Interatom, Bensberg
S. Storch	Kernforschungsanlage, Jülich

### Zusammenfassung

Sowohl für AVR und THTR wie auch für die geplanten Nachfolgeanlagen ist die direkte Endlagerung der abgebrannten Brennelemente als alleiniger Entsorgungsweg vorgesehen. Diese Festlegung steht im Einklang mit dem Deutschen Atomgesetz, da eine Wiederaufarbeitung des HTR-Brennstoffs nach Stand von Wissenschaft und Technik nicht zur Verfügung steht und wirtschaftlich nicht vertretbar ist.

Die Eigenschaften der abgebrannten HTR-Brennelemente ermöglichen ein einfaches Endlagergebäude, dessen Behälter (400 l Abfallfaß) im wesentlichen die Handhabbarkeitsfunktion übernimmt. Diese Gebinde erfüllen die derzeitigen Anforderungen an wärmeerzeugende Abfallgebäude für die Bohrloch-Lagerungstechnik in der Betriebsphase des Endlagers. Durch die konsequente Nutzung der Einlagerungstechniken, die für die wärmeerzeugenden mittelaktiven Abfälle der LWR-Wiederaufarbeitung entwickelt werden, ergeben sich wirtschaftliche Vorteile für die HTR-Endlagerung. Weitere Vorteile können durch eine endlagerorientierte Auslegung der Brennelemente und des Zwischenlagers erzielt werden.

Bei den laufenden und geplanten HTR-Anlagen werden zwar verschiedene Zwischenlagerkonzepte realisiert. Für die Endlagerung ist jedoch in allen Fällen die Verwendung des gleichen 400 l-Standard-Endlagergebüdes vorgesehen. Der Nachweis der Endlagerfähigkeit der AVR- und THTR-Brennelemente wird damit zu einem entscheidenden Element für die Entsorgungsvorsorge der Folgereaktoren.

## Gliederung

1. Einleitung
2. Entsorgungscharakteristik der deutschen HTR-Projekte
3. Entsorgungskonzept
4. Behälterkonzepte
5. Lagerkonzepte
6. Aktuelle Entsorgungs-Situation bei AVR und THTR
7. Referenzen

### 1. Einleitung

Nach den regierungsamtlichen Grundsätzen zur Entsorgungsvorsorge für Kernkraftwerke (Neufassung des BMI vom 29.02.1980) ist Entsorgung:

... die sachgerechte und sichere Verbringung der bestrahlten Brennelemente in ein für diesen Zweck geeignetes Lager mit dem Ziel ihrer Verwertung durch Wiederaufarbeitung oder ihrer Behandlung zur Endlagerung ohne Wiederaufarbeitung und die Behandlung und Beseitigung der hierbei erhaltenen radioaktiven Abfälle.

Das deutsche Atomgesetz (§ 9a) verleiht dem Entsorgungsweg über Wiederaufarbeitung zwar Präferenz (Verwertungsgebot). Wenn die Wiederaufarbeitung jedoch nach Stand von Wissenschaft und Technik nicht möglich oder wirtschaftlich nicht vertretbar ist, dann sind nach dem Gesetz die abgebrannten Brennelemente als radioaktive Abfälle geordnet zu beseitigen, d.h. die Endlagerung ohne Wiederaufarbeitung - oder kürzer - die direkte Endlagerung ist vorzusehen. Dieser Fall trifft für die Hochtemperaturreaktoren zu. In verschiedenen Verlautbarungen der deutschen Bundesregierung wurde dementsprechend die direkte Endlagerung für die Brennelemente des AVR und des THTR als alleiniger Entsorgungspfad festgelegt. Die direkte Endlagerung wird darüberhinaus von allen beteiligten Stellen auch für die HTR-Nachfolgeanlagen vorgesehen. Die Entsorgung der Brennelemente von AVR und THTR übernimmt damit eine Schrittmacherfunktion für die Etablierung des Brennstoffkreislaufs der HTR-Linie.

Die Handhabung abgebrannter Brennelemente am AVR und THTR wurde ursprünglich weitgehend unabhängig vom Entsorgungskonzept geplant. Zum einen fehlten dafür die technischen und regulativen Voraussetzungen, zum anderen wurde der Kostenfaktor Entsorgung für einen experimentellen bzw. einen Prototyp-Reaktor als untergeordnet eingestuft. Nachdem der bedeutende Beitrag der Entsorgungskosten zur Gesamtwirtschaftlichkeit erkannt und kalkulierbar wurde, muß für kommerzielle THTR-Folgeanlagen das Entsorgungskonzept in die wirtschaftliche Anlagenoptimierung einbezogen werden. Insbesondere können durch Berücksichtigung der erwarteten Anforderungen des Endlagers bereits bei der Anlagenplanung wirtschaftliche Vorteile erzielt werden. Die Schrittmacherfunktion der AVR/THTR-Entsorgung bezieht sich damit vor allem auf den Nachweis und die Realisierung der Endlagerfähigkeit der HTR-Brennelemente. Für Handhabung und Logistik der abgebrannten Brennelemente bis zur Endlagerung sind bei zukünftigen HTR's günstigere Lösungen zu erwarten als für die bestehenden Anlagen realisiert werden können.

## 2. Entsorgungscharakteristik der deutschen HTR-Projekte

Die für die Entsorgung relevanten Kennndaten der laufenden Anlagen AVR und THTR sowie der geplanten stromerzeugenden Nachfolgereaktoren HTR-500, HTR-100 und MODUL sind in Tab. 1 zusammengestellt: Der Übergang vom hochangereicherten Uran/Thorium-Zyklus (HEU) auf den niedrigangereicherten Uranzyklus (LEU) der Folgeanlagen beeinflußt die technische Entwicklung der direkten Endlagerung von HTR-Brennelementen nur unwesentlich. Von größerer Bedeutung ist der damit verbundene Einsatz von TRISO-Partikeln (Beschichtung der Brennstoffpartikel mit einer Siliziumkarbid-Zwischenschicht), der gegenüber den AVR- und THTR-Brennelementen mit BISO-Partikeln (Beschichtungen nur aus Pyrokohlenstoff) zu verringerten Aktivitätsfreisetzungsraten und damit günstigeren Endlagereigenschaften führt.

Als wesentliche Konsequenz der wirtschaftlichen Optimierung werden im HTR-500- bzw. HTR-100-Kern 20 % bzw. 45 % der Brennelemente durch Graphitelemente ersetzt. Bei unveränderter Standzeit und entsprechend erhöhter Schwermetallbeladung der Brennelemente wird dadurch die Gesamtenergieproduktion pro Brennelement (MWd/BE, Tab. 1) erhöht bzw. im gleichen Maß die Ausschleusrate der abgebrannten Brennelemente verringert.

Wegen der kleineren mittleren Leistungsdichte und der MEDUL-Beschickung kann diese Möglichkeit beim HTR-100 stärker als beim HTR-500 (OTTO-Beschickung) genutzt werden. Beim HTR-100 werden die vom Kern abgezogenen Graphitelemente in den Kern zurückgeführt, um am Ende der Anlagenbetriebszeit als nicht Wärme erzeugender radioaktiver Abfall entsorgt zu werden. Die Graphitelemente des HTR-500 werden nach der Unterscheidungsmessung und Ausschleusung in einem Silo etwa 5 Jahre abklingen. Anschließend sollen sie entsprechend den technisch-wirtschaftlichen Randbedingungen entweder direkt entsorgt oder in den Kern zurückgegeben werden.

Die auf die Energieproduktion bezogenen spezifischen Ausschleusraten der Tab. 1 sind ein grobes Maß für den Beitrag der Entsorgungskosten zu den Brennstoffzykluskosten. Dabei bleiben z.B. Degressionseffekte, die allerdings vorwiegend von der Anlagengröße bestimmt werden, unberücksichtigt. Die große Spannweite der angegebenen spezifischen Ausschleusraten von 250 bis 650  $\text{BE}/\text{MW}_{\text{th}}\text{a}$  für die verschiedenen HTR-Projekte gibt einen Hinweis auf die Wirksamkeit gezielter Optimierungsmaßnahmen unter Einbeziehung des Entsorgungsaufwandes.

Eine wesentliche Eingangsgröße für die Auslegung der Einzelschritte bis zur Endlagerung ist der langfristige Verlauf der Nachzerfallswärme der abgebrannten Brennelemente. In Abb. 1 sind entsprechende Kurven (berechnet mit verschiedenen Versionen des Programms ORIGEN) für die Brennelemente der HTR's von Tab. 1 bis 100 Jahre nach Reaktorausschleusung aufgetragen. Die relativen Abweichungen der Kurven spiegeln im wesentlichen die verschiedenen Werte der Brennelement-Abbrände ( $\text{MWd}/\text{BE}$  nach Tab. 1) und der Verweilzeiten im Reaktorkern wider. Die Unterschiede der Nachzerfallsleistung von HEU- bzw. LEU-Brennelementen sind gering, z.B. nach 10a Abklingzeit 0,05  $\text{W}/\text{BE}$  beim THTR und 0,04  $\text{W}/\text{BE}$  beim HTR-500.

Zum Abschluß der Gegenüberstellung der anlagenbezogenen Entsorgungskenndaten wird festgehalten, daß bei dem heute geplanten Betrieb von HTR-Anlagen ab Ende der 90iger Jahre pro Jahr zwischen 800 000 und  $1 \cdot 10^6$  abgebrannte HTR-Brennelemente per direkte Endlagerung zu entsorgen sind.

### 3. Entsorgungskonzept

Da in den kommenden Jahrzehnten die technischen und wirtschaftlichen Voraussetzungen für die Wiederaufarbeitung von HTR-Brennelementen fehlen, wird in Übereinstimmung mit dem Atomgesetz für alle laufenden und geplanten HTR-Anlagen die direkte Endlagerung technisch und sicherheitsanalytisch vorbereitet. Dafür können die Ergebnisse der Projektstudie Andere Entsorgungstechniken für LWR-Brennelemente zwar als Orientierung dienen. Erste Untersuchungen zeigten jedoch, daß wirtschaftliche Lösungen nur durch Berücksichtigung der spezifischen Eigenschaften der HTR-Brennelemente zu erreichen sind. Vor allem die folgenden Merkmale abgebrannter HTR-Brennelemente führen auf ein Endlagerkonzept, das wesentlich einfacher als für LWR-Brennelemente gestaltet werden kann:

- geringe Abmessungen der kugelförmigen Brennelemente ermöglichen Verwendung leicht zu handhabender Standard-Abfallgebinde;
- geringe Leistungsdichte ermöglicht Übernahme der für wärmeerzeugende Abfälle der LWR-Wiederaufarbeitung entwickelten Einlagerungstechnik;
- effektive Aktivitätsrückhaltung durch Mehrbarrierenkonzept des HTR-Brennelements kann ingenieurtechnische Rückhaltebarrieren der Verpackung ersetzen;
- Einbettung der beschichteten Brennstoffteilchen in hochfeste Graphitmatrix minimiert zusätzlichen Konditionierungsaufwand;
- hohe Korrosionsbeständigkeit der keramischen HTR-Brennelementmaterialien gegenüber gesättigten Salzsolen (Störfallszenarium in der Nachbetriebsphase des Endlagers) macht zusätzlichen Korrosionsschutz der Endlagergebinde verzichtbar.

Als Konsequenz dieser Eigenschaften wird für alle HTR-Brennelemente eine Einlagerung im salinaren Endlager in der Bohrlochtechnik vorgesehen, die für die wärmeerzeugenden Abfälle der LWR-Wiederaufarbeitung bereits entwickelt wird. Die ober- und untertägige Systemtechnik für die Einlagerung von Endlagergebinden aus der LWR-Wiederaufarbeitung und der prinzipielle Aufbau der 400 l-Fässer für wärmeerzeugende Abfälle werden für die HTR-Brennelemente übernommen. Damit werden nicht nur Investitions- und Betriebskosten des Endlagers, sondern auch Entwicklungskosten gespart.

Beim THTR wird der Entsorgungsweg der abgebrannten Brennelemente stark durch die vorgegebenen Handhabungseinrichtungen am Reaktor bestimmt. Er führt über die folgenden Stationen:

- Entnahmestation der Beschickungsanlage:  
Abfüllen der abgebrannten Brennelemente (nach Abbrandmessung) in Brennelement-Kannen (2100 EE pro Kanne, 1 Kanne pro 4,2 Tage (80 % Last)),
- Reaktorlager für abgebrannte Brennelemente:  
Lagerung der verdeckelten Brennelement-Kannen für 1 - 2 Jahre,
- Externer Transport:  
Einsetzen der Brennelement-Kannen in Transport/Lager (T/L)-Behälter (1 Kanne pro Behälter), Transport zum externen Zwischenlager,
- Externes Zwischenlager:  
Lagerung der T/L-Behälter für 10 - 15 Jahre bzw. bis das Endlager zur Verfügung steht,
- Externer Transport:  
Transport der T/L-Behälter zu einer Umpackstation (ggf. am Endlager),

- Umpackstation:  
Umfüllen der Brennelement-Kannen in 400 l-Abfallfässer (1500 - 1800 BE pro Faß), ggf. Hinterfüllung des Leervolumens entsprechend Endlager-Anforderungen,
- Transport:  
Transport (ggf. intern) der 400l-Endlagergebinde in Einzelabschirmbehältern zum Endlager, Rücktransport der leeren T/L-Behälter von der Umpackstation zum THTR,
- Endlager:  
Verbringung der Endlagergebinde in Einzelabschirmbehältern untertage, Einlagerung im Bohrloch-Feld.

Beim AVR wurde die Infrastruktur der KFA, Jülich für Lagerzwecke (Wasserbecken der Heißen Zellen und am DIDO-Reaktor, Trockenlager in Abfallzelle der Dekontaminationsbetriebe) genutzt, so daß sich am Reaktor nur ein Pufferlager ("Ringbahn") für etwa 5000 BE befindet. Die längerfristige Zwischenlagerung ist ebenfalls auf dem KFA-Gelände vorgesehen. Dabei werden jeweils zwei verschweißte Brennelement-Kannen (950 BE pro Kanne) in einen T/L-Behälter eingesetzt. Die Größe der Brennelement-Kannen gestattet nach der Zwischenlagerung ein Umsetzen in das 400 l-Standard-Abfallfaß. Damit entfällt für die Endlagergebinde mit AVR-Brennelementen der aufwendige Umfüllvorgang. Ansonsten stimmt der Entsorgungspfad der AVR-Brennelemente weitgehend mit dem THTR-Konzept überein.

Das Entsorgungskonzept des HTR-Modul vermeidet die unwirtschaftliche Zwischenlagerungslösung "Kanne in T/L-Behälter". Die abgebrannten Brennelemente werden direkt in einen großen T/L-Behälter (32 000 BE pro Behälter, 1 Behälter pro 110 Tage (80 % Last)) in loser Schüttung eingefüllt. Der gefüllte Großbehälter wird anschließend zu einem externen Zwischenlager transportiert. Am Reaktor befindet sich nur die Abstellposition für einen gefüllten T/L-Behälter. Nach der Zwischenlagerung werden die Brennelemente aus dem T/L-Behälter in einer externen Umpackstation auf 400 l-Endlagergebinde umgefüllt. Wie bei AVR und THTR sind die T/L-Behälter des MODUL wiederholt verwendbar. Dieses Konzept ermöglicht eine einfache Erweiterung der Zwischenlagerkapazität und könnte u.U. auch für HTR-Anlagen in Drittländern von Interesse sein.

Die einheitliche Entsorgung von HTR-500 und HTR-100 wurde nach folgenden Grundsätzen konzipiert:

- Minimierung von Handhabungsschritten,
- Nutzung der Infrastruktur des KKW,
- anforderungsgerechtes Endlagergebäude kann auch Zwischenlager-Anforderungen erfüllen, d.h. möglichst Zwischenlagerbehälter = Endlagergebäude,
- einfacher Nachweis ausreichender Entsorgungsvorsorge.

Wesentlicher Vorteil dieses Vorgehens ist die Unabhängigkeit von einer externen Umpackstation. Für den HTR-500 ergeben sich damit die folgenden Entsorgungsschritte:

- Entnahmestation der Beschickungsanlage:  
Abfüllen der abgebrannten Brennelemente (nach Trennung von Graphitelementen) in 400 l-Fässer (1500 - 1800 Brennelemente pro Faß, 1 Faß pro 1,4 - 1,7 Tage (80 % Last)).
- Reaktorlager für abgebrannte Brennelemente:  
Lagerung der verschlossenen Fässer für ca. 10 Jahre, ggf. Hinterfüllung des Leervolumens entsprechend Endlageranforderung,
- Externer Transport:  
Transport der 400 l-Fässer im Typ B(U)-Standard-Transportbehälter zum Endlager und Rücktransport der leeren Transportbehälter zum Reaktor,
- Endlager:  
Verbringung der 400 l-Endlagergebäude in Einzelabschirmbehältern untertage und Einlagerung im Bohrloch-Feld.

In Abb. 2 sind die Entsorgungswege von THTR, MODUL und HTR-500/-100 schematisch dargestellt. Die Unterschiede beziehen sich jeweils nur auf die Zwischenlagerung. In allen Fällen mündet der Entsorgungsweg in das gleiche Endlagergebäude, was auch aus Kostengründen zwingend notwendig erscheint.

Das vorgestellte HTR-Entsorgungskonzept nimmt bezüglich der Endlagergebäude starken Kredit von den inhärenten Eigenschaften der HTR-Brennelemente. Dementsprechend müssen die relevanten Daten für das Verhalten abgebrannter HTR-Brennelemente unter Endlagerbedingungen durch langfristige F+E-Arbeiten besonders gut abgesichert werden. Außerdem können zukünftige Detaillierungen der bisher nur vorläufigen Endlageranforderungen konzeptionelle Änderungen bewirken. Zur Absicherung dieser Entwicklungsrisiken werden zur Zeit als Back-up-Konzept auch HTR-Endlagergebäude betrachtet, die sich stärker an die anderen Entsorgungstechniken für LWR-Brennelemente anlehnen. Unter der Bezeichnung POLLUX-HTR sind das Behältersysteme, die u.a. auf Integrität gegenüber den bergmechanischen Kräften und Gasdichtheit ausgelegt sind. Im Endlager sind sie vorzugsweise für Streckenlagerung, aber u.U. auch für Bohrlochtechnik vorgesehen. Diese Back-up-Varianten bleiben im folgenden unberücksichtigt.

#### 4. Behälter-Konzepte

Die Kannen bzw. Behälter für abgebrannte AVR-Brennelemente sind in Abb. 3 in verschiedenen Maßstäben dargestellt. Die zugehörigen Kenndaten sind in Tab. 2 aufgelistet.

Die kleine AVR-Entnahmekanne für 50 BE (1 Kanne pro Vollasttag) wird mit einem Stopfen mit Kugelschnappverschluss und einem Silikon-Dichtring verschlossen. Sie wird trocken (AVR-Ringbahn) oder naß (KFA-Wasserbecken) gelagert. Die wesentlich größere AVR-Trockenlagerkanne für 950 BE wurde ursprünglich für die Versuchsendlagerung in der ASSE ausgelegt. Jetzt wird sie im AVR-Trockenlager eingesetzt, später dient sie als gasdichter Einschluß im T/L-Behälter des AVR-Zwischenlagers. Sie wird mit einem Stopfen mit Kugelschnappverschluss verschlossen und mit 2 O-Ringen abgedichtet (spezifizierte Dichtigkeit:

$< 10^{-4}$  mbar l/s). Außerdem kann der Stopfen mit dem Kannenhals ohne Zusatzwerkstoffe verschweißt werden.

Die Zwischenlagerung der AVR-Brennelemente erfolgt entweder in Sphärogußbehältern (CASTOR-AVR, TN-AVR) ähnlich dem THTR-T/L-Design (Abb. 4) oder in dem Stahl/Beton-Behälter COCON-AVR 1A (Abb. 3). Diese Behälter enthalten jeweils 2 verschweißte Trockenlagerkannen. Wegen der 2 unabhängigen Rückhaltebarrieren der verschweißten Trockenlagerkanne (Brennelement, Kanne) braucht der COCON-Behälter nicht gasdicht zu sein. COCON ist als Typ B(U)-Transport- und als Lagerbehälter ausgelegt.

Abb. 4 zeigt die THTR-Brennelementkanne und den zugehörigen T/L-Behälter (CASTOR-THTR, TN-THTR). Der Deckel der Brennelementkanne wird unter Druck aufgepreßt. Ein Kupferring dient als Quetschdichtung (spezifizierte Dichtigkeit:  $< 1 \cdot 10^{-3}$  mbar l/s). Der als Typ B(U) ausgelegte THTR-T/L-Behälter aus Sphäroguß wird mit 2 Deckeln verschraubt, die jeweils eine Metall- und Elastomerdichtung besitzen (Dichtigkeit:  $< 10^{-7}$  mbar l/s). Die Leckraten beider Dichtungssysteme sowie der Druck im Raum zwischen den Deckeln können überwacht werden.

Der T/L-Behälter aus Sphäroguß für 32 000 BE des HTR-MODUL ist in Abb. 5 skizziert. Die in dem gezeigten Entwurf außen angebrachte Neutronenabschirmung aus Polyäthylen wird ggf. auch in Bohrlöchern eingesetzt. Zur besseren Wärmeabfuhr sind außen Kühlrippen vorgesehen. Der sichere Aktivitätseinschluß wird durch 2 abgedichtete Deckel gewährleistet. Der innere Deckel ist mit einem Anschlußstutzen für die Befüllung ausgestattet. Die Innenwand des Gußkörpers ist für die Kritikalitätssicherheit mit Borstahl ausgekleidet. Wie bei den T/L-Behältern von AVR und THTR stellen die für die Abschirmung notwendigen Wandstärken auch eine ausreichende Festigkeit des Behälters sicher.

Abb. 6 zeigt das 400 l-Standard-Abfallfaß der DWK, das das Prinzip des Brennelement-Fasses für HTR-100 und HTR-500 und des Endlagerfasses für alle HTR's darstellt. Das Faß wird mit einem Deckel und einem Dichtungsring verschraubt. Die Detailauslegung wird den Anforderungen des Zwischen- und des Endlagers angepaßt. Beispielsweise werden Boden und Deckel für die Kritikalitätssicherheit verstärkt. Zur Erleichterung des Übergangs vom Zwischenlager zum Endlager (Vermeidung lose haftender Kontamination, Vereinfachung der Qualitätssicherung u.a.) wird ggf. ein einfaches Doppelfaß-System vorgesehen, wodurch das Füllvermögen von 1800 auf ca. 1500 BE pro Faß (Tab. 2) abnimmt. Bei einer Füllung mit 1800 BE verbleibt im geschlossenen 400 l-Einzelfaß ein Leervolumen von etwa 200 l. Sollte für Endlagergebäude eine Minimierung des Restvolumens gefordert werden, dann werden die Brennelementfässer nach der Zwischenlagerung noch am KKW-Standort mit rieselfähigen Materialien (z.B. Sand) hinterfüllt oder mit Standardverfahren wie bei den wärmeerzeugenden Abfällen der LWR-Wiederaufarbeitung (z.B. 400 l-Fässer für Brennelementhülsen) zementiert.

Von den allgemeinen Funktionen der Behälter für abgebrannte Brennelemente (Tab. 3) übernimmt das Brennelementfaß im wesentlichen die Handhabbarkeitsfunktion. Als Teil des Endlagergebundes hat es insbesondere keine Dichtigkeits-, Korrosionsschutz- oder Abschirmwirkung. Es entspricht damit den Aufgaben der 400 l-Fässer für die Endlagerung von wärmeerzeugenden Abfällen der LWR-Wiederaufarbeitung (Hülsen, Brennelement-Bauteile, Feedklärschlamm). Die gute Vergleichbarkeit dieser Abfallgebunde wird in Tab. 4 am Beispiel des Endlagergebundes mit 1800 abgebrannten Brennelementen des HTR-500 nach 10 Jahren Zwischenlagerzeit gezeigt. Wärmeleistung und Gesamtaktivität der HTR-500-Gebunde liegen nahe den Vergleichswerten. Lediglich das Plutonium-Inventar der HTR-500-Gebunde ist wesentlich höher. Die durch die Brennelementeigenschaften bestimmten Gasfreisetzungsraten bleiben unterhalb den in Tab. 4 mitangegebenen zulässigen Grenzwerten nach /1/. Damit kann eine zusätzliche Anforderung an die Gasdichtigkeit der Verpackung entfallen.

Pro 80 % Last-Betriebsjahr sind vom HTR-500 ca. 220 Endlagergebunde (400 l-Faß mit 1800 BE) einzulagern. Zur Orientierung bezüglich des betrieblichen Aufwandes am Endlager wird diese Einlagerungsrate mit den Angaben in /2/ für den Gebindeanfall aus der Wiederaufarbeitung von LWR-Brennelementen verglichen. Bezogen auf die elektrische Arbeit des HTR-500 sind von der LWR-Wiederaufarbeitung ca. 300 Endlagergebunde pro Jahr zu entsorgen, davon entfallen 63 auf die Bohrloch-Felder (HAW und MAW). Insgesamt 70 LWR-Endlagergebunde sind wie im HTR-Fall in Einzelabschirmbehältern, der Rest jeweils zur Hälfte in Rollsickenfässern bzw. mit verlorener Abschirmung zu transportieren. Insgesamt zeigen diese Zahlen, daß der betriebliche Endlagerungsaufwand in beiden Fällen in der gleichen Größenordnung liegt.

## 5. Lagerkonzepte

Das AVR-Trockenlager wurde in der Abfallzellenanlage der KFA-Dekontaminationsbetriebe eingerichtet. In einem Lagergestell aus Edelstahl werden in 36 Rohrpositionen jeweils 2 AVR-Trockenlagerkannen übereinander gesetzt. Die Wärmeabfuhr ist auf 7,2 kW ausgelegt, wobei die Naturzug-Kühlung der Kannen durch eine Abluftanlage (2000 Nm<sup>3</sup>/h) unterstützt wird. Seit 1984 ist dieses Lager mit 72 Kannen gefüllt. Bisher traten keine Störungen auf.

Das Lager für die AVR-T/L-Behälter mit einer Kapazität für 300 000 BE bzw. 157 T/L-Behälter wurde als Erweiterung einer bestehenden Abfallagerhalle errichtet. Jeweils 2 T/L-Behälter werden senkrecht aufeinander gestapelt. Aufgrund der Behälterbauweise ist die Lagerhalle nicht gegen Einwirkungen von außen und nicht als Aktivitätseinschluß ausgelegt. Die maximale Wärmeleistung des gefüllten Lagers von 15 kW wird ohne Lüftungstechnische Maßnahmen über den natürlichen Luftwechsel abgeführt. Eine Aktivitätsüberwachung der Hallenluft ist nicht erforderlich.

Das Lager für abgebrannte Brennelemente des THTR (Abb. 7) enthält 72 Lagerpositionen für jeweils 3 übereinander gestapelte Brennelementkannen (insgesamt 454 000 BE) und 9 Positionen für hochaktive Abfälle.

Die Lagerpositionen werden durch Luftführungsrohre und Führungsstangen umgeben. Nach oben ist die Lagerzelle durch eine 1,5 m dicke Stopfendecke zur Lagerhalle hin abgegrenzt. Seitlich hat die Lagerzelle (12 m x 12,4 m Grundfläche) zur Abschirmung und zum Schutz gegen Einwirkungen von außen 1,9 m dicke Betonwände.

Die Nachzerfallswärme des THTR-Lagers (Auslegungswert: 232 kW) wird durch eine Umluftkühlung abgeführt. Zur Unterdruckhaltung der Lagerzelle wird ein Abluftstrom über Schwebstofffilter zum Kamin geführt. Der bisherige Betrieb des THTR-Lagers verlief störungsfrei.

Die Reaktorlager für die Brennelementfässer des HTR-100 und HTR-500 (Kapazität für 10a Zwischenlagerung) sind ähnlich wie beim THTR konzipiert. Sie sind also gegen Einwirkungen von außen ausgelegt, besitzen eine Zwangsumluftkühlung und Unterdruckhaltung. Die einzelnen Lagerpositionen für jeweils 5 aufeinander gestapelte Fässer sind von einem Luftführungsmantel umgeben. Die Lagerpositionen sind wesentlich dichter als beim THTR angeordnet, insbesondere entfällt die aufwendige Stopfendecke oberhalb der Lagerzelle.

Die Lagerhallen der externen Zwischenlager für die T/L-Behälter zeichnen sich durch eine relativ leichte Bauweise aus. Die Gebäudestruktur dient im wesentlichen zur Führung der Naturzugkühlung und trägt zur Abschirmung der Direktstrahlung bei.

## 6. Aktuelle Entsorgungssituation bei AVR und THTR

### AVR

Mitte 1985 wurde von der KFA die Genehmigung für das AVR-Behälterlager nach § 3 StrlSchV beantragt. In diesem Lager, das bereits errichtet wurde, sollen letztlich alle AVR-Brennelemente einschließlich des Restkerns in T/L-Behältern gelagert werden (300 000 BE). Ende 1986 wurde vom BMU verfügt, daß der Genehmigungsantrag nach § 6 AtG durch die Physikalisch-Technische Bundesanstalt (PTB) zu bearbeiten ist. Der neue Genehmigungsantrag wurde im März 1987 von der KFA eingereicht.

Wegen der sich abzeichnenden Verzögerungen für das Behälterlager wurde bereits Anfang 1986 eine Erweiterung des bestehenden Trockenlagers nach § 3 StrlSchV beantragt. Die Erteilung dieser Genehmigung wird für Herbst 1987 erwartet.

Mit Stand April 1987 werden in den bestehenden Lagerstätten auf dem KFA-Gelände (Wasserbecken HZ, Wasserbecken DIDO, Trockenlager), in der AVR-Ringbahn und in dem Demonstrationsversuch mit 2 T/L-Behältern in den Heißen Zellen insgesamt 164 000 abgebrannte AVR-Brennelemente gelagert. Die noch freien Restkapazitäten in der AVR-Ringbahn, im HZ-Wasserbecken und im Trockenlager summieren sich zu ca. 10 000 Brennelementen (April 1987). Damit können je nach zugegebenem Brennelementtyp noch etwa 130 - 180 Vollasttage gefahren werden. Zur Streckung dieser Reserve wird der AVR seit Januar 87 nur noch mit Teillast ( $21 \text{ MW}_{\text{th}}$ ) betrieben. Unter Berücksichtigung der geplanten Abschaltphasen ist damit die Entsorgung des AVR bis etwa Mitte 1988 gelöst. Der derzeitige Halblastbetrieb beeinflußt die laufenden Versuche nur in geringem Maß; die Stromerlöse sind allerdings deutlich reduziert. Sobald für die geplanten Lagererweiterungen Genehmigungsfortschritte erzielt wurden, soll die Reaktorleistung wieder auf  $46 \text{ MW}_{\text{th}}$  angehoben werden. Diese Entscheidung wird für Juli 1987 erwartet.

### THTR

Bis zum April 1987 wurden in der Füll- und Schließstation der THTR-Beschickungsanlage 33 Kannen (Abb. 4) mit Graphit- und Absorberelementen gefüllt und im Lager für abgebrannte Brennelemente abgestellt. Ab Mitte 1988 werden die ersten Brennelemente des Erstkerns ausgeschleust und in das Lager verbracht.

Mit seinem Fassungsvermögen von 454 000 Brennelementen entsprechend 216 Kannen wird dieses Lager etwa Mitte 1991 nach ca. 1250 Vollasttagen Reaktorbetrieb gefüllt sein. Ab diesem Zeitpunkt müssen spätestens die ersten Kannen zum externen Zwischenlager transportiert werden.

Über die "Bauartprüfung eines Typ B(U)-Versandstückmusters der Bauart CASTOR-THTR A" liegt mit Datum vom 18.03.87 das Prüfungszeugnis der Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung (BAM) vor (Abb. 4). Die PTB arbeitet an der Erstellung des verkehrsrechtlichen Zulassungsscheins.

Der Genehmigungsstand für das Zwischenlager wird nur verkürzt dargestellt: Von der Stadt Ahaus wurde am 06.10.83 eine Baugenehmigung für das Brennelement-Zwischenlager Ahaus zur Nutzung für abgebrannte LWR-Brennelemente erteilt. Gegen diese Baugenehmigung wurde beim Verwaltungsgericht (VG) Münster durch einen Kläger ein Baustopp-Verfahren angestrengt, das zur Einstellung der Bauarbeiten führte. Im Hauptverfahren hat dieses Gericht am 11.12.86 die "LWR"-Baugenehmigung aufgehoben. Gegen diese Entscheidung wird beim Obergericht (OVG) Münster Berufung eingelegt werden.

Am 14.05.86 wurde zusätzlich eine Baugenehmigung zur Nutzung für abgebrannte THTR-Brennelemente erteilt. Die daraufhin wieder aufgenommenen Bauarbeiten wurden erneut durch das VG Münster untersagt.

Es ist vor auszusehen, daß die Entscheidungen bezüglich der Baugenehmigung zur Nutzung für LWR-Elemente und der Baugenehmigung zur Nutzung für THTR-Elemente zur gleichen Zeit beim OVG Münster anhängig sein werden.

Die Einlagerungsgenehmigung für LWR-Brennelemente nach § 6 AtG ist von der PTB für das Zwischenlager Ahaus am 10.04.87 erteilt worden.

Nach dieser Genehmigung sieht der Betreiber des THTR den anstehenden Entscheidungen des nunmehr zuständigen Senats beim OVG Münster mit guter Hoffnung entgegen, insbesondere da auch die Stadt Ahaus, das Land NW und die Bundesrepublik Deutschland weiterhin gemeinsam am Standort Ahaus für ein Brennelementzwischenlager festhalten. Deshalb rechnet man weiterhin mit einer rechtzeitigen Inbetriebnahme des Zwischenlagers Ahaus. Vorsorglich werden jedoch zur Zeit andere zeitweilige Lagermöglichkeiten für abgebrannte THTR-Brennelemente auch im Ausland erkundet.

Zusammenfassend wird festgestellt, daß für die Entsorgung des THTR keine Engpässe erwartet werden.

## 7. Referenzen

- /1/ P. Brennecke, D.Ehrlich:  
"Radioaktive Abfälle mit flüchtigen Nukliden aus der Sicht der Endlagerung in Bergwerken"  
Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zur Entsorgung von radioaktiven Sonderabfällen, BMFT 24./25.08.1983
- /2/ "Modellansätze und Ergebnisse zur Freisetzung von Radionukliden aus einem Modell-Salzstock"  
Projekt Sicherheitsstudien Entsorgung  
Abschlußbericht PSEII, Fachband 16  
Januar 1985

Tab. 1 Kenndaten der deutschen HTR-Anlagen, -Projekte

	AVR	THTR		HTR-500		HTR-100		MODUL <sup>a)</sup>
		HEU	HEU	LEU	LEU	LEU	LEU	
Brennstoff-Zyklus	HEU / LEU	HEU	HEU	LEU	LEU	LEU	LEU	LEU
Partikel-Typ	BISO / TRISO	BISO	BISO	TRISO	TRISO	TRISO	TRISO	TRISO
Therm. Leistung	MW	46	760	1390	258	200		
Leistungsdichte	MW/m <sup>3</sup>	2,6	6,0	6,6	4,2	3,0		
SM-Ladung	g/BE	6,0	11,2	10,0	14,5	7,0		
Abbrand	MWd/t	150 000	110 000	105 000	99 000	80 000		
Ausschleusrate <sup>c)</sup>	MWd/BE <sup>b)</sup>	0,90	1,24	1,05	1,44	0,56		
Spez. Ausschleusrate	BE/a	15 000 <sup>d)</sup>	180 000	390 000	52 000	105 000		
	BE/MW <sub>a</sub>	410	290	350	250	650		

a) für Stromerzeugung

b) Energieerzeugung pro BE = metallurgischer Abbrand (MWd/t) \* SM-Ladung

c) bei 80 % Verfügbarkeit

d) gemittelt von 1973 - 1986

Tab. 2 Kenndaten der Behälter für abgebrannte HTR-Brennelemente

Kannen/Behälter-Typ	Höhe mm	Außen Ø mm	Leergewicht t	Grundmaterial	Inhalt BE
<u>AVR</u>					
Entnahmekanne	575	193	0,013	Edelstahl	50
Trockenlager-Kanne	1000	558	0,15	Edelstahl	950
T/L-Behälter (COCON) a)	2800	1360	16,8	Stahl/Beton	1900
<u>THTR</u>					
Kanne	1966	622	0,35	Normalstahl	2100
T/L-Behälter	2780	1370	26	Sphäroguß	2100
<u>HTR-500, -100</u>					
Faß b)	1080	710	0,07	Normalstahl	1500 - 1800
<u>Modul</u>					
T/L-Großbehälter	6000	2450	113	Sphäroguß	32000

T/L-Behälter = Transport/Lager-Behälter

a) alternativ zu Sphärogußbehälter ähnlich wie bei THTR

b) identisch mit Endlagergebinde

Tab. 3 Allgemeine Funktionen von Behältern für  
abgebrannte Brennelemente

1. Sichere Handhabung einer Untermenge von Brennelementen
2. Mechanische Integrität bei Einwirkung äußerer Kräfte
3. Wärmeabfuhr
4. Dichtigkeit (Gase, Flüssigkeiten)
5. Schutz des Lagergutes vor korrodierenden Medien
6. Schutz vor Direktstrahlung (Abschirmung)
7. Kritikalitätssicherheit

Tab. 4 Eigenschaften von wärmeerzeugenden MAW-Endlagergebinden (ELG)

	LWR-Hülsen	HTR-500 a)	Anforderung
Wärmeleistung	W/ELG	70	≤ 150
Aktivität	Ci/ELG		
Tritium	270	25	
Gesamt	$2,5 \cdot 10^4$	$3,5 \cdot 10^4$	≤ $10^5$
Pu-Inventar	g/ELG	300	
Gasfreisetzung b)	Ci/a pro ELG		
Kr-85		$< 3 \cdot 10^{-3}$	≤ $3 \cdot 10^{-3} / 3 \cdot 10^{-2}$ c)
Tritium		$4 \cdot 10^{-3}$	≤ $5 \cdot 10^{-3} / 5 \cdot 10^{-2}$ c)
J-129		$< 1 \cdot 10^{-8}$	≤ $2 \cdot 10^{-6} / 2 \cdot 10^{-5}$ c)

- a) 1800 BE pro ELG nach 10 a Zwischenlagerung    b) bei 90 °C  
 c) der untere Wert der maximal zulässigen mittleren Freisetzungsrates gilt nach /1/ für den Fall, daß entgegen der bisherigen Annahmen die Abschlußbauwerke (Bohrlochverschluß) undicht sind.

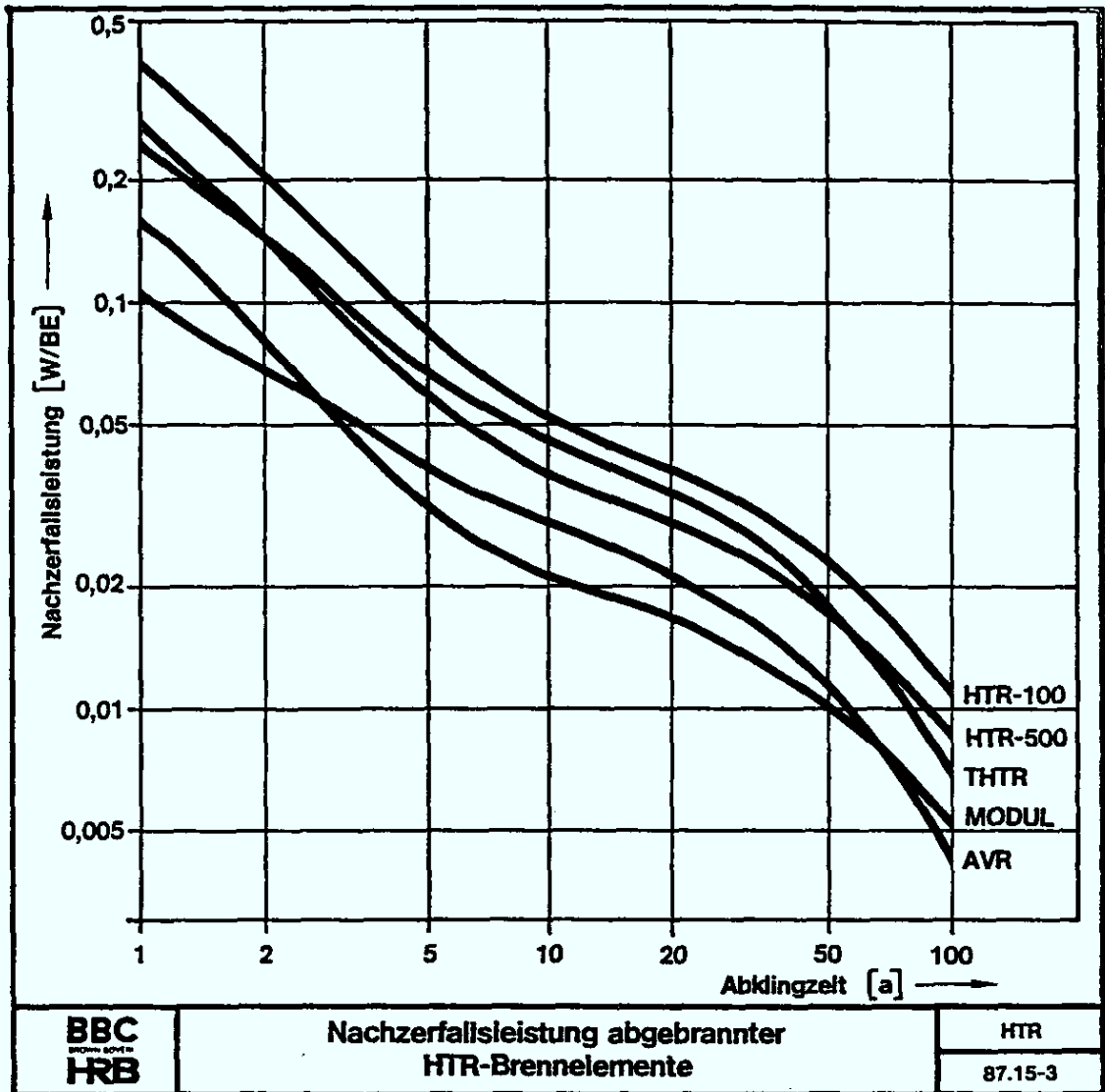


Abb. 1

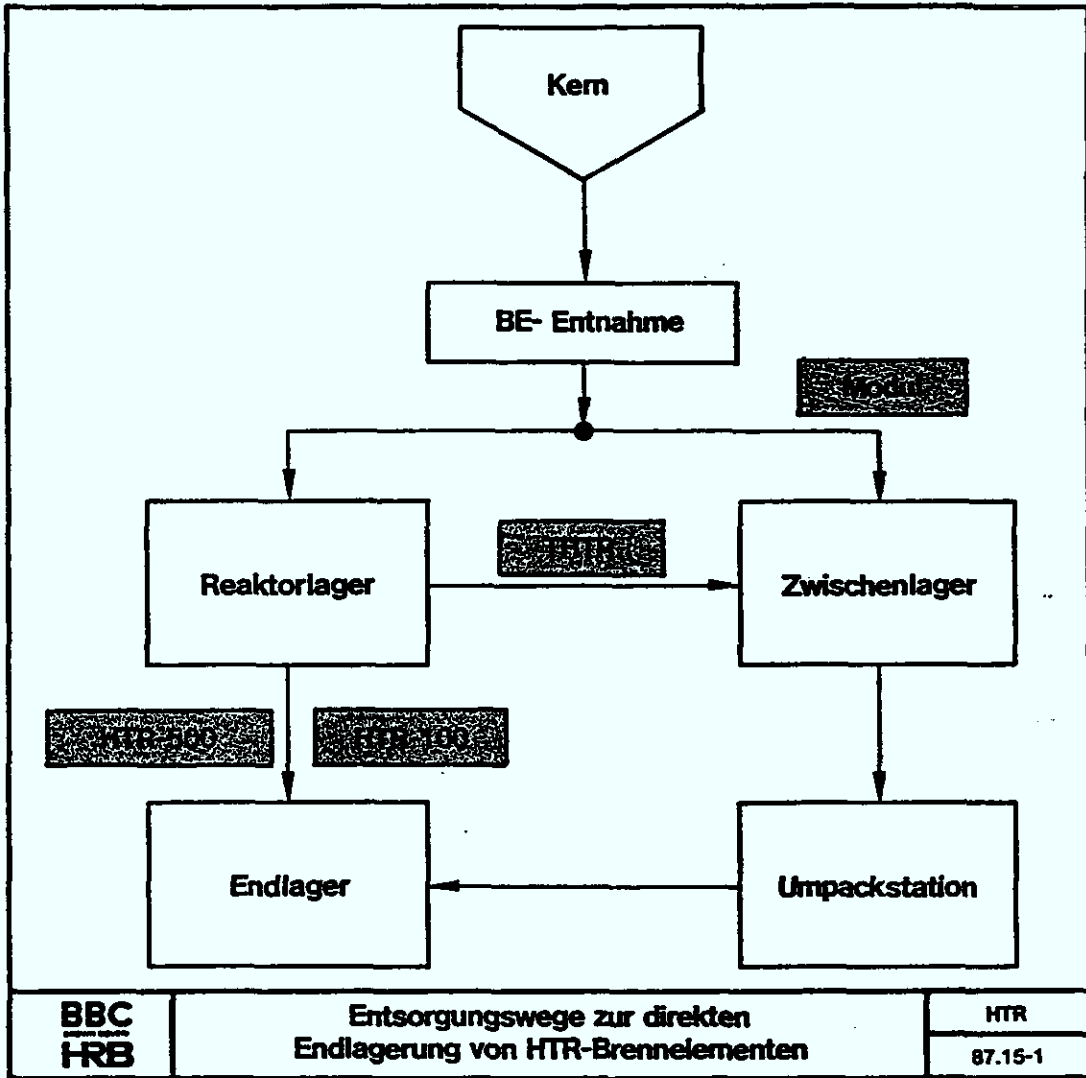
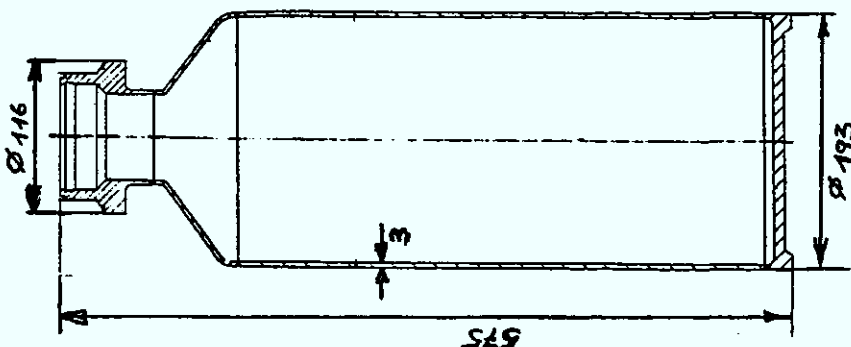
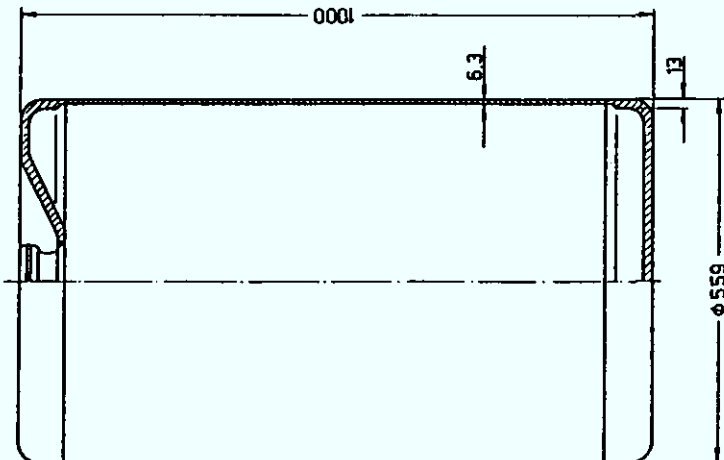
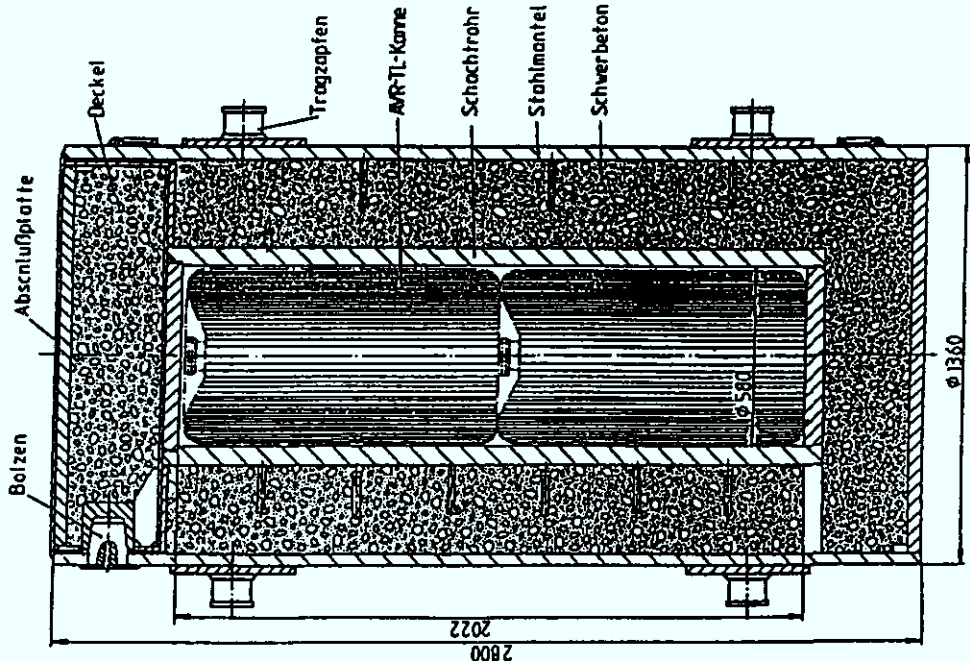
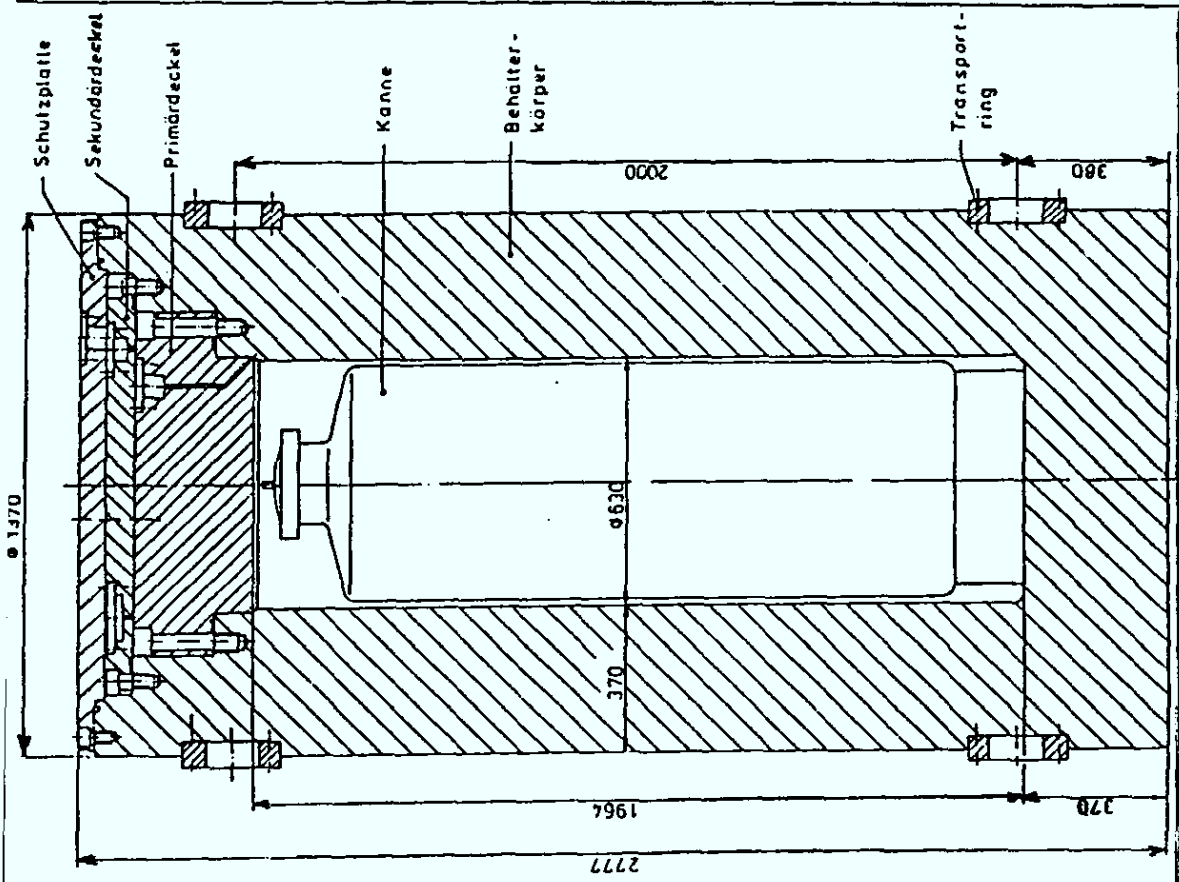
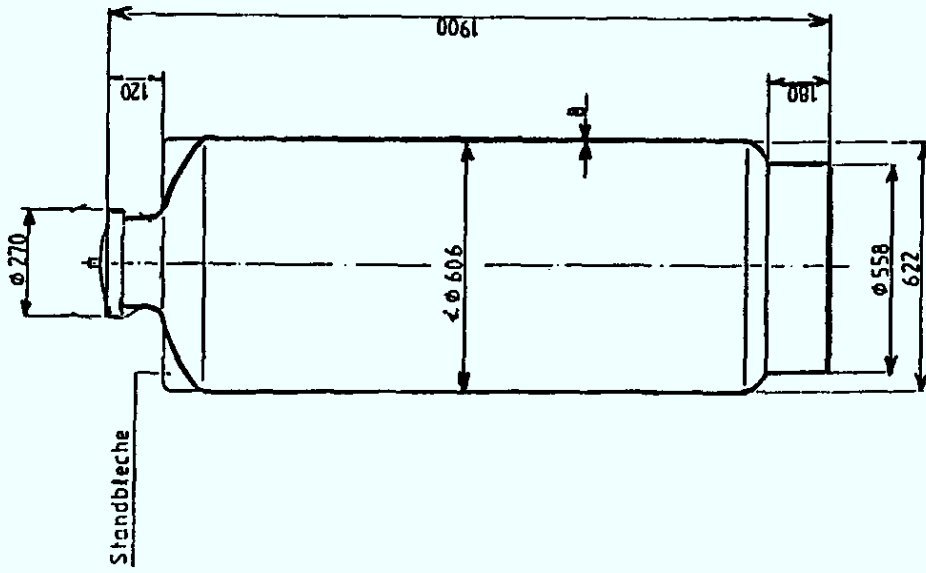


Abb. 2

			<p>AVR-Entnahme-Kanne</p>
	<p>AVR-Trockenlager-Kanne</p>	<p>AVR-Transport/Lagerbehälter (COCON AVR 1A)</p>	



THTR-Transport/Lager-Behälter



THTR-Brennelementkanne

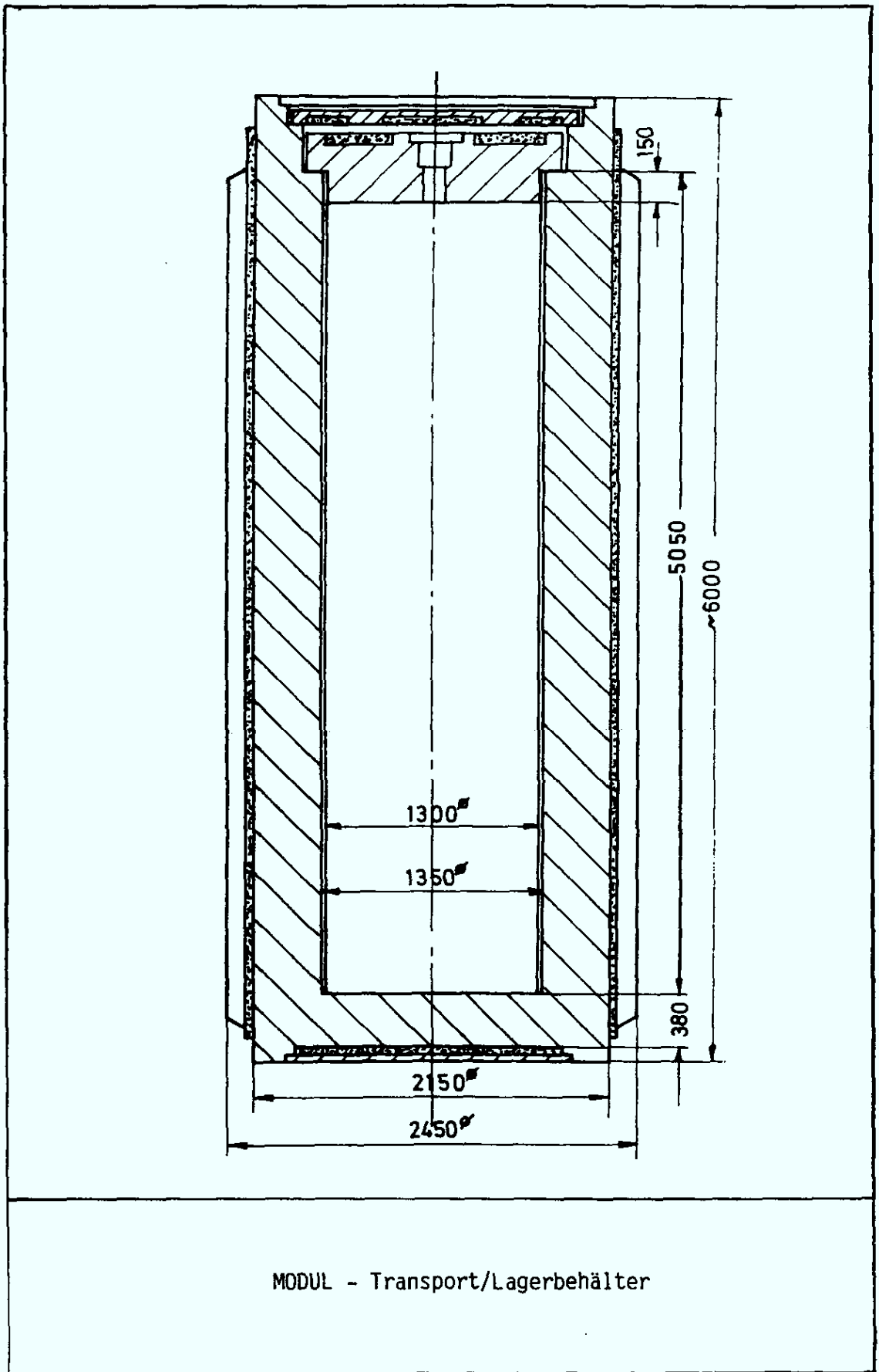
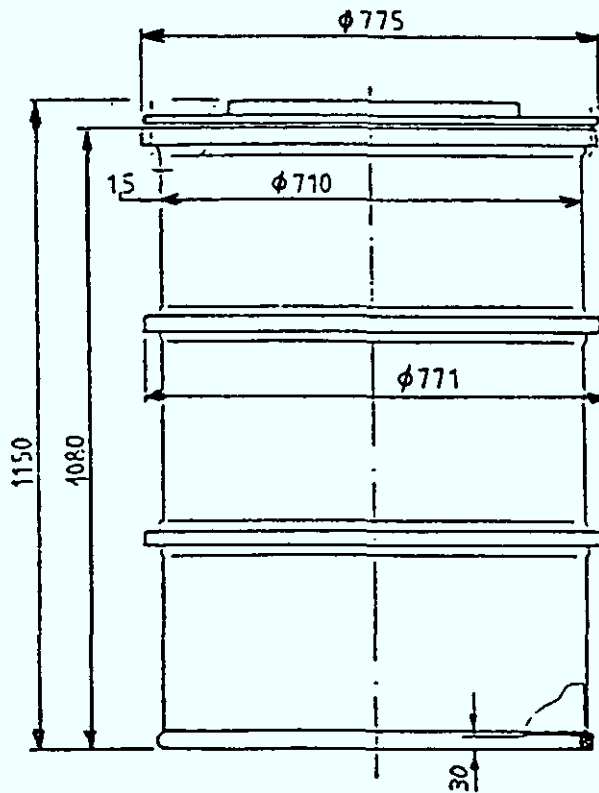


Abb. 5



HTR-100/500-Brennelementfaß  
HTR-Endlagerfaß  
(400 l-Standard-Abfallfaß)

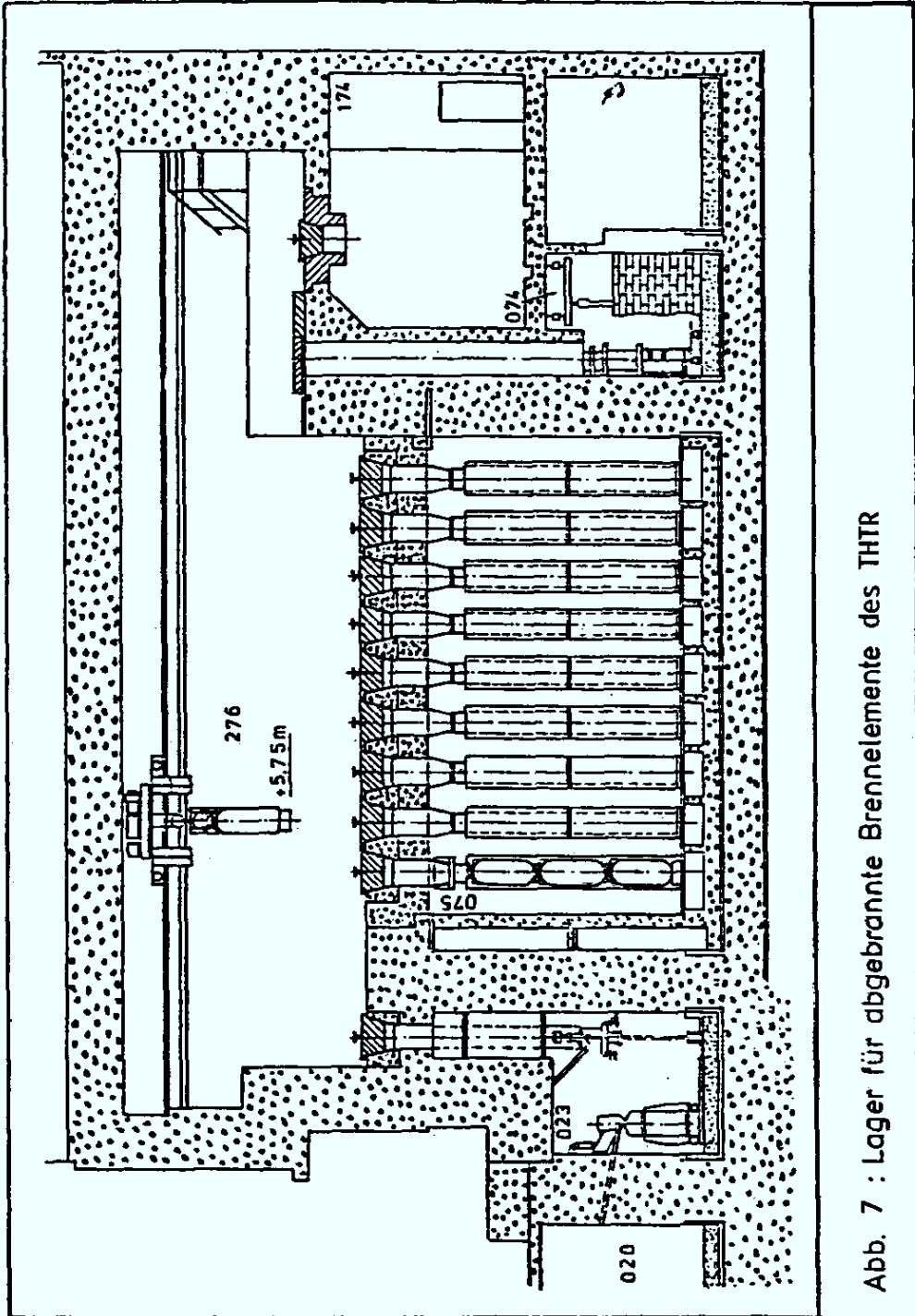


Abb. 7 : Lager für abgebrannte Brennelemente des THTR

## FuE-ARBEITEN ZUR ZWISCHENLAGERUNG VON HTR-BRENNELEMENTEN

R. Duwe, KFA  
A. Christ, HRB  
U. Brinkmann, KFA

### Zusammenfassung

Zur Zwischenlagerung verbrauchter HTR-Brennelemente werden kommerziell nur Trockenlager eingesetzt bzw. geplant. Beide infragekommenden Konzepte: Stapelung von Brennelement-Kannen hinter Betonabschirmungen bzw. Einlagerung in transportable Abschirmbehälter, werden in der KFA, z.T. mit Prototypen demonstriert. In begleitenden Meßprogrammen werden wesentliche Auslegungsdaten, z.B. thermische und solche zum Aktivitätseinschluß und zur Begrenzung der Direktstrahlung experimentell belegt. Der Betrieb der Einrichtungen und die gewonnenen Meßergebnisse zeigen die sicherheitstechnische Unbedenklichkeit der trockenen Zwischenlagerung der Brennelemente nach beiden Konzepten. Zusätzliche labormäßige Messungen zur Freisetzung von Krypton 85 und Tritium als den praktisch einzigen, bei den Lagertemperaturen von 30°C bis max. 400°C mobilen Aktivitätsträgern stützen das der Lagerauslegung zugrundeliegende Freisetzungsmodell.

## Gliederung

1. Begleitende Meßprogramme zu bestehenden Lagereinrichtungen
  - 1.1 Dosisleistung an den Behältern
  - 1.2 Temperaturverhalten
  - 1.3 Gasfreisetzung aus Brennelementen/Behältern
2. Experimentalprogramm
3. Referenzen

### 1. Begleitende Meßprogramme zu bestehenden Lagereinrichtungen

Das Entsorgungskonzept für HTR-Kraftwerke sieht vor, die verbrauchten Brennelemente (BE) nach Entnahme aus dem Reaktor in geeigneten Behältern über einen längeren Zeitraum, ggf. 40 Jahre, zwischenzulagern, bis sie zur Unterbringung im salinaren Endlager abgegeben werden können <sup>(1)</sup>.

Zur technischen Reife gebracht wurden zwei Varianten einer trockenen Zwischenlagerung, die beide zur Entsorgung des AVR-Versuchskernkraftwerks in der KFA eingesetzt werden:

- 1) Stapelung gasdicht verschlossener Lagerkannen in einer abgeschirmten Zelle. Für AVR-BE geschieht dies im AVR-Trockenlager (AVR-TL) mit Kannen für jeweils 950 BE in der Lagerzelle der Heißen Abfallzellenanlage der KFA. Das AVR-TL faßt 72 Kannen in einem Metallgestell mit 36 Lagerschächten; die Nachzerfallswärme wird im Naturzug von der Zellenluft aufgenommen und mit dieser durch die Zellenbelüftung nach Filterung abgeführt <sup>(2)</sup>.
- 2) Die Lagerung erfolgt in separaten Abschirmbehältern, die zur Aufnahme von BE-Kannen eingerichtet sind. Die Abschirmbehälter werden stehend oder liegend in Lagerhallen zusammengeführt.  
Zur Zwischenlagerung verbrauchter AVR-BE werden in Abschirmbehälter jeweils 2 AVR-TL-Kannen geladen <sup>(2)</sup> und die Behälter in einer Halle auf dem KFA-Gelände eingelagert (AVR-Behälterlager).  
Im Rahmen eines Demonstrationsversuches für dieses Konzept wurde von den Firmen GNS und TN jeweils ein prototypischer Behälter aus Sphäroguß hergestellt, beladen und in den Heißen Zellen der KFA aufgestellt <sup>(3)</sup>.

Beide Lagereinrichtungen bieten die Möglichkeit, in begleitenden Meßprogrammen Aussagen zur Dosisleistung, Temperaturverteilung und Aktivitätsfreisetzung experimentell am relevanten Lagerobjekt zu belegen, insbesondere im Hinblick auf die konservativen Annahmen, die der Auslegung zugrunde lagen.

Die Arbeiten werden im Rahmen des HBK-Projektes durchgeführt.

### 1.1 Dosisleistung an den Behältern

Die Messung der Gamma- und Neutronen-Dosisleistung war insbesondere für die in Abschirmbehältern gelagerten Brennelemente von Interesse.

Die beiden Behälter wurden 1982 mit jeweils 1900 hochabgebrannten, ca 14 Monate abgeklungenen AVR-BE in zwei AVR-TL-Kannen beladen. An den Kannenoberflächen wurden bis zu 7000 R/h gemessen; durch die 30 cm dicke Behälterwandung erfolgte eine Abschwächung auf max. 12 mR/h. Einen wesentlichen Beitrag zur Gammastrahlung lieferte zunächst das Ce-Pr 144 und das Cs 134. Nach jetzt 5 weiteren Jahren sind diese anfänglich bedeutsamen Nuklide bereits um 4 bzw. 2 Halbwertszeiten abgeklungen und die Gammadosisleistungswerte an der Behälteroberfläche auf 2 mR/h abgesunken. Zunehmend bestimmend wird das Cs 137 (Ba 137m).

Die Neutronendosisleistung lag bei max. 0.4 mrem/h, gemessen an den einander zugewandten Endflächen der mit einem Abstand von ca 0.6m hintereinander angeordneten Behälter. Sie beträgt somit nur einen Bruchteil der Gamma-Strahlenbelastung. Diejenige Behälterhälfte, die jeweils eine Kanne mit AVR-GO-BE mit (U,Th)O<sub>2</sub>-Brennstoff enthält, weist wesentlich höhere Neutronenmeßwerte auf als die andere Behälterhälfte mit (U,Th)C<sub>2</sub>-Brennstoff, da die alpha-n-Reaktion des O 17 die bestimmende Rolle spielt (Abb.1).

### 1.2 Temperaturverhalten

Die für die Zwischenlagerung vorgesehenen Brennelemente kommen nach der Reaktorentnahme zunächst in ein Reaktorlager und werden von dort nach einer vorgeschriebenen Mindestabklingzeit in das Zwischenlager gebracht. Im Falle des AVR-Trockenlagers beträgt die Abklingzeit wenigstens 2a; für die meisten Kannen des AVR-TL lag sie aber bereits bei 4a und mehr (Tab. 1). Die Nachwärmeerzeugung beträgt dann weniger als 100 W für eine beladene AVR-TL-Kanne, was bei der Lagerung im Lagergestell des AVR-TL zu Kannenoberflächentemperaturen führt, die auch im Sommer nicht über 36°C hinausgingen. Die Wärmeabfuhr erfolgt dabei hauptsächlich über das Lüftungssystem.

Messungen am voll beladenen Lagergestell (68 AVR-TL-Kannen mit je 950 AVR-BE) zeigten, daß bei einem Luftdurchsatz von 2000 m<sup>3</sup>/h die Lagerabluft um etwa 3 K erwärmt worden war.

Aus Vorversuchen mit beheizten Kannen folgert, daß bei Einlagerung von BE mit nur 150 Tagen Abklingzeit die Kannenoberflächentemperaturen nicht über 70°C ansteigen würden.

Auch an den beiden prototypischen Sphäroguß-Lagerbehältern wurden Temperaturmessungen durchgeführt, die für Wärmeabfuhr-Berechnungsmodelle realistische Daten lieferten. Die Temperaturerhöhung an der Behälteroberfläche war erwartungsgemäß minimal und betrug etwa 1 K bei einer Abklingzeit der BE von ca 14 Monaten. Würden diese Behälter mit BE beladen, die nur 150 Tage abgeklungen sind, würde sich eine Temperaturerhöhung der Oberfläche gegen die Umgebung von weniger als 3 K ergeben.

### 1.3 Gasfreisetzung

Aufgrund des niedrigen Temperaturniveaus während der Zwischenlagerung kommen für Freisetzungsbetrachtungen nur die beiden gasförmig vorliegenden Radionuklide H 3 und Kr 85 infrage.

Kr 85 entsteht als Spaltprodukt in den beschichteten Brennstoffteilchen und ist bei intakter Beschichtung nicht freisetzbar. Freigesetzt wird lediglich derjenige Anteil, der aus der Schwermetallkontamination der Brennelement-Matrix oder aus defekten Brennstoffteilchen stammt. Pro Brennelement entstehen während des Betriebes etwa 0.3 Ci Kr 85.

H 3 entsteht zum größten Teil aus Verunreinigungen des Matrixgraphits (z.B. aus der n, $\alpha$ -Reaktion des Li 6) oder durch n,p-Reaktion des He 3-Isotops im Kühlgas. Das Tritium befindet sich also größtenteils außerhalb der beschichteten Teilchen im Matrixmaterial und muß daher grundsätzlich als freisetzbar angesehen werden. Pro Brennelement entstehen etwa 50 mCi H 3 im AVR-Betrieb.

Im Rahmen der begleitenden Meßprogramme zu dem vorhandenen Kannen- bzw. Behälterlager bestand die Möglichkeit, an realistischen Brennelementgebunden das Freisetzungsverhalten der gasförmigen Radionuklide zu messen und zu verfolgen. Die mittlere Lagertemperatur betrug 30°C. Die Freisetzung aus den BE in verschlossene Kannen wurde an speziellen, mit Ventilen ausgerüsteten AVR-TL-Kannen gemessen mit dem Vorteil, eine für eine große Menge von BE statistisch gesicherte Aussage zu erhalten.

In einer weiteren Meßserie wurde die Freisetzung aus verschlossenen AVR-TL-Kannen aufgrund von Stopfenleckage geprüft. Hierfür waren die Gußlagerbehälter mit einer Gasentnahmevorrichtung versehen worden, so daß die im Behälterleervolumen akkumulierte Aktivität der Nuklide überwacht werden konnte.

In Abb. 2 sind für Kr 85 der Verlauf des freisetzbaren Inventars, der Aufbau der Aktivität im Leervolumen der AVR-TL-Kanne und die aus der Kanne freigesetzte Menge bei einer Leckrate von  $1 \cdot 10^{-4}$  mbar l/s He aufgetragen. Die Freisetzungsverläufe wurden aus den Meßdaten extrapoliert unter der konservativen Annahme, daß nur der radioaktive Zerfall zu einer Abnahme des freisetzbaren Inventars beiträgt.

Es zeigte sich, daß die Kr 85-Aktivität im Kannenvolumen nicht über  $4 \cdot 10^{-4}$  Ci ansteigt und die Freisetzung aus der Kanne nicht über  $8 \cdot 10^{-6}$  Ci. Für H 3 liegen die Werte etwa um einen Faktor 2 höher (Abb. 3). Dabei ist zu beachten, daß das H 3 in der Form von HTO im Gasraum der Kanne vorhanden ist und daß ein beträchtlicher Anteil HTO an der Graphitoberfläche der BE aufgrund des Desorptions-/Adsorptions-Gleichgewichts gebunden ist. Wird dieses Gleichgewicht gestört, etwa durch Öffnen der Kanne, erfolgt eine verstärkte Desorption von HTO von den BE-Oberflächen durch Austausch mit Luftfeuchte. Messungen an geöffneten AVR-Kannen mit 50 BE Inhalt zeigten, daß nach dem Öffnen die bis zu 50-fache der ursprünglich im Gasraum befindlichen HTO-Aktivität freigesetzt wird. Die Freisetzungsrates stieg dabei im Stundenbereich an und fiel im Tagesverlauf wieder ab. Eine geöffnete AVR-TL-Kanne mit 950 BE würde demnach 40 mCi HTO maximal freisetzen.

Versucht wurde, im AVR-Trockenlager die Freisetzung aus den 70 eingelagerten Kannen zu messen, was aber aufgrund des hohen Luftdurchsatzes und des damit verbundenen Verdünnungseffekts unmöglich war. Die Nachweisgrenze lag bei ca 1 nCi pro  $m^3$  Luft.

## 2. Experimentalprogramm

Außer den Messungen an den verschiedenen Lagereinrichtungen sind in den Heißen Zellen der KFA Apparaturen in Betrieb, mit denen für die verschiedensten BE-Typen die Freisetzung von H 3 und Kr 85 bis zu Temperaturen von 400°C gemessen werden kann. Ziel solcher Messungen ist es, Basisdaten für die modellmäßige Erfassung der Freisetzung zu liefern. Diese Arbeiten werden in Zusammenarbeit mit der Fa. HRB Mannheim durchgeführt.

In Abb. 4 sind die bisher in diesen Apparaturen gemessenen Freisetzungsraten über der Temperatur aufgetragen.

Die an AVR-Brennelementen gewonnenen H 3-Werte liegen in einem Band; es gibt dabei erwartungsgemäß keine Unterschiede zwischen den BE-Typen. Deutlich niedriger liegen die Werte für das im HFR-Petten bestrahlte Brennelement mit LEU-TRISO-Brennstoff. Hier fehlt die AVR-spezifische H 3-Kontamination; ebenso sind die Verunreinigungen entsprechend niedrig. Während bisher hauptsächlich Messungen an Brennelementen mit HEU-BISO-Brennstoff durchgeführt wurden, liegt der Schwerpunkt der Untersuchungen zukünftig auf LEU-TRISO-Brennelementen.

Für die Kr 85-Freisetzung, die maßgeblich von der Schwermetallkontamination bestimmt wird, ergeben sich deutlich BE-Typ-spezifische Unterschiede. Hier zeigen die neueren Elemente mit LEU-TRISO-Brennstoff und entsprechend niedrigen Kontaminationswerten eine um bis zu zwei Größenordnungen niedrigere Freisetzung.

Bild 5 zeigt einen typischen Verlauf der in einen geschlossenen Behälter freigesetzten Kr 85-Aktivität. Nach etwa 100 Tagen bei 140°C befindet sich das bei dieser Temperatur verfügbare Inventar praktisch vollständig im Gasraum, wie eine Wiederholungsmessung zeigte. Danach geht die Freisetzung in eine langsame Phase über. Die von HRB durchgeführte Nachrechnung der Meßwerte geht von einem Dreiphasenmodell aus, entsprechend dem Kornanteil, dem amorphen Anteil und dem Porensystem der Brennelementmatrix. Der Kornanteil liefert bei 140°C einen vernachlässigbaren Anteil, so daß die Freisetzung durch Desorption und Diffusion aus dem Amorphanteil bestimmt ist.

Der Verlauf der berechneten Freisetzung stimmt gut mit den meßtechnisch ermittelten Werten überein.

### 3. Referenzen

- 1) "Betriebliche Entsorgung von Hochtemperaturreaktoren"  
K.Röllig (HRB), H.P.Born (VEW/HKG), H.Ragoß (INTERATOM), S.Storch (KFA)  
Statusseminar HBK, Jülich 1987, JÜL-CONF
- 2) "Auslegung, Errichtung und Betrieb von Lagereinrichtungen für abgebrannte Brennelemente des AVR-Versuchskernkraftwerks"  
S.Storch (KFA), M.Wimmers (AVR), J.T.Kerntechnik München 1985, S. 369-72
- 3) "Lagerverhalten abgebrannter HTR-Brennelemente in Transport-/Lagerbehältern"  
R.Duwe, H.Müller (KFA), JÜL-SPEZ 254 (1984)
- 4) "Freisetzung gasförmiger Radionuklide aus lagernden HTR-Brennelementen"  
R.Duwe, U.Brinkmann (KFA), J.T.Kerntechnik München 1985, S. 373-76

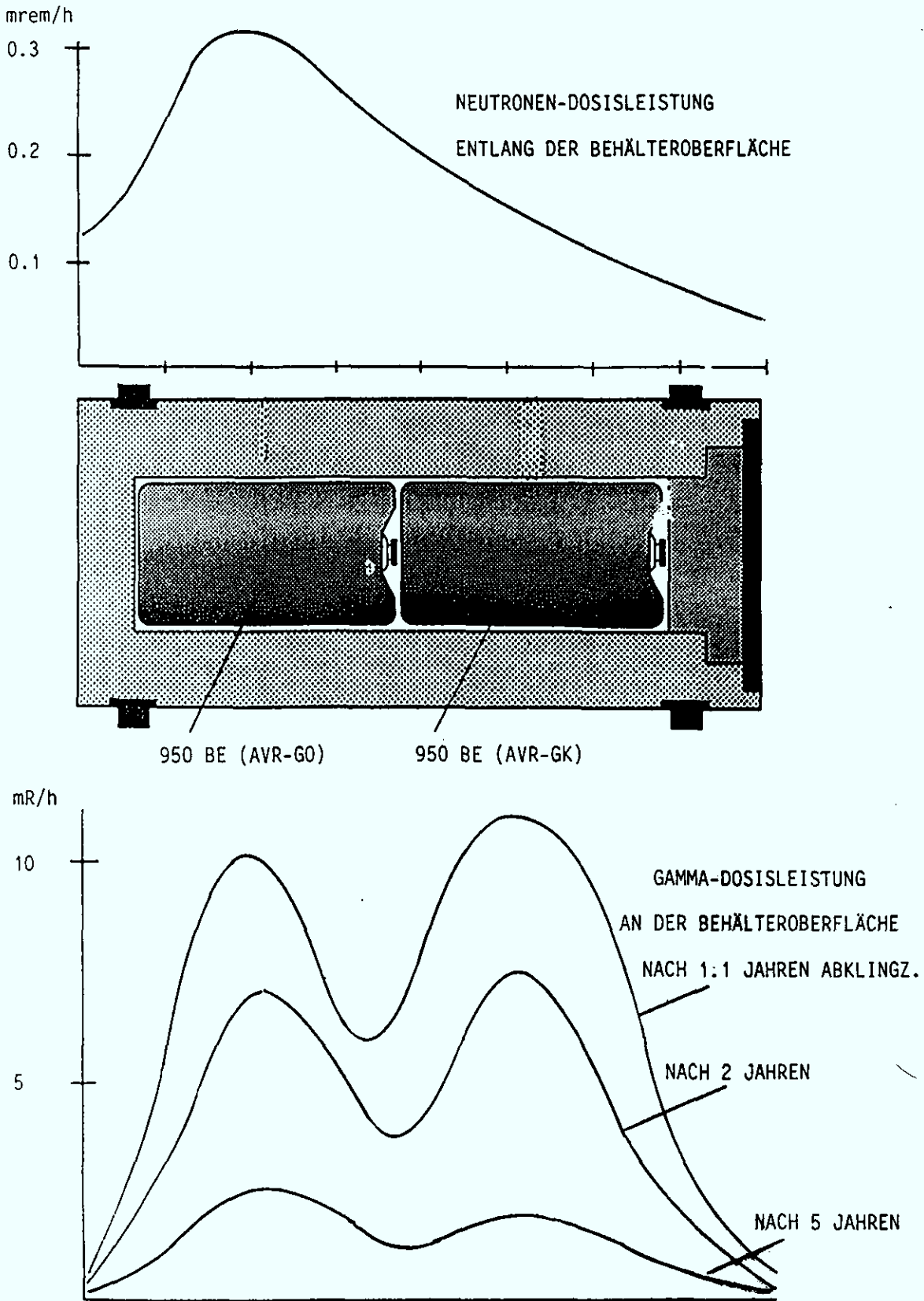


Abb. 1 DOSISLEISTUNG ENTLANG DER MANTELLINIE EINES MIT ZWEI AVR-TL-KANNEN BELADENEN TRANSPORT-/LAGERBEHÄLTERS AUS SPHÄROGUSS

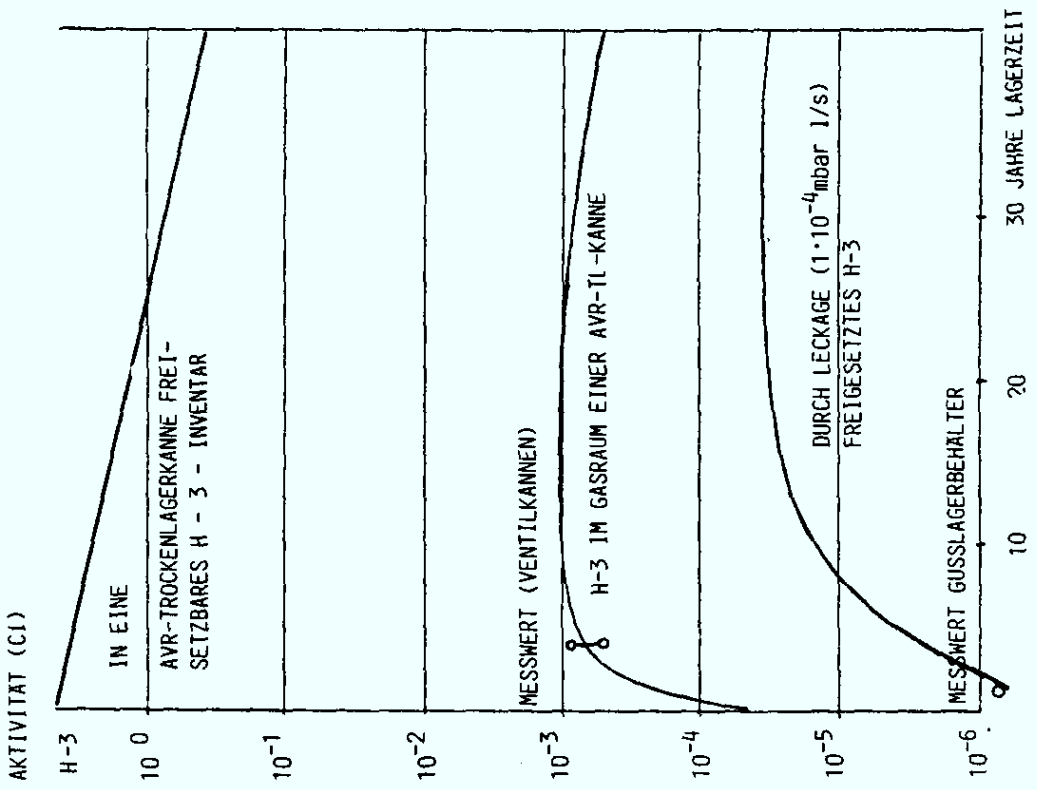


Abb. 3 H-3-FREISETZUNG IN UND AUS EINER AVR-TROCKENLAGERKANNE

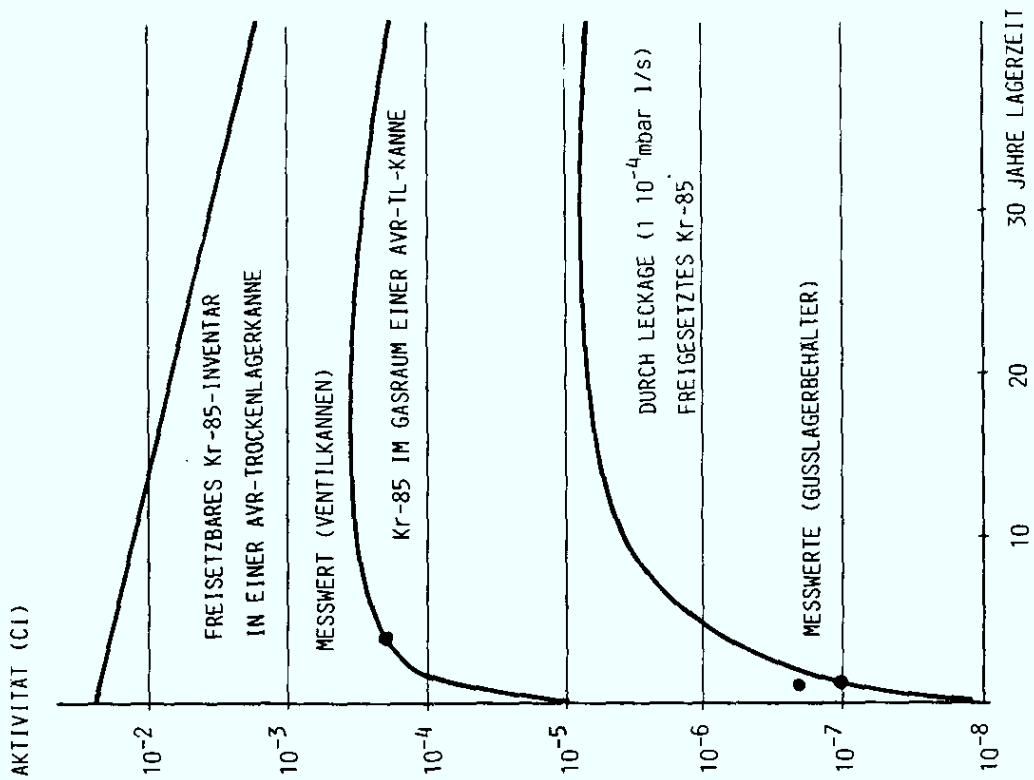


Abb. 2 Kr-85-FREISETZUNG IN UND AUS EINER AVR-TROCKENLAGERKANNE

FREISETZUNGSRATE (CI/TAG)

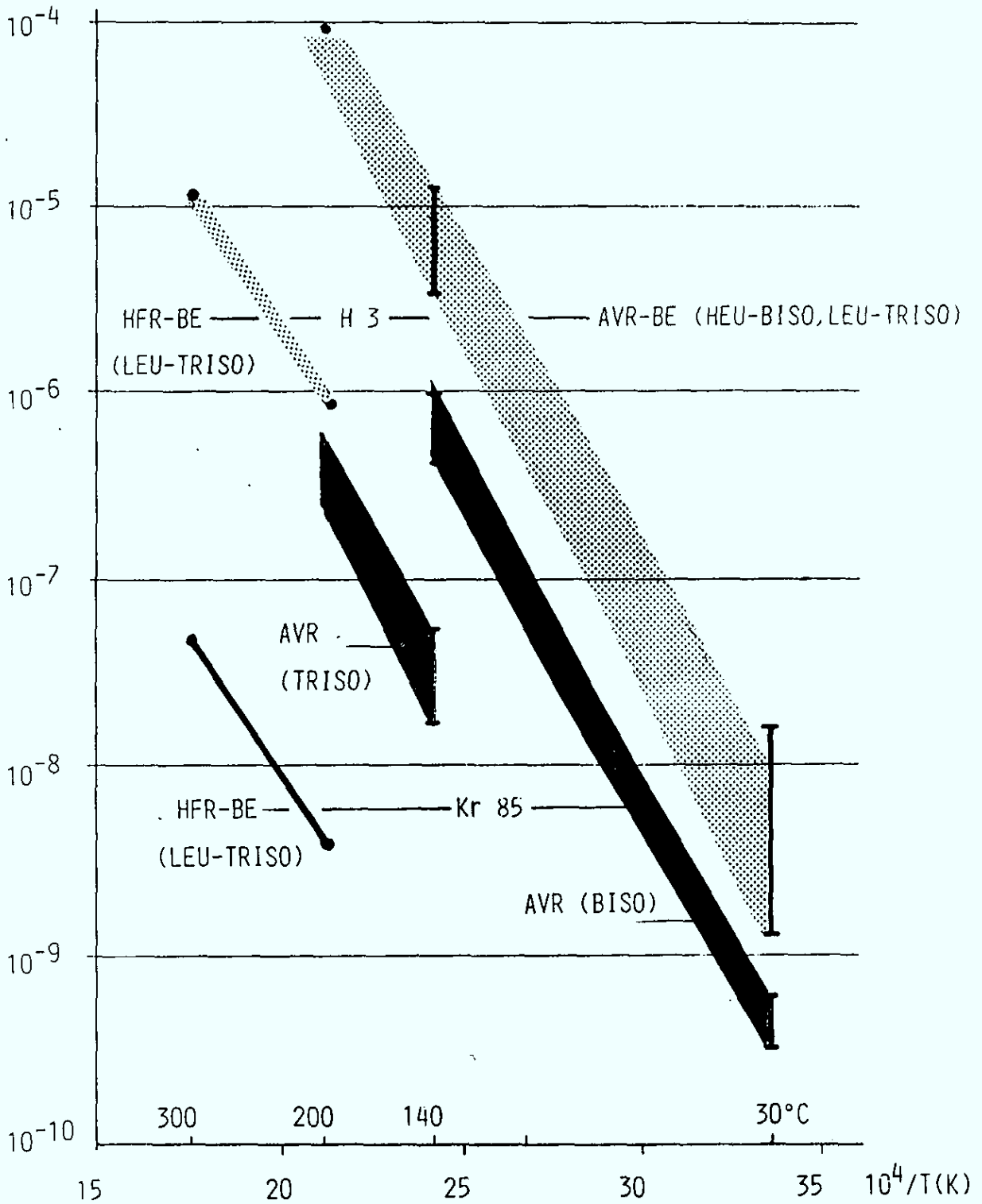


Abb. 4 H 3 - UND Kr 85 -FREISETZUNGSRATE AUS HTR-BRENNELEMENTEN ALS FUNKTION DER TEMPERATUR (MAXIMALWERTE BEI LAGERBEGINN)

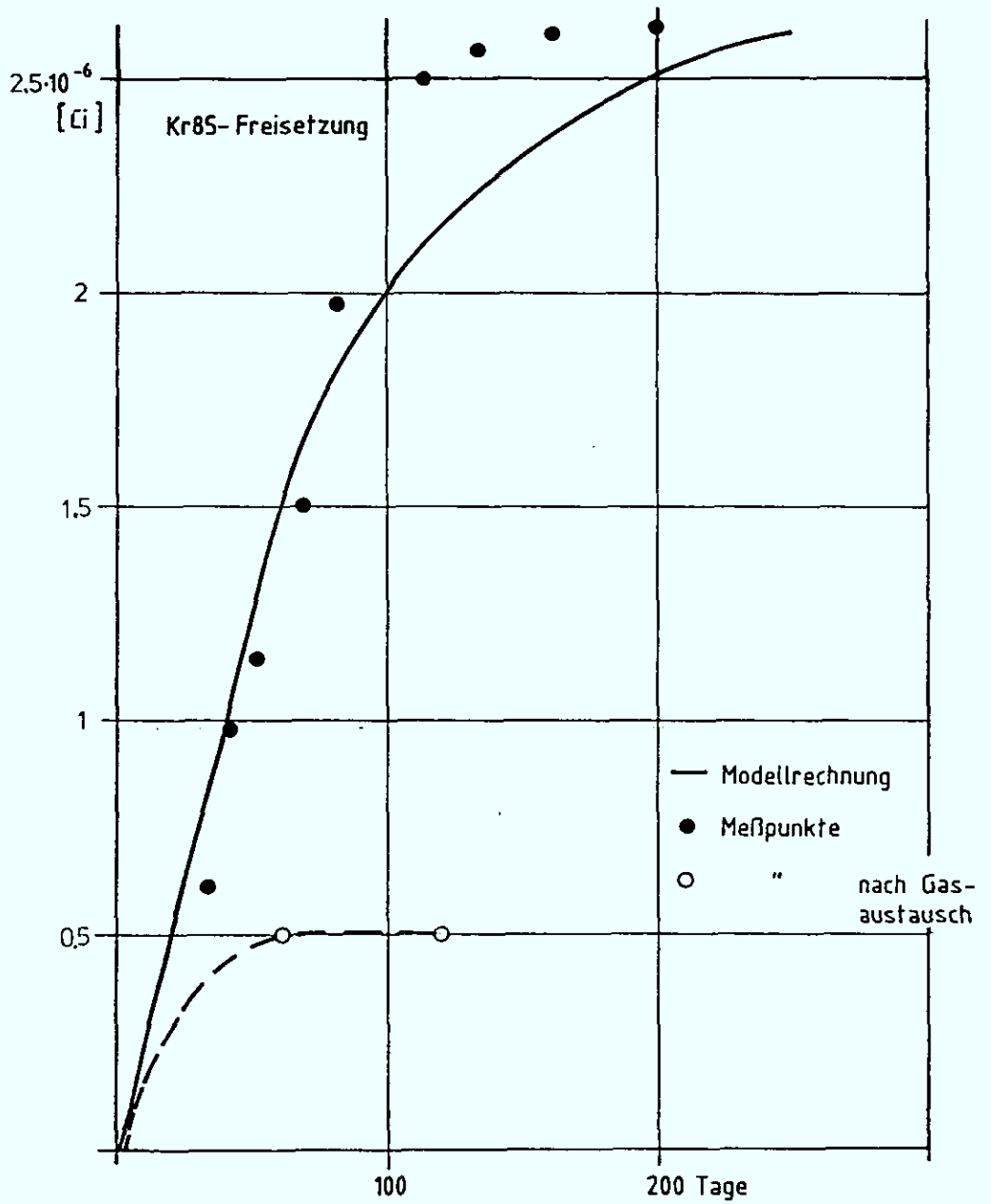


Abb. 5 Kr 85-Freisetzung eines AVR-Elementes mit TRISO-beschichtetem (U,Th) $O_2$ -Brennstoff (AVR-GO 2)  
140°C, geschlossener Behälter

Eigenschaft		Auslegung	Schätzung	Ist
Anzahl Kannen		72	72	68 <sup>1)</sup>
Abklingzeit vor Einlagerung	(a)	2		4 <sup>2)</sup>
Nachwärmeerzeugung	(kW)	7.3	< 2.5	< 2.0
Inventar von Tritium	(Ci)	3.500	≈ 3.500	< 3.000
von Kr 85	(Ci)	20.000	< 20.000	< 17.000
Kannen-Oberflächentemperatur				
Normalbetrieb	(°C)	55	< 40	36
bei Lüftungsausfall	(°C)	≈ 67	≈ 50	
Kannen-Stopfenleckage	(mbar l/s)	≤ 10 <sup>-3</sup>	10 <sup>-5</sup>	10 <sup>-4</sup>
Kr 85 Freisetzung				
- Menge im Kannengas nach				
3 Jahren 30°C (1986)	(Ci)			2x10 <sup>-4</sup>
in allen Kannen insges.	(Ci)			≤ 2x10 <sup>-2</sup>
- Freisetzung aus Kanne				
pro Jahr (1985, 86)	(Ci/a)			3x10 <sup>-7</sup> 3)
aus allen Kannen pro Jahr	(Ci/a)			2x10 <sup>-5</sup>
- Zeitliches Maximum				
aus allen Kannen 4)	(Ci/a)	6x10 <sup>-3</sup>	6x10 <sup>-4</sup>	
Tritium Freisetzung				
- Menge im Kannengas nach				
3 Jahren 30°C (1986)	(Ci)			8x10 <sup>-4</sup>
in allen Kannen insges.	(Ci)			≤ 8x10 <sup>-2</sup>
- Freisetzung aus dem				
vollen Lager; im zeit-				
lichen Maximum (1996)	(Ci/a)	2.4	2.5x10 <sup>-3</sup>	

- 1) 4 weitere Kannen im Demonstrationsprogramm mit Transport-/Lagerbehältern
- 2) im Mittel
- 3) Mittelwert aus 10 Kannen
- 4) bei Leckrate 10<sup>-4</sup> mbar l/s He

Tabelle 1: Daten des seit 1981 betriebenen AVR-Trockenlagers, Stand 1986

## FuE-Arbeiten zur Endlagerung von HTR-Brennelementen

B. Ganser\*), U. Brinkmann\*\*), B.G. Brodda\*\*), R. Duwe\*\*), K. Röllig\*\*\*)

\*) NUKEM GmbH Hanau

\*\*) Kernforschungsanlage Jülich

\*\*\*) Hochtemperatur-Reaktorbau GmbH Mannheim

### Zusammenfassung

Für die direkte Endlagerung von HTR-Brennelementen wird die LWR-MAW-analoge Bohrlochtechnik untersucht. Gegenstand der Arbeiten ist die Ermittlung der freigesetzten Aktivität bei Gebirgsdruck sowie den Auslegungstörfällen: Gebindeabsturz, untertägiger Brand sowie Laugenzutritt in der Nachbetriebsphase des Endlagers. Festigkeitsuntersuchungen an Modellgebinden mit HTR-BE in loser Schüttung bzw. hinterfüllten BE zeigen, daß Hinterfüllungen mit Zementmörtel oder Sand bei Gebirgsdruck eine BE-Schädigung verhindern. Der Partikelbruch in den beschädigten, nicht hinterfüllten BE lag bei max. 1 %.

In Auslaugversuchen mit verbrauchten, ganzen BE (90°C - 200°C und 130/300 bar) wurden bislang lediglich Kontaminationen der BE-Graphitmatrix freigesetzt. Nach spontaner Nuklidmobilisierung aus Oberflächen und benachbarten Bereichen wird ab einigen 100 Tagen Auslaugzeit die Nuklidfreisetzung durch Diffusionsvorgänge bestimmt. Es konnten bisher bei Auslaugzeiten bis zu 1250 Tagen Nuklide von Cs, Sr, Ce, Ba, Eu und Co, die Aktiniden und Schwermetalle jedoch nur in Spuren nachgewiesen werden. Freigelegte hochabgebrannte  $UO_2$ -Brennstoffkerne ohne die Beschichtungsbarriere und die Graphitmatrix zeigten dagegen unter Laugeneinwirkung bei 90°C, 130 bar schon nach ca. 60 Tagen starke Korrosionserscheinungen und nach ca. 100 d fast vollständige Freisetzung des Cäsiums.

## **Inhaltsverzeichnis**

1. Einlagerungskonzepte
2. Endlagerszenarien
3. Festigkeitsuntersuchungen an HTR-Modellgebinden
4. Aktivitätsfreisetzung aus zerdrückten HTR-Brennelementen
5. Auslaug-/Korrosionsversuche
6. Mobilisierungsansatz für Betrachtungen zur Langzeitsicherheit endgelagerter HTR-Brennelemente
7. Referenzen

### **1. Einlagerungskonzepte**

Für die direkte Endlagerung von HTR-Brennelementen (HTR-BE) bietet sich aufgrund vergleichbarer Wärmeentwicklung wie bei LWR-MAW-Q die Einlagerung nach der Bohrlochtechnik im Salzstock an.

Hierbei sind folgende Varianten denkbar:

- Einlagerung in separate Bohrlöcher/Strecken des MAW-Q-Feldes
- Mischeinlagerung mit MAW-Q-Gebinden (400 l-Fässer)
- Mischeinlagerung mit HAW-Kokillen

Je nach Einlagerungsvariante sind unterschiedliche Bohrlochtemperaturen von max. 90°C (MAW-Q-Felder) bzw. 200°C (HAW-Felder) festgelegt.

Die Arbeiten im HBK-Projekt erstrecken sich auf die Einlagerung der HTR-BE in Gebinden mit 400 l Faßform als Referenz. Die zugehörige Einlagertechnik wird durch ein anderes Entwicklungsprojekt bei KFA für MAW-Q beigestellt.

### **2. Endlagerszenarien**

#### **2.1 Bestimmungsgemäßer Betrieb**

Nach den heute erkannten Randbedingungen ist - eine qualifizierte Einlage-

nungstechnik vorausgesetzt - in der Betriebsphase des Endlagers lediglich mit mechanischen Einflüssen zu rechnen;

- Stapelkräfte (ca. 5 MPa bei 300 m-Bohrloch)
- Gebirgsdruck (ca. 25 MPa in 1000 m-Tiefe)

Dabei sind Schädigungen von Gebinden und Brennelementen mit nachfolgender Freisetzung gasförmiger Nuklide nicht auszuschließen.

## **2.2 Auslegungsstörfälle**

In Anlehnung an die Auslegungsstörfälle des Endlagers KONRAD ist mit folgenden Störfällen zu rechnen.

- Mechanische Einwirkungen bei Handhabungs- und Transportvorgängen (10-m-Sturz)
- Gebindeabsturz im Bohrloch
- Untertägiger Brand
- Laugenzutritt nach Bohrlochverschluß

Die Ermittlung der dabei freigesetzten Radioaktivität ist Gegenstand unserer Arbeiten.

Ziel des Entwicklungsprogramms ist der Nachweis, daß bei der Endlagerung von HTR-Brennelementen keine unzulässigen Betriebszustände auftreten und die Langzeitsicherheit des Endlagers mit HTR-BE gewährleistet ist.

## **3. Festigkeitsuntersuchungen an HTR-Modellgebinden**

Um den Nachweis erbringen zu können, ob Brennelemente und Brennstoffpartikel durch endlagerrelevante mechanische Belastungen geschädigt werden können, sind Belastungsversuche an Modellgebinden ohne eigene Druckfestigkeit (Faßcharakter) notwendig. Bei NUKEM und KFA sind Versuche mit folgenden

Kugelanordnungen begonnen worden bzw. vorgesehen:

- Einzelkugeln
- Kugelpackungen
- 200-l-Fässer, ungeordnete Schüttung

Die Versuche an Einzelkugeln sowie Kugelpackungen wurden bzw. werden mit partikelfreien Graphitkugeln, Brennelement-Simulaten mit  $U_{nat}$ -Partikeln und mit abgebrannten Brennelementen durchgeführt, die Belastungsversuche an 200-l-Fässern nur mit partikelfreien Graphitkugeln. Des Weiteren sind Druckversuche an entsprechenden konditionierten Gebinden vorgesehen. Mit den Konditionierungsmitteln

- Zementmörtel
- Sand
- Salzgrus

werden die Kugelzwischenräume verfüllt und der Belastungsdruck von einzelnen Auflagepunkten flächig abgeleitet.

Die bisher vorliegenden Ergebnisse lassen sich folgendermaßen zusammenfassen :

- Bei unverfüllten Gebinden zeigen die Brennelementkugeln ab Drücken von 8 - 12 MPa Matrixversagen, d.h. Kugelbruch. Bei 25 MPa, entsprechend dem erwarteten Gebirgsdruck, werden die Kugeln weitgehend zerstört.
- Mit Zementmörtel und Quarzsand verfüllte Modellgebäude zeigen bis 30 MPa keine nennenswerte Schädigung
- Salzgrus als Verfüllung zeigt nur unzureichenden Schutzeffekt, da die einzelnen Salzkörner bei hohen Drücken zusammensintern und sich so zwischen den Kugeln erneut Punktauflagen bilden.

#### 4. Aktivitätsfreisetzung aus zerdrückten Brennelementen

Die Aktivitätsfreisetzung aus zerdrückten Brennelementen ist in erster Linie durch die Anzahl zerstörter Partikeln beim Zerschlagen des Brennelements bestimmt. In den Heißen Zellen der KFA wurde eine erste Reihe Zerdrückversuche mit 12 Einzelbrennelementen aus dem AVR durchgeführt, wobei die Kugelelemente in zylindrischen Formen teils schwimmend gepreßt wurden und das evtl. Partikelversagen über erhöhte Kr 85-Freisetzung erfaßt werden konnte (Abb. 1). Elementbruch trat bei der punktförmigen Belastung wie in früheren Zerdrückversuchen zwischen 24 und 33 kN auf, wobei in keinem Fall eine spontane Kr 85-Freisetzung beobachtet wurde. Bei anschließender Laststeigerung auf 100 kN entsprechend dem maximalen Gebirgsdruck im Endlager von 300 bar wurde das kugelförmige Brennelement vollends zerstört; die Bruchstücke wurden in Zylinder von 6 cm Durchmesser und 4 cm Höhe zusammengepreßt.

Das Meßverfahren war in der Lage, einzelne, berstende Partikeln sichtbar zu machen, wobei für Brennelemente vom Typ AVR G01 mit einem Abbrand von bis zu 17,9 % FIMA, G03 mit 11 % FIMA bzw. GLE3 mit 7 % FIMA die Schädigungsrate zwischen 0 und 0,5 % der Partikeln im Element betrug. Schäden von bis zu 1 % traten lediglich bei der wenig relevanten Testcharge GFB4 auf, wo offenbar die großvolumigen  $\text{ThO}_2$ -Brutpartikeln versagten.

Weitergehende Untersuchungen sind in den Heißen Zellen in Vorbereitung. Es ist beabsichtigt, eine Presse zum Zerdrücken kleiner Modellgebinde mit z.B. 7 Kugeln zu installieren, um das Verhalten der Brennelemente in einer relevanten Kugelanordnung zu testen.

#### 5. Auslaug-/Korrosionsversuche

Unter den mit der Physikalisch-Technischen-Bundesanstalt Braunschweig und den beteiligten Partnern abgestimmten Randbedingungen führt die KFA in einem mittelfristig angelegten Programm experimentelle Untersuchungen zur Ermittlung der Nuklidmobilisierung in endgelagertem HTR-Brennstoff bei

Laugenzutritt durch. Mit den Meßwerten wird das von HRB vorgeschlagene nuklidspezifische Modell zur Mobilisierung relevanter Aktivitätsträger aus endgelagerten HTR-BE unter Laugeneinwirkung geprüft und erweitert. Die Versuche erfolgen unter dem Endlagerangenäherten Bedingungen hauptsächlich in gesättigter sog. quinärer Lauge, die aus NaCl, MgCl<sub>2</sub>, KCl, MgSO<sub>4</sub> und H<sub>2</sub>O besteht.

Den bisherigen Kern der Untersuchungen bildeten teils mehrjährige Auslaugversuche mit ganzen Brennelementen bei Temperaturen bis zu 200°C und Drücken bis zu 300 bar entsprechend den für die Endlagerung festgelegten Maximalbedingungen. In den Heißen Zellen der KFA wurden dementsprechende Autoklaven installiert, in die verschiedene relevante AVR-BE-Typen sowie ein im HFR-Petten bestrahltes Brennelement eingesetzt wurden. In der Tabelle 1 sind die Versuche und ihre Standzeiten aufgeführt. Versuch 1 wurde mit ungesättigter Lauge gefahren, weil ein angeschlossener Spülkreislauf nicht verstopfen durfte. Die anderen Versuche wurden mit bei 55°C gesättigter Lauge und NaCl Bodenkörper durchgeführt.

Zur Laugenentnahme mußte jeweils der Druck entlastet, die Temperatur auf etwa 60°C reduziert und das Brennelement entnommen werden. Die Versuche wurden mit etwa monatlichem Laugenwechsel durchgeführt. Schwierigkeiten

BE-Type	90°C/130 bar	200°C/130 bar	200°C/300 bar
GO 1 (BISO-HEU)	1230	410	210
GO 2 (TRISO-HEU)	510	-	-
HFR-K3 (TRISO-HEU)	620	-	-
GLE 1 (TRISO-LEU mit Defekten)	230	-	-
GLE 3 (LEU-TRISO)		in Vorbereitung	
GO T (BISO-HEU)	-	-	330

Tabelle 1: Auslaugbedingungen und Versuchsdauer (d)

traten bei der Wahl des Autoklavenmaterials auf. Es zeigte sich, daß Autoklaven aus V4A durch Spannungs-Riß-Korrosion nach 1 Jahr unbrauchbar wurden, bessere Erfahrungen wurden mit Hastelloy gemacht.

Die ausgelaugte Aktivität bestand hauptsächlich aus Cs 137, Cs 134, Sr 90, Ce 144, Ba 133, Eu 154 sowie Co 60.

Abb. 2 zeigt am Beispiel des Cs 137 die typischen Zeitverläufe der Auslaugraten für BE mit BISO- und TRISO-beschichteten Teilchen. Bei Laugbeginn wird das an Oberflächen bzw. im Porensystem des Matrixmaterials gebundene Cs abgelaut.

Dieser Anteil beträgt 10 - 20 % des im Matrixmaterial vorhandenen Cs, welches hauptsächlich aus der Urkontamination stammt. Nach etwa 200 - 300 Tagen wird eine quasistationäre Auslaugrate beobachtet, die offensichtlich durch das aus den Graphitkörnern in der Matrix herausdifundierende Cs bestimmt ist. Eine Druckabhängigkeit konnte nicht beobachtet werden, dagegen setzen BE mit TRISO-beschichtetem Brennstoff aufgrund der niedrigeren Kontamination deutlich weniger Cs frei.

Für die Nuklide, die für die Langzeitsicherheit des Endlagers entscheidend sind, z.B. J 129, Tc 99 und Np 237 sind noch geringere Auslaugraten zu erwarten. Analysen dieser Elemente, die meßtechnisch außerordentlich aufwendig sind, wurden durch die Zentralabteilung Chemische Analyse der KFA sowie durch das Institut für Chemische Technologie durchgeführt.

Die aus der Matrix ausgelaugte J 129-Menge lag etwa einen Faktor 3 unter der des Cs. Die Tc 99-Werte lagen im Bereich der Nachweisgrenze von 0,4 Bq/ml, ebenso die der  $\alpha$ -strahlenden Nuklide.

Zukünftige Arbeiten konzentrieren sich auf Brennelemente mit mit LEU-TRISO-Brennstoff sowie auf BE, die im Zerdrücktest in endlagerrelevanter Weise beschädigt wurden.

In gesonderten Versuchen wird das Freisetzungsverhalten aus einzelnen de-

fekten Brennstoffteilchen in Lauge gemessen und die Korrosionsfestigkeit der Partikelhüllschichten untersucht. Die bisherigen Ergebnisse an angeschliffenen Partikeln zeigen die erwarteten erhöhten Freisetzungsraten aber keine meßbare Beeinträchtigung der PyC-Hüllschichten.

Zur vollständigen Beschreibung des Quellterms bei Laugenzutritt gehört die Ermittlung der Freisetzungsraten aus den Brennstoffkernen selbst. Hierzu wird im KFA-Institut für Chemische Technologie ein Auslaugexperiment mit hochabgebranntem  $UO_2$ - und  $(Th,U)O_2$ -Brennstoff in Form von vollständig freigelegten Kernen durchgeführt, die aus intakten Partikeln aus bestrahlten Kugeln gewonnen wurden.

Gelaugt werden derzeit Kerne mit 10.7 % FIMA Abbrand ( $UO_2$ ) bzw. 12.1% FIMA ( $(Th,U)O_2$ ) bei 20°C/1 bar, 20°C/130bar, 90°C/1 bar und 90°C/130 bar, um auch die Druck- bzw. Temperaturabhängigkeit ermitteln zu können.

Abb. 3 zeigt einen nicht gelaugten  $UO_2$ -Kern mit bereits deutlichen Aufbrüchen an den Korngrenzen.

Abb. 4 zeigt einen  $UO_2$ -Kern nach 62 Tagen in Q-Lauge bei 90°C/130 bar. Die Oberflächen sind stark korrodiert; der Kern ist zerfallen.

Abb. 5 zeigt die Laugkurven für einen  $UO_2$ -Kern bei 20°C/1 bar bis zu 320 Tagen Laugzeit. Bei dieser milden Laugung werden bereits bis zu 3 % Austrag bei den leichter löslichen Radionukliden beobachtet.

Abb. 6 zeigt die Laugkurven für einen  $UO_2$ -Kern bei 90°C/130 bar bis zu 250 Tagen Laugzeit. Der Kern war nach etwa 80 Tagen zerfallen. Die Auslaugung einiger Radionuklide ist nahezu vollständig; selbst Uran ist bereits zu mehr als 80 % in Lösung gegangen.

Die Versuche mit  $(Th,U)O_2$ -Kernen sind noch jung; erste Ergebnisse zeigen eine deutlich höhere Laugbeständigkeit als bei  $UO_2$ -Kernen zu beobachten ist.

Im gleichen Fachinstitut sollen auch mögliche strahlenchemische Effekte

bei Laugeneinwirkung auf abgebrannte Brennelemente ohne und mit Sauerstoffzutritt untersucht werden. Dazu gehören Messungen der Radiolysegasbildung und dessen Zusammensetzung sowie der Bildung gasförmiger und Auslaugung löslicher C 14-Verbindungen im Hinblick auf evtl. Korrosion der BE-Matrix. Ein erster Versuch bei Raumtemperatur mit einem Brennelement aus dem AVR soll Ende 1987 beginnen.

## **6. Mobilisierungsansatz für Betrachtungen zur Langzeitsicherheit des Endlagers**

Voraussetzung für eine Analyse der Langzeitsicherheit endgelagerter HTR-BE ist die Vorhersage

- der mechanischen Wechselwirkung zwischen dem Wirtsgestein Salz und den Endlagergebänden
- der evtl. korrosiven Einwirkung von Salzlaugen
- des Auslaugverhaltens des HTR-Brennstoffs
- der Bildung von Radiolysegas

Entwickelt wurde zunächst ein Diffusions-/Adsorptionsmodell zur Beschreibung der Auslaugkinetik und dieses verglichen mit den experimentellen Ergebnissen. Das Modell enthält folgende Voraussetzungen und Ansätze:

- vollständige Ausfüllung des offenen Porensystems der Brennelemente mit Lauge infolge des hohen Laugendruckes
- keine Freisetzung aus intakten Brennstoffteilchen
- Aufteilung der mobilisierbaren, nuklidspezifischen Aktivität außerhalb der Brennstoffteilchen in einen leicht zugänglichen Anteil, der an Porenoberflächen adsorbiert ist und einen Anteil in den Graphitkörnern
- Diffusion aus den Körnern an die Korn- und Porenoberflächen
- lokales Lösungsgleichgewicht zwischen oberflächlich adsorbierter und in Lauge gelöster Nuklidkonzentration
- Porendiffusion der gelösten Nuklide an die BE-Oberfläche

Mit diesem Modell kann die Auslaugkinetik ganzer Brennelemente gut erfaßt werden; es wird derzeit erweitert auf die Nuklidmobilisierung aus Defektpartikeln mit und ohne Matrixeinbettung.

Mit dem Modell verbunden wird ein Mobilisierungsansatz, in dem drei Quellen separat betrachtet werden:

- das Matrixmaterial mit Poren und Kornanteil
- defekte beschichtete Partikeln (mit Kern- und Pufferschichtinventaren)
- intakte beschichtete Partikeln

Für letztere wird hypothetisch ein Versagen der Hüllschichten durch Korrosion angenommen, obwohl experimentell keine Anzeichen solcher Schädigung bestehen.

Experimentelle Untersuchungsergebnisse, der Mobilisierungsansatz, Brennstoff- und vorläufige Gebindeangaben wurden zu einem Datensatz zusammengestellt, mit dem im Institut für Tieflagerung der Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung Rechnungen zur Langzeitsicherheit für in Bohrlochtechnik endgelagerte HTR-BE durchgeführt werden.

## 7. Referenzen

- 1) Stand und Ziele der Arbeiten zur Zwischen- und Endlagerung von HTR-Brennelementen,  
G.Kaiser (KFA), H.Huschka (NUKEM), E.Merz (KFA), H.Nickel (KFA),  
W.Theymann (HRB)  
Jahrestagung Kerntechnik '85, München, Tagungsbericht ISSN 0720-9207,365-68
- 2) Auslaugung von abgebrannten HTR-Brennelementen unter Endlagerbedingungen  
K.Röllig (HRB), U.Brinkmann (KFA), R.Duwe (KFA), W.Rind (NUKEM)  
Jahrestagung Kerntechnik '85, München, Tagungsbericht ISSN 0720-9207,377-80

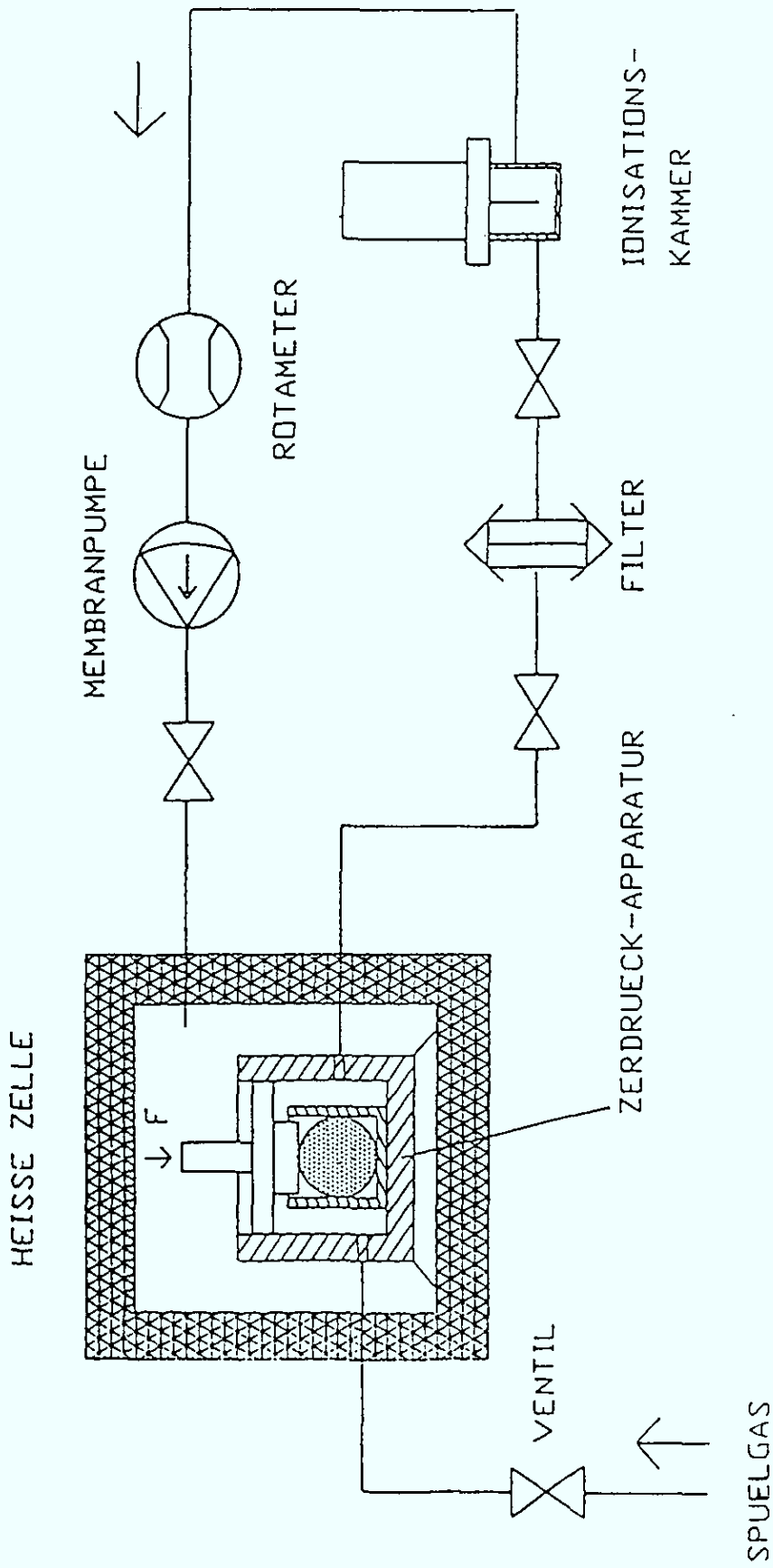


Abb. 1: Zerdrückapparat mit Gaskreislauf zur Erfassung der Aktivitätsfreisetzung (schematisch)

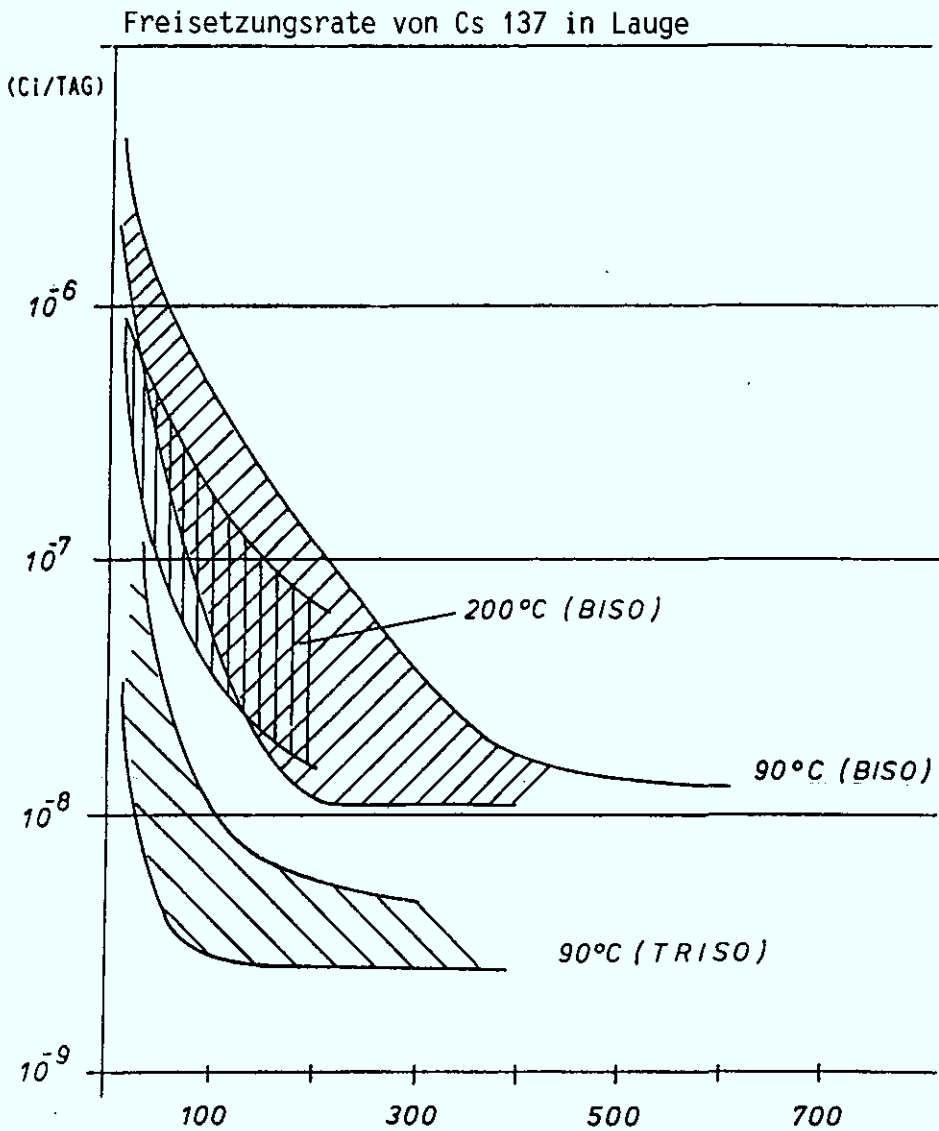


Abb. 2: Freisetzungsverlauf von Cs 137 aus 7 Versuchsreihen bei 90°C und 200°C Laugentemperatur und Drücken bis 300 bar für HTR-Brennelemente mit BISO- und TRISO-beschichteten Partikeln

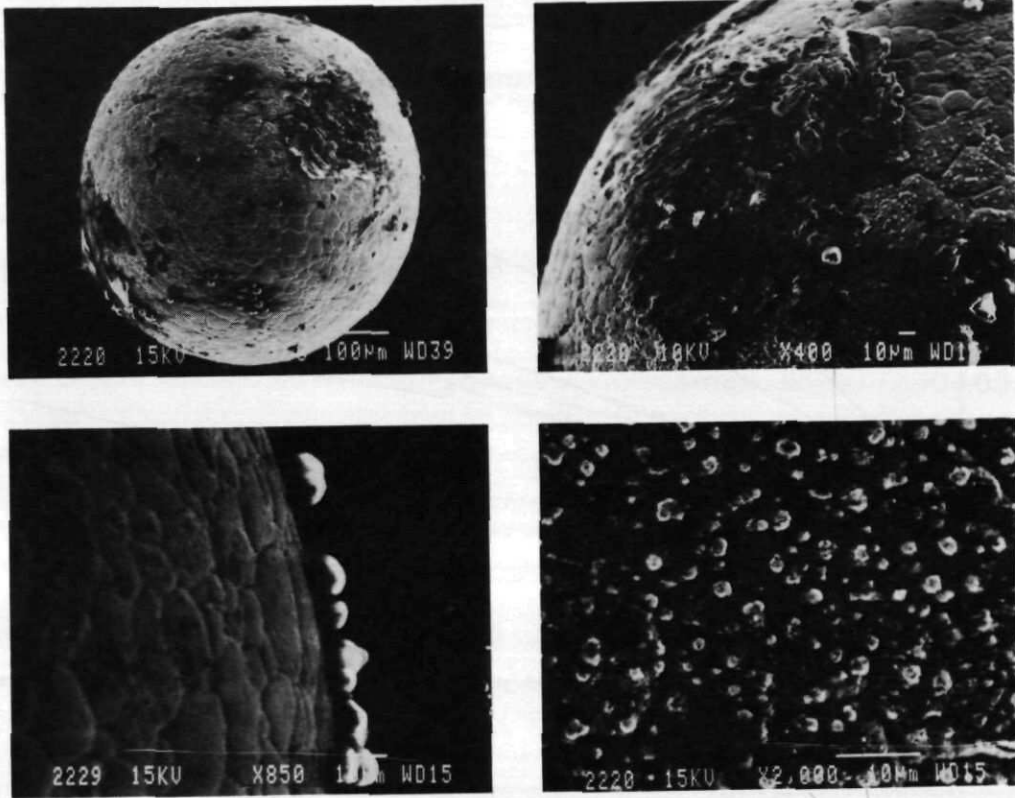


Abb.3: UO<sub>2</sub>-Kern (5), 10.7% FIMA, nicht gelaugt

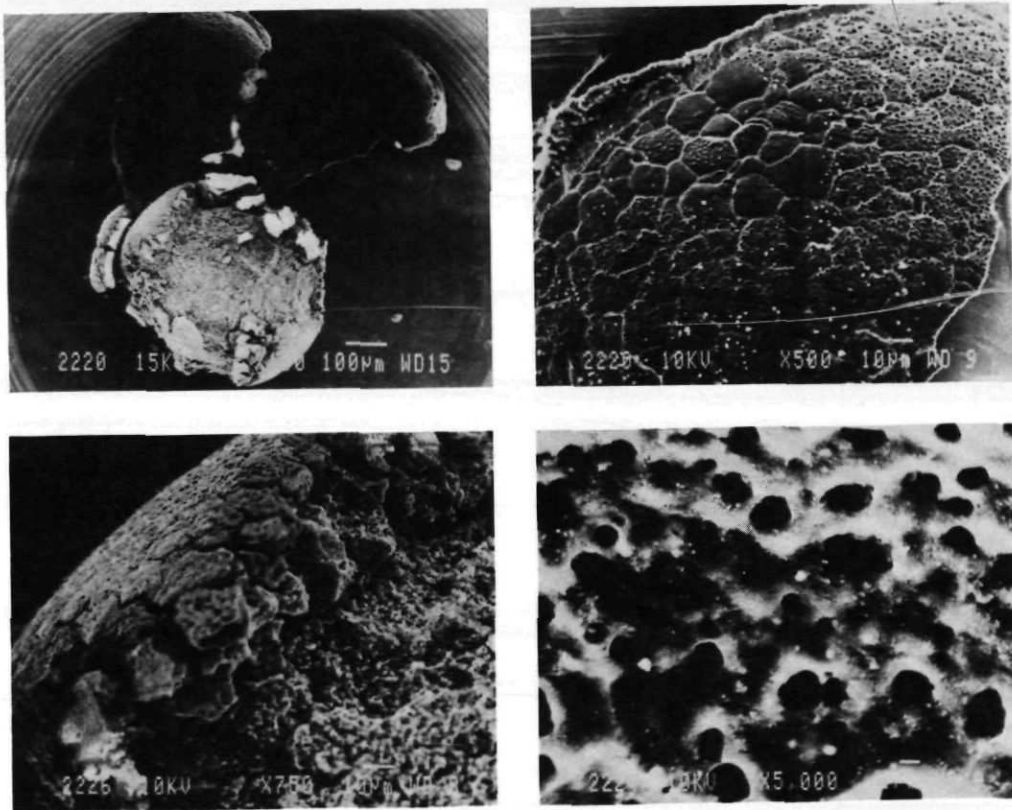


Abb.4: UO<sub>2</sub>-Kern (1), 10.7% FIMA, 62d in quinärer Lauge (Q-Punkt) bei 90°C, 130 bar

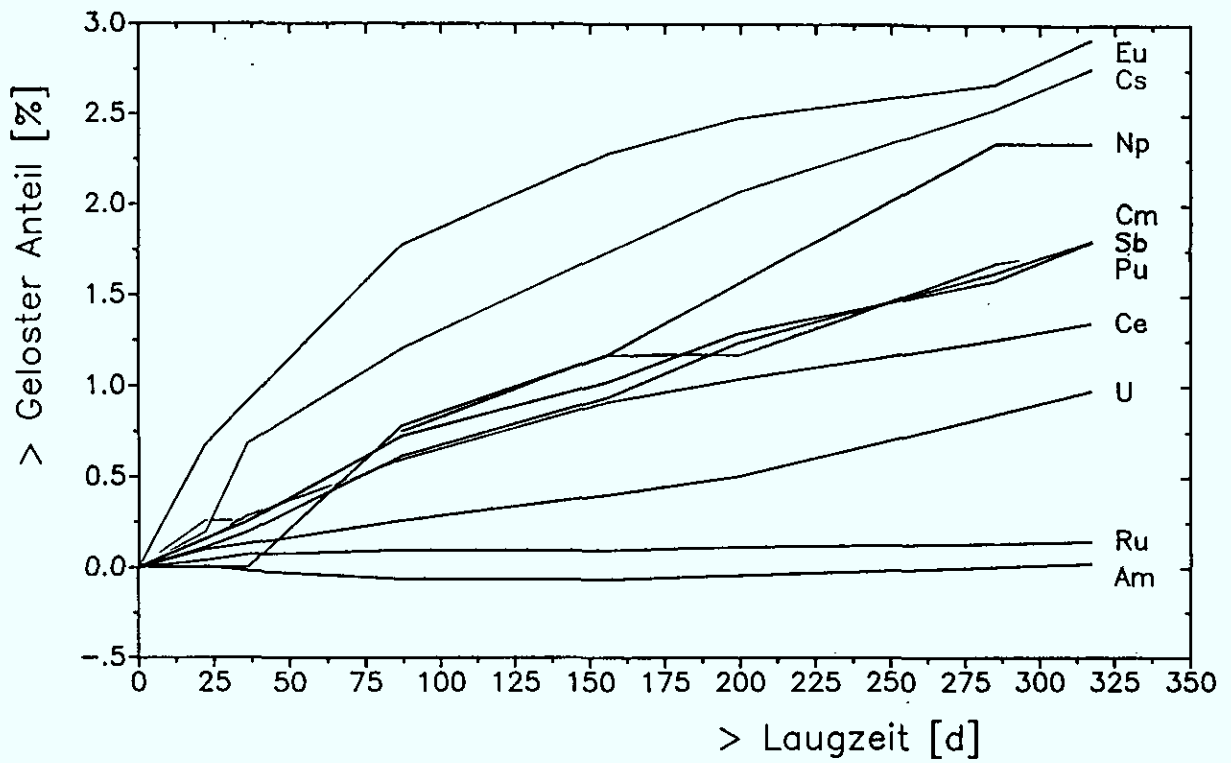


Abb.5: Radionuklid-Laugung aus  $UO_2$ -Kernen mit Q-Lauge bei 20°C / 1 bar

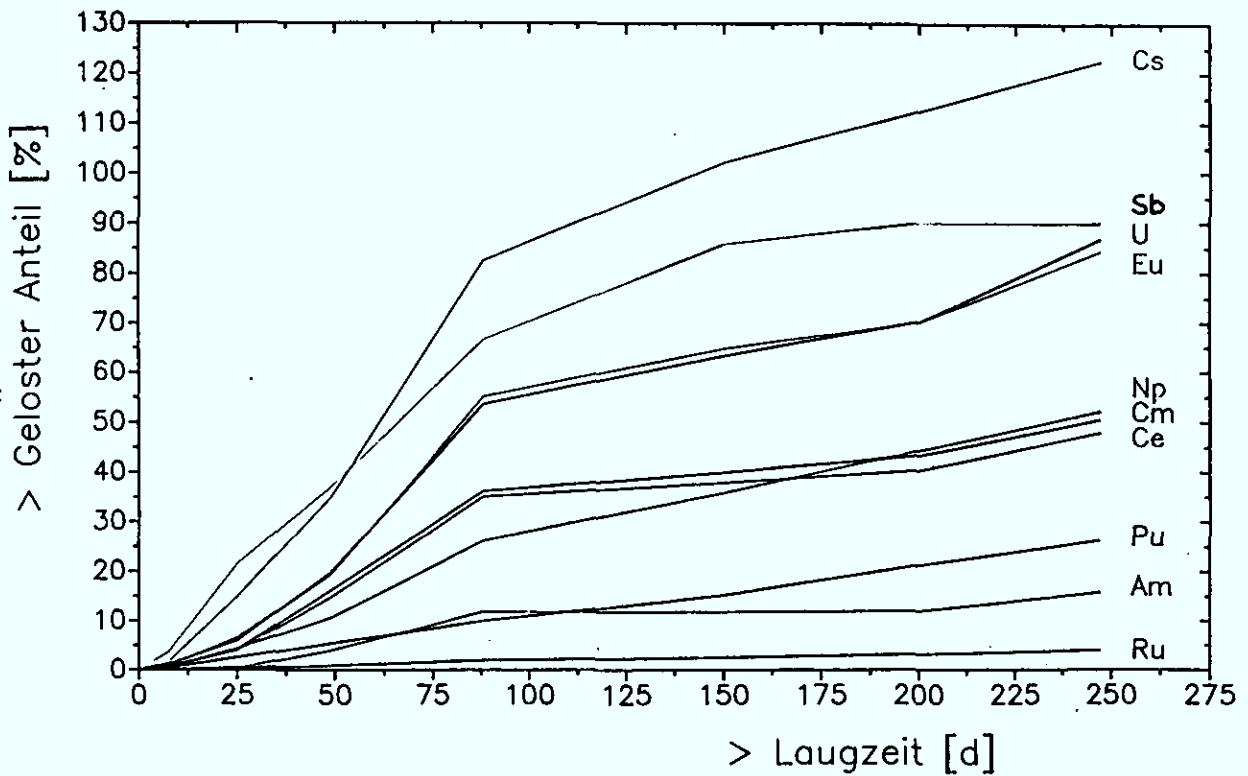


Abb.6: Radionuklid-Laugung aus  $UO_2$ -Kernen mit Q-Lauge bei 90°C / 130 bar

**Endlagerung von HTR-Brennelementen  
nach der Bohrlochtechnologie**

E. Barnert, U. Brinkmann , H. Brücher  
K. Kroth, D. Niephaus

Kurzfassung

In der Bundesrepublik Deutschland sollen radioaktive Abfälle mit merklicher Wärmeentwicklung in vertikalen Bohrlöchern im Steinsalz endgelagert werden. Zu diesen Abfällen zählen bestimmte mittelradioaktive Abfälle aus der LWR-Wiederaufarbeitung sowie verbrauchte Brennelemente aus Hochtemperaturreaktoren. Die zur Endlagerung dieser Abfälle erforderliche Technik wird im Rahmen des Projekts "MAW- und HTR-BE-Versuchseinlagerung in Bohrlöchern" unter Leitung der KFA-Jülich erarbeitet. Zielsetzung und Organisation des Projekts werden vorgestellt, und der Stand der Arbeiten wird unter besonderer Berücksichtigung des Schwerpunktes HTR-Entsorgung geschildert.

### Einführung

Im Vortrag von Herrn Dr. Röllig wird kurz das Entsorgungskonzept für Hochtemperaturreaktoren (HTR) vorgestellt, das für alle derzeit absehbaren Anlagen in den Pfad der direkten Endlagerung der Brennelemente nach der Bohrlochtechnologie einmündet.

Als Bohrlochtechnologie gilt hier diejenige Technik, die bereits seit vielen Jahren für die Endlagerung wärmeentwickelnder Abfälle aus der Wiederaufarbeitung von Leichtwasserreaktor-Brennelementen in unabgeschirmten und nicht druckfesten Fässern in Aussicht genommen und seit 1983 in einem eigenständigen, vom Institut für Chemische Technologie der Nuklearen Entsorgung (ICT) der Kernforschungsanlage Jülich (KFA) geführten Forschungs- und Entwicklungsvorhaben (F+E) im Auftrag des Bundesministers für Forschung und Technologie (BMFT) zur prototypischen Reife geführt wird.

Diese Technologie bietet sich für die verbrauchten Brennelemente des HTR an, weil die nuklearen Kennwerte, insbesondere die der volumenspezifischen Nachwärme- und Dosisleistungen, zumindest während der Betriebsphase des Endlagers, aber auch die Freisetzung gasförmiger Radionuklide von vergleichbarer Größe wie die vom sog. wärmeentwickelnden LWR-MAW sind.

## Bohrlochtechnologie

### Zielsetzung des F+E-Vorhabens

Wie bereits oben erwähnt, wird in einem von der KFA/ICT geleiteten Vorhaben die Endlagerung von HTR-Brennelementen (HTR-BE) nach der Bohrlochtechnologie bearbeitet. Die Untersuchungen zur Endlagerung von HTR-BE sind eingebettet in das Gesamtvorhaben mit dem Titel: "MAW- und HTR-BE-Versuchseinlagerung in Bohrlöchern". Gesamtziel des Projektes ist die Entwicklung und Erprobung einer Technik für die Endlagerung der genannten radioaktiven Abfälle in unverrohrten Bohrlöchern im Salz. (Siehe hierzu Abb. 1).

Die Arbeiten sind in zwei Teilvorhaben unterteilt. Im Teilvorhaben I "Einlagerungs- und Bohrlochverschlußtechnik" soll die Technik zur Endlagerung der Abfallgebinde in unverrohrten Bohrlöchern im Salz (die sog. MAW- Bohrlochtechnik)

<b>MAW- und HTR-BE-Versuchseinlagerung in Bohrlöchern</b>	
<b>Zielsetzung des F + E-Vorhabens:</b> Bereitstellung einer Technik für die Endlagerung von zementiertem Feedklärschlamm, Brennelementhülsen und Brennelementstrukturteilen sowie von verbrauchten HTR-Brennelementen in unverrohrten Bohrlöchern im Salz	
<b>Teilvorhaben I:</b> <b>Einlagerungs-/Bohrlochverschlußtechnik</b> <ul style="list-style-type: none"><li>● Komponentenentwicklung für Endlager</li><li>● Sicherheitstechnische Nachweise</li><li>● Kalterprobung mit prototypischen Komponenten in Asse</li></ul>	<b>Teilvorhaben II:</b> <b>Rückholbarer Einlagerversuch</b> <ul style="list-style-type: none"><li>● Charakterisierung der Versuchsgebinde</li><li>● Wechselwirkungen zwischen Salzgestein und Abfallgebinden</li><li>● Rückholbare Versuchseinlagerung mit echten Abfallgebinden in Asse</li></ul>

Abb. 1: Zielsetzung und Aufbau des Vorhabens

entwickelt werden. Die Randbedingungen sind durch den großtechnischen Einsatz dieser Technik im geplanten Endlager Gorleben vorgegeben. Die prototypischen Komponenten werden im Rahmen eines Kaltversuches mit nicht radioaktiven Abfallgebunden im Salzbergwerk ASSE getestet.

Im Mittelpunkt von Teilprojekt II "Rückholbarer Einlagererversuch" steht der experimentelle Nachweis der sicheren untertägigen Handhabbarkeit von MAW- und HTR-BE-Abfallgebunden und die Demonstration der Bohrlocheinlagerungstechnik im Rahmen eines in situ-Versuches mit echten Abfallgebunden in der ASSE. Die Abfälle müssen nach Ende einer Versuchsdauer von bis zu 5 Jahren aus dem Bergwerk entfernt werden. Die sich für dieses Teilvorhaben ergebenden Randbedingungen sind durch die zur Verfügung stehenden Versuchsgebände, den Versuchsort ASSE und durch die genehmigungsrechtliche Forderung nach Rückholung der Gebände vorgegeben. Das führt dazu, daß auf den Einsatz der endlagerprototypischen Komponenten aus Teilvorhaben I bei der Versuchseinlagerung der echten Abfallgebände verzichtet wird.

Weitere Arbeitspunkte des Teilvorhabens II sind die Charakterisierung der Versuchsgebände sowie Untersuchungen bezüglich der Wechselwirkungen zwischen Salzgestein und Abfallgebunden.

## Einlagerungs- und Bohrlochverschlusstechnik

Eine schematische Darstellung der Einlagerungs- und Bohrlochverschlusstechnik zeigt die Abbildung 2.

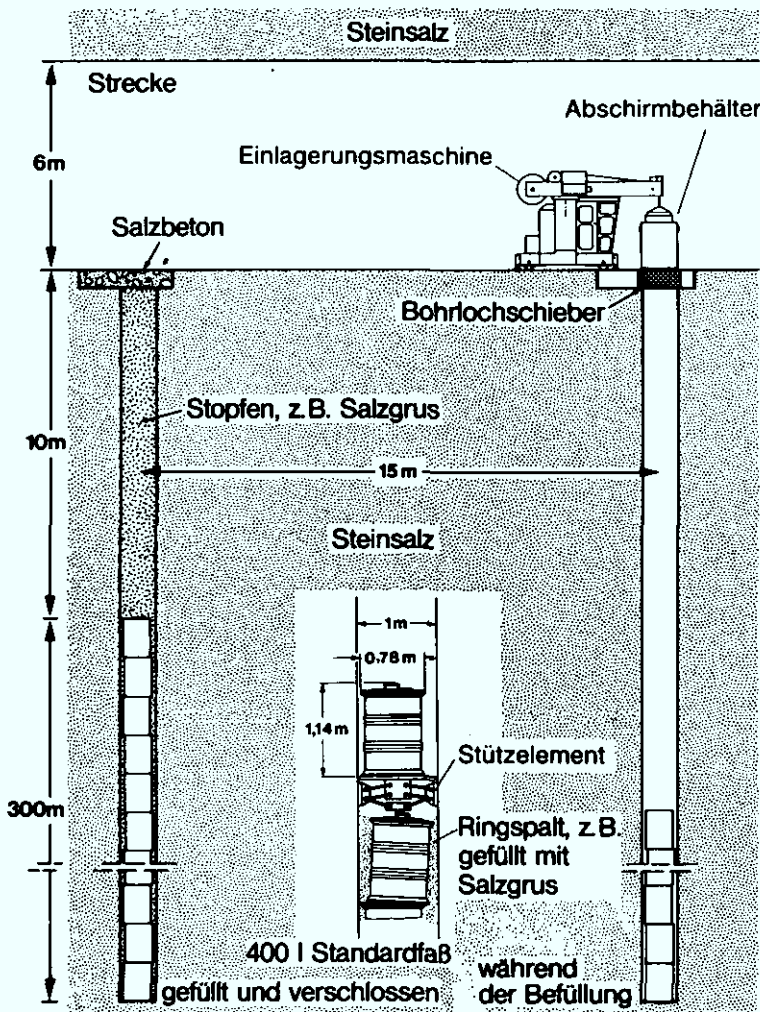


Abb. 2: Schematische Darstellung der Einlagerungs- und Bohrlochverschlusstechnik für MAW und HTR-BE.

Auf der rechten Seite der Abbildung ist ein etwa 310 m tiefes Bohrloch während der Befüllungsphase dargestellt. Das Bohrloch ist zur Strecke hin mit einem Bohrlochschieber ver-

schlossen. Auf den Bohrlochschieber wird z.B. von einem Hubtransportwagen der Transport- bzw. Abschirmbehälter, in dem sich das 400 l-Abfallgebilde befindet, abgesetzt. Alle weiteren Arbeitsschritte übernimmt die Einlagerungsmaschine. Über ein Koppelsystem wird der Gebindegreifer im Abschirmbehälter betätigt, Bohrlochschieber und Boden des Abschirmbehälters werden gemeinsam geöffnet und das Gebilde wird kontrolliert in das Bohrloch abgesenkt.

Um ein Zerstoren von Gebinden während der Befüllungsphase durch Stapelkräfte zu vermeiden, wird an eine Ableitung der Stapelkräfte in die Bohrlochwand gedacht. In der Abbildung 2 sind zwei Möglichkeiten dazu gezeigt.

Dargestellt ist z.B. ein sog. Stützelement, daß nach einer bestimmten Anzahl von Gebinden in das Bohrloch hinabgelassen wird, sich dort durch eine sinnvolle Mechanik an der Bohrlochwand abstützt und so die auf ihm stehende Gebindesäule trägt. Es erfolgt damit eine vollkommene Entkopplung von Stützelement und unterer Gebindesäule.

Eine weitere Möglichkeit zur Lastableitung ergibt sich mit der Verfüllung des Ringspalt zwischen Gebilde und Bohrlochwand z.B. mit Salzgrus. Die Krafteinleitung in die Bohrlochwand erfolgt dabei über die Reibungskräfte im Grus.

Gleichzeitig mit der Lastableitung wird durch die Ringspaltverfüllung eine Konvektion im Bohrloch im Bereich der Verfüllung unterdrückt.

Zusätzliche Möglichkeiten der Ableitung der Stapelkräfte ergeben sich aus der Kombination von Stützelement und Ringspaltverfüllung bzw. aus bestimmten Varianten der Ringspaltverfüllung. Ein Beispiel hierfür ist die überdeckende Verfüllung.

Das Bohrloch wird bis etwa 10 m unter Streckensohle mit Abfallgebinden gefüllt. Die restlichen 10 m nehmen den Bohrlochstopfen auf. (Linke Seite der Abbildung 2). Der Bohrlochstopfen dient

- der Abschirmung der Direktstrahlung aus dem Bohrloch sowie
- der Rückhaltung von Gasen während der Betriebszeit der Strecke.

Als Bohrlochstopfen sind zwei Varianten erarbeitet worden. Die Variante I zeichnet sich durch eine geringe Anfangsdichte aus.

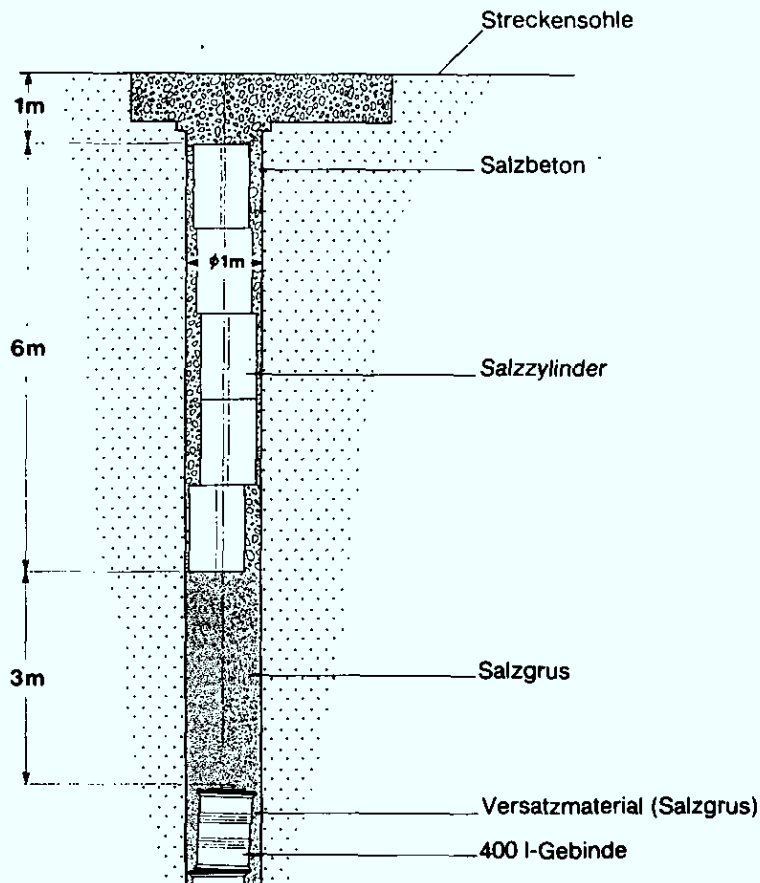


Abb. 3: Bohrlochstopfen  
(prinzipieller Aufbau, Variante II)

Das Stopfenmaterial ist bis auf den Stopfenkopf Salzgrus. Die Variante II ist in Abbildung 3 gezeigt. Sie ist charakterisiert durch eine hohe Anfangsdichte.

Im Rahmen eines in situ- Versuches im Salzbergwerk ASSE wird diese Einlagerungs- und Bohrlochverschlusstechnik unter Verwendung aller erforderlichen Komponenten inaktiv getestet.

Dazu steht in der ASSE auf der 800-m-Sohle eine etwa 50 m lange Versuchsstrecke BV zur Verfügung. (Siehe hierzu Abbildung 4). In der Strecke ist das Niederbringen von drei Bohrungen geplant.

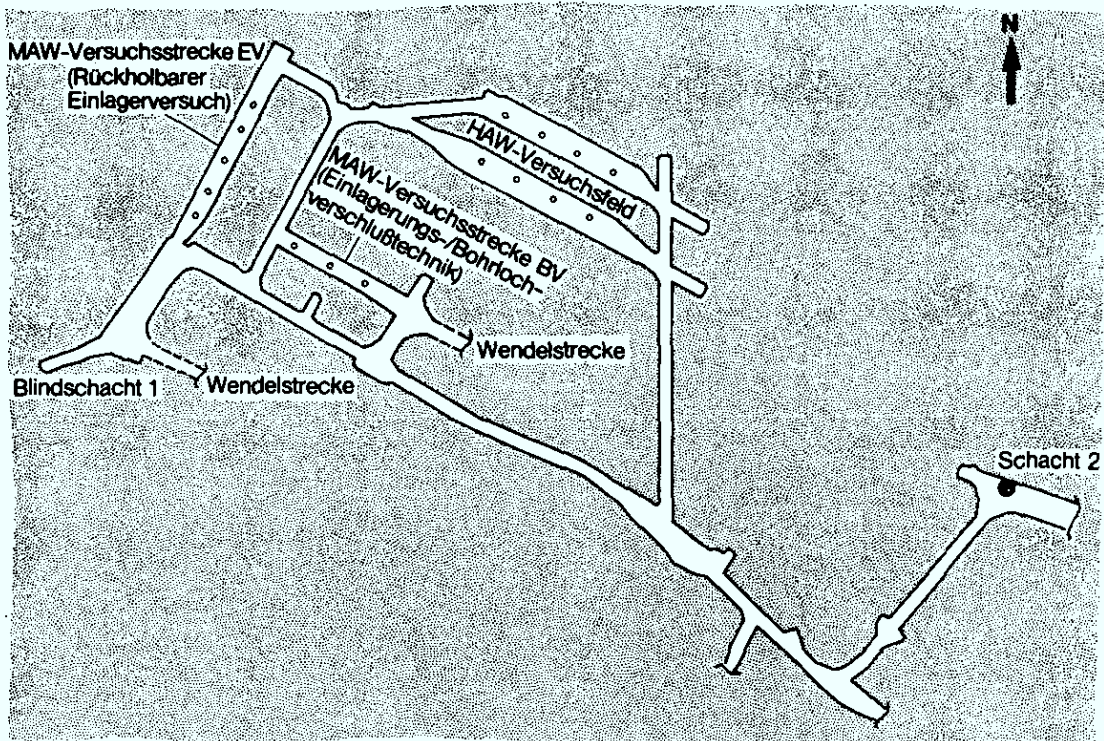


Abb. 4: Versuchsstrecken auf der 800-m-Sohle des Salzbergwerkes ASSE

Ein Bohrloch wird voraussichtlich 30 m bis 50 m tief gebohrt werden. Hier wird die Einlagerungstechnik, d.h. das Absenken der inaktiven Gebinde, das Einbringen des Versatzes bzw. der Stützelemente, die Handhabung des Bohrlochschiebers, der Behälter und der Einlagerungsmaschine getestet. Damit werden alle für die Einlagerungstechnik benötigten Komponenten erprobt. Anschließend wird das Bohrloch mit dem ausgewählten Stopfen verschlossen.

Das zweite Bohrloch wird mindestens 10 m tief gebohrt werden. In dieses Bohrloch wird der Referenzstopfen eingebracht. Mit entsprechender Instrumentierung beider Bohrlöcher sind Versuchsserien geplant, die z.B. Auskunft geben über die Fragen

- wie groß ist die Gasdurchlässigkeit des Verschlusses,
- welchen Einfluß haben Parameter wie Zeit, Gasdruck, Temperatur oder Gebirgskonvergenz auf die Permeationsrate durch den Stopfen,
- wie groß ist die Permeationsrate im verfüllten Bohrloch,
- welche Stapelkräfte wirken auf die eingelagerten Gebinde und welche Kräfte führen zum Versagen der Gebinde usw.

Das dritte Bohrloch ist ein Reservebohrloch und steht z.B. für ergänzende geomechanische Messungen zur Verfügung.

### HTR-Endlagergebände für die Bohrlochtechnologie

Die Auslegung des HTR Endlagergebändes orientiert sich entsprechend der vorgesehenen Einlagerungstechnik am geplanten 400-1-MAW-Endlagergebände. Danach liegen die Außenabmessungen des HTR-Gebändes mit  $D \approx 780$  mm und  $H \approx 1100$  mm fest. Die Gewichtsbegrenzung erlaubt ein Maximalgewicht des gefüllten Gebäudes von  $G = 2000$  kg. Die Anschlagtechnik wird im Rahmen des hier vorgestellten Vorhabens entwickelt.

Aus Basis der Lagerguteigenschaften, die gekennzeichnet werden durch z.B. mechanische Stabilität und Freisetungsverhalten der HTR-BE, stehen in Verbindung mit den Anforderungen aus der der Endlagerplanung bezüglich der Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung in 1987/88 zur Auslegung des HTR-Gebändes folgende Entscheidungen an:

- Festlegung der Auslegungskriterien und Designparameter (Abstimmung mit Projektpartnern/Verursachern)
- Verfüllung der Brennelementschüttung im Gebäude (Optimierung mechanischer Eigenschaften/Hohlraumreduzierung)
- Gebäude mit/ohne Innenbehälter (Innenbehälter bei MAW vorgesehen).

### Rückholbarer Einlagerversuch

Im Rahmen eines mehrjährigen Einlagerversuchs wird unter realen Bergwerksbedingungen und mit echten radioaktiven Abfälle gezeigt, daß der wärmeentwickelnde Abfall untertage gehandhabt und in Bohrlöcher eingelagert werden kann, und daß diese Lagerbohrlöcher unter Einhaltung der Strahlenschutzbestimmungen sicher betrieben werden können. Nach Versuchsende werden die Abfälle wieder aus dem Bergwerk entfernt. Für die Handhabung der Gebinde wird soweit als möglich auf bekannte Komponenten zurückgegriffen.

Im Einlagerversuch werden neben speziell präparierten 200-1-MAW-Abfallgebinden aus der Aufarbeitung von hochabgebranntem GKN-Brennstoff aus der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe (WAK) vier Trockenlagerkannen mit einem Inhalt von je 950 Brennelementen aus dem Jülicher AVR-Hochtemperaturreaktor eingesetzt.

Die AVR-Trockenlagerkannen und die 200-1-MAW-Fässer sind die derzeit verfügbaren Gebindearten. Bezüglich Geometrie, Inhalt und Fixierungsart weichen sie mehr oder weniger stark von den für die Endlagerung vorgesehenen Abfallgebinden ab. Bei der Übertragung von Ergebnissen aus dem Einlagerversuch auf die Endlagerung sind diese Unterschiede zu berücksichtigen.

Der aktive in situ- Einlagerversuch wird in der etwa 80 m langen Versuchsstrecke EV durchgeführt. (Siehe Abbildung 4). Fünf Lagerbohrlöcher mit einem Durchmesser von 1 m und einer Tiefe von 10 m wurden in die Streckensohle niedergebracht. In die drei zentralen Bohrlöcher werden die Abfallgebinde rückholbar eingelagert. (Siehe hierzu Abbildung 5). Sie stehen dabei in einem offenen Korbgestell, das sich seitlich

und am Boden des Bohrlochs abstützt und die für die Rückholung erforderlich Führung und Positionierung der Gebinde gewährleistet. Der Ringspalt zwischen Korbgestell und unverrohrter Bohrlochwand wird überwacht. Er ist so dimensioniert, daß sein Zuwachsen durch Gebirgskonvergenz während der maximal fünfjährigen Versuchsdauer praktisch ausgeschlossen werden kann. Durch eine elektrische Zusatzheizung wird ein endlagerrelevantes Temperaturniveau von etwa  $60^{\circ}$  C an der Bohrlochwand erzeugt, wobei die Zentraltemperatur in den Gebinden  $90^{\circ}$  C nicht überschreiten darf. Die aktiven Bohrlöcher sind mit einem Bohrlochschieber verschlossen. Die Bohrlochatmosfera wird auf Temperatur, Feuchte, Gaszusammensetzung und radioaktive Gasbestandteile (Wasserstoff, H-3, Kr-85) hin untersucht.

In einem inaktiven, voll instrumentierten Bohrloch (Vorlauf-test) werden die Funktion der sicherheitsrelevanten Einrichtungen und das Konvergenzverhalten des Gebirges versuchsbegleitend und mit einem zeitlichen Vorlauf von etwa einem Jahr vor der Inbetriebnahme der aktiven Bohrlöcher überprüft. Ein zusätzliches Bohrloch wird in Reserve gehalten; an ihm werden geomechanische Kontrollmessungen vorgenommen. Der Lagerversuch wird außerdem durch ein umfangreiches geomechanisches Meßprogramm und eine ingenieurgeologische Kartierung im Umfeld der Lagerbohrungen und der Versuchsstrecke ergänzt.

Für die rückholbare Versuchseinlagerung der vier Trockenlagerkannen mit AVR-Brennelementen muß in Abstimmung mit Eurotom ein Safeguardskonzept erarbeitet werden.

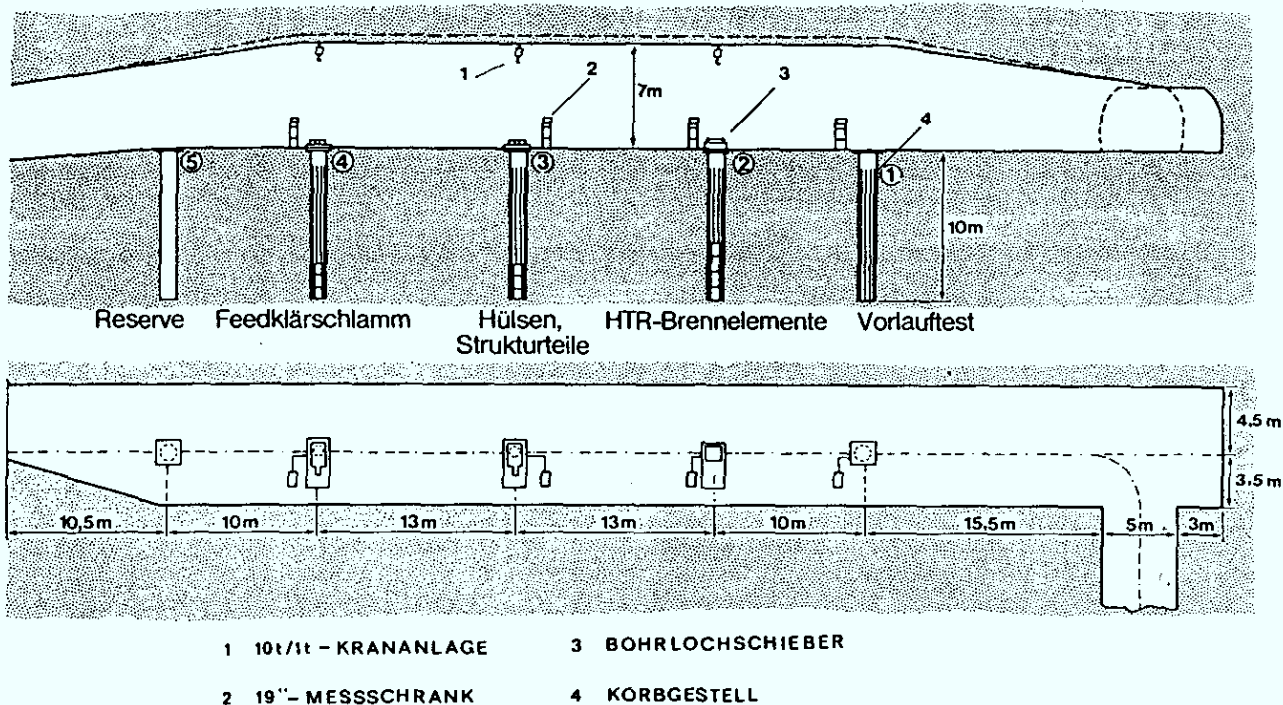


Abb. 5: Ausrüstung der MAW-Versuchsstrecke EV für den rückholbaren Einlagererversuch

In der Abbildung 6 sind die Bohrlocheinbauten zur rückholbaren Einlagerung von vier AVR-Trockenlagerkannen dargestellt. Das Korbgestell dient der genauen Gebindepositionierung im Bohrloch und der Führung des Gebindegreifers. Es ist eine Stahlrohrkonstruktion mit einem Außendurchmesser von 715 mm. Hiermit ergibt sich zwischen Korbgestell und unverrohrter Bohrlochwand ein Zwischenraum von etwa 140 mm. Bereits durchgeführte thermomechanische Rechnungen zur Bohrlochkonvergenz zeigen, daß ein die Rückholung gefährdendes Auflaufen des Gebirges auf das Korbgestell bei diesem Abstand für die geplante Versuchsdauer von ca. fünf Jahren ausgeschlossen werden kann.

Sicherheitshalber aber wird der Abstand Korbgestell-Bohrlochwand in fünf Meßebenen mit jeweils drei Abstandsmesssystemen kontinuierlich überwacht.

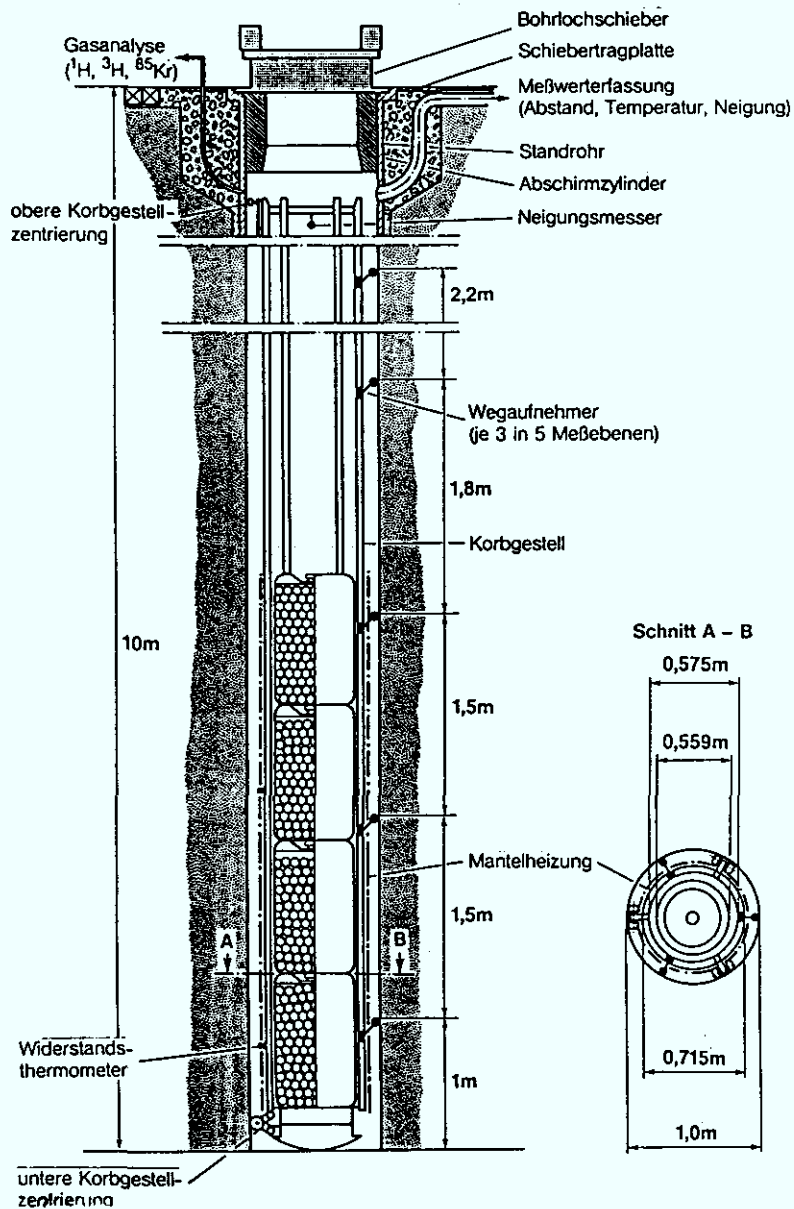


Abb. 6: Ausrüstung des mit vier AVR-Trockenlagerkannen beladenen Bohrloches in der Versuchsstrecke EV

Auf einer Länge, die der Höhe der gestapelten Abfallgebände entspricht, ist auf den unteren Teil des Korbgestells eine Mantelheizung aufgebracht, die ein Anheben der Bohrlochtemperatur auf ein endlagerrelevantes Temperaturniveau (ca. 20° C Temperaturdifferenz zur ungestörten Gebirgstemperatur) ermöglicht.

Stand der Arbeiten und Terminplanung

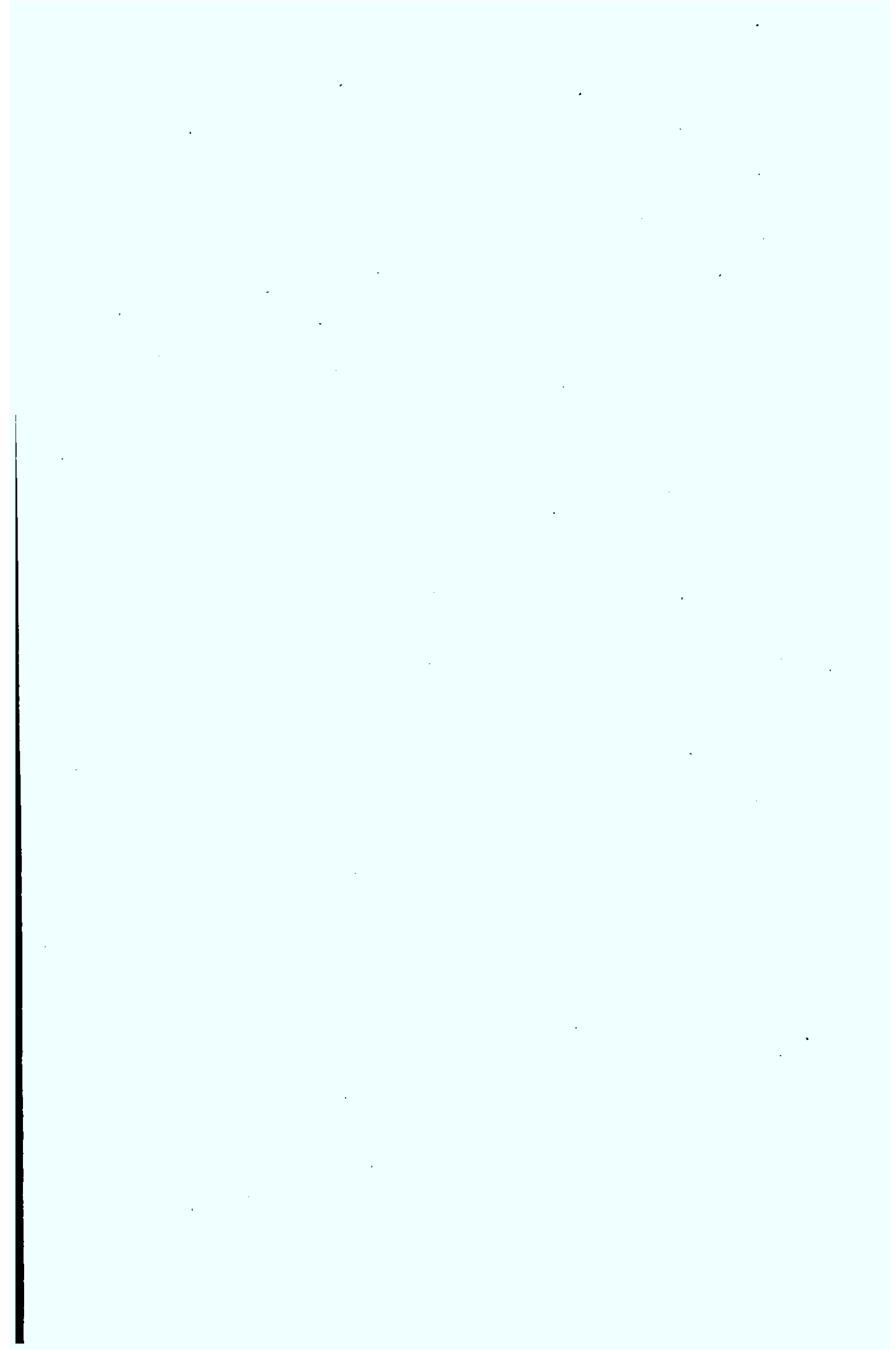
Aus der Terminplanung der PTB für das Endlager in Gorleben mit Auslegung des Plans im Jahr 1992 ergibt sich, daß die wesentlichen Erkenntnisse aus dem hier vorgestellten Projekt im Jahr 1990 vorliegen müssen. Der Rahmenterminplan (Abbildung 7) berücksichtigt diese Vorgabe.

Im Teilprojekt I ist die Konzeptentwicklung in ihre entscheidene Phase getreten und soll bis Ende 1987 in wesentlichen Teilen abgeschlossen sein. Die Versuchsstrecke BV in der ASSE ist aufgefahren und wird in der Folgezeit ausgerüstet. Mit ersten Komponententests ist im Jahr 1989 zu rechnen.

	1983	1984	1985	1986	1987	1988	1989	1990	1991	1992
<b>Teil I: Einlagerungs-/Bohrlochverschlußtechnik</b>										
Konzeptentwicklung	■									
Komponentenentwicklung und -fertigung					■					
Versuchsfelderstellung in Asse				■						
Genehmigungsverfahren					■					
Versuchsdurchführung							■			
<b>Teil II: Rückholbarer Einlagerversuch</b>										
Vorprogramm in Asse	■									
Konzeptentwicklung	■									
Komponentenentwicklung und -fertigung		■								
Heißzellen-Vorversuch			■							
Versuchsfelderstellung in Asse		■								
Genehmigungsverfahren		■								
Versuchsdurchführung						■				
Rückholung der Abfälle, Nachuntersuchung										■
Spaltstoffflußkontrolle für Einlagerversuch		■								
<i>Rahmenterminplan</i>										

Abb. 7: Rahmenterminplan

Im Teilprojekt II sind die Komponenten zur Über- und unter-tägigen Handhabung entwickelt und teilweise gefertigt. Die Versuchsstrecke EV in der ASSE ist aufgefahen, die fünf Lagerbohrungen sind niedergebracht und werden für die Ver-suche ausgerüstet. Mit dem Start des aktiven in situ- Ver-suchs wird nach derzeitigem Planungsstand für die zweite Hälfte des Jahres 1988 gerechnet.



## SCHWERPUNKTE ZUKUNFTIGER ARBEITEN AUF DEM GEBIET DES HTR-BRENNSTOFFKREISLAUFES

N. Kirch, KFA

### Kurzfassung

Das Projekt Hochtemperaturreaktor-Brennstoffkreislauf hat die in den nächsten Jahren vorgesehenen Arbeiten in dem Rahmenprogramm HBK für die Jahre 1987 bis 1993 dargelegt. Dieses Programm wurde erstellt auf der soliden Grundlage der in 10 Jahren erarbeiteten Ergebnisse. Es richtet sich vornehmlich nach den Erfordernissen der HTR-Projekte zur Strom- und Prozeßdampferzeugung und trägt den äußeren forschungspolitischen Randbedingungen gebührend Rechnung.

Die Brennelementerprobung zielt vor allem auf die vollständige Qualifizierung des jetzt entwickelten Brennelementes mit TRISO-beschichteten Partikeln und niedrig angereichertem Uran. Hierzu werden die Massentests im AVR abgeschlossen und Bestrahlungstests durchgeführt, die alle Betriebsbedingungen des HTR-Modul, des HTR-500 und des HTR-100 abdecken sollen. Besonders wichtig sind die Untersuchungen zum Verhalten der Brennelemente unter Störfallbedingungen. Für die Folgeanlagen werden Verfahren und Komponenten für die Brennelementherstellung nach dem neuesten Stand der Technik weiterentwickelt.

Die Entwicklungsarbeiten für Graphit konzentrieren sich auf die Reproduzierbarkeit der Fertigung für die Referenzgraphite, auf die Sicherstellung der Verfügbarkeit geeigneter Rohstoffe unter den zukünftigen Umweltschutzaufgaben und die Aktivitäten durch Erweiterung der Rohstoffbasis und Anpassung der Fertigungsverfahren sowie auf die Qualifikation von Graphitsorten für THTR-Folgeanlagen. Die Entwicklung von borierten Kohlenstoffmaterialien zu Abschirmungs- und Abschaltzwecken stellt eine weitere Aufgabe dar.

Die Technik zur Zwischenlagerung, steht bereit. Zur Endlagerung wird unter Berücksichtigung der technischen und terminlichen Vorgaben aus der Planung des salinaren Endlagers Gorleben gemeinsam mit den Industriepartnern ein Konzept entwickelt, das auf der bei LWR entwickelten Bohrlochtechnik für wärmeentwickelnde Abfälle fußt.

## **1. Heutiger Stand des Projektes**

Die Präsentationen dieses Statusseminars haben gezeigt, daß das Projekt in den vergangenen 10 Jahren erfolgreich gearbeitet und wichtige Ziele erreicht hat. Dabei war es ganz wesentlich, daß die Projektarbeit immer konform war mit den äußeren Randbedingungen und den sich daraus ergebenden Projektzielen. So wurden etwa mit der Entscheidung für die Verwendung niedrig angereicherter Urans die Arbeiten schnell an die sich daraus ergebenden Anforderungen angepaßt; allerdings nicht ohne die Untersuchungen für hochangereichertes Uran mit Sorgfalt abzuschließen. Das Gleiche gilt für den Übergang von der Wiederaufarbeitung zur direkten Entsorgung der Brennelemente. Auch der Wechsel zu einer HTR-spezifischen Sicherheitsphilosophie in der Anlagenplanung wurde vom HBK-Projekt sehr frühzeitig nachvollzogen und durch Versuche unterstützt. Dies hat dazu geführt, daß die verfügbaren Ressourcen an den richtigen Stellen eingesetzt wurden und daß das Projekt heute sehr wesentliche Aussagen liefern kann:

- Das kugelförmige Brennelement ist entwickelt für niedrig angereichertes Uran mit Trisobeschichtung. Das gute Betriebsverhalten ist nachgewiesen.
- Geeignete Graphite für alle Reaktorkernstrukturen sind verfügbar und weitgehend qualifiziert.
- Ein einfaches Entsorgungskonzept für verbrauchte Brennelemente ist entwickelt. Die Technologie zur Zwischenlagerung steht bereit, für die Endlagerung wurde die Bohrlochtechnik mit leichten Gebinden festgelegt.

## **2. Randbedingungen für die zukünftigen Arbeiten**

Wenn man bei dem vorhandenen hohen Entwicklungsstand ein größeres mittelfristiges Programm plant, wie jetzt im HBK-Projekt, dann muß sowohl über die fachliche Notwendigkeit wie auch über die äußeren Randbedingungen Konsensus bestehen.

Die Beteiligten müssen sich insbesondere darüber einig sein, daß Kernenergie nicht ein kurzfristiges Zwischenspiel sein wird, sondern

eine Energiequelle, die langfristig den steigenden, weltweiten Bedarf zu einem großen Teil abdecken wird.

Es muß auch klar sein, daß in einem solchen Szenario der Hochtemperaturreaktor eine besondere Rolle spielen wird: Er wird wegen seiner physikalisch vorgegebenen inhärenten Sicherheitseigenschaften von besonderem Interesse sein und er wird mit seinen hohen Temperaturen Anwendungen für die Kernenergie erschließen, die mit anderen heute erprobten Systemen nicht möglich sind.

Schließlich muß man sich bei der Entscheidung für ein solches weiterführendes Entwicklungsprogramm darüber im klaren sein, daß die Bundesrepublik Deutschland weiterhin weltweit die Führungsrolle bei der HTR-Entwicklung halten wird. Internationale Zusammenarbeit wird gerade im HBK-Projekt seit jeher gepflegt und soll auch in Zukunft so weit wie möglich ausgebaut werden. Dies ist sinnvoll und wahrscheinlich sogar erforderlich, um die eigenen Anstrengungen möglichst abzusichern. Man darf aber nicht erwarten, daß andere Länder die Schritte tun werden, zu denen man im eigenen Land nicht die Kraft hat.

Jedes weiterführende HTR-Entwicklungsprogramm muß natürlich in engstem Bezug stehen zu den im Betrieb befindlichen Anlagen und zu den geplanten Projekten: Der AVR als Testanlage sollte so lange wie möglich optimal genutzt werden für die Massenerprobung der Brennelemente und um das erforderliche Material für Störfalluntersuchungen und für die Endorgungsnachweise zu produzieren.

F+E Arbeiten auf dem HTR-Sektor müssen sich, soweit noch erforderlich, an den Belangen des THTR-Betriebes orientieren. Auch wenn kurzfristige Anforderungen hier die Terminpläne des HBK-Projektes stören, so muß diesen Arbeiten Priorität zugebilligt werden.

Der größte Teil der geplanten Forschungs- und Entwicklungsaufgaben orientiert sich an den zukünftigen HTR-Projekten. Hier versucht das Projekt, den teilweise unterschiedlichen Anforderungen, etwa des HTR 500 oder der kleinen Anlagen in modularer Technik durch eine Entwicklung entgegenzukommen, die alle Erfordernisse abdeckt.

Hinsichtlich der zeitlichen Abwicklung des Arbeitsprogramms muß man sich darauf einstellen, daß die Markteinführung des Hochtemperaturreaktors in naher Zukunft keine großen Sprünge erwarten läßt. Sie wird vielmehr zeitlich gedehnt in kleinen Schritten erfolgen. Ein wichtiges Element des zukünftigen Arbeitsprogramms muß deshalb sein, trotz der zeitlichen Lücke zwischen THTR und Folgeanlagen alle Kenntnisse weiterzutragen und den allgemeinen technischen Fortschritt auch bei der HTR Entwicklung zu implementieren. Dies gilt besonders für die genehmigungs- und sicherheitstechnisch wichtige Komponente "Brennelement". Aber auch beim Graphit muß dafür Sorge getragen werden, daß alle Kenntnisse zur Fertigung der erprobten Produkte erhalten bleiben.

### **3. Das Rahmenprogramm HBK für die Jahre 1987 bis 1993**

Unter den genannten Randbedingungen hat das HBK-Projekt im wesentlichen im vergangenen Jahr die unter fachlichen Gesichtspunkten erforderlichen Arbeiten zusammengetragen. Die Projektleitung hatte vielfältige Abstimmungsgespräche mit den beteiligten Partnern und der öffentlichen Hand durchgeführt. Mit dieser Vorarbeit war es relativ einfach, das Rahmenprogramm HBK für den Zeitraum 1987 bis 1993 zusammenzustellen, wie es jetzt vom F+E Ausschuß des Projektes gebilligt wurde. Es gliedert sich nach den nunmehr schon klassischen Projektbereichen Brennelement, Graphit und Entsorgung und enthält 24 FE-Aufgaben (Tabelle 1).

#### **3.1 Brennelement**

Nach der Umstellung auf niedrig angereichertes Uran im Jahr 1981 ist es HOBEG in kurzer Zeit gelungen, erstklassige  $UO_2$ -TRISO Brennelemente herzustellen, die im AVR eingesetzt und in neun Bestrahlungstests erprobt wurden. Die technische Entwicklung geht jedoch weiter. Neue Techniken wurden entwickelt in der Kernherstellung, in der Beschichtung und in der Brennelementherstellung. Beim geplanten Aufbau einer Produktionslinie mit einem Durchsatz von zwei Jahrestonnen ist Wirtschaftlichkeit und Reproduzierbarkeit des Pro-

dukts für den Einsatz im Hochtemperaturreaktor essentiell. Dies wird angestrebt mit möglichst kontinuierlichen Verfahren und weitergehender Automatisierung. Um die Brennstoffherstellung zukunftssicher zu gestalten, wird die Rohstoffbasis für den Matrixgraphit der Kugeln verbreitert. Durch die Erprobung aller Komponenten der Produktionslinie im Maßstab 1 : 1 wird den hohen Anforderungen eines heutigen Genehmigungsverfahrens Rechnung getragen. Für 1990 sieht die Planung die Erprobung der Kugelherstellung im Verbundbetrieb vor, um die Reduzierung der Fertigungskosten bei abgesicherter Produktqualität zu demonstrieren.

Zur generischen Qualifikation des LEU-Brennelements wurde in den Jahren 1982 bis 1986 ein materialspezifisches Bestrahlungsprogramm durchgeführt, dessen Testbedingungen die Betriebsverhältnisse in THTR-Folgeanlagen konservativ abdecken. Die Bestrahlungsexperimente konnten erfolgreich abgeschlossen werden, ebenso wie die geplanten Nachuntersuchungsarbeiten. Die abschließende Auswertung der Ergebnisse und einige Detailuntersuchungen, speziell zur quantitativen Bewertung des Partikelbruchanteils, sollen noch in diesem und im nächsten Jahr durchgeführt werden. Daß dies länger als ursprünglich geplant dauert, liegt vor allem daran, daß der Quellterm für die Spaltproduktfreisetzung aus  $UO_2$ -TRISO-Partikeln um mehr als eine Größenordnung niedriger liegt als bei den im THTR eingesetzten BISO-Partikeln und somit die etablierten Techniken nunmehr an Nachweisgrenzen stoßen.

Wesentlicher Bestandteil des Programms der nächsten Jahre ist der Einsatz produktionsnah hergestellter Brennelemente in Referenz-Bestrahlungstests unter den Betriebsbedingungen des HTR-500 und des HTR-MODUL (Abb. 1). Hier werden nicht nur die anlagenspezifischen Werte für Abbrand, Dosis und Kugelleistung sorgfältig eingehalten, sondern auch die Maximaltemperaturen des Auslegungstörfalls beim HTR-500 und die zu erwartenden Temperaturzyklierungen im HTR-MODUL. Nach der Bestrahlung im Hochflußreaktor Petten sind ausführliche Nachuntersuchungen dieser Brennelemente in den Heißen Zellen vorgesehen.

Die Dokumentation der Brennelementherstellung für die Referenztests,

der Bestrahlungen und der Nachuntersuchungen ist ein notwendiger Bestandteil des Brennelementgenehmigungsverfahrens.

Seit langem werden in den Heißen Zellen der KFA Störfallsimulationsexperimente mit bestrahlten Kugelbrennelementen äußerst erfolgreich durchgeführt. Das Spaltproduktrückhaltevermögen moderner TRISO-Brennelemente ist bei 1600°C um einen Faktor 500.000 besser als bis zum Jahre 1981 angenommen wurde. Die Untersuchungen für Brennelemente aus dem generischen LEU-Programm sind nunmehr dokumentiert worden und werden in folgende Richtungen weitergeführt:

- o Nachglühungsuntersuchungen müssen die Mechanismen der sehr geringen Spaltproduktfreisetzung bei 1600°C aufklären, um die Basis neuer Modellansätze zu etablieren
- o Die direkte Relevanz der Glühtests bei 1600°C für die MODUL-Auslegung erfordert eine größere Zahl von Messungen, um statistischen Anforderungen zu entsprechen.
- o Die neuen nun ermittelten Freisetzunganteile sind zwar extrem niedrig, aber von den Bestrahlungsbedingungen vor der Störfallsimulation stark abhängig. Dieses unerwartete Verhalten erfordert sorgfältigere Auswahl des Probenmaterials. Zentrales Anliegen für kleine Reaktoren werden die Heizexperimente an Brennelementen aus dem MODUL-Referenztest im HFR Petten und aus dem Paralleltest im Jülicher DIDO Reaktor sein.
- o Die Datenerfordernisse für HTR-500 überstreichen den Temperaturbereich von 1250 - 2500 °C. Die Rampentests bis oberhalb 2000 °C liefern die erforderlichen Daten für die Risikoanalyse jenseits des Bereichs der Auslegungsstörfälle.
- o Sowohl für HTR MODUL, als auch insbesondere für HTR-500, ist es wichtig, bei den Testproben relevante Abbrände von 10% FIMA zu erreichen. Da das umfangreichste Material aus dem AVR kommt, wird dies erst ab 1988 der Fall sein.

In diesem Sinne hat die Demonstration des Spaltproduktrückhaltevermö-

gens von TRISO-Partikeln unter Störfallbedingungen für die Sicherheitskonzepte moderner Hochtemperaturreaktoren entsprechende Bedeutung erlangt.

Hinsichtlich des Brennelementes steht das Rahmenprogramm unter dem Zeichen der Erprobung und weiteren Absicherung des festgelegten Konzeptes. Es gibt bei Entwicklern natürlich immer Gedanken über mögliche, noch bessere Konzepte, hier z.B. im Hinblick auf Hochkorrosionsbeständigkeit oder noch höhere Partikel-Temperaturen. Für solche Konzepte sind erste Feasibility-Studien frühestens 1989 vorgesehen, wenn dies durch hinreichende Erfolge bei der HTR-Markteinführung motiviert ist.

### 3.2. Graphit

Nach Festlegung des Kugelhaufen-HTRs mit seinem nicht austauschbaren Graphitreflektor als Referenzkonzept wurde die Entwicklung von hochisotropen Graphiten aus einheimischen Standardpechkoksen vorangetrieben. Daneben mußten auch Graphite für die nicht neutronisch belasteten Bereiche entwickelt werden, die dem Korrosionsangriff und mechanischer Belastung standhalten. Eine schematische Darstellung der Einsatzbereiche der HBK-Referenzgraphite und deren Hauptmerkmale ist in der Abb. 2 zu finden.

Außerdem werden an verschiedenen Stellen auch graphitische Komponenten benötigt, die durch Zugabe von Bor Abschirm- und Abschaltfunktionen gewährleisten.

Die Randbedingungen für die Entwicklung und Erprobung wurden dem Fortschritt bei der Anlagenauslegung angepaßt. Für die zukünftige Arbeit sind folgende Aspekte von Bedeutung:

Die Qualifikation der Graphite impliziert, daß Aussagen zum Materialverhalten über die gesamte Lebensdauer der HTR-Anlage gemacht werden. Dadurch ergeben sich - insbesondere bei der Bestrahlungserprobung - Zeitspannen von vielen Jahren vom Anfang der Entwicklung bis zum qualifizierten Material. Es gilt daher, die Qualifikation der in diesem Jahr fertiggestellten Demonstrationschargen zu Ende zu führen,

die Bestrahlungserprobung der bisher hergestellten Chargen von Referenzgraphiten fortzusetzen und eine effektive Nutzung der bisher durchgeführten aufwendigen Experimente anzustreben. Hierzu ist eine sorgfältige Analyse des umfangreichen Datenmaterials aus dem bisherigen Erprobungsprogramm erforderlich. Die Ergebnisse aus der Bestrahlungserprobung der Vorlaufchargen und der artverwandten Graphite müssen auf die neuesten Chargen übertragen werden. Dadurch wird die notwendige Verbreiterung der Datenbasis auch für die neuen Materialien ermöglicht, ohne an diesem alle Bestrahlungen wiederholen zu müssen.

Die Verfügbarkeit der derzeit eingesetzten einheimischen Rohstoffe auf Steinkohlenteerpechkoksbasis kann aufgrund der hierzulande in der Zukunft mit Sicherheit zu erwartenden verschärften Umweltauforderungen nicht auf Dauer sichergestellt werden. Neue Bezugsquellen für die Rohstoffe müssen deswegen nachgewiesen, und die Einhaltung der bisherigen hohen Materialqualität muß sichergestellt werden.

Diese Forderung gilt gleichzeitig für die Anpassung von Fertigungsanlagen und -verfahren beim Graphithersteller an die Umweltschutzanforderungen einerseits und die Erfordernisse einer Serienfertigung andererseits, die ebenfalls in den nächsten Jahren fällig sind.

Weiterhin ist insbesondere für die kleinen Anlagen mit Stahlbehältern die Entwicklung von wirksamen Neutronenabschirmungen wichtig, die hohen Belastungen standhalten. Hier muß das Einbringen ausreichender Bormengen und sein Verbleiben in den Komponenten unter Betriebsbedingungen herstellungstechnisch beherrscht und experimentell nachgewiesen werden. Bei diesem relativ kleinen Teilprogramm ist hervorzuheben, daß die Entwicklung noch in den Anfängen steckt und die terminliche Abstimmung mit den Erfordernissen der kleinen Reaktoren problematisch werden kann.

### **3.3 Entsorgung**

Auf Grund der Feststellung, daß eine wirtschaftliche Verwertung der verbrauchten Brennelemente aus den HTR-Anlagen weder heute noch in

überschaubarer Zukunft möglich ist, kommt nur mehr ihre Entsorgung über die direkte Endlagerung in Betracht. Die Partner des HBK-Projekts, KFA und beteiligte Industrie, arbeiten wie die Betreiber der beiden laufenden HTR-Anlagen gemeinsam und in Abstimmung mit der Physikalisch-Technischen Bundesanstalt an der Realisierung dieses Entsorgungsweges (Abb. 3). 1986 erfolgte die Aufnahme der endlagerbezogenen Arbeiten in das in Karlsruhe geführte F+E-Programm "Direkte Endlagerung von ausgedienten Brennelementen" als getrennter Teil A. Der Stand der diesbezüglichen Entwicklungsarbeiten und ein Vergleich mit den entsprechenden Studien bei LWR lassen erkennen, daß der eingeschlagene Weg über eine trockene Zwischenlagerung und anschließende Verbringung in ein salinares Endlager machbar ist, wie dies in Untersuchungen der Physikalisch-Technischen Bundesanstalt und der Gesellschaft für Reaktorsicherheit bestätigt wurde.

Für die trockene **Zwischenlagerung** von HTR-Brennelementen stehen grundsätzlich zwei Konzepte bereit: die Lagerung in Kannen hinter einer Betonabschirmung bzw. die Aufbewahrung in abgeschirmten Transport- und Lagerbehältern. Beide Konzepte werden für Brennelemente aus AVR und aus THTR realisiert; ihre Unbedenklichkeit wird seit Jahren mit AVR-Brennelementen bei KFA demonstriert. Sie dürfen somit zum Stand der Technik gerechnet werden. Demonstrationsversuche mit Komponenten und Prototypen sind wie in anderen Nuklearbereichen auch hier zur Routine geworden. Sie zählen nicht zu den genehmigungstechnisch erforderlichen Nachweisen.

Natürlich wird angestrebt, die technische Lösung für den sicheren Aktivitätseinschluß schon aus wirtschaftlichen Gründen den mit dem Lagergut verbundenen Risiken anzupassen. Für HTR-Brennelemente heißt dies u.a., den vorliegenden Aktivitätseinschluß in den beschichteten Kernbrennstoffteilchen und die ausschließlich keramische Natur des Brennelements angemessen zu berücksichtigen. Die hierfür benötigten Daten liefern die Arbeiten des Projekts sowohl für die Entsorgungsmaßnahmen zum AVR wie auch begleitend zur Planung und Errichtung von Zwischenlagereinrichtungen für THTR-Folgeanlagen.

Bei der Realisierung der Zwischenlagerung der Brennelemente aus dem THTR spielten die anlagenbedingten Gegebenheiten und die für externe

trockene Brennelementlagerung bei LWR geschaffenen Randbedingungen eine große Rolle und ließen noch keine Optimierung zu. Weiterhin führen bei der Planung der Brennelement-Zwischenlagerung für Folgeanlagen die verschiedenen Baugrößen mit unterschiedlichen Voraussetzungen zur Brennelementhandhabung und differierenden Standortgegebenheiten zu unterschiedlichen technischen Lösungen. Es stellt sich die Frage, ob dies auch zu einem Kostenminimum für die gesamte HTR-Entsorgung und die zugehörige Entwicklung führt. Die Klärung dieses Punktes wird ein kleiner, aber wesentlicher Bestandteil der zukünftigen Projektarbeiten sein.

Bei der **Endlagerung** mit dem Einsatz der Bohrlochtechnologie für die Elemente aus allen HTR-Anlagen ist eine Vereinheitlichung im Konzept verwirklicht. Diese Einlagertechnik wie sie mit leichten Gebinden in Form von 400 l-Fässern für verfestigte Abfälle aus der Wiederaufarbeitung bei LWR bereitgestellt wird, liegt den F+E-Arbeiten des Projekts zugrunde. Das Konzept vereint die Vorteile eines geringen Verpackungsaufwandes und einer im salinaren Endlager gut handhabbaren Gebindeform mit denen der guten Ausnutzung des Salzstocks in die Tiefe, was bei der in Gorleben angetroffenen Bedingungen eine beträchtliche Rolle spielen dürfte.

Die vorzulegenden experimentell abzusichernden Freisetzungs-Quellterme des Lagergutes "HTR-Brennelemente" unter den Betriebs- und Störfallbedingungen des Endlagers, d.h. unter Druck- und Temperaturbelastung sowie in Anwesenheit von Laugen, werden in Langzeituntersuchungen ermittelt und zugehörige Freisetzungs- bzw. Mobilisierungsmodelle bereitgestellt. Die entsprechenden Daten werden der Physikalisch-Technischen Bundesanstalt (PTB) im Planungsrahmen für Gorleben termingerecht übergeben. Bisläng sind keine Ergebnisse bekannt geworden, die das gewählte Endlagerkonzept infrage stellen würden. Zur Bereitstellung der Daten im vollen Umfang wird dieser Programmteil bis in die neunziger Jahre hinein zu führen sein.

Bei Entwicklung und Qualifizierung des HTR-Endlagergebindes sind in Verbindung mit Aussagen aus dem KFA-Projekt zur Bereitstellung der Einlagertechnik sowie aus Vorgaben aus der Zwischenlagerung in Kürze noch einige Entscheidungen für einen günstigen, anforderungsge-

rechten Gebindeaufbau zu treffen und entsprechende Spezifikationen festzulegen. Auch hier wird das Projekt zusammen mit dem Nachbarprojekt in der KFA darum bemüht sein, rechtzeitig alle nötigen Unterlagen zum Gebinde für die Einleitung des Planfeststellungsverfahrens Gorleben der PTB zur Verfügung zu stellen, wobei auch hier die Ergebnisse von Demonstrationsversuchen mit Original-Materialien einfließen.

In den erwarteten Nachweisen zur direkten Endlagerung von HTR-Brennelementen spielen diejenigen zur Langzeitsicherheit des Endlagers eine große Rolle. Hierzu dient beispielsweise eine erste, mit vorläufigen Daten aus dem Projekt, verknüpft mit Modellendlagerdaten aus dem (1984) abgeschlossenen Projekt "Sicherheitsstudien Entsorgung" vom Institut für Tief Lagerung der Gesellschaft für Strahlenforschung (GSF) durchgeführte Analyse. Ihre, in diesem Jahr komplett vorliegenden Ergebnisse werden bei der Festlegung des Endlagergebindes berücksichtigt. Diese Arbeiten werden von GSF im Rahmen der vom Projekt "Andere Entsorgung" organisierten systemanalytischen Arbeiten unter Mitwirkung des Projekts fortgeführt.


#### **4. Zusammenfassung**








Das HBK Projekt hat mit den Resultaten der bisherigen 10 jährigen Projektarbeit in seinem Aufgabenbereich eine solide Grundlage für die anstehende Markteinführung des Hochtemperaturreaktors geschaffen. Das zukünftige Programm trägt den äußeren forschungspolitischen Randbedingungen Rechnung und orientiert sich vornehmlich an den Anforderungen der THTR-Folgeanlagen. Es ist in Einklang mit den mittelfristigen Zielen der KFA; die Mittel der öffentlichen Hand zur Unterstützung der Industrie sind entweder bewilligt oder in Aussicht gestellt. Es darf daher erwartet werden, daß das zukünftige HBK-Programm in seinen wesentlichen Teilen planmäßig durchgeführt wird und das damit die notwendige Flankierung für den kommerziellen Einsatz des Hochtemperaturreaktors gegeben ist.

Nr. Forschungs- und Entwicklungsaufgabe

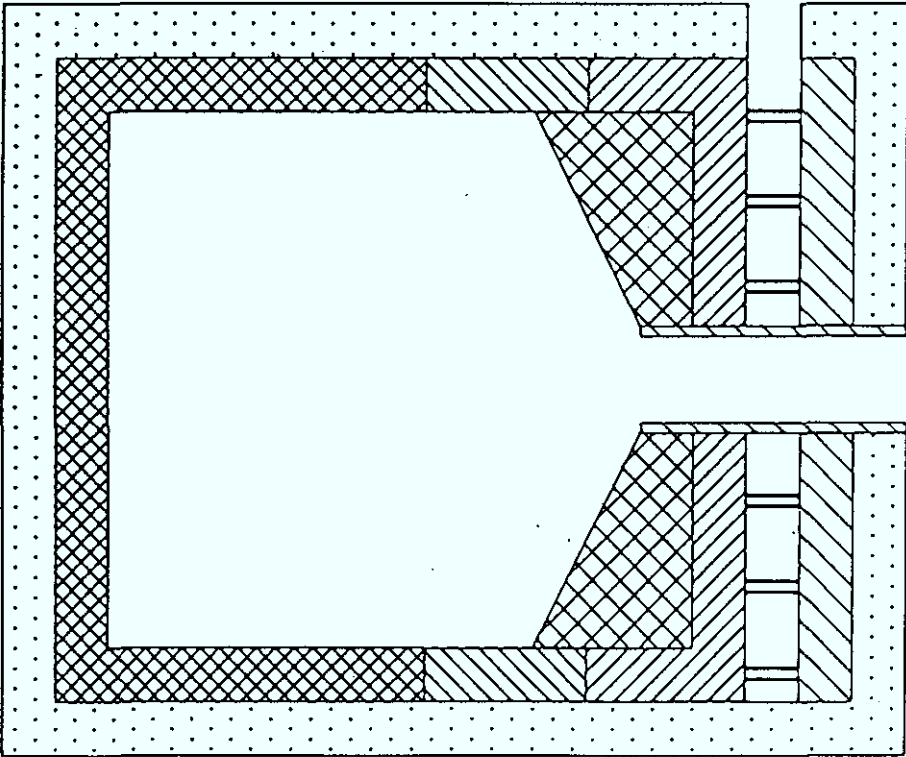
0	Projektmanagement
1	Erprobung von Brennelementen mit niedrig angereicherterem Uran
2	Anlagenspezifische Referenztests
3	Erweiterung der Rohstoffbasis für die Brennelementmatrix
4	Verbesserung des Herstellungsverfahrens für Brennelemente
5	Entwicklung von Brennelementen mit verbesserter Wärmeabfuhr
6	Entwicklung eines hochkorrosionsbeständigen Brennelements
7	Entwicklung von Brennelementen für höhere Temperaturen
8	Ermittlung der Belastungsgrenzen von Brennelementen
9	Qualifizierung von TRISO-Partikeln für den Einsatz im THTR
10	Nachuntersuchungen von THTR-Brennelementen
11	Massenerprobung von Brennelementen im AVR
12	Erweiterung der Datenbasis über das Verhalten von Brennelementen unter Störfallbedingungen
13	Entwicklung von Absorberelementen mit TRISO-beschichteten borhaltigen Partikeln
14	Herstellung und Charakterisierung der abschließenden Demonstrations- und Produktionschargen Reaktorgraphit
15	Entwicklung neuer Rohstoffe für Reaktorgraphit
16	Entwicklung neuer Herstellungsverfahren für Reaktorgraphit
17	Entwicklung von KLAK, vergifteten Kohlesteinen und beschichteten Borcarbid-Partikeln
18	Korrosion und Versagensmechanismen von Reaktorgraphit
19	Bruchmechanische Untersuchungen und Spannungsberechnungen an Reaktorgraphiten
20	Bestrahlungsverhalten von Reaktorgraphit und Brennelementmatrix
21	Untersuchungen zum Brennelement-Verhalten unter Zwischenlager-Bedingungen
22	Untersuchungen zum Verhalten von Brennelementen während der Betriebsphase des Endlagers
23	Entwicklung und Erprobung von Gebinden für die Brennelement-Endlagerung
24	Untersuchungen zum Langzeitverhalten von Brennelementen im salinaren Endlager


Tabelle 1: Aufteilung des HBK-Rahmenprogramms in FE-Aufgaben

	1986	1987	1988	1989	1990	1991	1992
<b>Bestrahlung in FRJ2 Jülich</b> Überlasttest Kugeln für Sicherheitsexperimente*		FRJ2-K15	FRJ2-K16				
<b>Bestrahlung in HFR Petten</b> Temperaturkontrolltest Spaltproduktfreisetzung nach Hydrolyse** HTR 500 Referenztest* MODUL Referenztest*	HFR-K4						
		HFR-B1					
			HFR-K5	HFR-K6			
<b>Bestrahlung in AVR Jülich</b> UO <sub>2</sub> mit 10% Anreicherung UO <sub>2</sub> mit 17% Anreicherung		GLE3					
		GLE4					
			10% FIMA				
* Deutscher UO <sub>2</sub> Referenzbrennstoff ** Amerikanischer UCO/ThO <sub>2</sub> Referenzbrennstoff	Δ Geplant für Einsatz in Störfallsimulationsexperimente						
	<b>HBK Brennstoffbestrahlung 1986-1992</b>						HBK/HTA
							Abb. 1

Corebereich	Referenz-graphit
 1. Hochfluenzbereich $\text{cm}^{-2}$ (EDN) Fluenz: $7.0\text{E}21$	ASR-1RS
 2. Niederfluenzbereich Fluenz: $0.5-7.0\text{E}21$ $\text{cm}^{-2}$ (EDN)	ASR-1RG
 3. Großformatige Blöcke Hohe Belastung Abrieb, Korrosion	ASR-1RS
 4. Großformatige Blöcke Mittlere Belastung	ASR-1RS oder ASR-1RG
 5. Großformatige Blöcke Geringe Belastung	ASR-1RG
 6. Tragsäulen Korrosion, Schwingungen	V 483 T2
 7. Kohlestein	

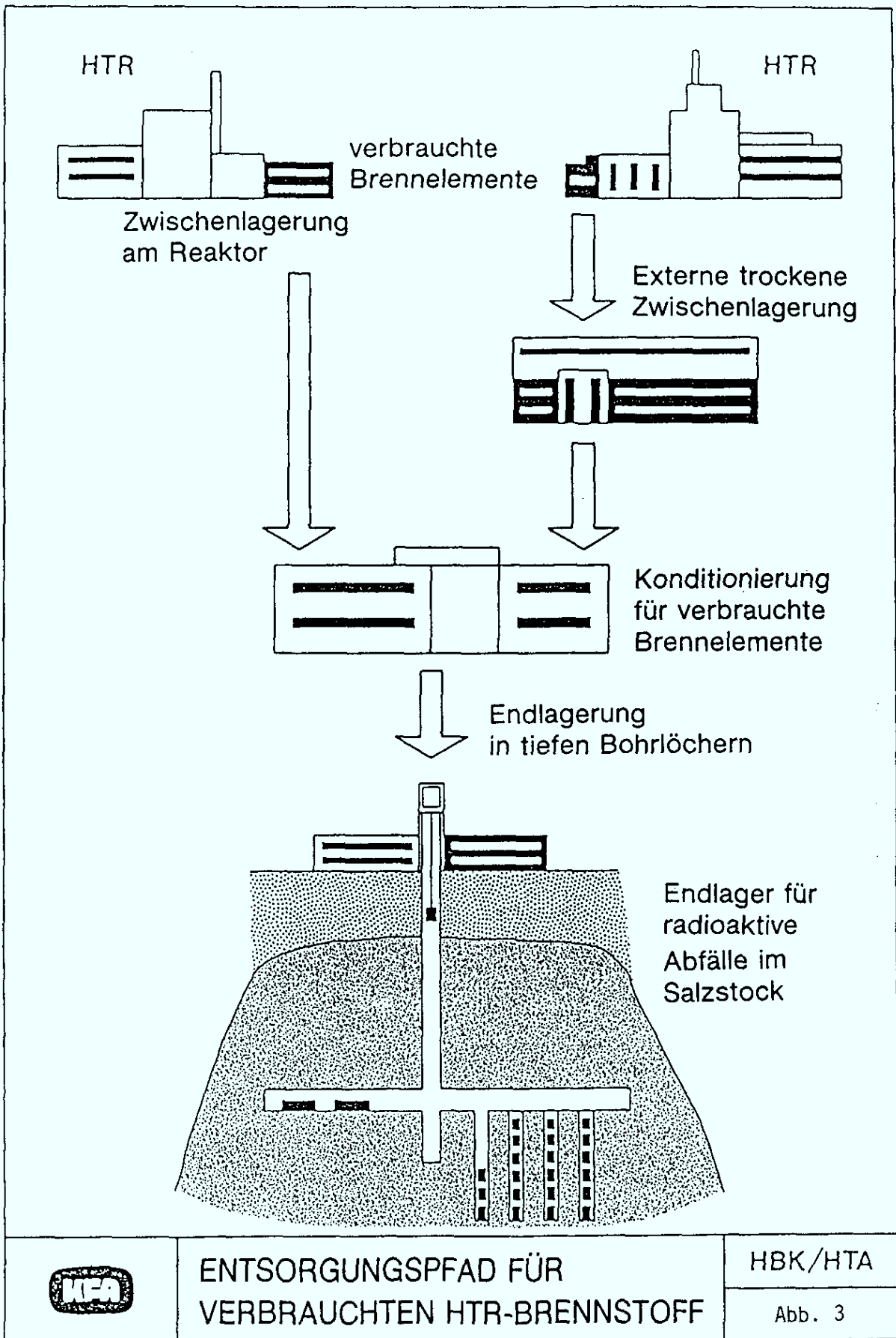


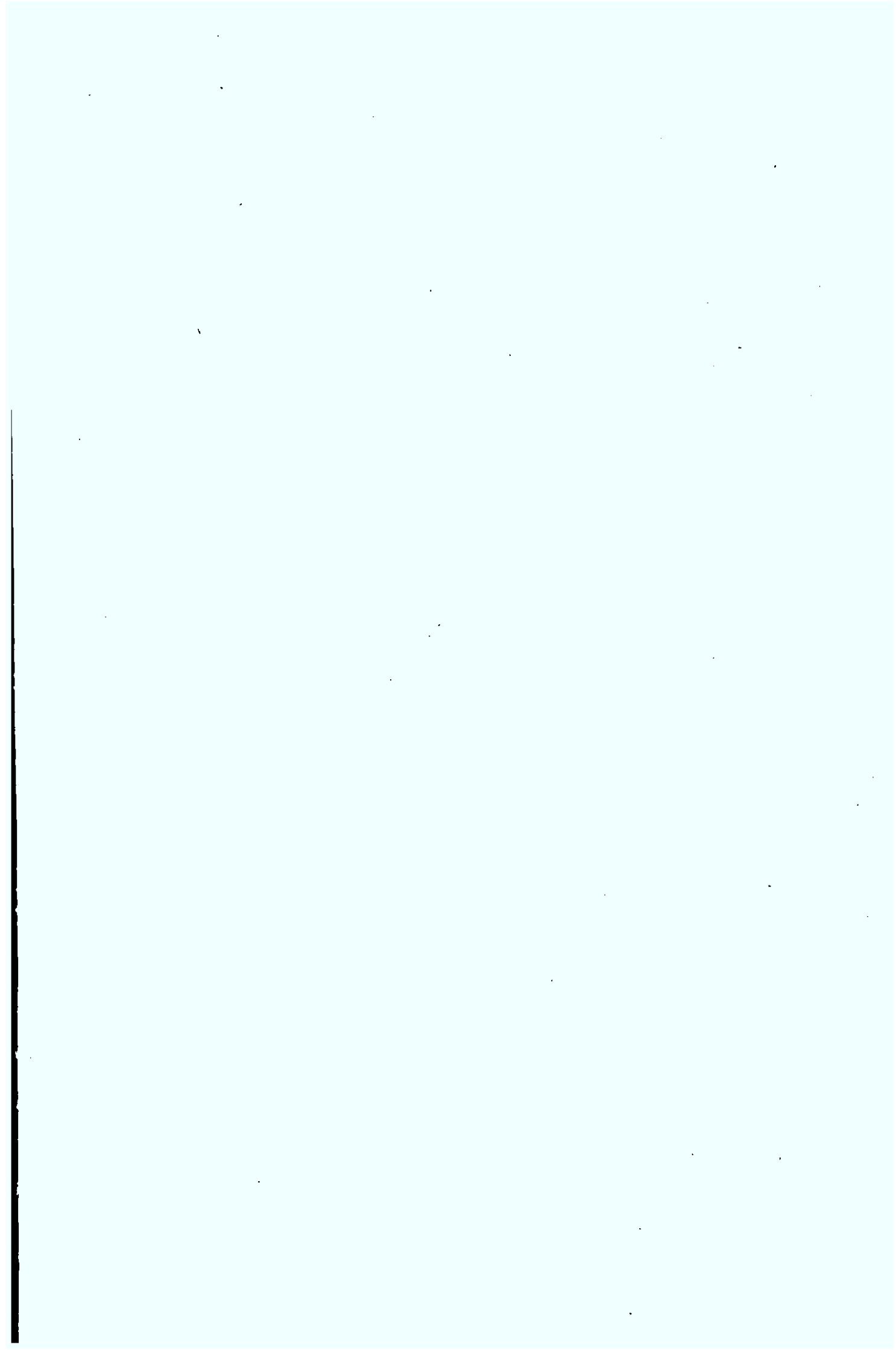


Belastungsbereiche für  
graphitische Einbauten

HBK

Abb. 2





Teilnehmerliste  
HBK-Statusseminar, 12. Mai 1987

Adami, H. D.	Interatom
Andler, M.	Interatom
Arntzen, P.	NUKEM
Aumüller, L.	NUKEM
Baier Dr., J.	NOELL
Balthesen Dr., E.	PTH
Barnert Dr., E.	KFA-ICT
Barnert Prof., H.	KFA-IRE
Batalas Dr., Th.	
Benz Dr., R.	KFA-IRW
Bergerfürth, A.	AVR
Berners, O.	Elektrowatt
Bitter, W.	Interatom
Bornschein Dr., R. H.	KFA-HBK/HTA
Brabänder, R.	TÜV Köln
Brähler Dr., G.	NUKEM
Brodda Dr., B.	KFA-ICT
Broich, H.J.	GRS
Bromkamp Dr., K.H.	VEW
Brown, P. E.	AERE Harwell
Brunner Dr., H.	NUKEM
Brückner Dr., C.	KFK-PAE
Bucher, K. H.	EIR
Burck Dr., W.	KFA-ASS
Burger, S.	AVR
Bücker, H.J.	KFA-IRW/HZ
Büsch, H.	TÜV Essen
Candeli, R.	Interatom
Ceyrowsky, P.-G.	MWMT
Christ Dr., A.	HRB
Conrad, R.	GFS Petten
Decken von der Prof., C.B.	KFA-IRB
Delle Dr., W.	KFA-IRW
Döhring, V.	MWMT
Engelmann Dr., P.	KFK/KFA
Fischer Dr., H.	NUKEM
Ganser Dr., B.	NUKEM
Geipel, H.	BMFT
Gmal, B.	GRS
Gontard Fr., R.	KFA-HBK/HTA
Gottaut, H.	KFA-HBK/HTA

Graham Dr., L. W.	HTMP
Graßhoff, P. J.	Interatom
Grotkamp Dr., T.	GRS
Haag Dr., G.	KFA-IRW
Hackstein Dr., K.G.	NUKEM
Hardt, N.	NOELL
Hecker Prof., R.	KFA-IRE
Heim, H.	EG-HTR
Heit Dr., W.	HOBEG
Herren, M.	KFA-IRW/HZ
Hoinkis Dr., E.	HMI
Holzauer Dr., U.	GRS
Hürttlen, B.	KFA-ZFR
Jahns Dr., W.	Interatom
Katscher Dr., W.	KFA-ISF
Kirch Dr., N.	KFA-HBK/HTA
Kroth Dr., K.	KFA-ICT
Kugeler Prof., K.	Uni Duisburg
Kurpas, R.	AVR
Kühnlein, W.	KFA-IRW/HZ
Köhler, M.	Interatom
Landsgesell, K.	KFA-IRW/HZ
Leushacke Dr., D.F.	DWK
Maly Dr., V.	KFA-HBK/HTA
Mehner Dr., A.-W.	HOBEG
Mielke, H.	GRS
Mindermann, D.	SIGRI
Mittenbühler Dr., A.	Interatom
Monsau, H.	MWMT
Müller Dr., A.	TÜV Hannover
Müller Dr., H.	KFA-IRW/HZ
Nabielek Dr., H.	KFA-HBK/HTA
Naoumidis Dr., A.	KFA-IRW
Nickel Prof., H.	KFA-IRW
Nieder Dr., R.	AVR
Niephaus Dr., D.	KFA-ICT
Nievelstein, M.	KFA-IRW/HZ
Pirk, H.	NUKEM
Pennartz, G.	Interatom
Pohl Dr., H.	BMFT
Pott, G.	KFA-IRW/HZ
Putsch, F.	KFA-ZBB
Quade U.	Interatom
Ragoß Dr., H.	Interatom
Rehm Dr. W.	KFA-ISF
Reitsamer, Dr., G.	ÖFZS
Reutler, Dr.	Interatom
Rohnig Dr., H.	MWMT
Röllig Dr., K.	HRB
Sarlos Prof., G.	EIR
Scheurer, H.	GFS Petten

Schlesinger, H.-J.	Interatom
Schmitz, H. W.	Interatom
Schneider Fr., K.	KFA-ASS-GE
Schroeder Dr., G.	STEAG
Schröder, R.	KFA-IRW/HZ
Schröder, B.	KFA-IRE-T
Schulten Prof., R.	KFA-IRE
Schürer, G.	KFA-IRW/HZ
Simon, W. A.	GA
Simon, R.	Euratom
Singh Dr. J.	KFA-IRE
Steinwarz, W.	Interatom
Storch Dr., S.	KFA-AP
Terkessidis Dr., J.	KFA-HBK/HTA
Theymann Dr., W.	HRB
Thiel, H.	HRB
Thomas, F.	AVR
Tittel Dr., G.	PTB
Verfondern Dr., K.	KFA-ISF
Viefers Dr., W.	GRS
Vollrath Dr., J.	VEW
Werner Dr., H.	AVR
Wieczorek, K.	GSF/Ift
Wilhelmi Dr., G.	SIGRI
Will, M.	Interatom
Wolf Dr., L.	KFA-IRE