KERNFORSCHUNGSANLAGE JÜLICH GmbH
Institut für Nukleare Sicherheitsforschung

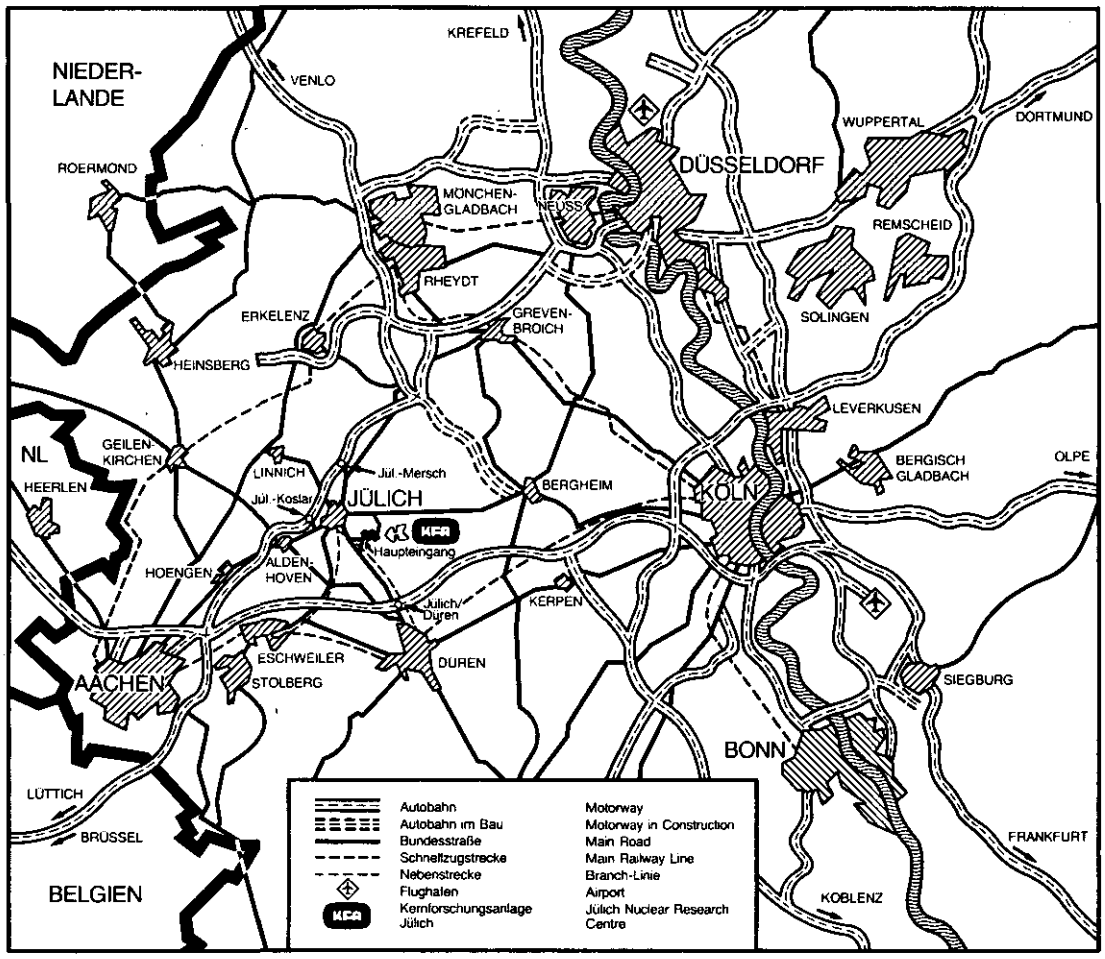
KERNTECHNISCHE GESELLSCHAFT e. V.
Fachgruppe Reaktorsicherheit
Ortssektion Rheinland

Sicherheit von Hochtemperaturreaktoren

Tagungsbericht

Redaktion: W. Rehm und H. Unger

Jül-Conf-53
Juni 1985
ISSN 0344-5798



Als Manuskript gedruckt

Berichte der Kernforschungsanlage Jülich – Nr. Jül-Conf-53

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

SICHERHEIT VON HOCHTEMPERATUR-REAKTOREN

Tagungsbericht der Fachtagung
am 19. und 20. März 1985 in Jülich
veranstaltet von der
Fachgruppe Reaktorsicherheit der KTG
mit der Kernforschungsanlage Jülich,
Institut für Nukleare Sicherheitsforschung,
und der Ortssektion Rheinland der KTG

J. Fassbender, W. Hohmann, H. Hübel, G. Ivens,
N. Kirch, W. Kröger, K. Krüger, G. Lohnert,
R. Schulten, D. Schwarz, W. Wachholz, J. Wolters

Redaktion: W. Rehm[1] und H. Unger[2]

[1] Institut für Nukleare Sicherheitsforschung der Kernforschungsanlage Jülich GmbH
[2] Institut für Kernenergetik und Energiesysteme der Universität Stuttgart

Inhalt

Vorwort 5
H. Unger, J. Fassbender, W. Rehm

Begrüßung 7
P. Engelmann

Einführung 9
H. Unger

Stand der Entwicklung des Hochtemperaturreaktors
Sitzungsleitung: W. Schikarski

1. Internationale Weiterentwicklung des Hochtemperaturreaktors 11
   R. Schulten
2. Die Entwicklung des Sicherheitskonzeptes beim Hochtemperaturreaktor 15
   J. Fassbender

Genehmigungspraxis beim Hochtemperaturreaktor
Sitzungsleitung: H. Nickel

1. Erfahrungen bei der Genehmigung von Kernkraftwerken mit Hochtemperaturreaktor 27
   W. Hohmann
2. Sicherheitskonzept und Inbetriebnahme des THTR-300 33
   W. Wachholz

Aspekte zur Markteinführung des Hochtemperaturreaktors
Sitzungsleitung: R. Schulten

Einsatzpotential, Kosten- und Sicherheitsaspekte des Hochtemperaturreaktors aus der Sicht der EVU 41
D. Schwarz

Sicherheitsverhalten des Hochtemperaturreaktors mittlerer Leistung
Sitzungsleitung: H. Unger

1. Sicherheitskonzept des HTR-500 47
   W. Wachholz
2. Risikoanalyse des HTR-500 55
   W. Kröger

Sicherheitsverhalten des Hochtemperaturreaktors kleiner Leistung
Sitzungsleitung: F.-W. Heuser

1. Sicherheitskonzept des HTR-Modul 65
   H. Hübel, G. Lohnert
2. Risikoanalyse des HTR-Modul 75
   J. Wolters

Aspekte zur Prozeßwärmeerzeugung mit dem Hochtemperaturreaktor
Sitzungsleitung: C.B. von der Decken

1. Erfahrungen mit dem AVR aus sicherheitstechnischer Sicht 87
   G. Ivens, K. Krüger
2. Sicherheitsaspekte beim Umbau des AVR zur Prozeßwärmeanlage 95
   N. Kirch

Schlußwort 101
H. Unger

Präsentation ausgewählter Sicherheitsexperimente

1. Experimente zum Wärme- und Stofftransport im Corebereich 103
   H. Barthels
2. Experimente zur Graphitkorrosion bei Luft-Wassereinbruchstörfällen in HTR 109
   W. Katscher
3. Experimente zum Verhalten von Spannbetonbehältern unter hoher Temperaturbeanspruchung . 115
   J. Altes
4. Gasaustauschvorgänge zwischen Primärkreislauf und dem Reaktorschutzgebäude eines HTR 119
   G. Breitbach, J. Wolters
5. Störfallsimulationstests an Kugelbrennelementen . 123
   W. Schenk
6. Komponentenversuchsstände und Rüttelversuchsstand SAMSON 127
   G. Lange, A. Kleine-Tebbe

Vorwort

Die Fachgruppe Reaktorsicherheit der Kerntechnischen Gesellschaft (KTG) veranstaltete gemeinsam mit der Kernforschungsanlage Jülich (KFA), Institut für Nukleare Sicherheitsforschung, und der Ortssektion Rheinland der KTG eine Fachtagung über das Thema 'Sicherheit von Hochtemperaturreaktoren' am 19. und 20. März 1985 in Jülich. Die zweitägige Veranstaltung gab den über 350 Teilnehmern, die nicht nur aus den verschiedenen Bereichen des HTR stammten, einen ausgezeichneten Überblick über den aktuellen Stand der Entwicklung des HTR, die Sicherheitskonzepte und die Sicherheitsanalysen fortgeschrittener HTR-Anlagen, die für den Einsatz im Strom- und Wärmemarkt konzipiert werden.

In sechs Fachsitzungen referierten Fachleute aus Sicherheitsforschung, Genehmigungsbehörde, Reaktorbau- und Betriebsgesellschaften über das Sicherheitsverhalten von kleinen und mittleren HTR-Anlagen, die auf den Erfahrungen des AVR in Jülich und des THTR-300 in Hamm-Uentrop aufbauen. Besonderes Interesse galt dabei der Inbetriebnahme des Prototyp- Kernkraftwerkes THTR-300 MW(el), die zügig durchgeführt wird. Im Mittelpunkt standen neuere Ergebnisse der Sicherheitsanalysen möglicher HTR-Folgeprojekte HTR-500 MW(el), HTR-100 MW(el) und HTR-Modul mit 200 MW(th).

Insgesamt zeigte die Fachtagung, daß die fortgeschrittenen HTR-Anlagen ein ausgesprochen gutmütiges Störfallverhalten aufweisen, insbesondere in hypothetischen Unfallszenarien, und von daher auch für die Errichtung in industrienahen bzw. stadtnahen Standorten in besonderer Weise in Frage kommen. Bemerkenswert ist ferner das durchweg positive Echo, das die Fachtagung in der regionalen und überregionalen Presse ausgelöst hatte.

Jülich, im Juni 1985

H. Unger, J. Fassbender, W. Rehm

Begrüßung

P. Engelmann

Mitglied des Vorstandes der Kernforschungsanlage Jülich GmbH

Meine Damen und Herren!

Als Mitglied des Vorstandes sowohl der KFA Jülich wie auch der Kerntechnischen Gesellschaft ist es mir eine doppelte Freude, Sie zu dieser KTG-Fachtagung in Jülich begrüßen zu können. Das Thema „Sicherheit von Hochtemperaturreaktoren" ist aus mehreren Gründen aktuell:

- Die Inbetriebnahme des THTR-300 bei Hamm hat begonnen und wir hoffen, daß der volle Leistungsbetrieb noch in diesem Jahr erreicht wird.
- Zwei Konzepte für künftige Hochtemperaturreaktoren zur Strom- bzw. Strom- und Prozeßdampferzeugung liegen vor: einmal der in seiner Technik dem THTR verwandte HTR-500 und zum anderen der mehr an den AVR anschließende kleine Modul-HTR. Beide Konzepte wurden sicherheitstechnisch vorbeurteilt, wobei erstmals spezielle Eigenschaften von Hochtemperaturreaktoren bei den sicherheitstechnischen Anforderungen berücksichtigt werden konnten.
- Das Institut für Nukleare Sicherheitsforschung der KFA Jülich blickt auf eine über 10-jährige Tätigkeit zurück, in der es dem Institut gelang, wesentliche Beiträge zur Entwicklung der Methoden zur Sicherheitsanalyse von Hochtemperaturreaktoren zu leisten und die grundlegenden Sachverhalte, wie Graphit-Luft- und Graphit-Wasser-Reaktionen zu klären.
- Und nicht zuletzt ist das Ausscheiden des Institutsdirektors, Dr. Fassbender, der das ISF aufgebaut und mit seinen langjährigen Erfahrungen geprägt hat, ein Anlaß zum Rückblick und zur Würdigung auch seiner Verdienste um den HTR und die HTR-Sicherheitsforschung.

Aus dem Tagungsprogramm ist zu ersehen, daß es in den sechs Sitzungen eine Reihe sehr interessanter Vorträge und auch prominente Vortragende geben wird. Ich erwarte dabei auch eine lebhafte Diskussion zwischen den Teilnehmern aus Forschung, Industrie, von den Betreibern und Behörden. Eine Möglichkeit für persönliche Gespräche und etwas Entspannung möchten wir Ihnen durch den Empfang bieten, zu dem ich Sie im Namen des Vorstandes der KFA Jülich für heute abend, um 19.00 Uhr im Waldkasino, im Anschluß an die Besichtigung der Sicherheitsexperimente recht herzlich einlade.

Ich wünsche der Tagung einen guten Verlauf und gebe das Wort weiter an den Vorsitzenden der Fachgruppe Sicherheit der KTG, Herrn Professor Unger.

Einführung

H. Unger

Institut für Kernenergetik und Energiesysteme der Universität Stuttgart

Meine sehr geehrten Damen und Herren!

Ich darf Sie hier und heute namens der Kerntechnischen Gesellschaft und insbesondere der Fachgruppe Reaktorsicherheit recht herzlich willkommen heißen.

Wenn wir uns heute hier zusammengefunden haben, dann vor allem deshalb, um Ihr Werk, lieber Herr Fassbender, auf dem Gebiet der Hochtemperaturreaktoren ganz besonders zu würdigen. Wir tun dies seitens der Kerntechnischen Gesellschaft und ihrer Fachgruppe Reaktorsicherheit umso lieber, als uns das Thema „Sicherheit von Hochtemperaturreaktoren" gerade jetzt besonders aktuell erscheint.

Sicherheit ist der Unterbau des Fortschrittes, Sicherheit bedeutet die Schiene, auf welcher der Zug des Fortschrittes vorankommen kann. Sie bestimmt letztlich den Umfang und die Geschwindigkeit dieser Entwicklung.
Wenn wir uns auch in diesen beiden Tagen zusammengefunden haben, um über Sicherheitsaspekte von Hochtemperaturreaktoren zu diskutieren, so wird doch immer das enorme Entwicklungs- und Einsatzpotential, welches gerade der Hochtemperaturreaktor in vieler Hinsicht aufweist, anklingen, und das ist gut so.
Wir werden uns damit wieder einmal des Standes der Technik – der Sicherheitstechnik – bewußt werden, und damit auch die Chancen des Hochtemperaturreaktors und seiner Markteinführung bis hin zum Einsatz auf dem Wärmemarkt erörtern.

All dies hat auch sehr viel mit der Öffentlichkeit – der öffentlichen Meinung – zu tun. Sie hat im allgemeinen nicht ganz das Vertrauen zu dieser neuen Technik, welches die Fachleute in ihr Produkt haben.
Möge also diese Tagung auch dazu beitragen, Wege zu finden, um die Öffentlichkeit von der Sicherheit solcher Anlagen noch besser zu überzeugen und auch die Akzeptanz zu erhöhen, um schließlich Wege dafür zu finden, diese überaus umweltfreundlichen kerntechnischen Anlagen, wie sie hier konzipiert und entwickelt wurden, in der Zukunft in verschiedenen Ausführungen und Leistungs- und Anwendungsbereichen mehr und mehr auch in Stadtnähe zum Einsatz zu bringen.

Wenn das so gelingen kann, so ist das sicher auch Ihr ganz besonderes Verdienst, lieber Herr Fassbender.

Sie haben sich in jahrzehntelanger intensiver Arbeit für die Verwirklichung dieser Ziele sehr engagiert eingesetzt, wohl eingedenk der Tatsache, daß quantitative Sicherheitsforschung der einzige Weg auch zur Überzeugung der Öffentlichkeit ist.
Sie haben sich seit der Gründung Ihres Institutes für Nukleare Sicherheitsforschung dieser Aufgabe mit großem Erfolg gewidmet. Dazu gehört z.B. die Erstellung des Hochtemperaturreaktor-Sicherheitsforschungsprogrammes vor zehn Jahren, ebenso die *sehr frühen Arbeiten zu hypothetischen Störfällen bei* Hochtemperaturreaktoren und ihre Zusammenfassung und Bewertung in ausgedehnten Risikoanalysen für verschiedene Typen und Ausführungen von Hochtemperaturreaktoren, aber auch ganz konkrete Beiträge zu Genehmigungsverfahren, z.B. für den AVR und den THTR-300 in Hamm-Uentrop, der kurz vor der Inbetriebnahme steht.
Wesentliche Beiträge wurden von Ihnen insbesondere auch in diesem Zusammenhang zur Entwicklung und Anwendung deterministischer und probabilistischer Methoden erbracht, die aufgrund ihrer relativ frühen Fertigstellung sowie ihrer Präzision und Glaubwürdigkeit weltweite Beachtung fanden. Lassen Sie mich dies hier im Augenblick nicht weiter vertiefen.

Ich möchte vielmehr an dieser Stelle mit der Bekundung schließen, daß seit unserer Bekanntschaft im Rahmen verschiedener Aktivitäten, insbesondere bei der Kerntechnischen Gesellschaft und ihrer Fachgruppe Reaktorsicherheit von Ihnen stets jedem unseren Anliegen großes Verständnis entgegengebracht wurde. Nie haben Sie sich unseren Wünschen verschlossen. Sie haben uns damit das sichere Gefühl vermittelt, in Ihnen einen absolut zuverlässigen Partner im Dienste der gemeinsamen Sache zu haben.
Dafür möchte ich Ihnen an dieser Stelle auch namens der Kerntechnischen Gesellschaft recht herzlich danken.

Lassen Sie mich nun ohne weitere Diskussion auf das gemeinsam erarbeitete Programm der vor uns liegenden Tagung hinweisen, die von der KTG und der KFA Jülich mit vorbereitet und organisiert wurde.
Ich darf auch Ihnen, liebe Tagungsteilnehmer, für Ihr großes Interesse an dieser Tagung und Ihr so zahlreiches Erscheinen recht herzlich danken, und möchte die Tagung hiermit eröffnen.

Internationale Weiterentwicklung des Hochtemperaturreaktors

R. Schulten

Institut für Reaktorentwicklung der Kernforschungsanlage Jülich GmbH

1. Einleitung

Aus verschiedenen Staaten der Welt sind die Nachrichten über die Weiterentwicklung des Hochtemperaturreaktors in den letzten Jahren interessanter geworden. Speziell in den USA, in der UdSSR, in Japan und in der VR China sind die Arbeiten deutscher Industriefirmen am HTR-Modul und am HTR-100 MW dafür ein wichtiger Auslösungsfaktor. Aufsehen erregen diese Vorschläge aufgrund der kleinen Leistung dieser Reaktortypen, wegen des einleuchtenden Sicherheitskonzeptes sowie der voraussichtlich kurzen Bauzeit.

Während in den wichtigsten Industriestaaten der Welt eine gewisse vorläufige Sättigung an großen Kraftwerken sowie an nuklearen Anlagen eingetreten ist, zieht man heute auch den Verkauf von nuklearen Anlagen kleinerer Leistung für die Anwendung in der chemischen Industrie, für die Fernwärme und die Ölgewinnung in Betracht. Diese können auch voraussichtlich bei der Erschließung des Elektrizitätsmarktes in Ländern mit geringerer Industrialisierung ein höheres Interesse finden. Die zu vergleichende Konkurrenz, im wesentlichen kohlegefeuerte Kraftwerke, ist durch die allgemeine Tendenz nach höheren Anforderungen der Umweltschonung wirtschaftlich stärker belastet als in der Vergangenheit.

Bis vor einigen Jahren bestand weltweit nur ein geringes Interesse am HTR. Praktisch alle an der Nuklear-technik interessierten Staaten, haben den Leichtwasserreaktor in großen Einheiten für die Stromerzeugung eingesetzt. Dieser Trend ist aus verschiedenen Gründen gehemmt. Eine der Hauptursachen ist wohl darin zu sehen, daß durch Einsparen von Energie und Rückgang der Konjunktur der Anstieg des Verbrauchs an elektrischem Strom zurückgegangen ist. Die heute vorhandenen Überkapazitäten lassen darauf schließen, daß in den Industrieländern frühestens in den neunziger Jahren wieder neue große Atomkraftwerke benötigt werden. Das Überangebot an billigem Uran hat auch das Interesse an Natrium-gekühlten Brutreaktoren gedämpft, so daß auch diese Entwicklung verzögert ist.

Wo könnten künftige Märkte für den HTR, insbesondere für den HTR kleiner Leistung, liegen und wie ist die Argumentation für das Interesse am HTR in den verschiedenen Ländern? Ich hatte Gelegenheit, im Jahre 1984 aufgrund verschiedener Reisen die Situation in der UdSSR, in den USA und in der VR China kennenzulernen und einige Argumente über die jeweiligen Interessen zu sammeln.

2. UdSSR

Seit ca. 8 bis 10 Jahren läuft in der UdSSR ein beachtliches Entwicklungsprogramm für den Hochtemperaturreaktor. Hauptziel ist dabei die Verwendbarkeit als nukleare Prozeßwärmequelle. Darüber hinaus ist für die UdSSR beim HTR auch die Verwendung des Spannbetonbehälters attraktiv. Der Spannbetonbehälter ist im Gegensatz zu den großen Druckgefäßen, die bei Leichtwasserreaktoren westlicher Bauart benötigt werden, in der UdSSR leichter herzustellen. Hauptgrund dafür ist wohl, daß für den Spannbetonbehälter keine, oder aber nur verhältnismäßig einfache Werkstätten mit hochqualifizierten Einrichtungen benötigt werden. Diese Argumentation war, wie wir uns erinnern, entscheidend für die Entwicklung des typischen russischen Leichtwasserreaktors, in dem die Anwendung von Druckbehältern vermieden wurde, indem zahlreiche Druckrohre im Reaktorkern angewendet werden.

Die Ziele der HTR-Entwicklung in der UdSSR sind einerseits der Bau einer 50 MWel-Anlage, die dem HTR-Modul sehr ähnlich ist, und andererseits der Bau einer 400 MWel-Anlage, ähnlich der Technik des THTR. Für beide Projekte sollen kugelförmige Brennelemente mit einem Durchmesser von 6 cm, umschichtete Partikel und Heliumwärmeübertragung verwendet werden. Als Vorbereitung für den Bau dieser beiden Anlagen läuft seit einigen Jahren ein großes experimentelles Programm, das bereits einige wichtige Erfolge vorweisen kann. Die Entwicklunq der kugelförmigen Brennelemente, die in einem Institut in Charkow hergestellt werden, hat einen sehr erfolgver-

sprechenden Stand erreicht. Das Korrosionsverhalten, die Rückhaltung der Spaltprodukte und die mechanischen Eigenschaften dürften durchaus den Anforderungen von Hochtemperaturreaktoren genügen. In mehreren kritischen Anordnungen wird die Neutronik von Hochtemperaturreaktoren mit kugelförmigen Brennelementen erforscht. Insbesondere werden auch die Funktionen von Abschaltstäben am Rande und innerhalb von Kugelhaufenreaktoren erprobt. Ein sehr aufwendiges und gut durchkonstruiertes Modell wird für die mechanische Erprobung des Transportes von kugelförmigen Brennelementen angewendet. In diesen Einrichtungen werden teilweise neue Anlagen erprobt, die für die Entwicklung in der UdSSR originär sind. Ein besonderer Schwerpunkt ist die Errichtung einer Helium-beheizten „steam reformer"-Anlage, die mit Helium-Gaskreisläufen und entsprechenden Gasreinigungsanlagen ausgerüstet ist. Ferner befindet sich im Kuratov-Institut in Moskau eine hervorragende Brennelement-Bestrahlungseinrichtung, in der die Wechselbelastung von Brennelementen unter betriebsähnlichen Bedingungen geprüft werden kann. Schließlich wird berichtet, daß es in einem Leningrader Forschungsinstitut ein großes Wärmeübertragungsexperiment gibt, mit dem die thermohydraulischen Vorgänge eines Kugelhaufenreaktors ausgemessen werden. Diese Aufwendungen entsprechen nach meiner Schätzung etwa einem Betrag von 300 Mio DM in unserem Geldwert.

Die Konstruktion und Auslegung für beide Reaktoren mit 50 MWel und 400 MWel ist fertiggestellt. Zur Zeit bemüht man sich um Bauaufträge für beide Anlagen. Die 50 MWel-Anlage hat noch eine Besonderheit, die erwähnt werden sollte. Die kugelförmigen Brennelemente werden in dieser Einheit etwa 1 bis 4 mal pro Tag in dem Brennelement-Kreislauf umgewälzt, um die frisch bestrahlten Brennelemente außerhalb des Reaktorkerns als eine extrem starke Gammaquelle zu verwenden. Die hierbei erzielbare Gammastrahlung soll für bestimmte chemische Prozesse im Kunststoff-Bereich angewendet werden. Entsprechende Verschleißtests für das häufige Umwälzen der Kugeln sind mit Erfolg durchgeführt worden, so daß man davon ausgehen kann, daß eine etwa 1000- bis 2000-fache Ent- und Beladung mit den kugelförmigen Brennelementen möglich ist.

Auch der Entwurf für den 400 MW-Reaktor ist fertiggestellt. Im Vergleich zum THTR gibt es einige Unterschiede. Sie hängen weniger mit unterschiedlichen technologischen oder physikalischen Auffassungen zusammen als mit den Fertigungsmöglichkeiten von bestimmten Komponenten. Man erwartet, daß mit dem Bau der 400 MW-Anlage in diesem Jahre begonnen wird.

Ein besonderes Interesse findet der HTR in der UdSSR wegen der Möglichkeit, mit der nuklearen Prozeßwärme Erdgas in Methanol und Ammoniak umzuwandeln. Dadurch könnte einerseits der Bedarf an Düngemitteln gedeckt und andererseits durch die Gewinnung des Methanols oder des daraus gewinnbaren Benzins Vorteile erreicht werden, die im billigeren und wirtschaftlicheren Transport liegen und die pro eingesetzte Erdgasmenge einen höheren Verkaufswert ergeben. Zu Lasten des Einsatzes von nuklearer Wärme könnte für diese Umwandlungsprozesse eine erheblich höhere Ausbeute, nämlich statt 60 % bis zu 100 % der eingesetzten konventionellen Energierohstoffe erreicht werden. Man wäre mit einer solchen Technik in der Lage, ohne weitere kostspielige Gas-pipe-lines eine optimale Lösung für die Belieferung des Weltmarktes zu erreichen, die im Hinblick auf die Devisenbeschaffung und im Hinblick auf die großen Erdgasvorräte für die UdSSR von Bedeutung ist.

Die Kontakte mit den Kollegen aus der UdSSR lassen vermuten, daß das Interesse am HTR steigt.

3. USA

Aus bekannten Gründen ist das Entwicklungsprogramm für die Kernenergie in den USA zur Zeit zum Stillstand gekommen. Man rechnet damit, daß die Kernenergie erst wieder in den neunziger Jahren einen größeren Markt finden wird. Neben der bekannten Überkapazität an Kraftwerken gibt es in den USA verschiedene Bedingungen, die die Verwendung der Kernenergie gegenüber der konventionellen benachteiligen. Insbesondere ist die Finanzierungsart in einigen US-Staaten im Hinblick auf die langen Bauzeiten ungünstig, da die Anlagen erst dann aktiviert werden können, wenn sie in Betrieb gehen. Eine der Hauptforderungen für die Verwendung der Kernenergie in den USA in der Zukunft besteht infolgedessen darin, Techniken anzuwenden, die erheblich kürzere Bauzeiten ermöglichen. Deshalb werden solche Konzepte bevorzugt, bei denen eine weitgehende Werkstattfertigung und der Transport von vorgefertigten Komponenten zur Baustelle realisiert werden kann. Nach bisherigen Erfahrungen, vor allem nach dem TMI-Störfall, wird ebenfalls die Forderung erhoben, daß zukünftige Anlagen im Hinblick auf den Verlust des investierten Kapitals durch Störfälle weitgehend abgesichert sein sollen. Von zahlreichen EVUs wird die strikte Forderung erhoben, daß Störfälle mit der Konsequenz des Verlustes der Anlage ausgeschlossen werden sollen. Schließlich wird im Hinblick auf die Sicherheit vielfach gefordert, daß zukünftige Anlagen derart gestaltet sein sollen, daß eine Evakuierungszone und Evakuierungspläne nicht erforderlich sind.

Nach Ansicht maßgebender Firmen der Nuklearindustrie könnte der Kugelhaufenreaktor kleiner Leistung im Bereich von 80-100 MWel zu mehreren Einheiten zusammengeschaltet die genannten Forderungen erfüllen. Bei meinem Besuch konnte ich feststellen, daß die Firmen General Electric und Bechtel bestrebt sind, ein Entwicklungsprogramm durchzuführen, das zunächst auf die Demonstration der Sicherheitseigen-

schaften kleiner Hochtemperaturreaktoren zielt. Ich hatte den Eindruck, daß dagegen bei der Firma Combustion Engineering stärker der Wunsch nach einer Wiedereröffnung des Marktes durch kleine nukleare Anlagen in den nächsten Jahren im Vordergrund steht.

Die GCRA hat einen Katalog notwendiger und wünschenswerter technischer Spezifikationen für zukünftige Atomkraftwerke erarbeitet, in dem die oben genannten Bedingungen formuliert und quantifiziert werden.

4. VR China

In den letzten Jahren haben zwischen Instituten im Bereich der Nukleartechnik in der VR China und deutschen Forschungsinstituten sowie deutschen Industriefirmen Informations- und Abstimmungsgespräche stattgefunden. Unabhängig von deutscher Seite ist in einem Forschungsinstitut in der Nähe von Peking die Entwicklung eines Kugelhaufenreaktors angelaufen. Obwohl das primäre Interesse der VR China dem LWR gilt und in den nächsten Jahren einige Anlagen importiert und im Eigenbau realisiert werden sollen, findet auch der HTR ein gewisses Interesse in diesem Land. Ein wichtiger Gesichtspunkt ist dabei die Möglichkeit, mit Hilfe von nuklear gewonnenem Dampf Öl zu fördern. Der Ölbedarf in der VR China ist aufgrund der steigenden Motorisierung extrem groß. Die eigene Ölproduktion stagniert bzw. ist rückläufig. Das ist hauptsächlich darauf zurückzuführen, weil das in der VR China vorhandene Öl nur wenig leichte Ölarten enthält. Die Gewinnung und Verarbeitung des schweren Öls ist an sich mit Prozeßwärme aus Öl oder Kohle möglich. Kohle scheidet weitgehend wegen der Transportschwierigkeiten innerhalb des Landes aus. Die Verwendung von Öl für die Herstellung von Prozeßdampf würde einen wesentlichen Anteil der Produkte in Anspruch nehmen. Nukleare Anlagen könnten deswegen sowohl für die Ölgewinnung wie auch für die Ölverarbeitung vorteilhaft eingesetzt werden. Mit entsprechenden Verfahren kann die Ölproduktion bezogen auf die geförderte Menge fast verdoppelt werden. Infrage kommen für die Anwendung vor allem kleine Hochtemperaturreaktoren. Die Lagerstätten des Öls liegen in Tiefen von 1000 m und mehr, so daß von der geforderten Dampfqualität her vornehmlich Hochtemperaturreaktoren infrage kommen, will man nukleare Wärme für diesen Zweck einsetzen. Langfristig ergeben sich weitere Einsatzmöglichkeiten für kleine Hochtemperaturreaktoren, z.B. beim Aufbau der zukünftigen chemischen Werke, da in vielen Fällen die Verwendung von Kohle wegen der bereits erwähnten Transportschwierigkeiten im Vergleich zur Kernenergie unwirtschaftlich ist. Ferner ist deutlich, daß der Ausbau des elektrischen Netzes in diesem schier unermeßlich großen Land am besten durch kleine Reaktoren realisiert werden kann, da zur Zeit noch keine Hochspannungsnetze existieren und der Ausbau von Inselbetriebsanlagen in den nächsten Jahrzehnten der vernünftigste Weg ist, die Versorgung der Bevölkerung mit Elektrizität sicherzustellen. Auch in der VR China ist der Gesichtspunkt der Fertigung möglichst vieler Komponenten im eigenen Land ein wichtiges Argument.

5. Japan

Über konkrete Entwicklungsprogramme mit dem Ziel des Baus von Hochtemperaturreaktoren in Japan ist zur Zeit nichts bekannt. Japan ist in der Hauptsache am Bau und Betrieb von Leichtwasserreaktoren und Schnellen Brütern interessiert. Seit einigen Jahren wird an der Entwicklung eines Prozesses für nukleare Prozeßwärme gearbeitet. Allerdings ist zu vermerken, daß sich einzelne namhafte Firmen auch für die Verwendung von kleinen Hochtemperaturreaktoren interessieren.

6. Allgemeine Sachlage

Die Verwirklichung von kleinen Hochtemperaturreaktoren erfordert nach dem heutigen Stand der Technik nur eine geringfügige Entwicklungsarbeit. Sie können nach dem Vorbild des AVR und in Zukunft auch nach dem des THTR gebaut werden. Es herrscht heute die Meinung vor, daß man eine Kostendegression für kleine Hochtemperaturreaktoren erreichen kann, wenn man sie in Serie baut, die der Kostendegression beim Bau von Großanlagen entspricht. Diese Anlagen werden vor allem für Schwellenländer und Entwicklungsländer interessant sein. Sie müssen dabei gegen den Einsatz von Steinkohle konkurrieren können. Bei der Steinkohle ist dabei zu berücksichtigen, daß für manche Standorte die Transportkosten gravierend sind. Die Hauptschwierigkeit bei der Verwendung von Reaktoren ist in diesen Ländern die Finanzierung. Deshalb werden diese versuchen, Anlagenteile im eigenen Land herzustellen.

Mit der jetzt vorliegenden Konzeption des HTR kann für die Vermeidung der Proliferation eine überzeugende Lösung gefunden werden, da niedrig angereichertes Uran mit einer Anreichungsstufe von etwa 8 % eingesetzt wird. Die entsprechenden Brennstoffkreisläufe führen zu einer äußerst geringen Plutoniumproduktion. Das entstehende Plutonium besteht weiter etwa zur Hälfte aus den nichtspaltbaren Isotopen. Der Kreislauf ist auch insofern für die Anwendung in Schwellenländern geeignet, da die Zwischenlagerung und das Endlager der kugelförmigen Brennelemente relativ unproblematisch ist. In diesem Zusammenhang ist das Angebot der VR China, abgebrannte Brennelemente zwischen- und endzulagern, als ein

interessanter Faktor zu erwähnen. Die IAEA hat sich im letzten Jahr mit der Erforschung des Marktpotentials von kleinen Reaktoren in Schwellen- und Entwicklungsländern befaßt[1]. Sie kommt zu der Auffassung, daß im Laufe der nächsten 30 Jahre auf diesem Gebiet ein interessantes Marktpotential bestehen dürfte.

7. Ausblick

Nach dem heutigen Stand der Überlegungen besteht eine gute Chance, daß der HTR in Ergänzung des LWR auf dem zukünftigen Energiemarkt eine Rolle spielen kann. Der in der Bundesrepublik vorgeschlagene HTR-500 ist als ein mittelgroßes Kernkraftwerk für Industrieländer wegen der zurückgehenden Zuwachsraten ein interessantes Angebot, zumal voraussichtlich die Elektrizitätserzeugung durch diese Anlagen gegenüber größeren Leichtwasserreaktoren konkurrenzfähig sein dürfte. Die kleinen Hochtemperaturreaktoren können für den Energiebedarf der Chemie, für die Fernwärme, für die Erzeugung von Öl verwendet werden und sind für den Einsatz in Schwellen- und Entwicklungsländern geeignet.

8. Literatur

[1] Nuclear Power: Status and Trends 1984, IAEA, Vienna, 1984

Die Entwicklung des Sicherheitskonzepts beim Hochtemperatur-Reaktor

J. Fassbender

Institut für Nukleare Sicherheitsforschung der Kernforschungsanlage Jülich GmbH

1. Einleitung

Die Forderung nach der Entwicklung eines HTR-spezifischen Sicherheitskonzepts ist wohl eben so alt wie der HTR selbst. Obwohl der HTR auf der reichen Erfahrung basiert, die beim Betrieb der gasgekühlten Reaktoren der ersten Generation gewonnen wurden, geriet er doch bald in den Sog der wirtschaftlich erfolgreicheren Leichtwasser-Reaktoren. Das hatte bekanntlich zur Folge, daß sich weltweit die Entwicklung von Sicherheitskonzepten und der daraus abgeleiteten Sicherheitskriterien, Richtlinien und Regeln auf den LWR konzentrierten und der HTR zunehmend mit Maßstäben gemessen wurde, die für ihn nicht oder doch nur mit starken Einschränkungen paßten. Es muß demnach verwundern, daß der HTR über mehr als zwei Jahrzehnte hinweg seinen Ruf als inhärent besonders sicherer Reaktor behaupten konnte.

Wenn man die Diskussion über die heutigen HTR-Sicherheitskonzepte verstehen oder gar einen Blick in die Zukunft werfen will, empfiehlt sich ein Rückblick auf die Entwicklung, die generell die „Sicherheitsphilosophie" – um diesen etwas schwammigen Begriff einmal zu gebrauchen – in der Kernenergie in den letzten drei Dekaden genommen hat. Unsere heutigen Sicherheitskonzepte sind nämlich das Ergebnis eines Entwicklungsprozesses, der gekennzeichnet ist einerseits durch ständig steigende Einheitenleistung um insgesamt einen Faktor 20 bis 30 und andererseits durch eine ständige Absenkung der als zumutbar angesehenen Strahlenbelastung. Außerdem verstand man zunächst unter dem Schutz vor den Auswirkungen schwerster Unfälle in erster Linie den Schutz vor schweren akuten Schäden in der unmittelbaren Umgebung der Anlage. Dosen von 300 rem wurden deshalb als tolerabel angesehen (Abb. 1). Welche Dosen bei Unfällen mit teilweiser oder völliger Zerstörung des Reaktorkerns zu erwarten seien, versuchte man experimentell zu klären. Man ließ in der Wüste Idaho speziell für diesen Zweck gebaute Reaktoren absichtlich durchgehen und maß dann die Dosisverteilungen.

Das Ergebnis dieser Überlegungen war das sog. Abstandskonzept: Wenn man jeden Reaktor mit einer genügend breiten Zone umgibt, innerhalb derer sich niemand unnötig aufhalten darf, dann ist auch ein 100 %iger Schutz gegen die Auswirkungen schwerster Reaktorunfälle gewährleistet (Abb. 2).

Das Abstandskonzept hat im Laufe der Jahre eine gewisse Entwicklung durchlaufen. Zunächst war nur die Leistung des Reaktors maßgebend. Für einen Reaktor von 15 MWth ergab sich aber schon ein Minimalabstand zu bewohnten Gebieten von rund 2 km. Auf Biblis-A angewendet, müßten Abstände von rund 30 km eingehalten werden. Während das Abstandskonzept für die eigentliche Genehmigung schon lange keine Rolle mehr spielt, bildet es immer noch die Basis der Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz.

$$R = 0{,}01 \cdot \sqrt{P}$$

R = Sicherheitsabstand in Meilen

P = Wärmeleistung des Reaktors in kW

(Annahme:
50 % des Inventars werden freigesetzt
300 R können toleriert werden)

Beispiel: KKW Biblis Block A,
3517 MW thermisch
R = 18,75 Meilen
R ≈ 30 km

Abb. 1: Formel aus den 50er Jahren für den bei Kernreaktoren einzuhaltenden Sicherheitsabstand

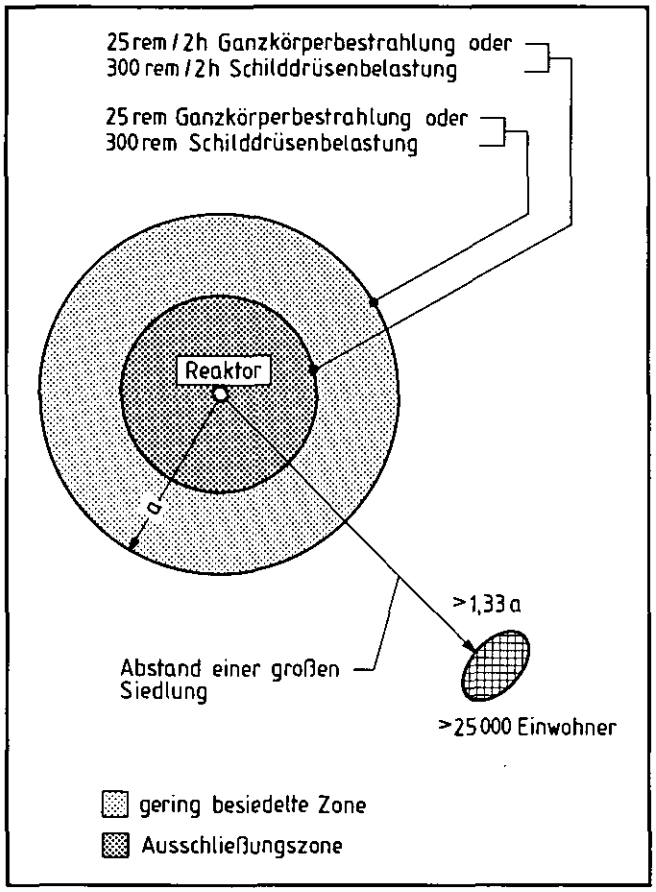


Abb. 2: Reaktorabstand-Empfehlung der USAEC (Febr. 1961)

2. WASH-740

Eine Wende in dieser Betrachtungsweise leitete der 1957 erschienene USAEC-Report WASH-740[1] ein. Er versucht erstmals, auf der Grundlage des damals erarbeiteten Wissens über die Freisetzung von Spaltprodukten aus dem Brennstoff, ihre Ausbreitung in der Atmosphäre und die radiologischen Auswirkungen als Folgen schwerster Unfälle theoretisch vorauszuberechnen. Hinzu gekommen war die Erkenntnis, daß nicht etwa die unmittelbaren Auswirkungen des explosionsartigen Durchgehens eines Reaktors das Problem seien, sondern die bei Zerstörungen der Anlage mögliche Freisetzung großer Mengen von Spaltprodukten. Die Aufgabe verlagerte sich damit auf die Beantwortung von vier Fragen:

1. Wie hoch ist die Wahrscheinlichkeit einer Spaltproduktfreisetzung?
2. Welche Faktoren und Bedingungen würden die Verteilung des freigesetzten Materials in der Umgebung beeinflussen?
3. Welche Bestrahlungs- oder Kontaminationspegel verursachen Gesundheits- oder Vermögensschäden?
4. Falls sich Freisetzungen von Spaltprodukten ereignen, wieviel Todesfälle oder Gesundheitsschäden und welche Kosten für Eigentumsschäden würden daraus resultieren?

Die Schwierigkeiten bei der Beantwortung dieser Fragen waren enorm: Es gab Dutzende verschiedener Leistungsreaktortypen, die mehr den Charakter von Versuchsreaktoren hatten, so daß von einem einheitlichen Störfallverhalten keine Rede sein konnte. Die gesamte akkumulierte Betriebserfahrung für alle Reaktoren einschließlich der Forschungsreaktoren betrug nur etwa 100 Reaktorjahre. Die Unfälle, die sich ereignet hatten – darunter etwa 6 Fälle eines „Durchgehens" – ließen keine Extrapolation auf schwerste Unfälle zu. In dieser Situation war natürlich an eine Untersuchung deterministisch definierter schwerer Störfallabläufe nicht zu denken. Der einzige Ausweg war, einfach eine Freisetzung des gesamten oder eines erheblichen Teils des Spaltproduktinventars zu postulieren und die Folgen zu errechnen. Den Rechnungen lag ein Reaktor mit einer thermischen Leistung von 500 MW zugrunde, der einen Abstand von etwa 50 km zur nächsten größeren Stadt haben sollte. Für die Bevölkerungsdichte-Verteilung in der Nähe des Reaktors wurde eine gemittelte Verteilung zugrunde gelegt, so wie sie sich bei den damals vorhandenen Reaktorstandorten ergab. Es würde zu weit führen, hier die Wahl der übrigen Parameter zu diskutieren, die das Endergebnis beeinflussen. Für die jeweils widrigsten Umstände ergaben sich immerhin bis zu 3400 Sofort-Tote (kalte Freisetzung, 1 μ Partikelgröße, Inversionswetterlage), 43 000 Gesundheitsschäden (gleiche Voraussetzungen) und eine Gesamtfläche mit Anbaubeschränkungen von etwa 400000 m^3 (heiße Freisetzung, 1 μ Partikelgröße, Regen)[1].

Der Bericht weist immer wieder darauf hin, daß schon geringfügige Abänderungen in den Annahmen über Freisetzungsmechanismen, meteorologische Bedingungen usw. die Schäden um eine bis mehrere Größenordnungen zu senken vermögen, und daß deshalb den Zahlen keine eigentliche reale Bedeutung zukommt. Auf die Öffentlichkeit wirkten diese Zahlen natürlich alarmierend; sie wurden mit einem gewissen Recht als nicht akzeptabel empfunden. Für die USAEC war damit klar, daß dieser Weg – die Ermittlung der Folgen der schwersten überhaupt denkbaren Störfälle – in eine Sackgasse führen mußte, und daß andere Wege zur Bewertung der Umweltgefährdung durch Kernenergieanlagen gefunden werden mußten.

3. Das GaU-Konzept

Einen Hinweis hatte WASH-740 schon mit einem Kapitel über die Wahrscheinlichkeit katastrophaler Reaktorunfälle gegeben. Alle befragten Experten waren sich über die extrem geringe Wahrscheinlichkeit solcher Unfälle einig, zögerten aber, Zahlen zu nennen mit der Begründung, dies müsse zu Mißverständnissen hinsichtlich der Verläßlichkeit und der Fundiertheit solcher Zahlen führen. Es mag trotzdem interes-

sieren, welche Schätzungen für verschiedene Unfallklassen mit allem Vorbehalt gegeben wurden:

- Freisetzung von Spaltprodukten innerhalb des Primärkreislaufs $10^{-2} - 10^{-4}$/Jahr,
- Freisetzung von Spaltprodukten in das Reaktorcontainment $10^{-3} - 10^{-4}$/Jahr,
- Freisetzung erheblicher Spaltproduktmengen in die Umgebung $10^{-5} - 10^{-9}$/Jahr.

Für die 100 Reaktoren rechnet die Studie eine Chance von 1:50 Mill./Jahr aus, daß eine Person durch einen Reaktorunfall getötet würde. Sie vergleicht dies mit der Chance von 1:5000/Jahr, einem Verkehrsunfall zum Opfer zu fallen.

Die Studie kommt zu dem Schluß, daß die Bevölkerung gegen „glaubhafte" Unfälle geschützt ist und die Gefährdung deshalb von „unglaubhaften" Unfällen ausgehen muß. Sie empfiehlt deshalb als Teil jeder Sicherheitsanalyse die sorgfältige Untersuchung des „Unfall größten Ausmaßes, der als glaubhaft angesehen wird", und den Nachweis, daß die Bevölkerung gegen diesen Fall ausreichend geschützt ist.

Damit war im Prinzip das GaU-Konzept, das Konzept des „Größten anzunehmenden Unfalls" geboren, das sich trotz aller evidenten Schwächen als so außerordentlich fruchtbar erwiesen hat. Die Grundidee, durch einen einzigen Unfall, bei dessen Auswahl außerdem dem Ermessen weiter Spielraum gegeben war, die vielfältigen Unfallmöglichkeiten abzudecken, mag fragwürdig erscheinen. Die intensive sicherheitstechnische Überprüfung aller relevanten Komponenten der Anlage, die das Konzept erzwang, hat jedoch de facto zu dem hohen Stand der Sicherheitstechnik geführt, der die Kernenergie heute auszeichnet.

Bei den Leichtwasserreaktoren war in Deutschland der GaU bekanntlich definiert als 2-F-Bruch einer Hauptkühlmittelleitung, gekoppelt mit dem unabhängigen Versagen eines der Systeme, die für die Beherrschung dieses Störfalls notwendig sind. Beurteilt man den HTR nach dem analogen Störfall – Kühlgasverlust durch Bruch des Primärkreislaufs und Ausfall eines Stranges der Nachwärmeabfuhr – so stellt er sich natürlich als völlig problemlose Anlage dar. Das bei einer Druckentlastung im Primärkreislauf verbleibende Kühlgas-Luft-Gemisch und der noch funktionierende Teil des Nachwärmeabfuhrsystems reichen aus, um das Core abzukühlen und eine Spaltproduktfreisetzung aus den Brennelementen zu verhindern.

4. Der AVR

In diese Zeit fällt auch die Abfassung des AVR-Sicherheitsberichts. Er basiert zwar auf dem GaU-Konzept, geht aber im einzelnen wesentlich darüber hinaus (Abb. 3).

Den breitesten Raum in den Sicherheitsbetrachtungen nehmen Störfälle ein, die die Anlage gefährden, ohne Auswirkungen auf die Umgebung zu haben. Als solche Störfälle werden u.a. betrachtet:

- Graphitblock des Deckenreflektors fällt auf das Core,
- Wassereinbruch ins Core,
- Stabunfall (Ausfahren eines Einzelstabes).

Bei diesen Störfällen wird das Reaktivitätsverhalten des Reaktors diskutiert, das sich wegen des negativen Temperaturkoeffizienten der Reaktivität als unproblematisch erweist. Ferner werden untersucht:

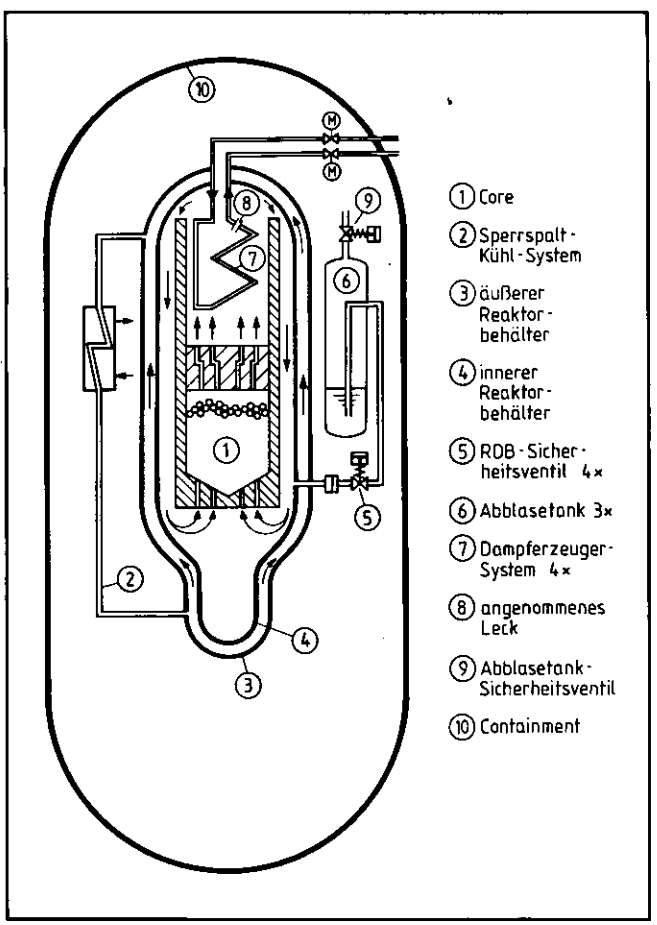
- Ausfall der Sperrspaltkühlung,
- Turbinenschnellschluß

unter thermodynamischen Aspekten. Eine gewisse Bestätigung sowohl der Überlegungen zum transienten Verhalten der Anlage als auch der thermodynamischen Rechnungen lieferte später der bekannte 4-Stab-Klemmversuch, bei dem das Verhalten der Anlage bei Ausfall der Zwangskühlung und festgehaltenen Regelstäben experimentell untersucht wurde.

Der größte anzunehmende Unfall ist definiert als:

Rohrreißer an allen vier Dampferzeugereinheiten innerhalb des Reaktorbehälters (Wassereinbruch: 4000 kg); Druckanstieg im Reaktorbehälter bis zum Öffnen der Kühlgassicherheitsventile; Entlasten in den Mischkühler,

Abb. 3: Sicherheitssysteme des AVR für den Größten anzunehmenden Unfall



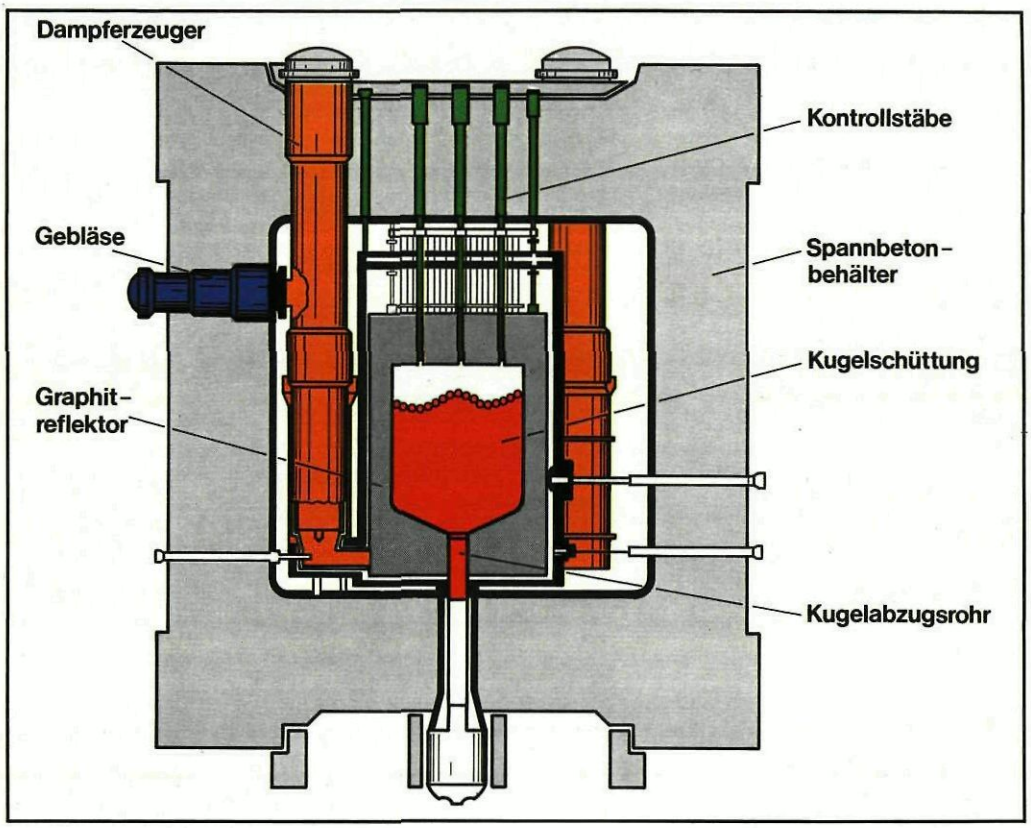


Abb. 4: Schnitt durch den Spannbetonbehälter des THTR-300

also als Wassereinbruchstörfall mit Öffnen des Primärkreislaufs. Die radiologischen Konsequenzen dieses Störfalls liegen weit unter den Grenzwerten, die heute nach der Strahlenschutzverordnung als zulässig gelten.

Der AVR-Sicherheitsbericht diskutiert auch noch einen hypothetischen Unfall, der sich dadurch aus dem GaU entwickelt, daß kurz vor dem Öffnen der Sicherheitsventile auch noch 20 % der Dampferzeugerrohre im Schutzbehälter reißen, wodurch Dampf, Wassergas und Kühlgasaktivität in den Schutzbehälter gelangen. Die radiologischen Auswirkungen entsprechen denjenigen des GaU.

Ganz im Sinne des GaU-Konzepts werden diese beiden Unfälle als abdeckend angesehen: „Alle anderen anzunehmenden Unfälle, die zu dieser Gruppe gehören, stellen eine geringere Gefährdung dar und sind leichter zu beherrschen."

Das Sicherheitskonzept des AVR ist nach heutigen Begriffen durch ein Übermaß an Sicherheit gekennzeichnet:

- Vierfacher Einschluß der Spaltprodukte (Coated Particles, innerer und äußerer Reaktorbehälter, druckfester Schutzbehälter),
- Sehr niedrige Leistungsdichte des Cores (keine Nachwärmeabfuhrprobleme),
- Wasservorlage für Abblasevorgänge.

Das Schwergewicht der Betrachtungen liegt eindeutig auf den Wassereinbruchstörfällen, der damit verbundenen Wassergasbildung und der Verhinderung von Wassergas-Luft-Explosionen, also auf HTR-spezifischen Störfällen. Die durch hohen konstruktiven Aufwand erreichte hohe Sicherheit geht natürlich zu Lasten der Wirtschaftlichkeit, ein Hauptgrund, warum spätere HTR-Konstruktionen einen anderen Weg gingen.

Das hohe Sicherheitspotential des AVR läßt sich auch schon daran ablesen, daß vor elf Jahren die Gasaustrittstemperatur problemlos auf 950°C angehoben werden konnte. Die sicherheitstechnische Bewertung eines ins Auge gefaßten Umbaus zur Prozeßwärme ergab ebenfalls, daß trotz veränderter Aufgabenstellung und gestiegener Anforderungen die Sicherheit auch nach heutigen Maßstäben mehr als ausreicht.

5. Der THTR-300

Das GaU-Konzept hat sich als heuristisches Prinzip sehr bewährt, aber auch viele Fragen offen gelassen. Nach welchen Kriterien entscheidet man, welcher Unfall als der größte anzunehmen ist? Wie stellt man sicher, daß alle übrigen anzunehmenden Unfälle vom GaU tatsächlich abgedeckt sind? Besonders die letzte Frage hat dazu geführt, daß das GaU-Konzept zum Auslegungsstörfallkonzept weiterentwickelt wurde. Statt eines GaU ist jetzt ein Spektrum von Störfällen zu untersuchen, die so ausgewählt sind, daß sie zusammen die maximalen Auslegungsanforderungen an die Sicherheitseinrichtungen bestimmen. Ebenso wie

beim GaU-Konzept bleiben über die Auslegungsstörfälle hinausgehende Unfälle von der Betrachtung grundsätzlich ausgeschlossen; sie werden als „hypothetisch" eingestuft und wegen ihrer extrem geringen Eintrittshäufigkeit bei der Auslegung der Anlage nicht berücksichtigt.

Der Sicherheitsbericht des THTR-300 (Abb. 4) hatte dieser generellen Veränderung der Sicherheitsphilosophie Rechnung zu tragen. Das Sicherheitskonzept des AVR war nicht mehr anwendbar, schon allein deshalb, weil sich durch die Steigerung der thermischen Leistung um etwa einen Faktor 20, die höhere Leistungsdichte und den Übergang zum Spannbetonbehälter starke Verschiebungen im Störfallspektrum ergaben; man denke nur an den Coreaufheizstörfall, der sich beim AVR mit Gewißheit ausschließen ließ. Den Autoren des THTR-Sicherheitsberichts war diese Situation wohl bewußt, und sie sagen dies auch mit aller Deutlichkeit. Ich möchte sie deshalb hier selbst zu Wort kommen lassen:

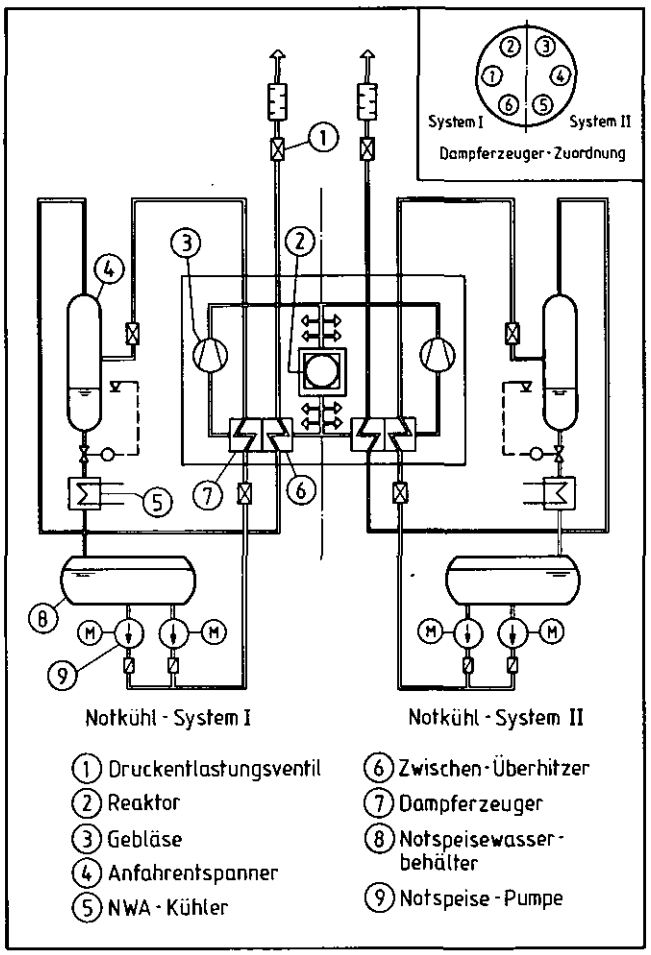
„Die Sicherheit eines Kernkraftwerkes wurde in Deutschland bisher nach amerikanischem Muster nach dem Konzept des „größten anzunehmenden Unfalls (GaU)" beurteilt. Dieses Konzept ist aus folgenden Gründen unrealistisch: Es ist unvermeidlich, Ja-Nein-Entscheidungen zu treffen, d.h. einen Störfall entweder anzunehmen oder für undenkbar zu erklären. Diese Entscheidungen sind meistens Ermessensfragen, darüber hinaus erhält man keinerlei Aussagen, wie oft ein angenommener Störfall eintreten kann. Ferner führt die Tatsache, daß nach dem Unfall mit den größten Auswirkungen auf die Umgebung gesucht, bzw. ein solcher konstruiert wird, dazu, alle anderen Störfälle nur pauschal zu behandeln. Dies kann weiter dazu führen, daß ein solcher Störfall geringerer Auswirkung infolge seiner größeren Wahrscheinlichkeit insgesamt ein größeres Risiko beinhaltet, als der GaU... .
Es ist deshalb unser Bestreben, in Zukunft eine Störfallanalyse nach dem Wahrscheinlichkeitskonzept (nach englischem Muster) durchzuführen, bei dem die Wahrscheinlichkeit für das Eintreten eines Störfalls und dessen Auswirkung auf die Umgebung untersucht wird. Zur Zeit fehlt jedoch noch gesichertes statistisches Material. Wir sind deshalb zu dem Schluß gekommen, daß eine Störfallanalyse nach dem Wahrscheinlichkeitskonzept zum gegenwärtigen Zeitpunkt noch nicht konsequent durchgeführt werden kann. Es wurde deshalb folgender Kompromiß eingegangen:
Es werden alle als realistisch anzusehenden Störfälle systematisch und untereinander gleichwertig untersucht, insbesondere die Ursachen und der Ablauf der Störfälle werden beschrieben. Die Auswirkungen der Störfälle werden jedoch vorerst an der Auswirkung eines maximalen Störfalls gemessen, der beim THTR beim Entweichen des gesamten Kühlmittels eintreten würde."

Dieses seiner Zeit weit vorauseilende Konzept kann wieder insofern als HTR-spezifisch angesehen werden, als alle real zu erwartenden Störfälle gleichrangig betrachtet werden und nicht die Erfüllung vorgegebener, am LWR orientierter Regeln und Richtlinien als Sicherheitskriterium benutzt wird.

In dem sich über mehr als ein Jahrzehnt hinziehenden Genehmigungsverfahren ließ sich dieses Konzept dann doch nicht durchhalten. Das sich vor allem in den USA, aber auch in der Bundesrepublik rasch entwickelnde System von Kriterien, Vorschriften, Regeln und Normen, das fast ausschließlich auf die Bedürfnisse der Leichtwasserreaktoren zugeschnitten war, hatte unvermeidlich Rückwirkungen auf das Sicherheitskonzept und damit auch auf die Auslegung der Anlage. Als Beispiel sei hier nur die sog. „Notkühlung" angeführt, die ursprünglich so nicht vorgesehen war und in der jetzt realisierten Form stark durch die für den LWR sinnvollen, für den HTR aber nur zum Teil passenden Vorschriften mitbestimmt worden ist (Abb. 5).

Versucht man, das Sicherheitskonzept des THTR auf einige wesentliche sicherheitstechnische Charakteristika zu reduzieren, so gelangt man etwa zu folgendem Ergebnis:

Abb. 5: Notkühlsystem des THTR-300



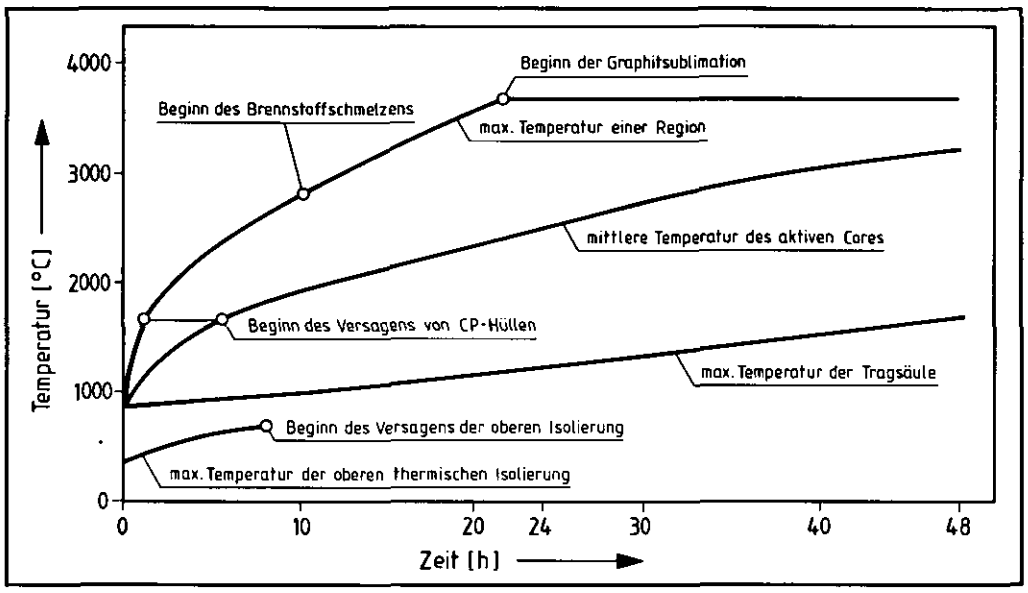


Abb. 6: Zeitlicher Temperaturverlauf ausgewählter Reaktorkomponenten bei einem ungehemmten Coreaufheizstörfall des HTR-1160

- Dreifacher Einschluß der Spaltprodukte,
  Beschichtete Partikel,
  SBB mit gasdichtem Liner,
  Doppelabschlüsse für alle aus dem SBB herausführenden Durchführungen; Ausführung als Stahldruckbehälter, evtl. innerer Deckel als Durchflußbegrenzer ausgeführt,
- Nicht druckfeste Reaktorhalle mit definierter Gasführung und Filteranlage,
- Mittlere Reaktorleistung (750 MWth,)
- Mittlere Leistungsdichte (~ 6 MW/m^3),
  (Coreaufheizstörfälle mit Freisetzung von Spaltprodukten aus dem Core nicht mehr mit Sicherheit auszuschließen),
- Nachwärmeabfuhrsystem teilweise mit Betriebssystem identisch,
- Erstes und zweites Abschaltsystem.

Ein Vergleich mit dem Sicherheitskonzept des AVR macht deutlich, daß der THTR-300 viel weniger als der AVR von den inhärenten Sicherheitseigenschaften von HTR im allgemeinen Gebrauch macht und aktiven Sicherheitseinrichtungen deshalb eine wesentlich höhere Bedeutung zukommt. Da die inhärenten Sicherheitseigenschaften aber nach wie vor vorhanden sind, stellen sie eine Art stiller Sicherheitsreserve dar, die vor allem im Bereich hypothetischer Störfälle risikomindernd wirksam wird[2].

6. HTR-1160 und probabilistische Risikoanalyse

Die nächste Entwicklungsstufe des HTR-Sicherheitskonzepts ist durch zwei Ereignisse gekennzeichnet, die kurz hintereinander eintraten und sich gegenseitig stark beeinflußten:

- Die Firma General Atomic bot auf dem Markt eine kommerzielle HTR-Anlage an, die in ihrer Leistung – 1160 MWel bzw. 3000 MWth – den großen Leichtwasser-Reaktoren entsprach und die amerikanischen Genehmigungsanforderungen erfüllte. Sie erhielt dafür 7 oder 8 Aufträge.
- Nach dem Vorbild der Rasmussen-Studie (Wash-1400) erstellt General Atomic eine probabilistische Risikoanalyse, die Accident Initiation and Progression Analysis (AIPA). Das ISF unterzog im Auftrag des BMI diese Studie einer kritischen Durchsicht und erarbeitete gemeinsam mit der GRS eine deutschen Verhältnissen entsprechende Version, die PSH-Studie.

Die Steigerung der Leistung auf 3000 MWth und vor allem die volle Übernahme des für den LWR geschaffenen amerikanischen Regelwerks bedingten tiefgreifende Änderungen des Sicherheitskonzepts, die sich vielleicht kennzeichnen lassen durch den weitgegenden Verzicht auf inhärente HTR-Sicherheitseigenschaften und ein Sicherheitssystem, das weitgehend dem Vorbild des LWR entsprach. Im einzelnen bedeutete dies:

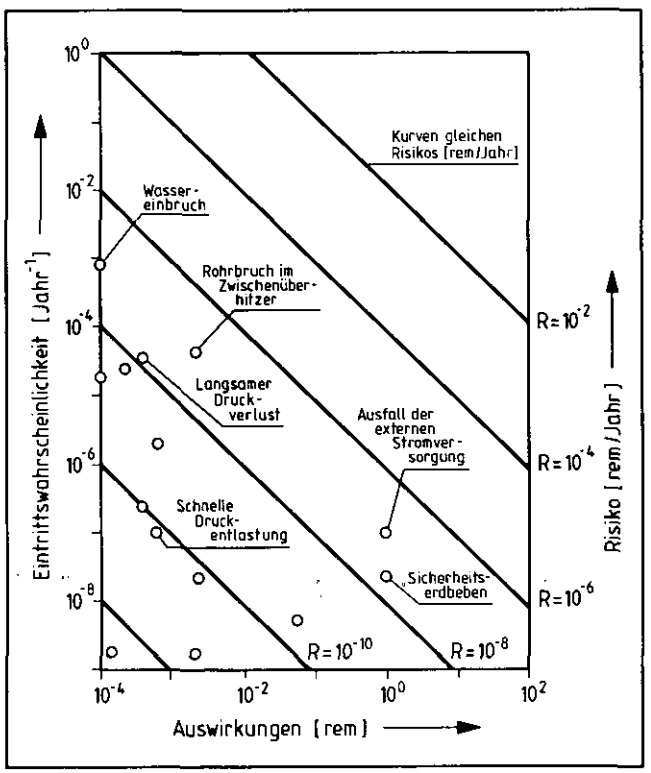
- Hohe Leistungsdichte (im Mittel 8,4 MW/m^3), damit Gefahr des Brennstoffschmelzens und der Graphitsublimation bei ungehemmten Coreaufheizstörfällen,
- Geschlossenes, druckfestes Containment mit Umluft-Filteranlage,
- Aufwendiges, redundantes und diversitäres Nachwärmeabfuhrsystem, das von den Betriebssystemen völlig unabhängig ist,
- Zwei diversitäre Abschaltsysteme (Stäbe und Absorberkugeln).

Offensichtlich müssen derart tiefgreifende Änderungen des Sicherheitskonzepts ihre Auswirkungen auf das Störfallspektrum oder besser gesagt, die Störfalltopologie haben. Die hohe Leistungsdichte und das

vergrößerte Corevolumen bewirken, daß die maximalen Brennelementtemperaturen bei ungehemmten Coreaufheizstörfällen jetzt die Sublimationstemperatur des Graphits – 3600°C – fast erreichen, massive Spaltproduktfreisetzungen aus dem Core sind also nicht mehr völlig auszuschließen (Abb. 6). Deterministisch betrachtet sind die eben aufgeführten aktiven und passiven Sicherheitseinrichtungen also eine Notwendigkeit.

Die amerikanischen und deutschen probabilistischen Risikoanalysen setzten dann einen Prozeß in Gang, dessen Auswirkungen erst heute in vollem Umfang deutlich werden. Vorsichtigerweise waren als Hauptziele der AIPA-Studie vom Auftraggeber DOE nicht etwa die Ermittlung des individuellen oder des gesellschaftlichen Risikos deklariert worden, sondern die Designoptimierung und die Gewinnung von Maßstäben für eine rationale Planung der Sicherheitsforschung. Die Studie begann mit einer völlig neuen Erstellung der Störfalltopologie mit den Methoden – Ereignisbaum- und Fehlerbaumanalysen –, die aus WASH-1400 übernommen werden konnten. Das Ergebnis war insofern überraschend, als nicht die Auslegungsstörfälle oder der hypothetische schwere Coreaufheizstörfall das Risiko bestimmten, sondern in etwa gleichem Maße die Störfälle „Wassereinbruch", „Rohrbruch im Zwischenüberhitzer" und „Ausfall der externen Stromversorgung". Mit etwa einer Größenordnung Abstand folgen Störfälle wie „Langsamer Druckverlust" und „Sicherheitserdbeben". Der beherrschte Auslegungsstörfall „Schneller Druckverlust" hingegen trägt weniger als 1 % zum Gesamtrisiko bei (Abb. 7).

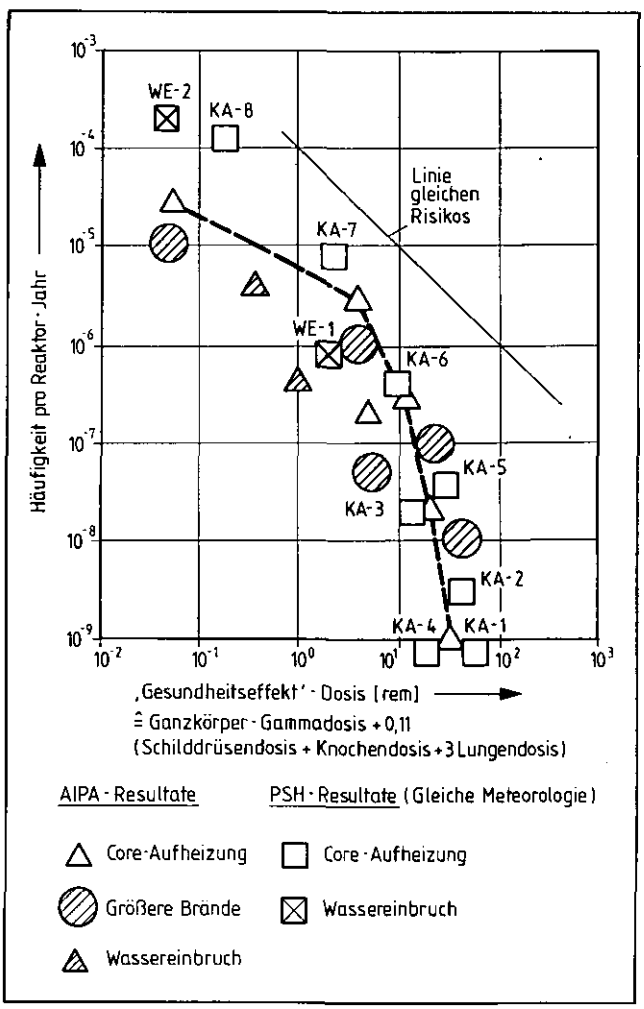
Abb. 7: Eintrittswahrscheinlichkeit der in der AIPA-Studie untersuchten Störfallsequenzen als Funktion der Störfallfolgen. Bei den unbezeichneten Punkten handelt es sich im wesentlichen um leicht abgewandelte Abläufe der aufgeführten Störfälle



Kurz nach dem Erscheinen der AIPA-Studie setzte massive Kritik ein, auch von unserer Seite. Sie führte zu einer völligen Überarbeitung der AIPA-Studie mit dem Ergebnis, daß schließlich zwei miteinander kompatible Studien vorlagen, die AIPA-und die deutsche PSH-Studie[3], die eine Fülle neuer Gesichtspunkte für ein modern fundiertes, HTR-gerechtes Sicherheitskonzept erbrachten (Abb. 8). Als solche Punkte lassen sich anführen:

- Vervollständigte Störfalltopologie unter Einbeziehung bis dahin unbekannter Störfallabläufe wie z.B. Coreaufheizstörfälle mit temperaturbedingtem Versagen des SBB,
- Willkürfreie Wertung der sicherheitstechnischen Bedeutung bestimmter Störfallabläufe (z.B. Luft- und Wassereinbruch, Wassergasproduktion, Coreaufheizung),
- Ermittlung von repräsentativen Spaltproduktfreisetzungen, ihren Häufigkeiten und zeitlichen Verläufe,
- Besseres Verständnis der sicherheitstechnischen Bedeutung einzelner Reaktorkomponenten wie z.B. Liner oder Zwischenüberhitzer,

Abb. 8: Vergleich der Ergebnisse der AIPA- und der PSH-Studie (Rechnungen der General Atomic)



Freisetzungs-kategorie	Kollektiv-risiko für Frühschäden [a⁻¹]	Kollektivrisiko für Spätschäden [a⁻¹]				
	DWR	DWR	HTR 1160 (veränderte Auslegung)		SNR 300	
FK 1	$1{,}7\cdot10^{-6}$	$8{,}5\cdot10^{-2}$	KA-1	$4{,}6\cdot10^{-6}$	K 1	$7{,}2\cdot10^{-5}$
FK 2	$3{,}5\cdot10^{-6}$	$1{,}3\cdot10^{-2}$	KA-2	$5{,}0\cdot10^{-5}$	K 2	$7{,}6\cdot10^{-5}$
FK 3	$1{,}1\cdot10^{-7}$	$2{,}6\cdot10^{-3}$	KA-4	$9{,}1\cdot10^{-5}$	K 3	$1{,}2\cdot10^{-5}$
FK 4	$2{,}8\cdot10^{-7}$	$2{,}9\cdot10^{-3}$	KA-5	$8{,}5\cdot10^{-4}$	K 4	$1{,}5\cdot10^{-5}$
FK 5	0	$9{,}8\cdot10^{-3}$	KA-6	$4{,}6\cdot10^{-4}$	K 5	$5{,}0\cdot10^{-9}$
FK 6	0	$2{,}7\cdot10^{-2}$	KA-7	$2{,}0\cdot10^{-2}$	KA	$9{,}4\cdot10^{-3}$
FK 7	0	$1{,}5\cdot10^{-1}$	KA-8	$4{,}4\cdot10^{-3}$	KB	$3{,}9\cdot10^{-5}$
FK 8	0	$1{,}2\cdot10^{-5}$	WE-1	$2{,}5\cdot10^{-3}$		
Summe	$5{,}6\cdot10^{-6}$	$2{,}9\cdot10^{-1}$	Summe	$2{,}8\cdot10^{-2}$	Summe	$9{,}6\cdot10^{-3}$

Tab. 1: Kollektivrisiken der gesundheitlichen Schäden bezogen auf eine Anlage

- Ansätze zur quantitativen Behandlung des Risikos und damit Möglichkeit, den HTR sicherheitstechnisch einzuordnen,
- Hinweise für eine Designoptimierung in sicherheitstechnischer und ökonomischer Hinsicht,
- Quantitative Behandlung des Versagens aus gemeinsamer Ursache (Common Mode and Common Cause Failure) und des Einflusses von Operateurhandlungen.

Wie sich diese Gesichtspunkte im einzelnen auf die Entwicklung neuer HTR-Konzepte ausgewirkt haben, wird in späteren Vorträgen deutlich werden.

Die PSH-Studie hat bewußt keine Untersuchungen zum Risiko angestellt; wir waren zunächst der Meinung, daß dies bei einem nur auf dem Papier existierenden Reaktor ein zu risikoreiches Unternehmen sei. Später sind jedoch von verschiedenen Seiten Risikoabschätzungen und -vergleiche angestellt worden (Tab. 1). Bei den relativ hohen Unsicherheitsfaktoren, mit denen quantitative Angaben über das individuelle oder das gesellschaftliche Risiko zu versehen sind, müssen die absoluten Zahlen mit ziemlichen Vorbehalt betrachtet werden; die Tendenz dürften sie jedoch richtig wiedergeben.

7. Neue Reaktorkonzepte HTR-500 und MODUL-Reaktor

Die intensive Beschäftigung mit dem HTR-1160 und analogen Projekten förderte aber auch die Erkenntnis, daß die Sicherheitseigenschaften eines HTR stark von der Leistungsgröße abhängen[4] und die HTR-spezifischen Sicherheitseigenschaften bei Anlagen mittlerer und kleiner Leistung mehr zum Tragen kommen (Abb. 9). Eine Überlagerung dieser Erkenntnis mit ökonomischen Erwägungen brachte schließlich eine Abkehr von den Anlagen hoher Leistung und eine Zweiteilung der Weiterentwicklung des Sicherheitskonzepts. Sie konkretisierte sich schließlich in zwei HTR-Projekten, dem HTR-500 und dem MODUL-Reaktor. Beide Reaktorkonzepte werden in nachfolgenden Vorträgen noch ausführlich behandelt.

HTR-500 und MODUL-Reaktor machen Gebrauch von den Erfahrungen, die bei der Genehmigung und beim Bau von Prototypanlagen gemacht wurden, aber vor allem auch von Erkenntnissen, die die Sicherheitsforschung der letzten Dekade geliefert hat. Heute kann als gesichert angesehen werden, daß

- Luft- und Wassereinbruchstörfällen nicht die Bedeutung zu kommt, die ihnen früher einmal zugeschrieben wurde,
- die Heranziehung des Linerkühlsystems zur Störfallbeherrschung die Häufigkeit schwerer Coreaufheizstörfälle um etwa zwei Größenordnungen senkt,

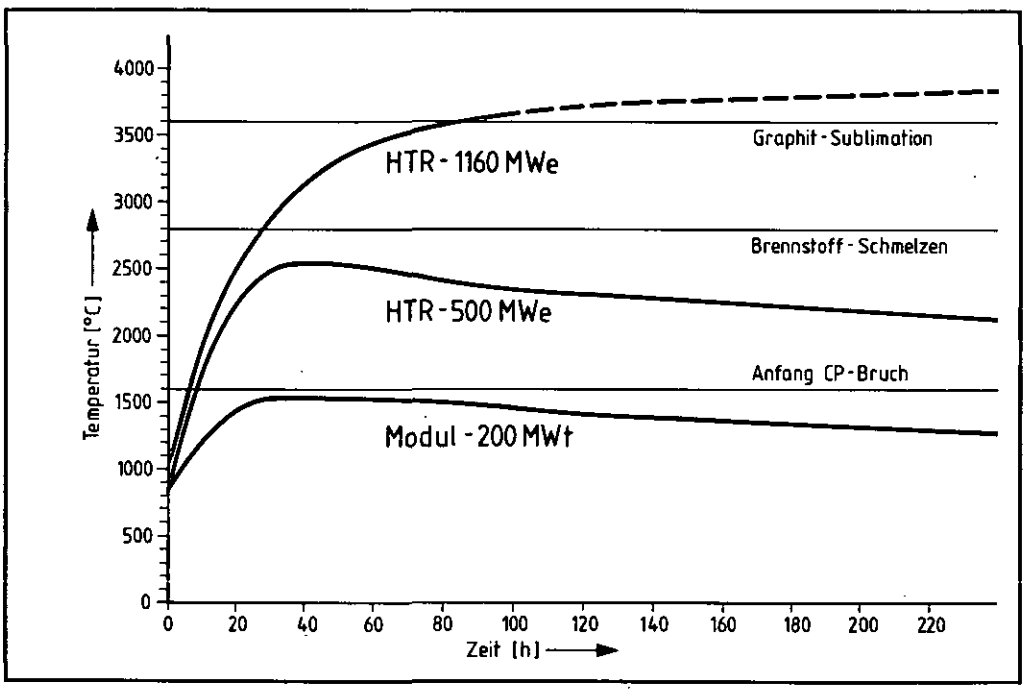


Abb. 9: Maximale Coretemperatur bei Coreaufheizstörfällen mit Druckentlastung

- ein ventiliertes Confinement bei schweren Druckentlastungsstörfällen unter Umständen Vorzüge gegenüber einem gasdichten, druckfesten Containment bietet (Abb. 10),
- bessere Modelle für die Freisetzung von Spaltprodukten aus dem Reaktorcore und für ihre Rückhaltung in den kälteren Teilen von Core und Primärkreislauf zu verläßlicheren Werten für die maximal freigesetzten Mengen radiologisch relevanter Spaltprodukte geführt haben,
- das relative Gefährdungspotential vergleichbarer HTR-Anlagen mehr als proportional mit der Leistung und der Leistungsdichte abnimmt; hauptsächlich weil bei Coreaufheizstörfällen gewisse temperaturbedingte Versagensgrenzen nicht mehr erreicht oder nur in kleinen Corebereichen überschritten werden (Abb. 11),
- der träge Ablauf aller Störfälle so viel Zeit für technische und organisatorische Gegenmaßnahmen läßt, daß akute Todesfälle und Gesundheitsschäden praktisch auszuschließen sind.

Die Umsetzung dieser Erkenntnisse in ein konkretes Sicherheitskonzept erfordert aber auch ein gewisses Umdenken hinsichtlich der Maßstäbe, nach denen Sicherheit beurteilt wird. Solange Sicherheit gleichgesetzt wird mit der Erfüllung technischer Regeln und Vorschriften, die die Auslegung einer Anlage bis ins kleinste festlegen, bleibt für eine Weiterentwicklung des Sicherheitskonzepts nur ein sehr geringer Spielraum. Erst die Rückbesinnung auf die eigentlichen Schutzziele, so wie sie etwa in der Strahlenschutzverordnung fixiert sind, zusammen mit der Möglichkeit, zur Verwirklichung dieser Ziele neue technische Wege zu beschreiten, macht den Weg für eine vernünftige Fortentwicklung frei. Es ist dem Gesprächskreis des BMI, der zu den beiden Konzeptentwürfen eine Meinung zu äußern hatte, sehr zu danken, daß er diesen Weg nicht verstellt hat[5,6].

Der HTR-500 ist als vorläufiger Endpunkt einer Entwicklung anzusehen, die mit dem THTR-300 begonnen hat und über den HTR-1160 und einige Zwischenstationen wieder in die Nähe des THTR-300 führte. Das aufwendige Nachwärmeabfuhrsystem des HTR-1160 wurde auf das wirklich Notwendige reduziert. Diversität wird dadurch erreicht, daß das Hauptkühlsystem ebenfalls zur Nachwärmeabfuhr herangezogen werden kann. Bei der Berechnung der Ausfallwahrscheinlichkeiten wird ferner noch die Naturkonvektion berücksichtigt und die Tatsache, daß nach Störfallbeginn noch viel Zeit für eventuelle Reparaturen zur Verfügung steht. Auf dem komplexen Gebiet „Spaltproduktfreisetzung" schlägt zu Buche, daß die Rückhalteeigenschaften moderner HTR-Brennstoffe in der letzten Dekade in erstaunlichem Maße verbessert worden sind. Vermehrte Kenntnisse über den zeitlichen Ablauf von Störfällen und Unfällen und über die Rückhaltung von Spaltprodukten in den kälteren Teilen von Core und Reflektor ermöglichten die Entwicklung eines HTR-gerechten Reaktorgebäudes. Die

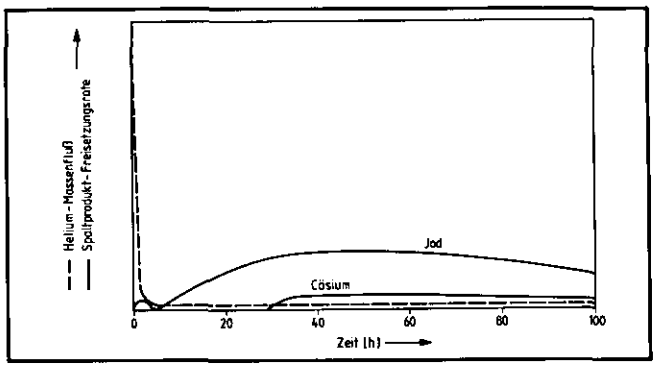


Abb. 10: Helium-Massenfluß und Spaltproduktfreisetzungsrate (Ci/s) bei Coreaufheizstörfall mit schneller Druckentlastung (schematisch)

auch beim LWR ventilierte Frage, ob ein druckfester oder ein belüfteter Einschluß (Stichwort: Vented Containment) vorzuziehen sei, läßt sich für den HTR dahingehend beantworten, daß ein belüfteter, nicht druckfester Einschluß (Vented Confinement) den Anforderungen entspricht.

Einen anderen Weg geht der MODUL-Reaktor, der sich mehr oder minder direkt aus dem AVR ableiten läßt, wobei aber auch die jahrelange Diskussion über den „Walk-Away-Reactor" und den „Forgiving Reactor" großen Einfluß ausgeübt haben. Entwicklungsziel war ein Reaktor, dessen Sicherheit fast ausschließlich auf inhärenten Sicherheitseigenschaften des HTR beruht und der infolgedessen mit einem Minimum an aktiven Sicherheitseinrichtungen auskommen kann.

Durch Begrenzung der thermischen Leistung auf 200 MWth und entsprechende geometrische Formgebung des Cores wird beim MODUL-HTR erreicht, daß bei Ausfall der Zwangskühlung Temperaturen von 1500°C nur kurze Zeit in einem engbegrenzten Corebereich überschritten werden; damit kann ein Coreaufheizunfall mit Überschreitung der Planungsrichtwerte nach § 28 Abs. 3 der Strahlenschutzverordnung ausgeschlossen werden. Ein besonderes Nachwärmeabfuhrsystem ist deshalb aus Sicherheitsgründen nicht mehr erforderlich. Die verhältnismäßig geringen, bei einem Störfall freigesetzten Aktivitätsmengen können auch ohne geschlossenes, druckfestes Containment gefahrlos beherrscht werden.

Wegen des schlanken Cores reichen zur Ausregelung der denkbaren Reaktivitätsänderungen und zur Heißabschaltung in Reflektorbohrungen laufende Absorberstäbe, die bei bestimmten Lastwechselzuständen und für die Kaltabschaltung durch ein Kleinkugelabsorbersystem im Reflektor ergänzt werden. Die bei größeren Anlagen zur Regelung und Abschaltung vorgesehenen, in das Core eintauchenden Stäbe sind hier nicht notwendig.

Der MODUL-Reaktor ist – grob gesprochen – so gut wie sein Brennstoff. Mangelnde Redundanzen sind sicherheitstechnisch unbedenklich, können aber zu Verfügbarkeitsproblemen führen.

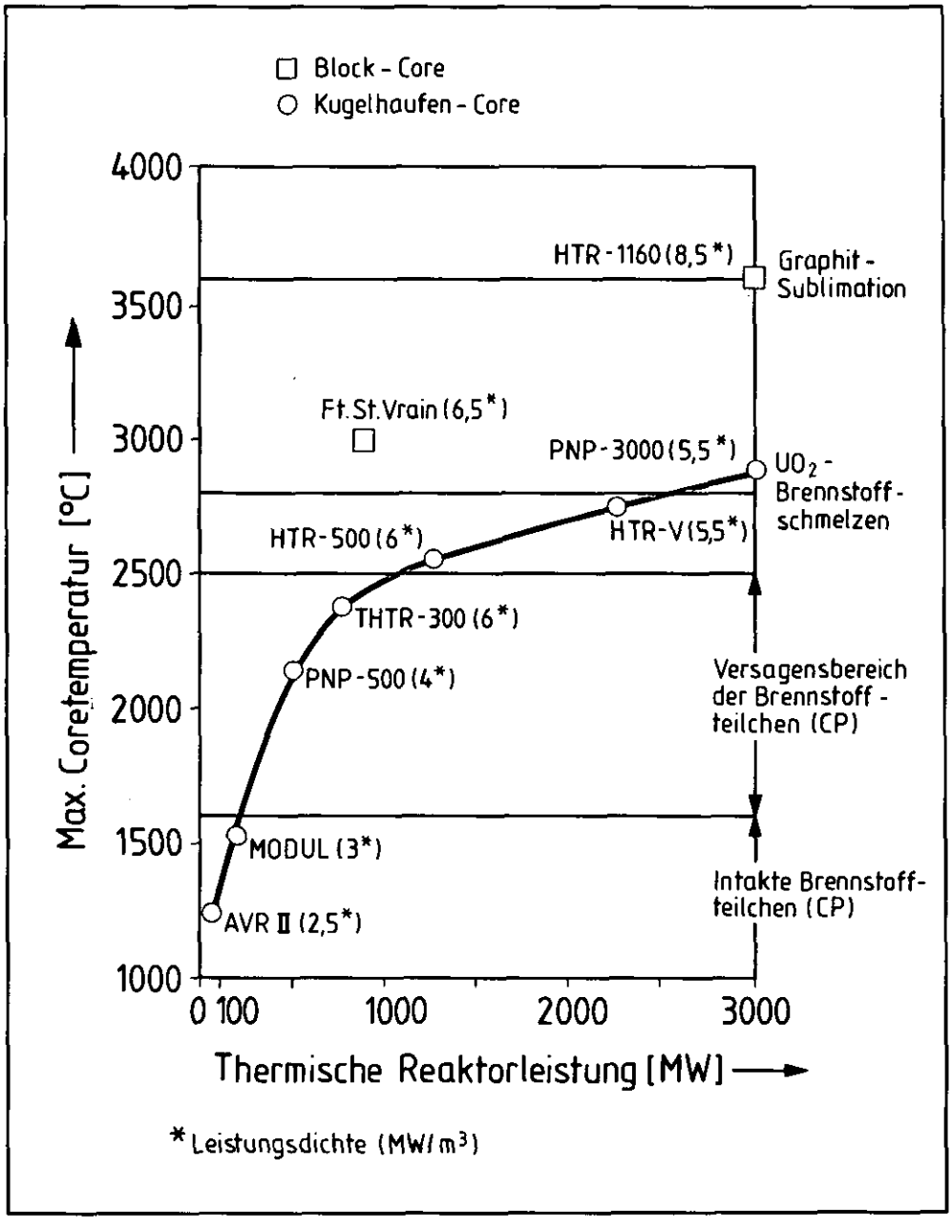


Abb. 11:
Maximale Coretemperaturen bei Coreaufheizstörfällen mit Druckentlastung

Eine Gegenüberstellung der Spaltproduktmengen, die bei einem Coreaufheizstörfall mit Druckentlastung in den Primärkreislauf freigesetzt werden, läßt erkennen, daß mit sinkender Anlagenleistung die Aktivitätsmengen sehr viel rascher als linear mit der Leistung abnehmen (Tab. 2).

8. Ausblick

Historische Exkurse wie dieser Vortrag finden ihre Rechtfertigung gewöhnlich darin, daß sie extrapolieren und einen Blick in die Zukunft zu werfen versuchen. Nun sind bekanntlich Prognosen eine mißliche Angelegenheit, besonders, wenn sie sich auf die Zukunft beziehen. Beim HTR kommt noch hinzu, daß seit dem THTR-300 die Entwicklung ausschließlich auf dem Papier stattgefunden hat. Einige Trends sind jedoch ziemlich sicher zu erkennen.

Die Entwicklung zu Einheiten kleinerer Leistung ist zwar vom Markt erzwungen worden; daß sie der Sicherheit zugute kommt, ist schon demonstriert worden. Einheitenleistungen von 1000 MWel und mehr dürften jedenfalls fürs erste der Vergangenheit angehören.

Bei den NWA-Systemen gibt es eine entschiedene Abkehr von den Vorstellungen, die von den LWR-Notkühlsystemen geprägt worden sind. Schnellwirkende Notkühlsysteme sind auf keinen Fall erforderlich. Bei mittleren und kleinen Leistungen können u.U. passive Wärmetransportmechanismen ausreichen, besonders, wenn durch die optimale Nutzung von Reparaturmöglichkeiten die Ausfallsicherheit der Betriebssysteme erhöht wird.

Die Zahl „fester" Spaltproduktbarrieren scheint beim HTR eher nach 2 als nach 3 zu tendieren. Ermöglicht wird dies in erster Linie durch Verbesserungen der Rückhalteeigenschaften des Brennstoffs, aber auch durch eine andere Containmentphilosophie.

Das nicht druckfeste Containment mit einer auf den Störfall ausgelegten Abluftfilteranlage dürfte vermutlich auch für Anlagen großer Leistung ausreichen. Für mittlere und kleine Leistungen ist es sicher die beste technische und ökonomische Lösung.

Die Frage, welche Anforderungen an die Abschaltsysteme wirklich zu stellen sind, ist m.E. auch noch nicht ausdiskutiert. Systematische Untersuchungen der ATWS-Störfälle zeigen, daß rasch wirkende Systeme wegen der stets langsam ablaufenden transienten Vorgänge und wegen des großen negativen Temperaturkoeffizienten der Reaktivität nicht erforderlich sind. Wichtiger ist, den für die Langzeitabschaltung des kalten Reaktors erforderlichen, ziemlich hohen Reaktivitätsbeitrag zuverlässig bereitzustellen.

Die Rückkehr zu einem HTR-adäquaten Sicherheitskonzept wurde durch ein verbessertes Verständnis der HTR-Sicherheitseigenschaften ermöglicht, vor allem auch durch die quantitative Beschreibung von Prozessen, die den Ablauf von Störfällen mildern bzw. deren Auswirkungen stark reduzieren. Hier kann eine vernünftig geplante Forschung durchaus dazu beitragen, durch vermehrtes Wissen zu technischen Lösungen zu gelangen, die HTR-gerecht sind und die genehmigungstechnischen Anforderungen erfüllen. Forschungsgebiete, die m.E. lohnten, sind u.a. die Rückhalteeigenschaften des Brennstoffs, das thermisch bedingte Versagen von Deckenreflektor und Liner, die Spaltproduktrückhaltung im Primärkreislauf und im Reaktorgebäude unter Berücksichtigung der Spaltproduktchemie und die quantitative Beschreibung des schadensmindernden Eingreifens von Reaktoroperateuren. Unerläßlicher Bestandteil einer solchen Entwicklung ist eine entwicklungsbegleitende Risikoanalyse. Vernünftig und neutral gehandhabt, deckt sie Auslegungsschwächen auf, gibt Hinweise für eine Optimierung und erleichtert oder ermöglicht gar erst den Nachweis, daß die vorgesehene neue Lösung sicherheitstechnisch ebenso gut oder besser als die alte ist.

Ein weiterer Punkt, der erst in der letzten Zeit in die Diskussion geraten ist, betrifft das ökonomische Risiko. Es ist seit mindestens einem Dutzend Jahren bekannt, daß die zum Schutz des investierten Kapitals erforderlichen Aufwendungen um ein Vielfaches höher sind als die zum Schutz der umwohnenden Bevölkerung vorzusehenden. Der TMI-Störfall hat in erschreckender Weise klargemacht, was passieren kann, wenn dieser Erkenntnis nicht Rechnung getragen wird. Das Instrumentarium zur Ermittlung des finanziellen Risikos ist weitgehend vorhanden; es muß aber der veränderten Aufgabenstellung angepaßt werden. Der für die Markteinführung neuer HTR erforderliche bündige Nachweis, daß das finanzielle Risiko beim HTR nicht größer ist als bei vergleichbaren Anlagen, dürfte nicht schwierig sein, ist aber über das Stadium von Abschätzungen noch nicht hinausgekommen. Es ist zumindest nicht auszuschließen, daß derartige Erwägungen auch Auswirkungen auf das Sicherheitskonzept haben werden.

Schließlich sei noch auf einen Punkt hingewiesen, der mit Sicherheit die weitere Entwicklung des Sicherheitskonzepts beeinflussen wird, nämlich die Standortfrage. Die heute üblichen Standortbewertungsdaten berücksichtigen die Anlagenleistung nicht, oder vergröbert ausgedruckt: ein Standort, der für einen MODUL-Reaktor geeignet ist, könnte auch einen LWR hoher Leistung aufnehmen. Es ist evident, daß hier eine Differenzierung notwendig ist, wenn Reaktoren kleiner Leistung überhaupt eine Marktchance haben sollen. Dies könnte etwa durch eine sinnvolle Interpretation und Ergänzung der existierenden Kriterien geschehen. Im Augenblick versuchen die Entwickler von HTR mittlerer und kleiner Leistung die erhöhten Anforderungen schon vorwegzunehmen, die für verbrauchernahe Standorte zu erwarten sind. Es scheint mir aber hohe Zeit, dieses Thema zu diskutieren, wenn nicht die Entwicklung von Anlagen kleiner Leistung eine rein akademische Übung bleiben soll.

Tab. 2:
Anteile des Spaltproduktinventars und Aktivitätsmengen in Curie, die bei Coreaufheizstörfällen mit Druckentlastung aus dem Core in den Primärkreislauf freigesetzt werden

Nuklidgruppe	HTR-1160	HTR-500	Modul-HTR
Edelgase	100 % $3 \cdot 10^8$	~5% $6 \cdot 10^6$	~0,03 % $7 \cdot 10^3$
Jod	100 % $5 \cdot 10^8$	~5% $8 \cdot 10^6$	~0,03 % $8 \cdot 10^3$
Metalle	~60 % 10^7	~6% $5 \cdot 10^5$	~0,003% $3 \cdot 10^1$

9. Literatur

[1] WASH-740, Theoretical Possibilities and Consequences of Major Accidents in Large Nuclear Power Plants, United States Atomic Energy Commission, March 1957

[2] J. Fassbender, W. Kröger, W. Rehm, J. Wolters, K. Verfondern, H. Geiss:
Ermittlung von Strahlendosen in der Umgebung des THTR-300 infolge eines angenommenen Coreaufheizunfalls;
Jül-Spez-275, September 1984

[3] W. Kröger, et al.:
Sicherheitsstudie für Hochtemperaturreaktoren unter deutschen Standortbedingungen,
Jül-Spez-19, August 1978

[4] J. Fassbender, W. Katscher, W. Rehm, J. Wolters, KFA Jülich:
State of HTGR Safety and Future Developments;
Gas Cooled Reactors Today, BNES, London, 1982

[5] Zum Störfallverhalten des HTR-500,
Eine Trendanalyse, Jül-Spez-220, September 1983

[6] Zum Störfallverhalten des HTR-Modul,
Eine Trendanalyse, Jül-Spez-260, Juni 1984

Erfahrungen bei der Genehmigung von Kernkraftwerken mit Hochtemperaturreaktor

W. Hohmann

Ministerium für Arbeit, Gesundheit und Soziales, Düsseldorf

1. Einleitung

In atomrechtlichen Genehmigungsverfahren standen in der Bundesrepublik Deutschland bisher drei Kraftwerke mit Hochtemperaturreaktor (HTR) zur Entscheidung an, das AVR-Projekt in Jülich sowie die Anlagen THTR 300 und HTR 1160 in Hamm (Tab. 1). Der AVR-Reaktor wurde ca. 5 Jahre nach Baubeginn im Jahre 1966 erstmals kritisch. Die Betriebserfahrungen sind seit Jahren mehr als zufriedenstellend. Die Prototypanlage THTR 300 befindet sich in der Inbetriebnahmephase. Das Verfahren für den HTR 1160 wurde wegen Rücknahme des Antrags eingestellt. Sicherheitstechnische Gründe waren hierfür nicht entscheidend.

Das Land Nordrhein-Westfalen hat die HTR-Entwicklung stets mit Interesse verfolgt. Verfahrenstechnisches Entwicklungspotential, aber auch sich abzeichnende Sicherheitseigenschaften des HTR waren hierfür von Bedeutung. Mehr als zwölf Jahre nach Baubeginn wurde im Jahre 1983 der THTR 300 erstmals kritisch. Er wird als Prüfstein für alle größeren HTR-Nachfolgeprojekte angesehen. Dies soll Anlaß sein für eine Auswertung von Erfahrungen aus dem Genehmigungsverfahren.

2. Verfahrenstechnik des THTR 300

Das THTR-Kernkraftwerk ist mit einem heliumgekühlten Kugelhaufenreaktor ausgerüstet und als Zweikreisanlage konzipiert. Dem Helium-Kreislauf (750°C/39 bar), mit dem der Reaktorkern gebildet wird, ist ein Wasser/Dampf-Kreislauf mit einstufiger Überhitzung (FD: 550°C/186 bar; ZÜ: 535°C/49 bar) nachgeschaltet. Im Teillastbereich kann der Druck in den Wärmetauschern unter den Druck des Helium-Kreislaufs sinken.

Als Kernbrennstoff wird zu 93 % mit Uran 235 angereichertes Uran und Thorium in Form von Mischkristallen aus Uran- und Thoriumdioxid eingesetzt. Jede Brennstoffkugel enthält ca. 1 g Uran und ca. 10 g Thorium verteilt auf ca. 30.000 in Graphit eingebettete, mehrfach umhüllte Partikel. Die mittlere Leistungsdichte im Kern beträgt 6 MW/m^3. Reaktorkern, Helium-Gebläse und Wärmetauscher sind in einem Spannbetondruckbehälter untergebracht.

Zur Reaktorabschaltung stehen zwei voneinander unabhängige Systeme zur Verfügung, das Reflektor- und das Kernstabsystem. Die Reflektorstäbe dienen der Schnellabschaltung und Regelung. Sie werden in Bohrungen des Graphitreflektors geführt und fallen bei Unterbrechung der Energiezufuhr frei ein. Die Kernstäbe dienen der Langzeitabschaltung und werden pneumatisch direkt in den Kugelhaufen eingefahren. Als Behälter für das Steuergas zum pneumatischen Antrieb der Stäbe wird neben einem geschweißten auch ein vorgespannter gußeiserner Druckbehälter verwendet.

Tab. 1. Daten zu HTR-Genehmigungsverfahren

	AVR	THTR 300	HTR 1160
Antrag	08.10.1959	12.01.1970	14.09.1973
Einwender	22	497	ca. 370
Erörterungstermin	28.07.1960	26.11.1970	29.10.1974
1. Genehmigung	16.09.1960	03.05.1971	Genehmigungsverfahren eingestellt 1976
1. Kritikalität	28.08.1966	13.09.1983	---

Der gesamte Helium-Kreislauf einschließlich seiner Reinigungssysteme befindet sich im Reaktorgebäude, größtenteils lokal verbunkert. Ein Containment ist nicht ausgeführt.

Das Kraftwerk ist im Hauptkühlkreislauf mit einem Trockenkühlturm ausgerüstet. Für die Kühlung der Hilfseinrichtungen, insbesondere auch zur Notkühlung, stehen zwei voneinander unabhängige Nebenkühlwassersysteme mit Naßkühltürmen zur Verfügung.

Das Kraftwerk wurde in herkömmlicher Blockbauweise an ein bestehendes Kohlekraftwerk angebaut.

3. Erfahrungen aus dem Genehmigungsverfahren

3.1 Erforderliche Genehmigungen und Erlaubnisse

Für den THTR waren Genehmigungen nach dem Atomgesetz sowie Erlaubnisse nach der Dampfkesselverordnung und den Wassergesetzen erforderlich. Die Baugenehmigung wird in Nordrhein-Westfalen von der Genehmigung nach § 7 Atomgesetz eingeschlossen. Die Dampfkesselerlaubnis kann mit dem Bescheid über die Genehmigung nach § 7 Atomgesetz verbunden werden, da auch hierfür die atomrechtliche Genehmigungsbehörde zuständig ist.

Das atomrechtliche Genehmigungsverfahren für den THTR ist nach den jeweils geltenden Verfahrensvorschriften für Anlagen nach § 7 Atomgesetz durchgeführt worden[1],[2]. Insgesamt wurde in 10 Schritten mit Ergänzungen und Nachträgen über die Errichtung der Gesamtanlage entschieden. Die ersten 4 Genehmigungsschritte betrafen die Gebäude und den Spannbetondruckbehälter, weitere 4 die Reaktorhilfseinrichtungen und elektrischen Anlagen sowie den Wasser/Dampf-Kreislauf, und die letzten beiden Schritte die Abschaltsysteme für den Reaktor sowie die Meß-, Steuer- und Regeltechnik für die Gesamtanlage. Der 11. Schritt betrifft den Betrieb der Anlage und ist noch nicht abgeschlossen. Die Nachträge beinhalten ausschließlich bautechnische Nachweise, insbesondere zur Standsicherheit. Sicherlich hätte auch z.B. in 3 Schritten (bauliche Anlagen, Verfahrenstechnik, Betrieb) entschieden werden können. Dies war jedoch eine Frage der Baureife der Planung und damit der Vollständigkeit der Genehmigungsunterlagen, insbesondere der Nachweise zur erforderlichen Schadensvorsorge nach dem Stand von Wissenschaft und Technik. Der Antragsteller hat zu prüfen, wann er welche Nachweise geführt haben wird und danach den Zeitpunkt für die Antragstellung sowie die Zahl und den Umfang der zu beantragenden Teilgenehmigungen zu wählen. Die Behörde hat bei Beantragung einer Teilgenehmigung zu prüfen, ob die Antragsunterlagen vollständig sind, ob die Genehmigungsvoraussetzungen für die jeweils beantragten Anlageteile erfüllt sind, ob sie auch im Hinblick auf die Errichtung und den Betrieb der Gesamtanlage vorliegen werden (vorläufiges Gesamturteil) und ob ein berechtigtes Interesse an einer Teilgenehmigung besteht. Bei einem Antrag für eine THTR-Folgeanlage sollte sich der Antragsteller nicht übernehmen und davon ausgehen, in ein bis zwei Genehmigungsschritten könne über Errichtung und Betrieb entschieden werden. Eine so detaillierte Planung, nach der auch keine genehmigungsbedürftigen Änderungen während der Errichtungs- und Inbetriebnahmephase mehr zu erwarten sind, wird zur Zeit nicht für möglich gehalten. Bei dem geforderten Detaillierungsgrad und Umfang der Nachweise[3] sollte realistisch von mindestens 3 Schritten im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren ausgegangen werden. In [3] werden 4 Schritte vorgesehen. Für eine HTR-Demonstrationsanlage können nicht weniger Genehmigungsschritte erwartet werden als für die heutigen DWR-"Konvoi"-Anlagen.

Im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren für den THTR wurden mit Ausnahme des Trockenkühlturms sämtliche Anlageteile des Kernkraftwerks erfaßt. Über den Trockenkühlturm wurde im Genehmigungsverfahren nach der Landesbauordnung entschieden. Einer Genehmigung nach dem Bundes-Immissionsschutzgesetz bedurfte es nicht[4]. Es handelt sich um ein geschlossenes Rückkühlsystem. In bezug auf den Helium-Kreislauf bestehen drei Barrieren gegenüber der Atmosphäre. Schließlich waren wegen der Verwendung neuer Baustoffe, Bauteile und Bauarten im Baugenehmigungsverfahren eine Reihe von Zustimmungen der obersten Bauaufsichtsbehörde einzuholen. Diese Zustimmungen betrafen den Spannbetondruckbehälter, den vorgespannten Steuergaslagerbehälter, die Stabschutzdecke, aber auch Brandschutzeinrichtungen und Befestigungskonstruktionen. Die Verfahrenstechnik eines Kernkraftwerks mit Hochtemperaturreaktor ließe sich allerdings auch ohne die Verwendung solcher im Einzelfall zustimmungsbedürftigen Anlageteile realisieren. Wenn es darum geht, die großtechnische Realisierbarkeit möglichst bald unter Beweis zu stellen, sollten bei einer Prototypanlage neuartige Bauteile und Komponenten nur in solchem Umfang verwendet werden, wie es für die künftige Nutzung dieser Verfahrenstechnik zwingend erforderlich ist.

3.2 Berücksichtigung des Standes von Wissenschaft und Technik bei der Schadensvorsorge

Nach den gesetzlichen Vorschriften darf die atomrechtliche Genehmigung u.a. nur erteilt werden, wenn die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden getroffen ist. Die Erfüllung dieser Voraussetzung bei Einführung einer neuen Verfahrenstechnik erfordert bereits vor Erteilung der Genehmigung erheblichen Aufwand an theoretischen und experimentellen Untersuchungen. Die Genehmigungsbehörde hatte den Eindruck, daß dieser Aufwand zumindest zeitweise vom Antragstel-

ler beim THTR unterschätzt wurde. Es wird anerkannt, daß auch noch während des Genehmigungsverfahrens begleitende Untersuchungen zulässig sein müssen und nicht alle Nachweise vor Erteilung einer Genehmigung geführt werden können. Eine Projektabwicklung nach dem Prinzip „Erst bauen und dann testen" ist jedoch mit den Bestimmungen des Atomgesetzes nicht vereinbar, auch nicht im Falle einer Prototypanlage. Hierfür gilt „Erst überzeugen und dann realisieren".

Selbst wenn eine Prototypanlage so konzipiert ist, daß sie verfahrenstechnisch den Stand von Wissenschaft und Technik repräsentiert – dies ist zu erwarten, denn es handelt sich um die Fortsetzung einer bekannten und in kleinerem Maßstab bereits erprobten Verfahrenstechnik – können in der Errichtungsphase noch neue Erkenntnisse gewonnen werden, die möglichst kurzfristig in Maßnahmen umgesetzt werden sollten, zumal wenn sie der Verbesserung der Schadensvorsorge dienen. Daß die Umsetzung derartiger Erkenntnisse in eine die Sicherheit verbessernde Änderung der Anlage im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren mit völlig unerwarteten Schwierigkeiten verbunden sein kann, hat das Verfahren zur Errichtung des Speisewasserbehältergebäudes für den THTR gezeigt. Die nachträglich beantragte und genehmigte Einbunkerung der Speisewasserbehälter und Anfahrentspanner zum Schutze von Teilen der Notkühlsysteme gegen Folgeschäden war offensichtlich eine Verbesserung. Die Bauarbeiten wurden gerichtlich vorübergehend gestoppt. Das Verfahren ist noch nicht abgeschlossen.

Umso schwieriger dürfte ein Fall zu behandeln sein, bei dem sich herausstellt, daß sich eine Auslegung aufgrund zwischenzeitlich geführter Nachweise als überzogen oder gar überflüssig erweist. Ob auch hier noch eine vereinfachende Änderung in einer bereits weitgehend fertiggestellten Anlage aus Kostengründen zweckmäßig ist, sollte ein Antragsteller sorgfältig prüfen. Seitens der Behörde ist festzustellen, daß sich nicht zwangsläufig jede an einem Einzelsystem getroffene Maßnahme zur Verbesserung der Schadensvorsorge in der Gesamtbewertung als sicherheitstechnisch vorteilhaft erweist. Aber auch nicht jede Vereinfachung eines Systems muß nachteilige Auswirkungen zur Folge haben. Sicherheitstechnische Vorteile und evtl. damit verbundene nachteilige Auswirkungen müssen gegeneinander abgewogen werden.

Bei Änderungen ist in jedem Fall zunächst die Genehmigungsbedürftigkeit und dann die Notwendigkeit der Öffentlichkeitsbeteiligung zu prüfen. Laut Verfahrensverordnung darf die Behörde von einer zusätzlichen Bekanntmachung und öffentlichen Auslegung absehen, wenn erkennbar ist, daß nachteilige Auswirkungen für Dritte durch die zur Vorsorge gegen Schäden getroffenen oder vom Träger des Vorhabens vorgesehenen Maßnahmen ausgeschlossen werden oder die sicherheitstechnischen Nachteile der Änderung im Verhältnis zu den sicherheitstechnischen Vorteilen gering sind.

3.3 Regeln der Technik

Für den THTR gab es nur wenige einschlägige Regeln der Technik, wenn von allgemein anwendbaren Regeln, z.B. aus dem Maschinen- und chemischen Apparatebau sowie der Elektro- und Bautechnik abgesehen wird. Dies ist verständlich, da bisher außer dem THTR und dem Kernkraftwerk Fort St. Vrain keine weiteren größeren Anlagen gebaut worden sind. Gerade aus dem Betrieb der Prototypanlage THTR sollen noch weitere Erfahrungen für den Bau größerer Anlagen gesammelt werden. Sachverständige und Behörden haben sich daher bei der Prüfung, ob die erforderliche Schadensvorsorge getroffen ist, beim THTR an den Schutzzielen und den aus anderen Bereichen der Technik bekannten Vorkehrungen orientiert. Es ist naheliegend, daß hierfür in erster Linie die als gesichert anzusehenden Erkenntnisse aus dem Betrieb von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktor in Betracht zu ziehen waren.

Nach dem Erscheinen der Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke[5] waren diese auch im Genehmigungsverfahren für den THTR zu berücksichtigen. Sie beruhen im wesentlichen auf der Verfahrenstechnik der Leichtwasserreaktoren und gelten für alle übrigen Kernkraftwerkstypen in den nichtanlagespezifischen Forderungen uneingeschränkt, in den anlagespezifischen Forderungen sinngemäß. Dabei war aber leider nicht festgelegt und auch nicht immer erkennbar, welche der Forderungen typenunabhängig waren. Weiterhin gab es wenig Hinweise, was bei der Übertragung der Forderungen als „sinngemäß" einzuordnen war. Wie zu erwarten, war die sinngemäße Übertragung eine schwierige Aufgabe, zumal diese in einem laufenden Genehmigungsverfahren gelöst werden mußte. Wesentliche Diskussionen betrafen die Systeme zur Abschaltung und Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktor sowie zum Aktivitätseinschluß. Bei den nichtanlagespezifischen Anforderungen konzentrierten sich die Diskussionen der Experten auf die Anforderungen zum Schutze gegen äußere Einwirkungen und auf das Einzelfehlerkriterium. Das Ergebnis dieser Übertragung waren sogenannte Planungsgrundlagen, aufgestellt vom Herstellerkonsortium, die nach Abstimmung mit allen an der Prüfung Beteiligten der weiteren sicherheitstechnischen Auslegung der Gesamtanlage zugrundegelegt wurden. Die Genehmigungsbehörde mußte sich für später zur Entscheidung anstehende Systeme vorbehalten, davon abzuweichen, wenn neuere Erkenntnisse der Sicherheitstechnik dies erfordern sollten. Die Planungsgrundlagen wurden auch für eine weiterführende Untersuchung im Auftrage des Bundesministers des Innern über HTR-spezifische Sicherheitskriterien verwendet[6]. Diese Arbeit sollte zügig zum Abschluß gebracht werden. Dagegen erscheint es weniger zweck-

mäßig, bei einer Neufassung der Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke die HTR-bezogenen Sicherheitseigenschaften einzuarbeiten. Ein Kompromiß wäre, die typenunabhängigen Forderungen in der Neufassung der LWR-Sicherheitskriterien zu kennzeichnen und zusätzlich einzelne HTR-Sicherheitskriterien aufzustellen.

Aus heutiger Sicht mag dies im Einzelfall zutreffen. Solange jedoch der Nachweis fehlte, daß eine abweichende Auslegung sicherheitstechnisch ebenfalls als ausreichend anzusehen ist, mußte von den bis dahin bekannten Anforderungen zur Schadensvorsorge ausgegangen werden. Dies galt z.B. für die Entscheidung, ob der Spannbetondruckbehälter mit einem Sicherheitsventil ausgerüstet werden sollte, ob ein gasförmiger Absorber als weitere Abschaltmöglichkeit für den Reaktor vorgesehen werden sollte, aber auch für die Entscheidung über den Umfang von Rohrausschlagsicherungen zum Schutze gegen Folgeschäden an Sicherheitssystemen.

Die nachgereichten Sicherheitsanalysen haben gezeigt, daß die Ausrüstung des Spannbetondruckbehälters des THTR mit einem Sicherheitsventil nicht erforderlich war und sich aus der Verfügbarkeit eines weiteren Abschaltsystems keine entscheidenden Vorteile für die Reaktorsicherheit ergaben.

An der Ausrüstung des Wasser/Dampf-Kreislaufs mit Rohrausschlagsicherungen wurde auch nach der Wahl verbesserter Werkstoffe grundsätzlich festgehalten. Allerdings wurden solche Sicherungen aufgrund der zwischenzeitlich geführten Werkstoffnachweise in gegenüber der ursprünglichen Planung vermindertem Umfang ausgeführt. Rohrausschlagsicherungen sind im THTR-Kernkraftwerk zum Schutze von Sicherheitseinrichtungen gegen Schäden infolge des Versagens druckführender Rohrleitungen des Betriebssystems, zum Schutze von Redundanzen innerhalb eines Sicherheitssystems oder zur Minimierung im Falle einer Freisetzung radioaktiver Stoffe nach wie vor eingesetzt. Da an einen HTR viele Rohrleitungen mit kleinem Durchmesser angeschlossen sind und aufgrund der Dampfzustände Werkstoffe verwendet werden müssen, für die andere als bei Leichtwasserreaktoren übliche Dimensionierungsvorschriften gelten, mußten für den THTR eigene Kriterien über die Vorkehrungen bei einem Rohrleitungsversagen entwickelt werden. Sie wurden so festgelegt, daß den Anforderungen aus Wartung und Inspektion ebenso Rechnung getragen wird, wie den Maßnahmen zum Schutze gegen Folgeschäden.

Gerade am Beispiel des Wasser/Dampf-Kreislaufs für den THTR ist deutlich geworden, wie notwendig es erscheint, die in vielen einschlägigen Regeln der herkömmlichen Kraftwerkstechnik enthaltenen Erfahrungen unter den in der Kerntechnik üblichen Maßstäben auszuwerten und in wenigen HTR-spezifischen Regeln zusammenzufassen. Die Werkstofftechnik für den HTR ist ein Bereich, in dem es aus verfahrenstechnischer Sicht nicht möglich sein wird, alles zu übernehmen, was für kommerziell eingeführte Reaktortypen heute üblich ist.

Die HTR-bezogene Arbeit des Kerntechnischen Ausschusses sollte sich daher auf folgendes erstrecken:

a) Feststellung der KTA-Regeln, die mit geringfügigen Änderungen oder Ergänzungen auch auf den HTR ausgedehnt werden können,
b) Feststellung derjenigen Sachgebiete, die für regelfähig gehalten werden,
c) Festlegung von Prioritäten bei der Regelerarbeitung.

Der Kerntechnische Ausschuß hat kürzlich beschlossen, einen solchen Unterausschuß einzurichten.

3.4 Auswirkungen der sicherheitstechnischen Entwicklung im allgemeinen

In der 2. Hälfte der 70er Jahre wurden die Sicherheitsanforderungen in der Kerntechnik allgemein erheblich verschärft. Aus der Sicht des THTR-Genehmigungsverfahrens betrafen die Verschärfungen insbesondere den Schutz gegen Einwirkungen von außen, gegen Störmaßnahmen Dritter und das Einzelfehlerkriterium. Die hieraus resultierenden Anforderungen mußten noch während der Errichtung realisiert werden. Es ist der Ingenieurleistung aller Beteiligten am Verfahren zu verdanken, daß es gelungen ist, in einem 1970 konzipierten Projekt diese allgemein verschärften Anforderungen angemessen und in bezug auf die Gesamtanlage durch ausgewogene technische Lösungen nachträglich zu erfüllen.

Den verschärften Anforderungen zum Schutze gegen Einwirkungen von außen wurde hauptsächlich durch eine erweiterte räumliche Trennung redundanter Sicherheitssysteme, konstruktive Maßnahmen an den Gebäuden oder lokale Verbunkerung von Sicherheitssystemen Rechnung getragen. Hiermit ließ sich teilweise auch gleichzeitig ein verbesserter Schutz gegen Störmaßnahmen Dritter erreichen. Separate bauliche Anlagen, wie z.B. das Wach- und Zugangsgebäude oder ein kilometerlanger Betonzaun mit Wassergraben, mußten zusätzlich errichtet werden.

Das Einzelfehlerkriterium wurde seit Beginn des THTR-Genehmigungsverfahrens bei der Auslegung berücksichtigt. Das Kriterium wurde jedoch unabhängig davon seit 1970 mehrfach interpretiert, was nicht ohne Auswirkung auf das laufende Verfahren blieb.

Im THTR-Genehmigungsverfahren konzentrierten sich die Untersuchungen darauf, inwieweit z.B. an passiven Komponenten ein Einzelfehler noch zu unterstellen war und in welchem Umfang hierbei HTR-spezifische Sicherheitseigenschaften berücksichtigt werden konnten. Die schon erwähnten und viel kritisierten Rohrausschlagsicherungen waren letztlich auch auf Diskussionen über den Umfang der Anwendung des Einzelfehlerkriteriums zurückzuführen.

Im Rückblick auf die Realisierung des Schutzes gegen äußere Einwirkungen ist festzustellen, daß sich die heute bekannten Anforderungen mit einem Containment bei einem künftigen HTR einfacher erfüllen lassen werden als beim THTR.

Die herkömmliche Blockbauweise mit einem gemeinsamen Maschinenhaus ist im Hinblick auf den heute geforderten Schutz gegen Störmaßnahmen Dritter nicht zu befürworten. Auch beim Modulkonzept mit der Möglichkeit der bedarfsweisen Erweiterung einer vorhandenen Anlage sollte die Eigenständigkeit jedes Moduls soweit wie möglich beibehalten werden.

In welchem Umfang das Einzelfehlerkriterium bei künftigen HTR angewendet werden muß, wird von den Betriebserfahrungen mit dem THTR und insbesondere der Werkstoffentwicklung abhängen.

Die gemeinsame Verwendung von Komponenten des Wärmeabfuhrsystems für betriebliche und sicherheitstechnische Aufgaben hat einen erheblichen Aufwand an Meß-, Steuer- und Regeltechnik zur Folge. Ein solcher Aufwand ist bei der relativ einfach erscheinenden Verfahrenstechnik eines HTR eigentlich nicht zu erwarten. Eine Ursache hierfür liegt letztlich auch in der Übertragung von bekannten Anforderungen aus der Leichtwasserreaktortechnologie und noch nicht genügend vorhandenen Betriebserfahrungen mit größeren HTR.

4. Schlußbetrachtung

Das Genehmigungsverfahren für das THTR-Kernkraftwerk, aus dem die meisten Erfahrungen für eine künftige Anlage mit Hochtemperaturreaktor größerer Leistung zu sammeln sind, erstreckte sich bis zur Aufnahme des Leistungsversuchsbetriebs über ca. 14 Jahre. Für die lange Errichtungszeit waren im wesentlichen der Prototypcharakter der Anlage, eine für verbesserungsfähig gehaltene Planung und nichtanlagespezifische Verschärfungen der Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke allgemein ausschlaggebend. Es bestand aber auch der Eindruck, daß bei dem unbestritten hohen technologischen Entwicklungspotential eines HTR, dem wesentlichen Meilenstein, dem THTR-Projekt, zeitweise nicht die erforderliche Aufmerksamkeit geschenkt wurde. Verwaltungsgerichtliche Entscheidungen haben den Baufortschritt und die bisherige Inbetriebnahme nicht wesentlich beeinflußt. Bedenklich wären jedoch rechtskräftige Entscheidungen, die künftig eine zügige Umsetzung sicherheitstechnischer Verbesserungen erschweren oder gar verhindern würden. Sieht man von einer Klage der Antragstellerin für den THTR gegen Mitte 1976 betreffend den Schutz gegen Einwirkungen von außen ab, so erscheint bemerkenswert, daß die erste Klage von Einwendern gegen eine Entscheidung der atomrechtlichen Genehmigungsbehörde erst im Jahre 1979 erhoben wurde. Alle bis dahin erteilten Genehmigungen wurden rechtskräftig.

Mehrfach wurde auch in der Öffentlichkeit der Umfang im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren erforderlicher Antragsunterlagen kritisiert. Hierüber bestehen zwischenzeitlich einheitlich anzuwendende Richtlinien. Lieferspezifikationen sind als Antragsunterlagen für das atomrechtliche Genehmigungsverfahren ungeeignet. Unterlagen zur Meß-, Steuer- und Regeltechnik sollten nach Möglichkeit gemeinsam mit denen zur Verfahrenstechnik vorgelegt werden.

Die Entscheidung in wenigen Teilschritten über einen künftigen HTR wird für möglich gehalten.

5. Literatur:

[1] Verordnung über das Verfahren bei der Genehmigung von Anlagen nach § 7 des Atomgesetzes (Atomanlagen-Verordnung) vom 20.5.1960, BGBl. I, S. 310, geändert durch Verordnung vom 25.4.1963, BGBl. I, S. 208.

[2] Verordnung über das Verfahren bei der Genehmigung von Anlagen nach § 7 des Atomgesetzes (Atomrechtliche Verfahrensverordnung – AtVfV) vom 31.3.1982, BGBl. I, S. 412.

[3] Zusammenstellung der in atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren für Kernkraftwerke zur Prüfung erforderlichen Information (ZPI) vom 20.10.1982, Beilage zum Bundesanzeiger Nr. 6 vom 11.1.1983.

[4] Vierte Verordnung zur Durchführung des Bundes-Immissionsschutzgesetzes vom 14.2.1975, BGBl. I, S. 499.

[5] Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke vom 28.5.1969, 25.6.1974; 21.10.1977, Bundesanzeiger Nr. 206 vom 3.11.1977.

[6] Sicherheitskriterien für Anlagen zur Energieerzeugung mit gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren, Entwurf 9.1980 vorliegend dem Bundesminister des Innern.

Sicherheitskonzept und Inbetriebnahme des THTR

W. Wachholz

Hochtemperatur-Reaktorbau GmbH, Mannheim

1. Einleitung

In den letzten 15 Jahren änderten sich die sicherheitstechnischen Anforderungen an Kernkraftwerke grundlegend. Diese Änderungen waren vor allem durch die Entwicklung beim kommerziell dominierenden LWR geprägt. Dort konnten die Anforderungen auf mehrere Bauprojekte verteilt, schrittweise realisiert werden.

Der THTR mußte während seiner Planungs- und Errichtungsphase die gesamte Entwicklung nachvollziehen. Nur das einfache und flexible technische Grundkonzept eines HTR machte die Realisierung innerhalb eines Bauprojekts möglich. Wir haben inzwischen mit dem THTR das Genehmigungsverfahren erfolgreich durchlaufen und stehen nun in der Inbetriebnahmephase. Dies verdanken wir nicht zuletzt der gemeinsamen Anstrengung aller Beteiligten.

Beim THTR war es erstmals möglich, die HTR-spezifischen Sicherheitseigenschaften in einem konkreten Genehmigungsverfahren nachzuweisen:

- die Beherrschbarkeit eines längerfristigen Ausfalls der Nachwärmeabfuhr (NWA),
- die Zulässigkeit von Handmaßnahmen zur Störfallbeherrschung,
- die geringe spezifische Kühlgasaktivität, die eine direkte Abgabe von Primärgas beim Druckentlastungsstörfall zuläßt,
- die Zulässigkeit des Wiederkritischwerdens nach Schnellabschaltung.

Die Nutzung dieser Eigenschaften im Sicherheitskonzept konnte beim THTR leider nur ansatzweise durchgesetzt werden. Auf die Anwendung dieser HTR-spezifischen Eigenschaften bei den Sicherheitskonzepten des HTR-500 und des Kleinreaktors HTR-100 werde ich morgen näher eingehen.

Ich möchte nun mit Abb. 1 den grundsätzlichen Aufbau des THTR ins Gedächtnis zurückrufen. Wir werden im folgenden die Sicherheitskonzeption des THTR und seine Sicherheitssysteme genauer betrachten.

2. Sicherheitssysteme des THTR

2.1 Reaktorschutzsystem

Durch das Reaktorschutzsystem werden Störfälle in der Anlage erkannt und die erforderlichen Schutzaktionen ausgelöst. Viele der Schutzkriterien sind beim THTR nur deshalb erforderlich, weil wegen der eingangs erwähnten Anforderungsänderungen eine Vermaschung von Betriebs- und Sicherheitssystemen vorgenommen werden mußte.

Das Reaktorschutzsystem ist entsprechend der Nachwärmeabfuhrsystemtrennung in zwei Systemhälften unterteilt. Diese überwachen und steuern jeweils 3 Dampferzeuger einschließlich der zugehörigen Energieversorgung. Hinsichtlich der Überwachung zentraler Prozeßgrößen sind sie zueinander redundant. Das gesamte Reaktorschutzsystem, einschließlich der Steuerungen für die Nachwärmeabfuhr, die Reaktorabschaltung, den Durchdringungsabschluß und die Notstromversorgung ist in zwei Notsteuerstellen untergebracht. Jedem Notkühlkreislauf ist eine dieser Notsteuerstellen zugeordnet. Sie sind räumlich und lüftungstechnisch voneinander getrennt.

2.2 Nachwärmeabfuhr

Zur Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern werden sowohl im bestimmungsgemäßen Betrieb als auch bei Störfällen die sechs Dampferzeuger/Gebläse (DE/GE)-Einheiten herangezogen.
Bei Störfällen stehen zwei Möglichkeiten zur Nachwärmeabfuhr zur Verfügung: das Schnellabfahrsystem und das Notkühlsystem.

Das Schnellabfahrsystem (betriebliches System) führt die Nachwärme über die Hauptwärmesenke im Umleitbetrieb weitgehend mit den auch bei Normalbetrieb benutzten Einrichtungen ab. Es wird durch bestimmte Reaktorschutzauslösekriterien automatisch aktiviert, und auch der Prozeßablauf selbst wird automatisch gesteuert (Schnellabfahrprozedur). Eine Beeinflussung des Prozeßablaufes durch Handsteuerung ist möglich.

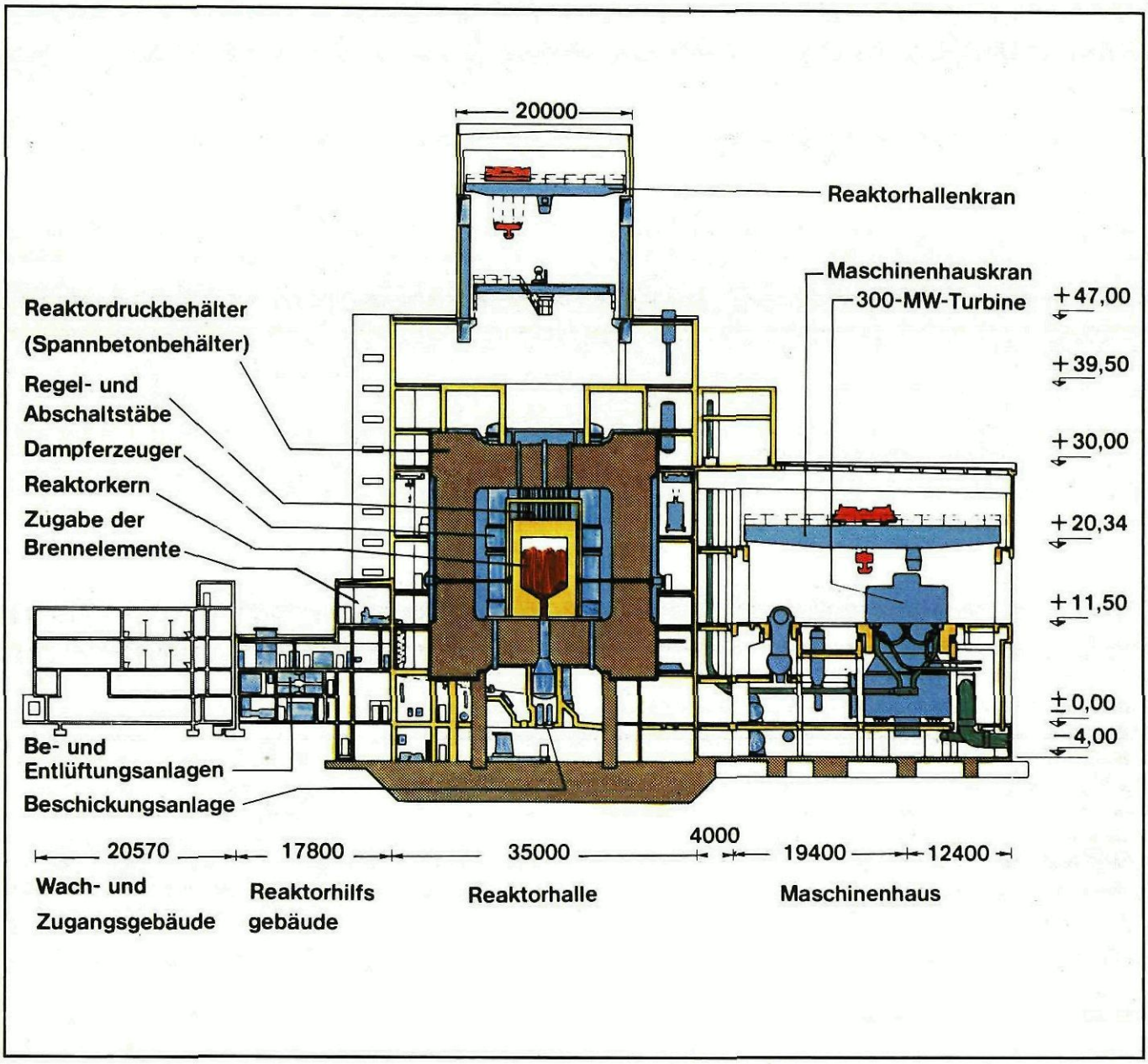


Abb. 1: 300-MW-THTR-Kernkraftwerk

Das Notkühlsystem (NKS) ist die Einrichtung zur Nachwärmeabfuhr innerhalb des Sicherheitssystems. Das NKS ist in den passiven Komponenten redundant und je passiver Redundanz jeweils wieder 2-fach aktiv aufgebaut (2 Notkühlkreisläufe mit je zwei aktiven Komponenten). Von den 6 DE/GE-Einheiten werden zur Notkühlung vier herangezogen. Die zwei anderen werden abgeschaltet.

Die beiden NK-Kreisläufe sind so voneinander getrennt angeordnet, daß bei EVI- oder EVA-Einwirkungen immer mindestens ein Kreislauf erhalten bleibt. Der betriebliche Wasser-Dampf-Kreislauf wird abgetrennt. An seine Stelle tritt der sekundäre Notkühlkreislauf (Abb. 2).

Der Frischdampf wird bei NK-Auslösung kurzfristig über Dach abgefahren, danach zum Anfahrentspanner (AE) geleitet. Solange im AE Dampf anfällt, strömt dieser über die Zwischenüberhitzer und danach über die HZÜ-Entlastungsventile über Dach. Das im AE anfallende Wasser läuft in den Notspeisewasserbehälter und wird von da mit den Notspeisepumpen zu den Dampferzeugern gefördert. Der Kreislauf ist also geschlossen, wenn im AE kein Dampf mehr anfällt und die ZÜ's abgesperrt sind.

Der Prozeßablauf ist vollautomatisiert. Handeingriffe sind erst nach Erreichen von Reset-Freigabebedingungen möglich.
Man unterscheidet zwischen der NK 45 und der NK 5 Prozedur. Beide Prozeduren sind weitgehend gleich. Bei der NK 5 erfolgt lediglich eine schnellere Absenkung der Kaltgastemperatur. Die Kapazität einer von 4 DE/GE-Einheiten reicht zur NWA in allen Störfällen aus. Eine Ausnahme ist der Druckentlastungsstörfall

über das maximale Leck. Hier werden 2 DE/GE-Einheiten benötigt.

Der THTR kann dank seiner geringen Leistungsdichte und seines guten Wärmespeicherungsvermögens auch mehrere Stunden ohne Zwangskühlung sein. Im *Genehmigungsverfahren sind nach sehr vorsichtigen* Analysen 3 h nachgewiesen worden. Innerhalb dieser Zeit kann über Handmaßnahmen eine DE GE-Einheit wieder in Betrieb genommen und so die NWA langfristig sichergestellt werden. Dies ist der sog. LUNWA-Fall: längerfristig unterbrochene Nachwärmeabfuhr.

Die Möglichkeit zur Wiederaufnahme der NWA durch Handmaßnahmen besitzt außerordentliche sicherheitstechnische Bedeutung. Diese Möglichkeit wurde für den HTR-500 systematisch weiterentwickelt. Der zur Verfügung stehende Zeitraum wurde auf 10 h ausgedehnt.

2.3 Abschaltsystem für den Reaktorkern

Der THTR besitzt zwei konstruktiv und funktional unterschiedlich ausgeführte Abschalteinrichtungen.

Die erste Abschalteinrichtung (Reflektorstäbe) besteht aus in Bohrungen des Seitenreflektors verfahrbaren Absorberstäben. Von den 36 vorhandenen Reflektorstäben werden 24 zur Schnellabschaltung vorgewählt. Die restlichen 12 dienen zur Regelung.
Bei Reaktorschnellabschaltung werden die Antriebe spannungslos gemacht. Alle Reflektorstäbe, auch die zur Regelung genutzten, fallen dann unter Wirkung der Schwerkraft mit 50 cm/s ein (Fail-safe-Auslegung).

Die zweite Abschalteinrichtung (Kernstäbe) wird zur Sicherstellung der langfristigen Abschaltung des Reaktors eingesetzt. Sie besteht aus 42 Absorberstäben, die in den Kugelhaufen eingefahren werden können. Jeder Kernstab verfügt über zwei pneumatische Antriebe: den Kurzhubkolben- und den Langhubkolbenantrieb. Die Steuergasversorgung für die Langhubkolbenantriebe ist redundant aufgebaut. Der spannungslose Zustand aller Ventile des Langhubkolben-Systems bewirkt das völlige Einfahren aller Corestäbe in den Kugelhaufen (Fail-safe-Auslegung).

Die Langzeitabschaltung wird im Normalfall von Hand ausgelöst. Bei Störfällen mit Primärgasdruck zu hoch oder zu niedrig oder Feuchte im Primärkreis wird sie automatisch angeregt.
Beide Abschalteinrichtungen sind selbstverständlich gegen Einwirkungen von außen und innen geschützt.

Schon jetzt möchte ich erwähnen, daß die Berechnungen zur Wirksamkeit der Abschaltstäbe bei der Inbetriebnahme hervorragend bestätigt wurden. Dies ist deshalb wichtig zu betonen, da in der Vergangenheit erhebliche Bedenken geäußert wurden und sogar ein drittes Abschaltsystem gefordert wurde. Auch das Auftreten einer kurzfristigen Rekritikalität bei Abschaltvorgängen unter besonderen Betriebs- und Störfallbedingungen wird im Rahmen der Inbetriebnahme als unproblematisch nachgewiesen. Der Vorgang wird als HTR-typisches Anlagenverhalten beim HTR-500 bewußt zur Erhöhung der Anlagenverfügbarkeit genutzt.

3. EVI/EVA-Konzept

Die aktiven und passiven Sicherheitseinrichtungen müssen ihre Funktion auch dann erfüllen, wenn nicht alle zugehörigen Anlagenteile in ihrem funktionsgemäßen Zustand sind. Um dies sicherzustellen, wurde für die unterschiedlichen Versagensarten folgendes Grundkonzept für die Anordnung und die Auslegung der sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten realisiert.

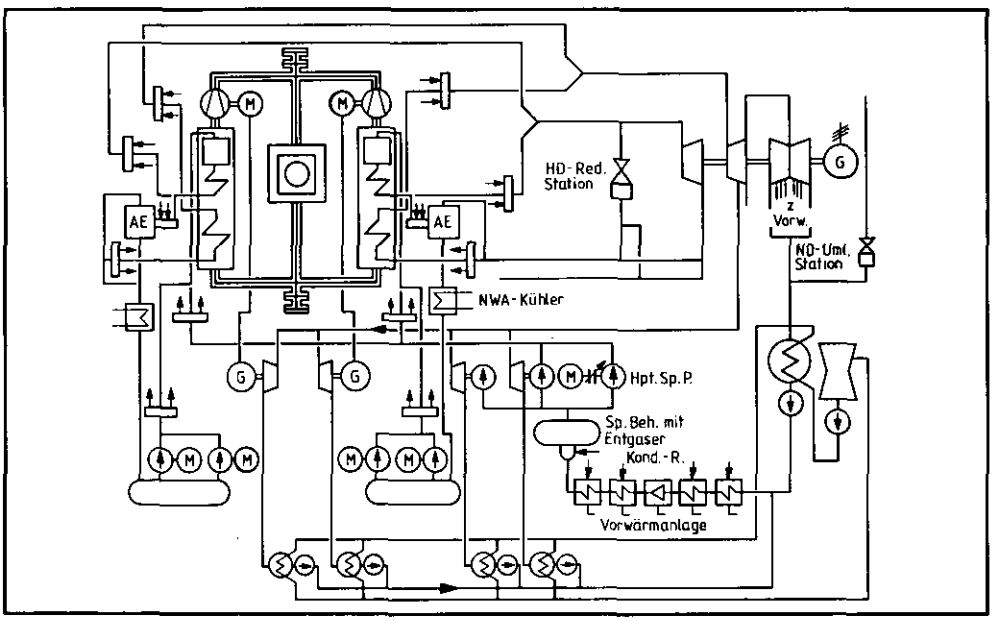
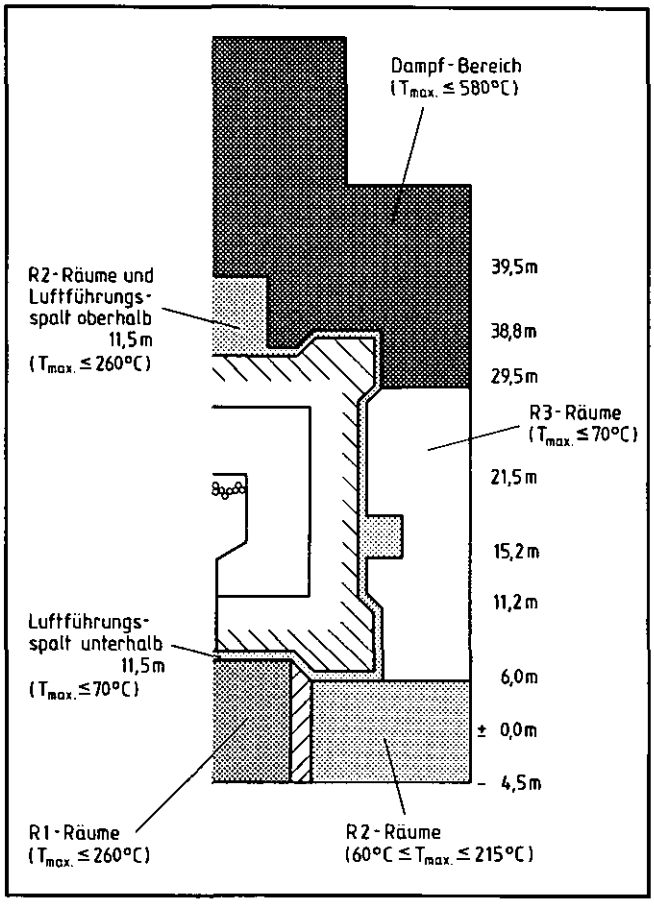


Abb. 2:
Übersichtsschema Wasser-Dampfkreislauf (Inbetriebnahmeschritt WI)

Als Auswirkungen beim Versagen der drucktragenden, mit hoher Temperatur belasteten Komponenten werden Druck, Temperatur und gegebenenfalls Feuchte im ganzen betroffenen Raumbereich berücksichtigt. Zusätzlich werden lokal Strahlkräfte bzw. Rohrschlag betrachtet.

Sicherheitstechnisch gesehen gibt es beim THTR im wesentlichen zwei Medien, die beide bei hohen Temperaturen und bei hohem Druck vorliegen. Diese sind deshalb so eingeschlossen, daß andere Komponenten vor ihnen geschützt werden. Diese Medien sind das Helium des Primärkreises und der Dampf des Wasser-Dampf-Kreislaufes. Die Dampf- und Heliumbereiche werden gegeneinander geschützt (Abb. 3). Zusätzlich ist die Trennung in die beiden NWA-Systemhälften vorhanden.

Abb. 3: Trennung der EVI-Bereiche in der Reaktorhalle



Durch die Aufteilung und örtliche Trennung der Sicherheitssysteme, einschließlich aller Hilfs- und Energiesysteme, werden Auswirkungen auf das Reaktorschutzsystem und die MRS-Technik sicher vermieden.

4. Störfälle

Zum Nachweis, daß das Sicherheitskonzept seine Aufgaben erfüllt, wurden aus der Vielzahl der möglichen Störungen einzelner Komponenten diejenigen betrachtet, die zu den größten Auswirkungen innerhalb oder außerhalb der Anlage führen können[1].
Bei den Störfallabläufen wurde das störfallauslösende Ereignis in Kombination mit

- unabhängigem Einzelfehler in den angeforderten Sicherheitseinrichtungen,
- Ausfall der zeitlich 1. Anregung,
- Notstromfall,
- Ausfall des wirksamsten Absorberstabes

betrachtet. Weiterhin wurden Störfälle aus Überlastzuständen untersucht.

Ich möchte am Beispiel des Druckentlastungsstörfalles über das maximale Leck das gutmütige Störfallverhalten des THTR erläutern.

Bei diesem Störfall wird ein Bruch einer Rohrleitung mit NW 65 (33 cm^2) in der Beschickungs- oder der Gasreinigungsanlage im nichtummantelten Bereich unterstellt. In der Realität ist durch entsprechende Auslegung und Leckerkennung (Leck-vor-Bruch-Kriterium) sichergestellt, daß ein solcher Bruch überhaupt nicht auftreten kann. Zusätzlich wird angenommen, daß die beiden in Reihe liegenden Durchdringungsabschlußsystem-(DAS)-Armaturen vor der Bruchlage nicht schließen. Dies geht über die zu unterstellenden Versagensannahmen weit hinaus.

Wird das Leck über die zeitlich 1. Anregung erkannt, wird etwa 15 s nach Auftreten des Bruches das DAS angeregt. Mit dem Schließen der redundant vorhandenen DAS-Armaturen ist in der Regel der Störfallablauf beendet. Das Kraftwerk wird normal abgefahren. Versagt die 1. Anregung, spricht nach ca. 200 s der 2. Reaktorschutzgrenzwert an. Dadurch werden die Reaktorschnellabschaltung (RSA) ausgelöst und die Notkühlprozedur NK5 eingeleitet. Zusätzlich wird die Langzeitabschaltung und nochmals ein Abschlußbefehl auf die DAS-Armaturen ausgelöst.
In der Analyse wird zusätzlich unterstellt, daß ein Notkühlkreislauf ausfällt.

Neben anderen konservativen Annahmen zum Aktivitätsinventar und zur Aktivitätsfreisetzung, wurden verschärfend zu den Forderungen der Leitlinien zu § 28.3 StrlSchV den Berechnungen die Auslegungswerte der nuklidspezifischen Aktivitäten zugrunde gelegt. Diese liegen für Edelgase um einen Faktor 35, für Halogene um ca. einen Faktor 100 und für Feststoffe noch höher über den im Betrieb zu erwartenden Aktivitäten.

Damit ergibt sich unter Einbeziehung des Belastungspfades Ingestion (für die ersten 24 h) an der ungünstigsten Einwirkungsstelle eine maximale Ganzkörperdosis von 0.32 mSv (32 mrem) und eine Schilddrüsendosis von 5.7 mSv (570 mrem). Das postulierte Ziel, 1.5 mSv (150 mrem) Ganzkörperdosis auch im gravierendsten Basis-Störfall nicht zu überschreiten, wird also trotz der o.g. ungünstigen Annah-

men voll erfüllt. Für die Schilddrüse wird der Grenzwert der StrlSchV nur zu ca. 4 % ausgeschöpft.

Bei den Belastungen für die Komponenten wird auch der Lufteinbruch nach dem Druckausgleich berücksichtigt. Dieser erfolgt bei einer weiteren Abkühlung des Primärgases. Er verursacht Korrosionen an den Brennelementen und den Graphiteinbauten. Die Schädigung ist jedoch sicherheitstechnisch unbedeutend. Die Brennelementtemperaturen bleiben weit unter den zulässigen Maximaltemperaturen. Die Belastungen der metall. Komponenten (z.B. Dampferzeuger) sind im einzelnen analysiert und positiv nachgewiesen.

Im Rahmen des Genehmigungsverfahrens wurde eine Vielzahl von Störfällen analysiert. Dabei war es für den Prototyp THTR erforderlich, aus dieser großen Anzahl von denkbaren Ereignissen die repräsentativen, abdeckenden Störfälle schlüssig abzuleiten.
Dazu wurden Arbeiten, die weit über das eigentliche Genehmigungsverfahren hinausgehen, auch von vielen externen Stellen, insbesondere der KFA, durchgeführt.
Im ISF und IRE wurden umfangreiche Analysen zum Wassereinbruch und zum NWA-Verhalten und Zuverlässigkeitsanalysen erstellt.

Inzwischen liegen alle Errichtungsgenehmigungen und die 1. Teilbetriebsgenehmigung vor. Die sachlichen Prüfungen der 2. Teilbetriebsgenehmigung, die ein Fahren der Anlage bis 100 %-Leistung umfaßt, ist ebenfalls abgeschlossen. Die Genehmigung selbst wird in den nächsten Tagen erwartet. Die Montagen und Funktionsprüfungen der Komponenten und Systeme sind erfolgreich abgeschlossen.

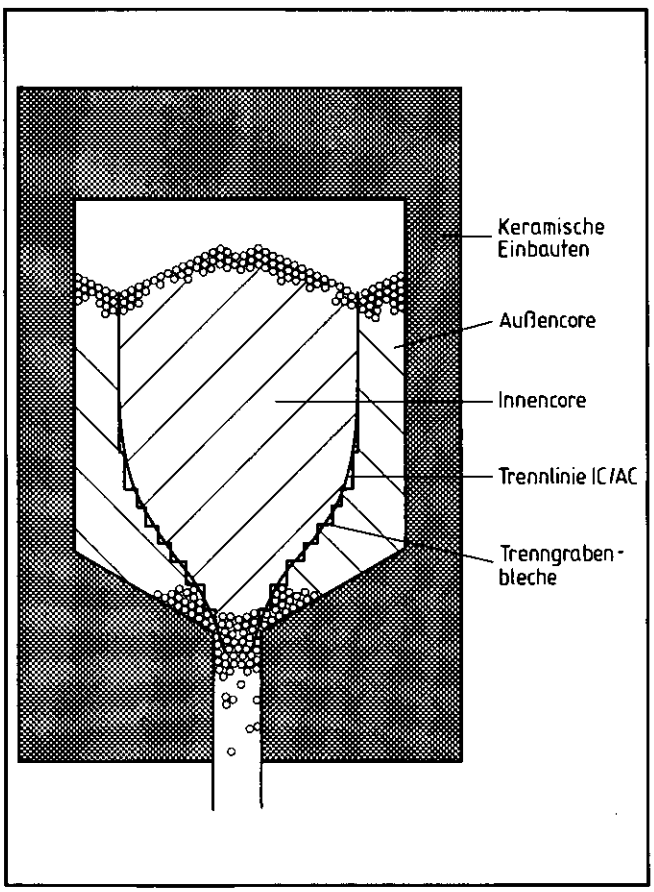
Über den aktuellen Stand der Inbetriebnahme möchte ich im folgenden berichten[2].

5. Überblick über die Inbetriebnahme

Programmschritt	*Ziel*
OI	Beladen des Kerns unter Luft bis 1. Kritikalität.
OII	Vollbeladen des Kerns unter Luft. Reaktorphysikalische Versuche. Prüfung Neutronenflußinstrumentierung.
WI	Primärkreis mit N_2 gefüllt. Erprobung Wärmeschutzsystem bis 260° C. Vortrocknen keramischer Reaktoreinbauten. Reflektorstabfahrzeiten. Reaktorphysikalische Versuche.
OIII-1	Primärkreis mit N_2 gefüllt. Umwälzen und Zuladen von Betriebselementen. Reaktorphysikalische Messungen mit N_2 Kompensation. Kontrollmessungen an Kern- und Reflektorstäben.
OIII-2	Primärkreis mit He gefüllt. Reaktorphysikalische Versuche. Kontrollmessungen an Kernstäben.
WII	Warmerprobung des Primärkreislaufes (He) bis 260° C.
LO	Vornukleare Funktionsprüfungen an der Notkühleinrichtung.
LI	Schwachleistungsversuche (0-40 %).
LII	Leistungsversuche mit Turbogruppe.
LIII	Weiterführung der Leistungsversuche.

Die Schritte der Nulleistungsphase (d.h. OI, OII, OIII) und der zwischengeschobene Schritt WI (Vortrocknung der keramischen Reaktoreinbauten) sind bereits abgeschlossen. Über die erzielten Ergebnisse werde ich nun berichten.

Abb. 4: Aufbau des Zweizonen-Cores



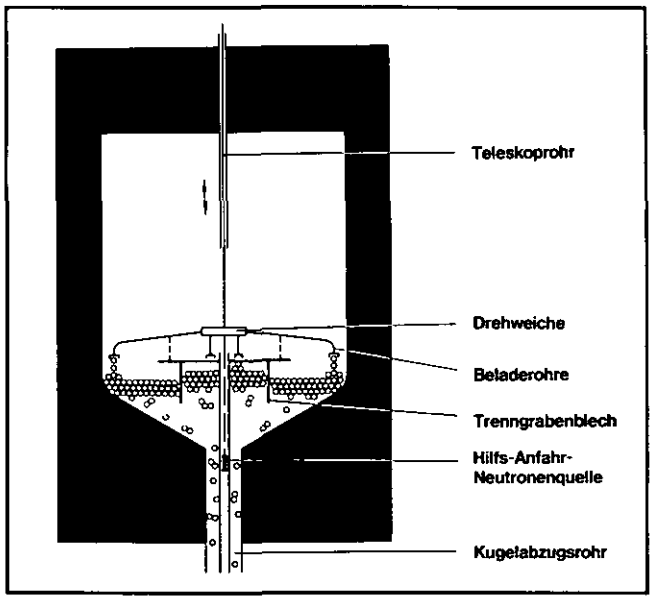


Abb. 5: Darstellung der Beladung

In den *Programmschritten 0I und 0II* war der Primärkreis mit Luft gefüllt. Der Reaktorkern war begehbar. Hauptziel war die kontrollierte Beladung des Kerns. Durch die Unterteilung der Beladung in zwei Programmschritte 0I und 0II sollte möglichst früh eine Aussage über die tatsächliche Reaktivität der Kugelmischung erzielt werden. So hätten etwaige, nicht tolerable Abweichungen zu den Vorausberechnungen über die Kugelmischung korrigiert werden können.

Programmschritt 0I:

Der Erstkern ist hinsichtlich der Zusammenstellung der Kugelmischung (Brennelemente, Graphitelemente, Absorberelemente) in 2 Zonen unterteilt: eine innere und eine äußere Zone (Abb. 4).

Für die Erstbeladung der leeren Reaktorkaverne wurde die zu diesem Zweck eigens konzipierte Erstbeladeeinrichtung (ERBELA) verwendet.

Mit dieser Einrichtung konnten trotz der im Hohlraum oberhalb der Kugelschüttung eingefahrenen Absorberstäbe genau die gewünschten 12 äußeren und 3 inneren Zugabepositionen angefahren werden (Abb. 5).

Am 30. August 1983 wurde mit der Beladung des Reaktors begonnen. Am 13. September 1983 um 1:11 Uhr erreichte der Reaktor zum ersten Mal eine sich selbst erhaltende Kettenreaktion (erste Kritikalität). Bis dahin waren 198.190 Betriebselemente zugeladen (ca. 1/3 der Kernfüllung). Dieses Ereignis ist in dem in Abb. 6 gezeigten Originalplot des Versuchsrechners dokumentarisch festgehalten. Nach 1000s wurde der Reaktor abgeschaltet.
Alle Ergebnisse lagen im Rahmen der Vorausrechnungen. Es waren keine Korrekturen für die weitere Beladung erforderlich.

Programmschritt 0II:

Nach Beendigung der neutronenphysikalischen Messungen bei der 1. Kritikalität wurden die Corestäbe auf volle Tiefe eingefahren. Sie standen bis dahin mit den Spitzen auf der Kugelhaufenoberfläche. Bei dieser Stabstellung und mit ausgefahrenen Reflektorstäben wurde der Reaktor voll beladen. Dabei wurde die Unterkritikalität fortwährend durch Messung der Zählraten (1/Z) überwacht.

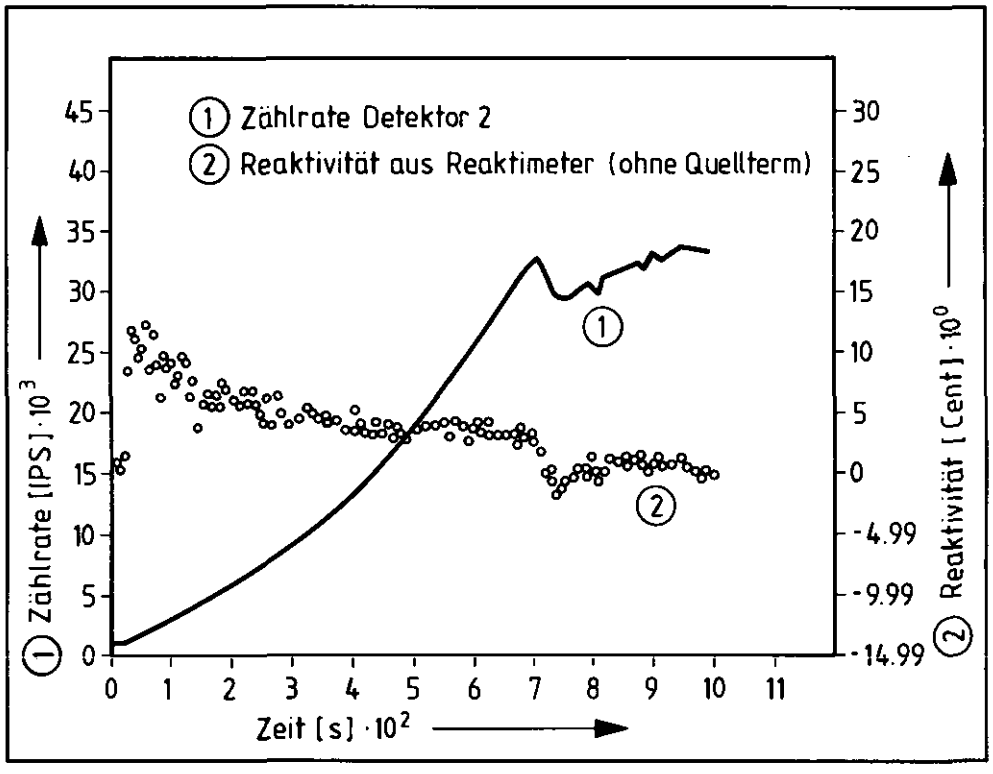


Abb. 6: Reaktivität und Zählrate bei Erstkritikalität des THTR-300

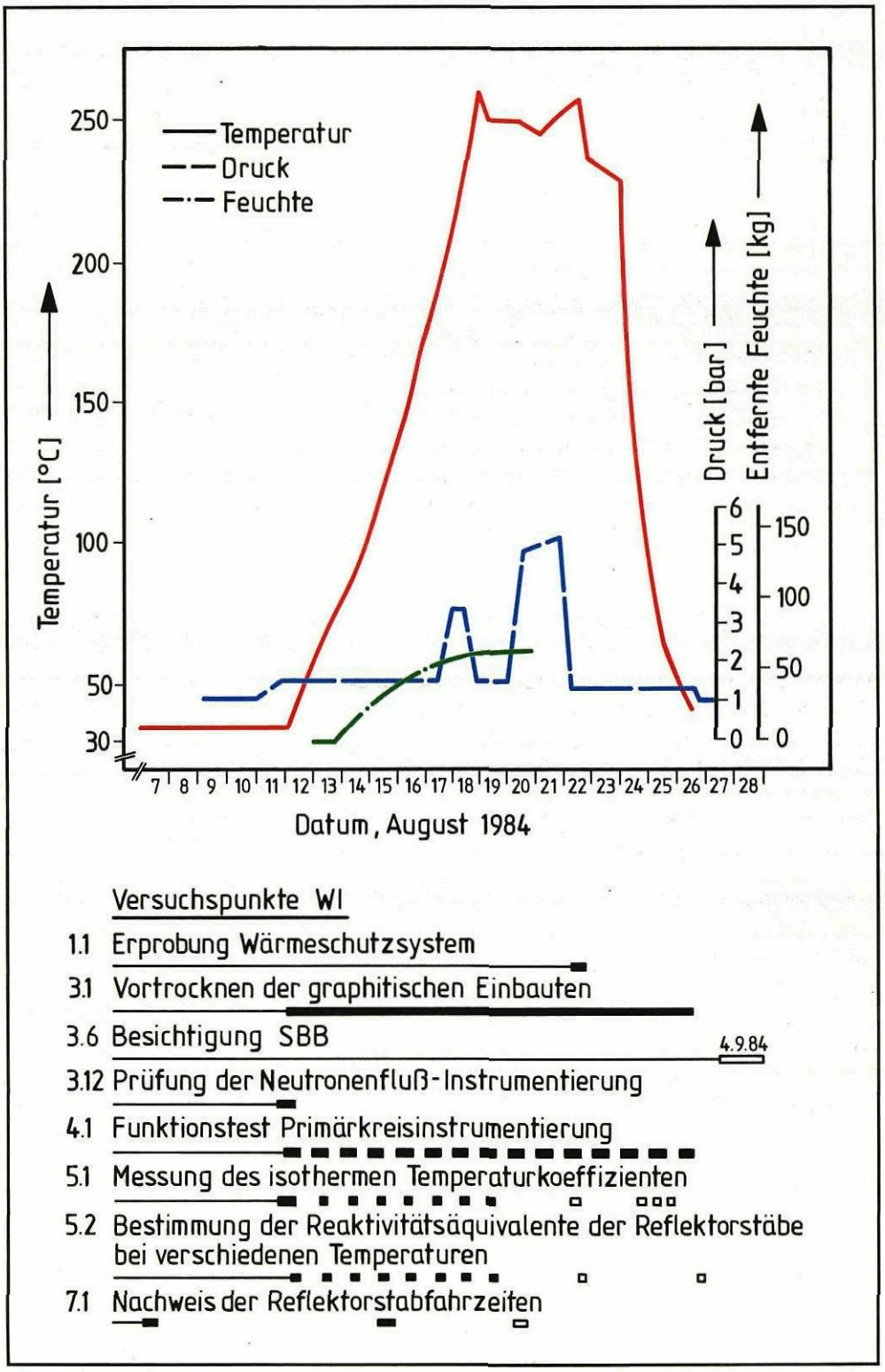


Abb. 7: Vortrocknen des Primärkreises (Inbetriebnahmeschritt WI)

Am 26.11.83 um 14.00 Uhr wurde der THTR-300 zum zweitenmal — jetzt mit voller Beladung erstmals — kritisch gefahren. Auch diese Messung diente wie die bei 1. Kritikalität im wesentlichen zur Verifikation der reaktorphysikalischen Rechenverfahren. Gegenüber der Vorausrechnung ergab sich eine Abweichung zu dem Erwartungswert von ca. 0,4 % $\Delta k/k$. Dies ist ein ausgezeichnetes Ergebnis; zulässig wären $\pm$ 2 % $\Delta k/k$ gewesen.

Im Programmschritt 0II wurden die Fahr- und Fallzeiten der Absorberstäbe in Luft gemessen. Die Ergebnisse bestätigten die spezifizierten Werte.

Programmschritt WI:

Anfang August 1984 wurde die Warmerprobung WI durchgeführt. Der Programmschritt diente im wesentlichen der Erprobung des Wärmeschutzsystems und der Vortrocknung der Primärkreiseinbauten. Dazu wurde der Primärkreis evakuiert und mit Stickstoff bis auf 5,7 bar befüllt. Mit der Leistung der sechs Primärgasgebläse wurde der gesamte Primärkreis auf 260°C aufgeheizt. Zur Wärmeabfuhr aus dem Reaktordruckbehälter wurden zwei Dampferzeuger im Heißwasserbereich (260°C, 65 bar) betrieben. Die

Abb. 7 zeigt den Temperaturverlauf während des Inbetriebnahmeschrittes WI. Im unteren Teil der Abbildung ist die zeitliche Staffelung der Versuchspunkte angegeben, die während WI durchgeführt wurden.
Die wichtigsten Ergebnisse betrafen:

- Erprobung Wärmeschutzsystem:
  Die Erprobung bei 260°C ist mit den unter Stickstoff am Liner zu erwartenden Wärmeübergangsverhältnissen erfolgreich abgeschlossen worden. Die Aufheizspanne des Kühlwassers im Linerkühlsystem von 1°C bestätigte die ordnungsgemäße Funktion des SBB-Wärmeschutzsystems im Programmschritt WI.
- Vortrocknen der keramischen Einbauten:
  Über die spezielle Anfahrtrocknungsanlage wurden insgesamt 62 kg Wasser aus den graphitischen Einbauten entfernt. Dieser Wert lag deutlich unter dem konservativ erwarteten Wert von ca. 400 kg.
  Die gemessen an den Erwartungswerten geringe Restfeuchte ist auf das langjährige Belüften des Primärkreises mit trockener Luft und auf die zu pessimistische Einschätzung der Graphitqualität zurückzuführen.
- Wirksamkeit der Reflektorstäbe (RFS):
  Mit der Reflektorstabgruppe (RFSG) Nr. 5 wurden verschiedene kritische Stabstellungen angefahren (Kompensation mit Stickstoff). Aus den mit dem Reaktimeter ermittelten Wirksamkeiten der Teilstücke wurde die Wirksamkeit dieser Reflektorstabgruppe über die volle Einfahrtiefe als sog. S-Kurve ermittelt.
  Die Abweichung von der Vorausberechnung liegt mit maximal 5 % sehr gut innerhalb der erwarteten Streubandbreite von ± 20 %.
- Einfluß der Temperatur auf Stabwirksamkeit:
  Die Wirksamkeit der RFSG Nr. 5 wurde bei 210°C bestimmt. Die benachbarte RFSG Nr. 6 war voll eingefahren. Zum Vergleich wurde bei kaltem Core (28°C) durch N_2-Kompensation die gleiche Absorberstabstellung eingestellt wie bei 210°C.
  Aufgrund des Temperaturunterschiedes von T = 182 K wurden ca. 5 % weniger Wirksamkeit erwartet und auch nachgewiesen.

Programmschritt 0III:

Nach erfolgreichem Abschluß des Programmschrittes WI und weiteren erfolgreichen Funktionsprüfungen wurde am 05.12.84 mit 0III begonnen.
Der Versuchsablauf war in zwei Schritte unterteilt:

0 III.1:	Reaktivitätsmessungen unter Stickstoff
0 III.2:	Versuche unter Helium

Wesentliche Versuchsziele waren:

- Lockerung des Kugelhaufens durch Entnahme von 24.000 Graphitkugeln aus dem Kugelabzugsrohr und Zugabe von 24.000 Betriebselementen in Erstkernmischung mit der Beschickungsanlage. Für diese diente das Umwälzen gleichzeitig als Funktionsprüfung.
- Reaktivitätsmessungen am stabfreien Core (Stickstoffkompensation).
- Erprobung der Kernstäbe; u. a. auch das gleichzeitige Einfahren aller 42 Stäbe mit Langhubantrieb bis auf volle Einfahrtiefe.

Die erzielten Ergebnisse bestätigten voll die Erwartungen.

- Der Lockerungseffekt konnte als Reaktivitätsabnahme von ca. 0,2 % Δk/k meßtechnisch nachgewiesen werden.
  Die Beschickungsanlage einschl. der Abbrandmeßanlage hat sich bestens bewährt.
- Die gemessene Überschußreaktivität des Kerns trifft mit 11,2 % Δk/k den errechneten Wert von 11,0 % Δk/k hervorragend.
- Die gemessenen Reaktivitätsbeiträge einzelner Stäbe und von Stabgruppen unterscheiden sich für die Kernstäbe in der Regel um weniger als 10 % von den errechneten Erwartungswerten.
  Für die Wirksamkeit der Reflektorstäbe, die die wichtige Aufgabe der Schnellabschaltung übernehmen, beträgt dieser Fehler weniger als 5 %.

Nach Beendigung der Messungen unter N_2 wurde der Reaktorbehälter mit He auf den kalten Betriebsdruck von 22 bar befüllt. Die für den Betrieb mit He notwendigen Umstellungen der Kernstabantriebe und der Steuergasregelung wurden durchgeführt und überprüft. Die Fahr- und Fallzeiten der Reflektorstäbe wurden erfolgreich kontrolliert. Die kritische Stabstellung unter He wurde ermittelt.
Damit war der Programmschritt 0III beendet.

6. Schlußbemerkung

Wir haben jetzt alle Vorbereitungen getroffen, um auch die weiteren Inbetriebnahmephasen nach Vorliegen der 2. Teilbetriebsgenehmigung zügig durchführen zu können. Die Anlage soll termingerecht nach einem zweimonatigen Probebetrieb am 01.10. dieses Jahres an den Betreiber HKG übergeben werden. Die weitere erfolgreiche Inbetriebnahme ist die Basis und der Schlüssel für alle weiteren Arbeiten auf dem HTR-Sektor. Für das bis jetzt Erreichte danke ich den beteiligten Stellen sehr herzlich.

7. Literatur

[1] Breitenfelder, Wachholz, Weicht
Accident Analysis and Accident Control für the THTR-300 Power Plant
IAEA Specialists Meeting, Lausanne, Sept. 1980

[2] E. Baust, HRB-Mannheim,
Inbetriebnahme des THTR-300,
Fachsitzung: Jahrestagung Kerntechnik '84, Frankfurt, 1984

Einsatzpotential, Kosten und Sicherheitsaspekte des Hochtemperaturreaktors aus der Sicht der EVU

D. Schwarz

Arbeitsgemeinschaft Hochtemperaturreaktor Dortmund

1. Einleitung

Das Thema meines Vortrags wird bereits sehr ausführlich in einem Aufsatz von Prof. Knizia und mir unter dem Titel „Der HTR 500 als nächster Hochtemperaturreaktor" behandelt[1]. Da dieser Aufsatz bereits in der März-Nummer der VGB-Kraftwerkstechnik erscheint, will ich mich hier auf die Zusammenfassung beschränken:

„Auf dem Energiemarkt der Zukunft kann der HTR langfristig durch Kohlevergasung und Wasserspaltung große Bedeutung gewinnen; er öffnet der Kernenergie im Verbund mit der Kohle alle Bereiche des Energiemarktes. In näherer Zukunft läßt sich der HTR zur Erzeugung von Strom, ggf. auch von Prozeßdampf und Fernwärme einsetzen; eine passende Leistungsgröße und die Belebung des Wettbewerbs sprechen dafür, ihn dahingehend zu nutzen.

Der nächste HTR wird zweckmäßigerweise ein HTR 500 sein. Er wurde unter konsequenter Nutzung von Vereinfachungsmöglichkeiten aus dem derzeit in Betrieb gehenden THTR 300 entwickelt. Dabei wurden die spezifischen Anlagekosten gesenkt. Eine weitere Senkung läßt sich durch Nutzung prinzipiell einfacher technischer Möglichkeiten erreichen.

Auch ohne Ausschöpfung dieses Potentials kann ein 500 MW HTR mit 1300 MW Druckwasserreaktoren in direkten Wettbewerb treten, wenn die heutigen hohen DWR-Preise und eine direkte Endlagerung der HTR-Brennelemente zugrunde gelegt werden. Eine Variation wirtschaftlicher Parameter ändert nichts Wesentliches an dieser Aussage.

Vor einem Baubeschluß für einen HTR 500 soll in einer mehrjährigen Planungsphase eine vollständige Errichtungsgenehmigung eingeholt werden, um genehmigungsbedingte Risiken zu minimieren. Parallel dazu soll die Anlage vergabereif detailliert werden".

Diese Zusammenfassung kann noch einmal verdichtet werden zu einem Satz: Der HTR hat Aussicht auf Erfolg – nicht mehr und nicht weniger. Um die Aussicht in tatsächlichen Erfolg umzusetzen, bedarf es der Arbeit, der rechten Erkenntnis, wo wir stehen, der richtigen Zielsetzung sowie der zuverlässigen und termintreuen Ausführung einer größeren Zahl miteinander verknüpfter Aufgaben.

2. Wo stehen wir und was ist zu tun?

Wenn wir wissen wollen, wo wir stehen, dürfen wir uns nicht von Gefühlen leiten lassen, vor allem nicht von unbegründetem Optimismus und unbegründetem Pessimismus. Ich erinnere in diesem Zusammenhang an das Jahr 1972, als der kommerzielle Durchbruch des HTR in den Vereinigten Staaten bejubelt wurde. Angesichts der vorherrschenden politischen Auffassung, daß Kommerzielles nicht gefördert werden dürfe, wurde eine technisch ehrgeizige, ausreichend erfolgsferne Entwicklungslinie verfolgt gegen den unmißverständlich vorgebrachten Rat unseres Hauses. Einige Jahre später folgte eine pessimistische Phase; allenthalben hieß es, die Industrie habe kein Interesse am HTR. Dieses unberechtigte Urteil führte zwar nicht zu einer so falschen Weichenstellung wie die vorangegangene Euphorie, es beeinträchtigt jedoch Motivation und Produktivität in einem unnötig großen Maße.

Der HTR konnte diese Wechselbäder nur überstehen, weil sein technisches Grundkonzept solide ist, weil eine genügend große Zahl von Personen, nota bene auch in der KFA, allen irreführenden und lähmenden Stimmungen zum Trotz das Richtige und Notwendige tat, und weil genügend Geld für Notwendiges, Nützliches und Zukunftträchtiges wie auch für Irr- und Seitenwege vorhanden war.

Aber blicken wir nun in die Zukunft: Als Gast der KFA möchte ich im folgenden besonders auf die hiesige Situation eingehen. Wegen seiner allgemeinen, über die KFA hinausreichenden Bedeutung wird das zu Sagende auch die Tagungsteilnehmer interessieren, die nicht der KFA angehören.

Die Zukunft, meine Herren, wird eine Zeit knappen Geldes sein. Irr- und Seitenwege werden wir uns

nicht mehr leisten können. Zunächst und vor allem müssen wir wissen, wo wir wirklich stehen, wir dürfen uns nicht ein weiteres Mal irren.

Einer möglichen oder tatsächlichen Stimmung innerhalb der KFA, wonach der HTR „kommerziell gelaufen" sei und die KFA sich nach anderen Aufgaben umsehen müsse, muß ich daher entschieden entgegentreten. Eine solche Stimmung wäre eine gravierende Fehleinschätzung. Der HTR ist nicht kommerziell, er kann es bestenfalls werden, wenn noch sehr viel Arbeit investiert wird. Es ist durchaus nicht auszuschließen, daß Geldmittel und Ingenieurkapazität nicht ausreichen werden, um diese Arbeit zu leisten. Es sähe besser aus, wenn der Staat einen Teil der Geldbeträge, die er in früheren Jahren in die Forschung und Entwicklung steckte, heute in die Markteinführung investieren würde. Aber selbst wenn das der Fall wäre, dürfte die KFA sich nicht nach anderen Aufgaben umsehen, bevor diese Aufgabe nicht erfolgreich zu Ende geführt worden ist. Die fortschrittlichen Anwendungsmöglichkeiten des HTR, die ein entscheidendes Motiv für die Weiterverfolgung dieses Reaktortyps sind, liegen immer noch ganz oder überwiegend im Bereich der Forschung und Entwicklung. Angesichts der Knappheit industrieller Mittel muß aber auch geprüft werden, ob die KFA nicht mehr für die Planung und Errichtung einer industriellen Erstanlage tun kann. Letztlich rechtfertigen Großforschungsanlagen ihre Existenz damit, daß sie neuen Technologien zur Marktreife verhelfen. Dieses Bemühen darf nicht kurz vor einem möglichen Erfolg aufgegeben werden. Auch die in der Vergangenheit aufgewandten Milliardenbeträge verpflichten uns, das zusätzlich Notwendige zur Sicherung des Erfolges zu leisten.

Ich möchte das bisher Gesagte in einem Bild zusammenfassen: Wir sind noch nicht über den Berg, die Paßhöhe ist aber bereits zu sehen. Wir brauchen die tatkräftige Mithilfe der KFA, um das letzte Steilstück zu überwinden.

Wenn wir wissen, wo wir stehen, können wir als nächstes fragen, was zu tun ist. Die vor uns liegenden Aufgaben lassen sich gliedern in:

1. Planungszugehörige Entwicklung und Erprobung sowie planungsergänzende Ingenieurarbeit,
2. Potentialausschöpfende Forschung und Entwicklung einschließlich zugehöriger konstruktiver Arbeiten,
3. Weiterführende Forschung und Entwicklung auf den Gebieten der Prozeßwärmenutzung und des Brennstoffkreislaufs.

3. Planungszugehörige Entwicklung und Erprobung sowie planungsergänzende Ingenieurarbeit

Entwicklungen und Erprobungen, die für kommerzielle HTR von Nutzen sind, wurden und werden bei der KFA auf zahlreichen Gebieten durchgeführt, mit den Schwerpunkten Graphit, Brennelemente und Entsorgung; hinzu kommen einige gezielte Werkstoffuntersuchungen, Staubablagerungs- und Strömungsversuche sowie die Entwicklung von Rechenprogrammen, beispielsweise zum Kugelfließen. Verschiedene hier entwickelte und experimentell verifizierte physikalische und thermodynamische Programme bildeten auch die Grundlage der Trendanalyse zum Störfallverhalten des HTR 500 und des HTR-Modul, die im Institut für Nukleare Sicherheitsforschung ausgearbeitet wurden. Darüber wird später berichtet. Ergänzend hierzu erhielten wir vor kurzem – auf meine Bitte hin – eine erste Aussage zur Versagenssicherheit (ökonomisches Risiko) des HTR 500.

Es ist mir ein Anliegen, der KFA für die geleistete Arbeit zu danken. Mein besonderer Dank gilt Herrn Dr. Faßbender und seinem Institut, auf dessen Bedeutung ich später noch eingehen werde.

Wenn ich nun trotz meiner Dankbarkeit einige Kritik äußere, so tue ich das, um Lehren aus der Vergangenheit für eine Zukunft zu ziehen, die wir gemeinsam bewältigen müssen. Neben dem vielen Positiven wäre vieles aufzuzählen, was nicht zweckdienlich war, und manches, was die KFA hätte tun können, aber nicht getan hat. Die Größe der Aufgabe und die nunmehrige Knappheit der Mittel erfordern in Zukunft eine Verbesserung dieser Relationen.

Ich möchte in diesem Zusammenhang folgendes aus einem Vortrag von Herrn Dr. Engelmann auf der Wintertagung des DAtF am 06.02.1984 zitieren: „Die Rolle der Großforschung bei der HTR-Entwicklung besteht gemäß den förderpolitischen Grundsätzen in der Bundesrepublik darin, die Industrie zu unterstützen, diese Technologie zur Marktreife zu entwickeln..." und wenig später: „Obwohl die Entwicklungsarbeiten zu den Nachfolgeprojekten sich mehr bei der Reaktorindustrie konzentrieren, wird die KFA hierzu noch gezielte Einzelbeiträge leisten und auch Hersteller, Bauherren und Gutachter mit ihrem Know-how bei Planung, Bewertung und Sicherheitsanalyse unterstützen". Dies muß auch von den einzelnen Mitarbeitern der KFA akzeptiert und umgesetzt werden, und zwar auch dann, wenn die Arbeit nicht so schön, sondern nur nützlich und darüber hinaus auch noch in ein Terminkorsett gepreßt ist. Der Lohn mag dann weniger in der Arbeit selbst liegen als in dem Gefühl des Gebrauchtwerdens.

Wir werden nur Erfolg haben, wenn jeder von Ihnen mit dem Bewußtsein an die Arbeit geht, daß der Erfolg ganz wesentlich von ihm abhängt und wenn er

bereit ist, hierfür auch Opfer zu bringen. Wenn sich dieses Bewußtsein nicht allgemein durchsetzt, ist der Mißerfolg vorprogrammiert. Und für einen Mißerfolg werde ich sehenden Auges nicht arbeiten. Ich bekomme mein Gehalt auch für die Errichtung von LWR, *die nach wie vor reizvolle Ingenieuraufgaben bieten*; mein Privatleben und meine Gesundheit würde auch davon profitieren, wenn ich vom HTR-Dauerstreß entlastet würde. Noch einmal: Wir brauchen jeden fachkundigen Mitarbeiter der KFA, wir brauchen seine Kooperations- und Leistungsbereitschaft.

Welche Aufgaben stehen nun unmittelbar an? Die Arbeit verlagert sich mit fortschreitender Planung einer industriellen Erstanlage mehr und mehr auf die Software, auf die Auslegung des Kerns, die Analyse von Störfällen, auf probabilistische Untersuchungen usw. Auf Einzelheiten kann und will ich mich hier nicht einlassen, das muß in direktem Kontakt zwischen KFA und Hersteller geklärt werden.

Ich möchte jedoch darauf hinweisen, daß viele dieser Aufgaben zur Thematik des Instituts für Nukleare Sicherheitsforschung gehören, das sich somit zu einem Kristallisationspunkt für die weiteren Arbeiten entwikkeln kann. Sehr wertvoll ist auch die Existenz einer neutralen Stelle zur Klärung von Fragen zur HTR-Sicherheit, die von der Öffentlichkeit oder von Behörden gestellt werden. So könnte beispielsweise eine Risikostudie für eine industrielle Erstanlage gefordert werden, was eine sehr umfangreiche Aufgabe wäre.

4. Potentialausschöpfende Forschung und Entwicklung einschließlich zugehöriger konstruktiver Arbeiten

Der zweite Punkt meiner Agenda-Liste betrifft die Ausschöpfung des HTR-Potentials. Sie können heute überall nachlesen, auch in [1], daß der HTR 500 mit einem 1250 MW LWR konkurrieren kann. Wenn Sie sich anschauen, wie es dazu gekommen ist, wird Ihnen wie mir der Verdacht kommen, daß es sich um eine historisch einmalige Konjunktion handelt. Die vielen tüchtigen Ingenieure, die am LWR arbeiten, werden nicht untätig bleiben, wenn der HTR ihnen Brot und Arbeit wegzunehmen droht. Mit einem ernsthaften Bemühen um Einsparungen könnten beim LWR nennenswerte Erfolge erzielt werden, was uns als Betreiber nur recht sein kann. Wenn der HTR da nicht mithält, werden wir weiter LWR bauen.

Vom Einspar-Potential her gesehen wäre der HTR durchaus in der Lage mitzuhalten. Zwei Möglichkeiten, die Erhöhung der Heißgastemperatur und die vollständige Nutzung des Ringraumes, werden in [1] ausführlich diskutiert, weitere – beachtliche – Möglichkeiten sind vorhanden, werden aber erst in einigen Monaten spruchreif sein. Was uns fehlt, sind Ingenieure, die dieses Potential ausloten und an einigen Punkten, z.B. hinsichtlich eines keramischen Heißgaskanals, konkrete, weiterführende Entwicklungsarbeit leisten können. Wir haben mit dem Hersteller verabredet, daß dieser sich (fast) ausschließlich auf die jetzt verfolgte konservative Vorzugsva*riante konzentriert. Es wäre aber gut, wenn mit einem* gewissen, wenn auch geringeren Aufwand an einer technisch fortschrittlichen, spezifisch billigeren Variante gearbeitet würde. Hier kann die KFA den Hersteller entlasten. Einige Aufgaben wird sie allein, andere mit Hilfe von Industriefirmen, z.B. des Dampferzeuger- oder Manipulatorbaus, lösen können. Außerdem könnten die weiterreichenden Erfahrungen Großbritanniens, Frankreichs oder Japans zu Rate gezogen werden, z.B. hinsichtlich kompakter Dampferzeugeranordnungen oder der Dampferzeugermontage und -reparatur mit Hilfe von Manipulatoren. Das hätte die erwünschte Nebenwirkung, daß das latente Interesse am HTR in diesen Ländern neue Nahrung erhält. Die KFA könnte ihre internationalen Kontakte nutzen, um der Industrie bei der Organisation und Koordination der Zusammenarbeit zu helfen.

Die Aufgaben, um die es hier geht, gehören zur Klasse der „schönen" Aufgaben. Dies ist, obwohl es so scheinen mag, kein Widerspruch zur Betonung des Nützlichen und Notwendigen im vorangegangenen Abschnitt. Wir müssen mit dem überwiegenden Teil unserer Kapazität die Gegenwart bewältigen, wir müssen aber auch, mit einem Teil unserer Kraft, für die Zukunft sorgen. Es kann sein, daß die heute entwickelte, konservative Linie nur durchsetzbar ist, wenn eine deutliche wirtschaftlichere Linie bereits gründlich und belastbar durchdacht wurde, besonders hinsichtlich möglicher technischer Risiken. Nicht sehr wahrscheinlich, aber auch nicht gänzlich auszuschließen ist, daß nur eine solche fortschrittliche Linie verkäuflich sein wird.

Mir wurde entgegengehalten, das sei nicht sehr realistisch. Entweder setze sich das heute verfolgte Projekt durch, oder es sei ganz aus. Für einen nochmaligen Anlauf fehle die finanzielle und vielleicht auch die psychische Kraft. Das mag zutreffen, es mag aber auch nicht zutreffen. Wenn das sicherheitstechnische Konzept nicht wesentlich berührt wird – und das ist bei den bisherigen Vorschlägen der Fall, würde der Aufwand für die Ausschöpfung des Potentials begrenzt bleiben. Ferner zeigt die Erfahrung, daß dort, wo eine Gewinnaussicht besteht, auch das dafür notwendige Kapital aufzutreiben ist. Wichtig ist, daß die Gewinnaussicht durch solide Unterlagen belegt wird.

Eine andere, ebenfalls wichtige Ausschöpfung des Potentials, würde darin bestehen, den Gesetzgeber bei der Erstellung von Kriterien für eine industrie- und stadtnahe Errichtung von Kernkraftwerken zu unterstützen. Ohne solche Kriterien kann ggf. vorhandenen Vorteilen kein wirtschaftlicher Wert beigemessen werden. Anschließend wäre nachzuweisen, daß der HTR die Kriterien erfüllt. Einen ersten Schritt in dieser Richtung hat Herr Dr. Faßbender mit seinen Mitarbei-

tern bereits unternommen. In einer Studie zum Katastrophenschutzplan für den THTR 300 legte er dar, daß selbst bei einem extrem ungünstigen und entsprechend unwahrscheinlichen Störfall keine Notwendigkeit besteht, die Bevölkerung zu evakuieren.

5. Weiterführende Forschung und Entwicklung auf den Gebieten der Prozeßwärmenutzung und des Brennstoffkreislaufs

Ich komme nun zu den weiter in die Zukunft reichenden Zielsetzungen, zunächst und vor allem zur Weiterentwicklung der Prozeßwärmenutzung. Diese Linie muß fortgesetzt werden, damit die dem HTR innewohnenden Eigenschaften über die Stromerzeugung hinaus Anwendung finden können. Wegen der zeitlich größeren Entfernung von einer Kommerzialisierung ist die Prozeßwärmenutzung besonders auf die schwerpunktmäßige Bearbeitung bei der KFA angewiesen.

Einiges wurde auf diesem Wege bereits erreicht. So werden alle Bausteine einer Kohlevergasungsanlage in wenigen Jahren fertig entwickelt sein. Es wird dann darauf ankommen, die Bausteine im Zusammenspiel zu erproben. Offen bleibt, wie groß die Anlage werden soll und was sie kosten darf. Lassen Sie es mich so formulieren: Sie darf nicht so viel kosten, daß kein Geld mehr übrig bleibt für die Sicherung des Fundaments – eines wettbewerbsfähigen, stromerzeugenden HTR. Zeitliches Nacheinander kann die angedeutete Problematik entschärfen.

Die absehbare Möglichkeit, Wärme auf hohem Temperaturniveau aus dem HTR auszukoppeln, hat ähnlich wie die scheinbar bereits erreichte Wettbewerbsfähigkeit des HTR 500 den Eindruck erweckt, es gäbe nun bald nichts mehr auf dem Gebiet des HTR zu forschen und zu entwickeln. Das ist so falsch wie die Auffassung, die erste Zündung einer Fusion sei das Ende der Fusionsforschung. Eine erste Kohleveredelungsanlage wird nicht nur deswegen unwirtschaftlich sein, weil Öl und Gas noch nicht teuer genug sind, sondern auch, weil die Kohleveredelungsanlage nicht billig genug ist. Wir müssen durch weitere Forschung und Entwicklung den langfristig steigenden Öl- und Gaskosten auf halbem Wege entgegenkommen. Wenn Sie eine Ahnung von dem haben wollen, was alles erreicht werden kann, dann vergleichen Sie bitte den THTR 300 mit dem HTR 500 und den HTR 500 mit den über ihn hinausweisenden Möglichkeiten[1]. Aus dem Bemühen um Verbesserung der Wirtschaftlichkeit wird eine Fülle von Aufgaben abzuleiten sein. Die Konkretisierung dieser Aussage wird sich von selbst ergeben, sobald das angegebene Ziel ernsthaft anvisiert wird. Eben dies ist zu tun.

Darüber hinaus erscheint es mir notwendig, die Grundlagenforschung in den Bereichen der keramischen Werkstoffe und der Wasserspaltung mit Hochtemperaturwärme energisch voranzutreiben.

Wie oben bereits angedeutet, sind keramische Heißgasführungen Angelpunkt einer Potentialausschöpfung bereits für den stromerzeugenden HTR. Für Prozeßwärme-HTR wären sie unumgänglich. Keramische Heißgasführungen können jedoch nur eingesetzt werden, wenn sie nachweislich 40 Jahre versagenssicher funktionieren; erst dann wären sie „industriell". Ich sage das so deutlich, weil ich den Eindruck habe, daß die Bedeutung dieses Bauteils wie auch die immer noch vorhandene Ferne von industrieller Einsetzbarkeit von der KFA unterschätzt werden.

Ein noch größerer Fortschritt wäre es, wenn es gelänge, keramische Wärmetauscher zu bauen. Damit würde die Prozeßwärmenutzung ein großes Stück vorankommen; der Weg zur Wettbewerbsfähigkeit würde entsprechend abgekürzt.

Die möglicherweise epochale Bedeutung des Wasserstoffs brauche ich nicht zu betonen. Voraussetzung hierfür wäre eine einigermaßen preiswerte Wasserstofferzeugung. Der HTR kann hier eine besondere Rolle spielen, wenn es gelingt, mit Hilfe von Hochtemperaturwärme den Wirkungsgrad der Umwandlung anzuheben und damit den spezifischen Aufwand für die primäre Energieerzeugung zu senken. Solange sich hierfür kein Verfahren anderen gegenüber als eindeutig überlegen erweist, ist das gegenwärtige breitgefächerte Vorgehen vernünftig (Beispiele siehe [1]). Bei allen bisher untersuchten Verfahren sind die Schwierigkeiten erheblich, jedoch lohnt die Größe des Zieles jede Anstrengung. An der Fusion – ebenfalls einem großen Ziel – wird ja auch mit großer Hartnäckigkeit gearbeitet, obwohl die Schwierigkeiten dort noch größer sind.

Auch für das Institut für Nukleare Sicherheit ergeben sich neue Aufgaben, vor allem aus der Verknüpfung nuklearer Anlagen mit der Erzeugung explosibler Stoffe. Darüber hinaus werden auch konventionelle Sicherheitsfragen zu lösen sein, beispielsweise wenn große Mengen Schwefelsäure gehandhabt werden sollen.

Die Weiterentwicklung des Brennstoffkreislaufs gehört ebenfalls zu den zukunftsgerichteten Aufgaben. Der Zeithorizont für den Thoriumkreislauf wie auch für die Wiederaufarbeitung hat sich in die Zukunft verschoben. Es sollte jedoch Sorge getragen werden, daß der Faden nicht ganz abreißt. Dazu gehört, daß ein Minimum von Fachkundigen und Einrichtungen (Heiße Zellen, JUPITER) gehalten wird.

Nicht vergessen werden sollte die Entwicklung des Gasgekühlten Brutreaktors, wenn auch vorläufig keine größeren Beträge in diese Linie investiert werden können.

Das Gesagte summiert sich zu einer großen Fülle von Aufgaben. Hier müssen Prioritäten gesetzt werden. Die Rangfolge ist sehr leicht aus der Reihenfolge meiner Aufzählung abzuleiten. Zur Konkretisierung und Ausführung der Aufgaben ist zu sagen, daß der hier skizzierte Rahmen noch ausgefüllt werden und in hunderte von Detailaufgaben in sinnvoller Abstimmung gegliedert werden muß. Die so gesetzten Aufgaben müssen dann zuverlässig und termintreu abgearbeitet werden.

6. Ausblick

Ich komme zurück zum Ausgangspunkt meines Vortrags: Was ist die Sicht der EVU? VEW ist nicht die EVU, sondern nur ein EVU. Durch eine Geldsammlung, zu der viele EVU sowie die Ruhrkohle und der Verband der Chemischen Industrie beitragen werden, ist es zunächst gelungen, eine etwa zweijährige Phase der Planung eines HTR 500 zu sichern. Die darauf folgende Planungsphase soll, anders als die erste, von den Unternehmen getragen werden, die an der evtl. Errichtung eines HTR 500 interessiert sind. VEW denkt an eine Beteiligung von 25 %, wird also keinesfalls das Vorhaben alleine tragen. Andere Unternehmen müssen gewonnen werden, mit anderen Worten: Die eigentliche Entscheidung liegt noch vor uns. Sie wird nur dann positiv ausgehen, wenn ein Bündel positiver Leistungen vorgezeigt werden kann. Dazu gehört die erfolgreiche Inbetriebnahme und der erfolgreiche Betrieb des THTR 300, dazu gehört die Vorklärung kostenrelevanter Genehmigungsfragen sowie ein technisches Angebot des Herstellers, dazu gehören die dazu beitragenden wie auch die darüber hinausführenden Entwicklungs- und Ingenieurleistungen, die ich oben genannt habe.

Ich hoffe, ausreichend deutlich gemacht zu haben, daß das Bündel nur dann ausreichend groß sein wird, wenn die KFA mit allen verfügbaren Fachkräften und so zweckdienlich, so kooperativ und produktiv, wie es nur eben möglich ist, an der weiteren Entwicklung mitarbeitet.

Es ist mir bewußt, daß ich bei vielen Tagungsteilnehmern offene Türen vorfinde. Ich bitte daher, das Gesagte weiterzutragen zu denen, die die Entscheidungen fällen, heute aber nicht anwesend sind. Daß ich selbst dazu bereit bin, bedarf keiner ausdrücklichen Bestätigung.

7. Literatur

[1] Klaus Knizia, Dietrich Schwarz:
Der HTR 500 als nächster Hochtemperaturreaktor,
VGB Kraftwerkstechnik, März 1985

Das Sicherheitskonzept des HTR-500

W. Wachholz

Hochtemperatur-Reaktorbau GmbH Mannheim

1. Überblick über die Gesamtanlage

Bevor ich auf die spezifischen Sicherheitseigenschaften des HTR-500 eingehe, möchte ich Ihnen kurz einen Überblick über die Gesamtanlage geben.

Im Zentrum des Kraftwerkskomplexes des HTR-500 steht das Reaktorschutzgebäude (RSG), das den Spannbetonreaktordruckbehälter mit Primärkreislauf, die Abschalteinrichtungen, Teile des Nachwärmeabfuhrsystems und andere sicherheitstechnisch wichtige Komponenten enthält und diese vor Einwirkungen von außen schützt. Alle aktivitätsführenden Anlagenteile befinden sich im Reaktorschutzgebäude, mit Ausnahme des Brennelementlagers, das aber auch gegen Einwirkungen von außen geschützt ist. Mit Reaktornebengebäude auf der einen Seite des RSG und *Maschinenhaus auf der anderen wird eine Gebäude*zeile gebildet, der das Schaltanlagengebäude gegenüber liegt.

Abb. 1 zeigt einen Vertikalschnitt durch den Spannbetonbehälter mit Einbauten. Die Brennelemente enthalten niedrig angereichertes Uran und durchlaufen den Reaktorkern nur einmal (OTTO-Beschickung). Die abgebrannten Brennelemente werden über drei Kugelabzugsrohre entladen.
Der Reaktordruckbehälter ist – wie beim THTR-300 – als Spannbetonbehälter (SBB) in Großkavernenbauweise ausgeführt. In ihm ist der gesamte Primärkreislauf integriert.
Der HTR-500 hat 6 Gegenstrom-Dampferzeuger – wie beim THTR-300 – in Helix-Bauweise. Jedem Dampferzeuger ist ein Gebläse zugeordnet. Konstruktionsprinzip der Gebläse ist das des THTR-Gebläses, jedoch mit Magnetlagerung und senkrechter Anordnung.
Das Kühlmittel Helium durchströmt den Reaktorkern von oben nach unten, steigt in den Dampferzeugern hoch zu den Gebläsen und wird von dort unter Kühlung der außenliegenden Primärkreisflächen in den Kaltgassammelraum zurückgeleitet.

Für die Nachwärmeabfuhr ist ein zusätzliches zweisträngiges separates Kühlsystem vorgesehen. Es besitzt eigene Gebläse und Wärmetauscher im Primärkreis, letztere sind so angeordnet, daß auch über Naturkonvektion ausreichend Wärme abgeführt werden kann.

Das Abschaltkonzept entspricht dem des THTR. Die Schnellabschaltung erfolgt automatisch mit 48 Reflektorstäben. In den seltenen Fällen einer Langzeitabschaltung werden 72 Kernstäbe durch Handauslösung eingefahren.

2. Sicherheitskonzept des HTR-500

Im Laufe der 27 Jahre, die sich BBC/HRB mit der Planung, Errichtung und dem Betrieb von Hochtemperatur-Reaktoren befaßt, wurden umfangreiche Erfahrungen über die Störfalltopologie und das Anlagenrisiko eines HTR gewonnen. Sie basieren auf detaillierten Störfallanalysen durch Hersteller und Gutachter während des Genehmigungsverfahrens des THTR-300 und sind unabhängig von dem speziellen Projekt auch für die HTR-Linie insgesamt relevant.

Die KFA, insbesondere das ISF und das IRE, haben ebenfalls sowohl für den THTR als auch für andere Projekte grundlegende Störfallanalysen durchgeführt[1].

Im folgenden soll deshalb der Zusammenhang zwischen den vorliegenden Erfahrungen und der neuen Sicherheitskonzeption näher erläutert werden[2].

2.1 Abschaltkonzept

Die Absorberstäbe, die zur Schnellabschaltung in Bohrungen des Seitenreflektors einfallen und die Kernstäbe, die zur Langzeitabschaltung direkt in den Kugelhaufen eingefahren werden, sind standardisierte und im Genehmigungsverfahren des THTR geprüfte Bauelemente. Daß damit eine ausreichende und zuverlässige Abschaltung zu erreichen ist, hat sich beim THTR gezeigt.

Überlegungen, noch zusätzliche Abschalteinrichtungen vorzusehen, wie sie beim THTR eine Zeitlang von

Bedeutung waren, spielen beim HTR-500 somit keine Rolle mehr. Die Langzeitabschaltung durch die Kernstäbe wird ausschließlich von Hand ausgelöst und ist in der Regel erst nach 24 h zum Erreichen des kaltunterkritischen Zustandes erforderlich. Beim THTR war sie zur Vermeidung eines vorübergehenden Wiederkritischwerdens in bestimmten Störfallabläufen mit in das Reaktorschutzsystem eingebunden. Die Rekritikalität auf niedrigem Niveau konnte beim THTR für ausgewählte Fälle als problemlos nachgewiesen werden. Beim HTR-500 wird dieser Vorgang geplant mit einbezogen.

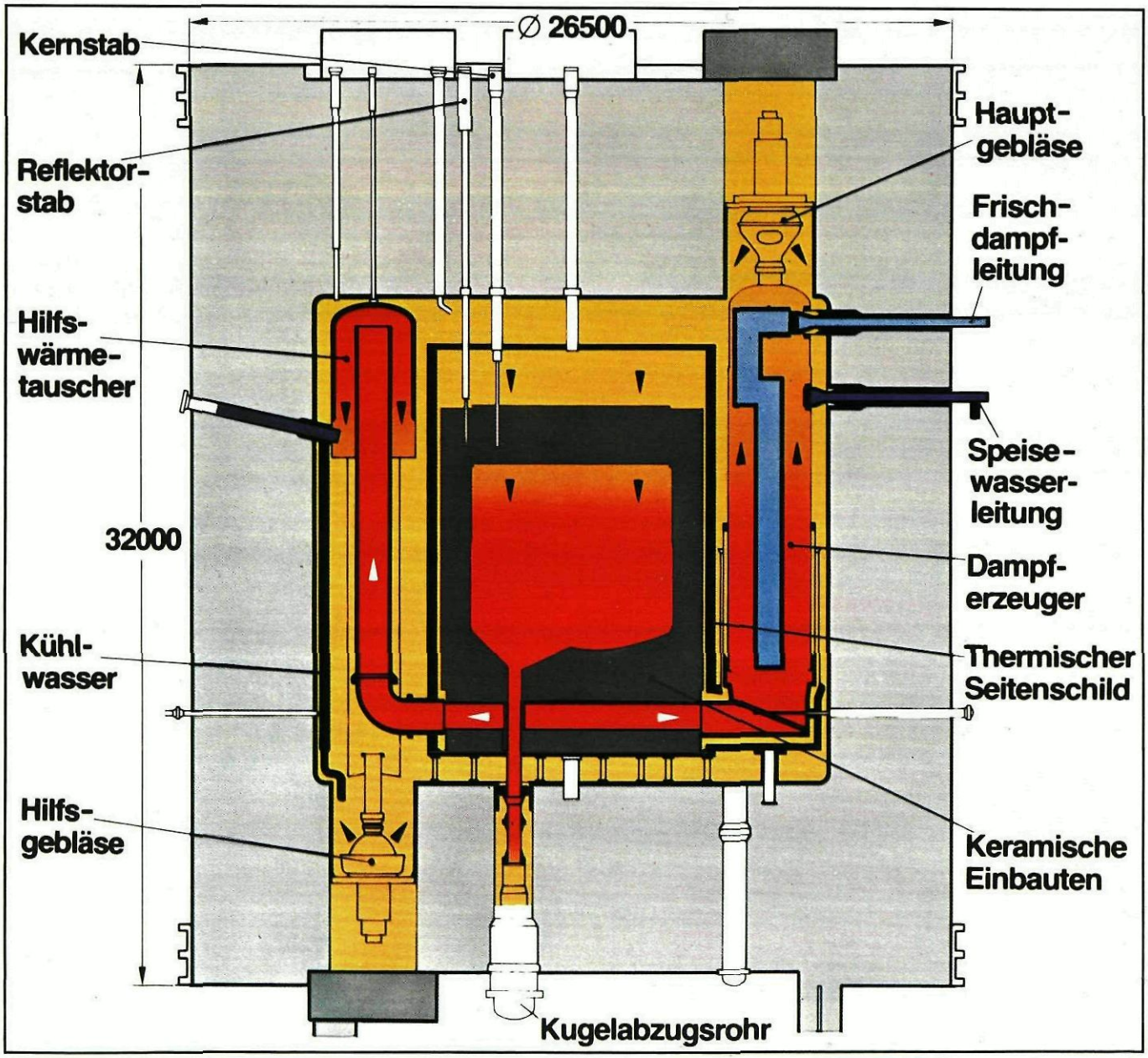
Für den Antrieb der Kernstäbe kann infolge der anderen Aufgabenstellung beim HTR-500 eine vereinfachte Lösung zum Einsatz kommen.

2.2 Nachwärmeabfuhrkonzept

Das Nachwärmeabfuhrkonzept (Abb. 2) ist gekennzeichnet durch:

- Nutzung des betrieblichen Wärmeabfuhrsystems (Hauptwärmesenke),
- getrenntes redundantes Nachwärmeabfuhrsystem (2-fach) mit eigenen Gebläsen und Wärmetauschern im Primärkreis,
- Nutzung der Naturkonvektion zur NWA im Primärkreis,
- Zulässigkeit des längerfristigen Ausfalls der Nachwärmeabfuhr (10 h) und anschließende Wiederinbetriebnahme nach Handmaßnahmen,
- Einbeziehung der Linerkühlung des Spannbetonbehälters ins Nachwärmeabfuhrkonzept ohne Aktivitätsfreisetzung bei Totalausfall vorgenannter NWA-Systeme.

Abb. 1: HTR-500, Reaktordruckbehälter mit Einbauten



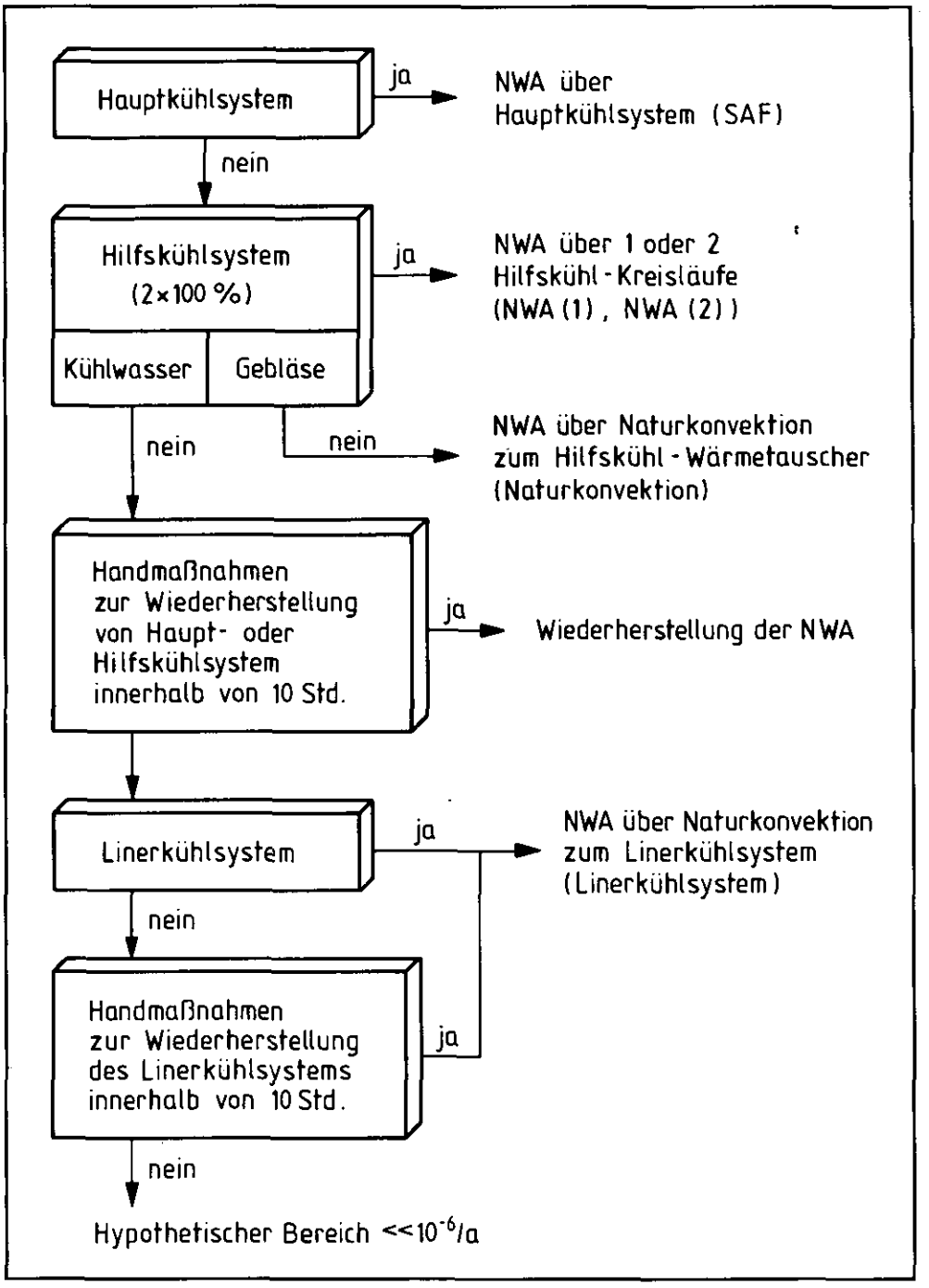


Abb. 2:
Maßnahmen zur Nachwärmeabfuhr (NWA)

Der zusätzliche Einbau von zwei getrennten NWA-Wärmetauschern und Gebläsen zusätzlich zu den 6 Dampferzeuger/Gebläseeinheiten des betrieblichen Wasser/Dampf-Kreislaufs scheint zunächst einer Verbesserung der Wirtschaftlichkeit der Anlage zu widersprechen. Das Gegenteil ist jedoch der Fall, wie die Erfahrung beim THTR zeigt. Dort mußte die zunächst einfach gehaltene NWA-Einbindung in den betrieblichen Wasser/Dampf-Kreislauf nachträglich durch erhöhte Anforderungen massiv ausgebaut werden. Diese erhöhten Anforderungen betrafen nun nicht nur die direkt betroffenen Komponenten wie Rohrleitungen und Armaturen, sondern auch all die Anlagenteile, die die einwandfreie Funktion möglicherweise beeinträchtigen könnten: d. h. die Stromversorgung von Motorarmaturen, die Lüftung zur Einhaltung der Umgebungsbedingungen für diese Stellantriebe und die MRS-Technik einschließlich deren Energieversorgung, und weiterhin alle Komponenten in räumlicher Nähe dieser Komponenten, die deren Versagen verursachen könnten.

Zusätzliche Wärmetauscher, die eine klare Trennung von Sicherheitssystem und Betriebssystem ermöglichen, erweisen sich deshalb als vorteilhafter. Damit kann der Wasser/Dampf-Kreislauf außerhalb des RSG konventionell gefertigt werden und unterliegt vor allem auch nur dem konventionellen Qualitätssicherungsverfahren. Zur weiteren Vereinfachung wurde auch auf eine Steigerung des Wirkungsgrades durch Zwischenüberhitzer verzichtet. Als Dampferzeuger werden aber die bewährten und begutachteten des

THTR übernommen. Die Trennung von Betriebs- und Sicherheitssystem schließt jedoch nicht aus, daß das Betriebssystem zur Beherrschung von Störfällen mit herangezogen wird, soweit es im Hinblick auf Verfügbarkeit und Komponentenbeanspruchung möglich ist.
Die Anordnung der getrennten NWA-Wärmetauscher wurde so gewählt, daß sich ausreichende Naturkonvektion im Primärkreis bei Ausfall der zugeordneten Gebläseeinheiten einstellt, Naturkonvektion in normaler Strömungsrichtung, d.h. mit einer Kerndurchströmung von oben nach unten, so daß keine erhöhten Belastungen auftreten.
Die Tatsache, daß zwei redundante NWA-Kreisläufe zur Störfallbeherrschung ausreichen, liegt neben der Erhöhung der Verfügbarkeit durch Nutzung der Naturkonvektion darin begründet, daß die äußeren Systeme in diesen beiden Kreisläufen und auch der betriebliche Wasser/Dampf-Kreislauf in der zulässigen Ausfallzeit bis zu 10 h wieder von Hand in Betrieb genommen werden können. Dieser Fall der längerfristig unterbrochenen Nachwärmeabfuhr (LUNWA) spielte im THTR-Genehmigungsverfahren eine wichtige Rolle und wurde dort detailliert für einen Zeitraum von 3 h nachgewiesen. Beim HTR-500 wurde diese Möglichkeit systematisch genutzt und erweitert. Die Zugänglichkeit der außenliegenden NWA-Komponenten wird so geplant, daß erforderliche Maßnahmen mit ausreichender Zuverlässigkeit innerhalb dieser 10 h durchgeführt werden können.

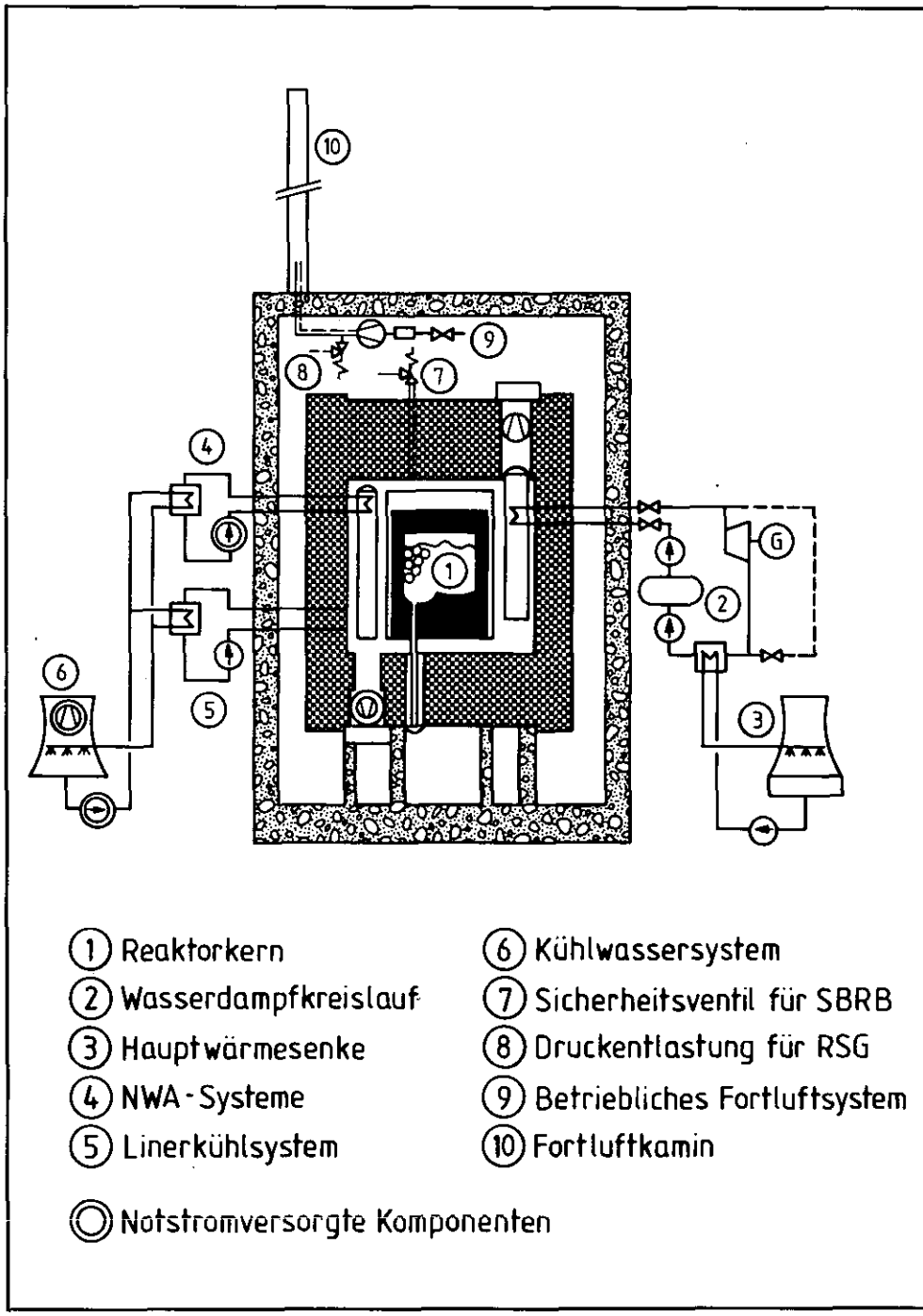


Abb. 3:
HTR-500, Prinzipschaltbild

In zahlreichen Untersuchungen zum Störfallverhalten von HTR-Anlagen, die vor allem auch hier im Institut für Nukleare Sicherheitsforschung durchgeführt wurden, zeigte sich, daß das ohnehin niedrige Störfall-Risiko noch weiter gesenkt werden kann, wenn das betrieblich vorhandene Linerkühlsystem des Spannbetonbehälters mit in das NWA-Konzept eingebunden wird, da es ein sehr einfaches und darum sehr zuverlässiges System der Wärmeabfuhr darstellt, das außerdem durch einfache Maßnahmen, wie mobile Aggregate, schnell wieder betriebsbereit gemacht werden kann.
Es wurde deshalb so ausgelegt, daß es, bei Reaktor unter Druck, auch einen langfristigen Totalausfall der NWA-Kreisläufe so beherrscht, daß es dabei zu keiner Aktivitätsfreisetzung kommt. Der temperaturbedingte Druckanstieg im Primärkreis wird durch Überströmen von Kühlgas in die Behälter der Gasreinigungsanlage begrenzt.

2.3 Aktivitätseinschlußkonzept

Der Primärkreislauf und seine Komponenten sind – wie beim THTR – in einem berstsicheren Reaktordruckbehälter aus Spannbeton untergebracht. Der SBB und die aktivgasführenden Komponenten befinden sich in dem gegen EVA-Störfälle ausgelegten Reaktorschutzgebäude (RSG). Das RSG wird ohne Liner ausgeführt, da wegen des geringen kurzfristigen Überdrucks im Störfall und der niedrigen Kühlgasaktivität keine besonderen Anforderungen an die Dichtheit gestellt werden müssen (Abb. 3).

Betriebliche und störfallbedingte Primärgasleckagen bis zu einer Leckgröße von ca. 2 cm^2 werden über Filtersysteme und den Kamin kontrolliert an die Umgebung abgeführt. Das Auftreten größerer Leckagen ist äußerst unwahrscheinlich. Der maximale Leckagequerschnitt des SBB ist wie beim THTR konstruktiv auf 33 cm^2 begrenzt. Dadurch kommt es nur zu einem langsamen Ausströmen des Kühlmittels; bis zum Druckausgleich beträgt die Zeit ca. 1 1/2 Stunden. In diesem Fall wird das Kühlgas so lange direkt in den Kamin geleitet, bis mit Unterschreiten der nicht über das Abluft-Filtersystem abführbaren Leckrate die RSG-Entlastungswege wieder geschlossen werden.

Wegen des nur kurzfristigen, geringen Überdrucks im RSG während des Entlastungsvorganges und wegen der niedrigen Kühlgasaktivität werden nur geringfügige Mengen Aktivität bodennah freigesetzt. Aufgrund des geringen Aktivitätsinhalts des Kühlgases bleibt die Umgebungsbelastung auch bei diesem Störfallverlauf weit unterhalb der von der Strahlenschutzverordnung vorgegebenen Grenzwerte; es werden nur 7 % des für Auslegungsstörfälle nach § 28.3 StrSchV gültigen Planungswertes ausgeschöpft.

2.4 EVI/EVA-Konzept

Der Schutz der für die Beherrschung eines Störfalls erforderlichen Anlagenteile vor Einwirkungen von innen, also vor Druck-, Temperatur- und Dampfbelastungen, vor Strahl- und Schlagkräften, bzw. von außen bei Erdbeben, Flugzeugabsturz oder äußerer Druckwelle hat beim THTR erhebliche Anstrengungen erfordert.

Beim HTR-500 werden deshalb sowohl die Bereiche, in denen Dampf- bzw. Primärgasleckagen entstehen können, als auch die, in denen sicherheitstechnisch wichtige Anlagenteile angeordnet sind, soweit wie möglich eingegrenzt und voneinander getrennt. Sicherheitsbereiche gibt es nur unterhalb des Spannbetonbehälters und nicht mehr wie beim THTR rund um den SBB herum. Hinzu kommt nur noch der Bereich der Stabantriebe oberhalb des SBB.

Gegen äußere Druckwelle und Flugzeugabsturz werden nicht mehr örtliche Einzelmaßnahmen vorgesehen. Der integrale Schutz durch das Reaktorschutzgebäude gibt nicht nur eine große Sicherheit für alle Komponenten innerhalb, er erlaubt auch eine größere Freiheit in der Aufstellungsplanung.

3. Störfallverhalten des HTR-500

Störfallanalysen für den THTR sowie Risikoanalysen haben gezeigt, daß die Anforderungen an die Auslegung und die Wirksamkeit der Sicherheitssysteme im wesentlichen durch folgende Störfallkategorien bestimmt werden:

- Ausfall einzelner NWA-Systeme bzw. Kreisläufe, d.h. Verminderung der NWA-Kapazität,
- Leistungsexkursionen und Temperaturerhöhung,
- Druckentlastungsstörfälle, d.h. Verminderung der Kühlfähigkeit des Primärkreislaufes,
- Rohrreißer im Dampferzeuger, d.h. Eintritt von Wasser in den Primärkreis, verbunden mit einem Anstieg der Reaktivität und des Primärgasdrucks sowie einer erhöhten Korrosion der graphitischen Reaktoreinbauten.

Weiterhin wurde die Beherrschung totaler Systemausfälle untersucht:

- Ausfall des Schnellabschaltsystems,
- Ausfall der NWA-Systeme.

Als zusammenfassendes Ergebnis dieser Untersuchungen zeigt Abb. 4 den zeitlichen Verlauf der maximalen Brennelementtemperaturen für die o.g. Störfälle im Vergleich zu den Belastungs- und Versagensgrenzen des Brennstoffs.

Für die sog. Auslegungsstörfälle, d.h. Störfälle, deren Beherrschung innerhalb der Grenzen von § 28.3 der StrlSchV im Genehmigungsverfahren nachzuweisen ist, bleibt die Zwangskühlung des Cores erhalten. In diesen Fällen werden die Brennelementtemperaturen innerhalb weniger Stunden bis auf Werte unter 500°C

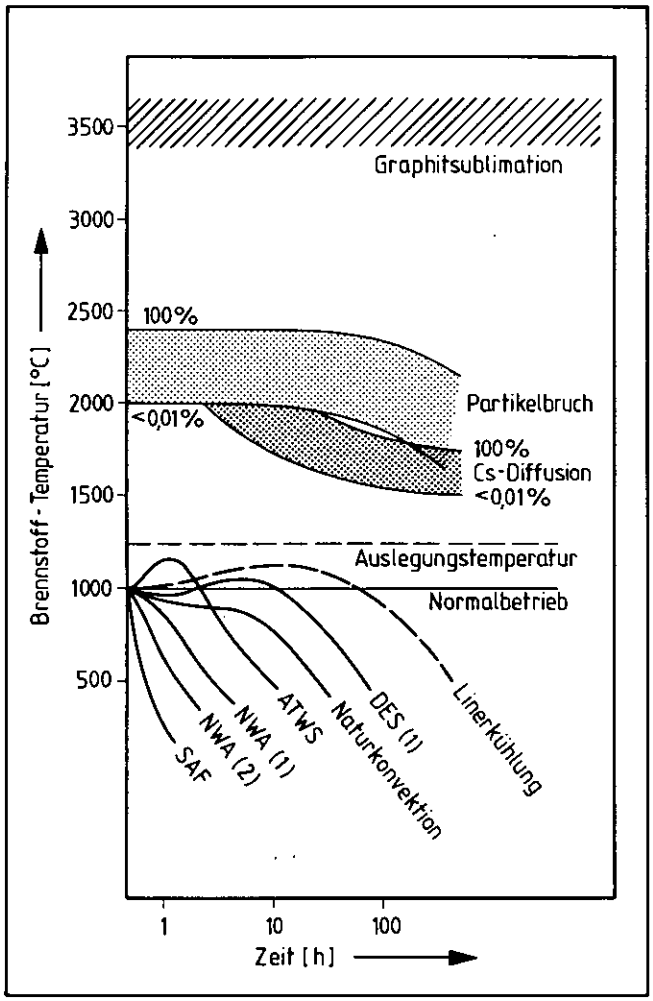


Abb. 4: Belastungsgrenze des Brennstoffs Max. Brennstofftemperatur

abgesenkt, so daß auch sehr unwahrscheinliche Störfall-Fehlerkombinationen mit Wasser oder Lufteinbruch problemlos beherrscht werden. (Unterhalb etwa 500°C sind die Reaktionsgeschwindigkeiten von Wasserdampf oder Sauerstoff mit dem Brennelementgraphit vernachlässigbar gering.)

Weiterhin zeigt Abb. 4, daß selbst für die unwahrscheinlichen Störfallabläufe wie Totalausfall der NWA-Systeme oder Ausfall der Schnellabschalteinrichtung (sog. ATWS-Störfälle) die Brennelementtemperaturen zwar kurzfristig ansteigen, jedoch noch deutlich unterhalb der für Dauerbetrieb zulässigen Auslegungstemperatur bleiben. Damit ist sichergestellt, daß es zu keiner erhöhten Freisetzung aus den Brennelementen kommt.

4. Hypothetische Störfälle

Für Risikoanalysen und für die Planung von Notfallschutzmaßnahmen werden zusätzlich Ereignisabläufe analysiert, die im hypothetischen Bereich liegen, d.h. ihre Eintrittswahrscheinlichkeit ist so gering, daß ihr Auftreten praktisch ausgeschlossen werden kann.

Ein solcher Fall wäre z.B. der Totalausfall der NWA-Systeme und die gleichzeitige Druckentlastung des Primärkreislaufs. Dieser Fall führt zu den höchsten Brennelementtemperaturen und ist abdeckend für alle anderen denkbaren Fälle.

Bei Ausfall der NWA und Druckentlastung des Primärkreislaufs kann die Wärme vom Core immer noch durch Leitung und Strahlung an den Spannbetonbehälter bzw. das Linerkühlsystem übertragen werden. Dabei werden lokal Brennelementtemperaturen von ca. 2400°C erreicht, so daß mit dem Versagen von einigen Prozent der Brennstoffpartikel zu rechnen ist.

Weiterhin ist in diesem Temperaturbereich die Diffusion metallischer Spaltprodukte durch die Beschichtungen der Partikel erhöht.

Für die Analyse der Konsequenzen dieses Ereignisablaufs ist jedoch entscheidend, welche Transportvorgänge für Spaltprodukte in diesem Zustand wirksam sind. Die metallischen Spaltprodukte schlagen sich zunächst fast ausschließlich in den kälteren Bereichen des Cores und der Reflektoren nieder und werden nur in geringem Maße vom Kühlgas mitgeführt.

Da der Reaktordruckbehälter bereits entlastet, d.h. drucklos ist, kann nur noch durch Expansion des verbleibenden Heliums im Primärkreis infolge der zunächst stattfindenden Aufheizung ein geringer Kühlgasstrom ins RSG gelangen. Nach 2-3 Tagen kühlt sich der Primärkreis jedoch bereits wieder ab, so daß dann kein weiterer Spaltprodukttransport ins RSG erfolgt. Die ins RSG gelangten Spaltprodukte werden fast vollständig durch die Filteranlage zurückgehalten, so daß auch in diesem Fall nur eine vergleichsweise geringe Umgebungsbelastung auftritt.

5. Sicherheitskonzept des HTR-100

Wenn ich hier die Sicherheitskonzeption des HTR-500 vorstellen durfte, so möchte ich auch einige Ausführungen zum HTR-100 machen. Dieser Kleinreaktor, der von BBC/HRB für besondere Anwendungen z.B. in der Industrie oder für sog. Drittländer angeboten wird, basiert verstärkt auf den Prinzipien des AVR sowie auf der bewährten THTR-Technologie (Abb. 5).

Kennzeichnend für das Konzept des HTR-100 ist die integrierte Anordnung aller Primärkreiskomponenten in einem Reaktordruckbehälter aus Stahl, der Kugelbettreaktor mit Aufwärtsströmung des Kühlgases zu dem oberhalb des Reaktorkerns angeordneten Dampferzeuger sowie Regelung und Schnellabschaltung durch Reflektorstäbe. Die in den Reaktorkern hineinragenden Reflektornasen ermöglichen eine erhöhte Leistungsdichte, ohne für die Abschaltung Kernstäbe verwenden zu müssen. Zur Langzeitabschaltung werden kleine Absorberkugeln in Kanäle der Reflektornasen eingebracht.

Der Reaktor hat eine mittlere Leistungsdichte von 4.2 MW/m³. Der Reaktorkern wird bei einem Druck von 70 bar vom Kühlgas Helium aufwärts durchströmt, das eine Dampferzeugereintrittstemperatur von 700°C erreicht. Unter normalen Betriebsbedingungen übertragen die 3 Sektionen des Dampferzeugers, von denen jede direkt an ein Gebläse angeschlossen ist, 260 MW an den Sekundärkreislauf.

5.1 Abschaltkonzept

Die Reaktorabschaltung erfolgt bei normalen und gestörten Betriebsbedingungen durch die Reflektorstäbe, die im Anforderungsfall automatisch durch Schwerkraft in senkrechte Bohrungen im Seitenreflektor einfallen.
Nach einer Reaktorschnellabschaltung wird der Kern abgekühlt. Dieser Zustand kann mindestens 20 Stunden lang aufrechterhalten werden. Die Langzeitabschaltung erfolgt von Hand. Hierzu werden die kleinen Absorberkugeln durch Schwerkraft in die Kanäle in den Reflektornasen gefüllt. Die kleinen Absorberkugeln aus Borgraphit werden bei Wiederanfahren der Anlage pneumatisch in die Zugabebehälter zurückgeführt.

5.2 Nachwärmeabfuhrkonzept

Bei einer Reaktorabschaltung wird die Wärme aus dem Kern wie unter normalen Betriebsbedingungen an den Dampfkreislauf übertragen. Zur Nachwärmeabfuhr genügt eine Dampferzeuger/Gebläseeinheit. Die 3 x 100 % Kapazität des Nachwärmeabfuhrsystems stellt sicher, daß der Primärkreislauf ebenso wie der Sicherheitsbehälter aus Stahl unter allen Umständen mit hoher Zuverlässigkeit gekühlt werden.

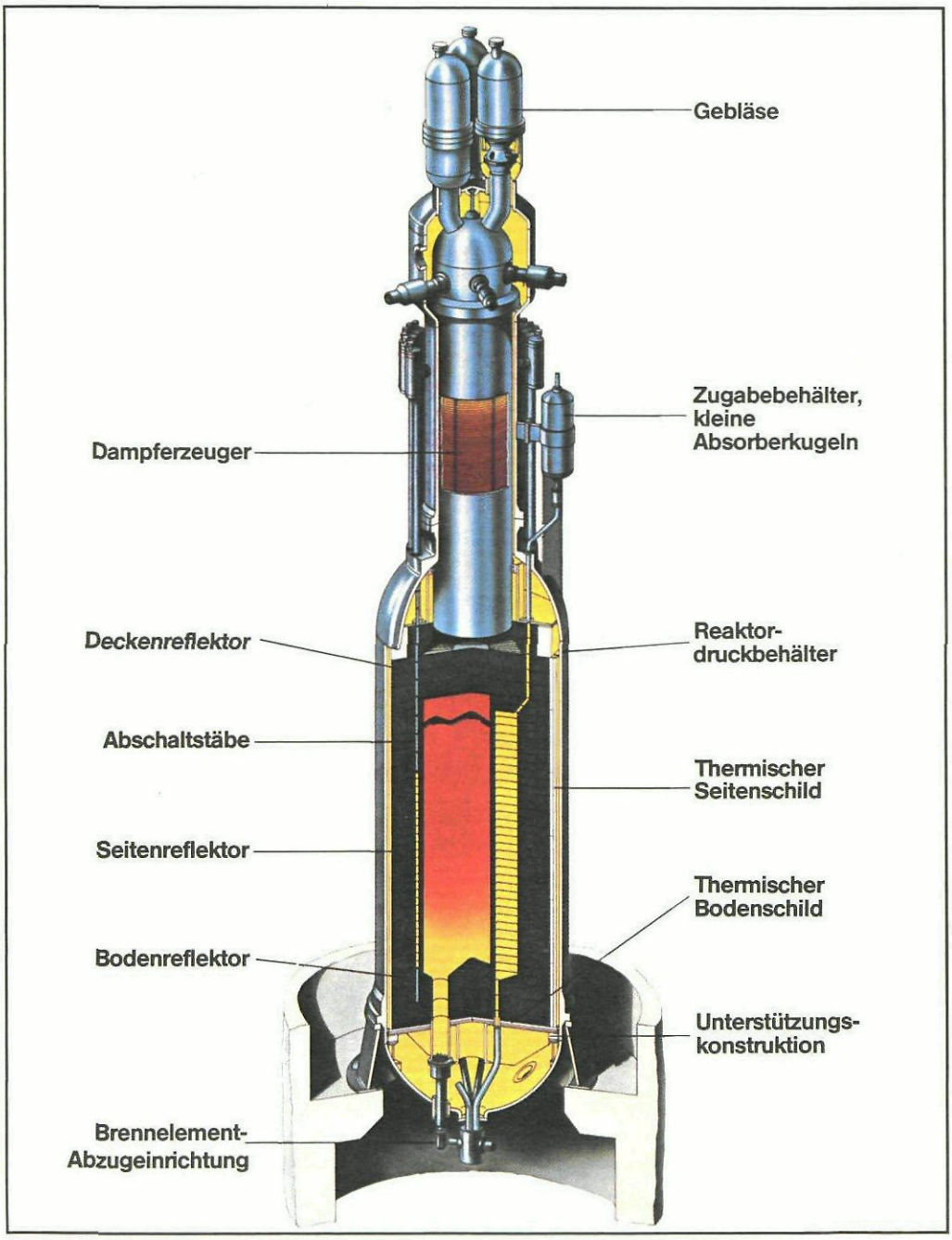


Abb. 5:
HTR-100, Reaktordruckbehälter mit Einbauten

Selbst im hypothetischen Fall eines völligen Versagens des Nachwärmeabfuhrsystems kann die Nachwärme auch ausschließlich durch Abstrahlung, Leitung und Konvektion vom Reaktordruckbehälter an ein außenliegendes Betonkühlsystem abgeführt werden, das durch natürliche Konvektion inhärent sicher arbeitet.

5.3 Aktivitätseinschlußkonzept

Während des Normalbetriebes beträgt die Strahlenbelastung der Umgebung weniger als 1 mrem/a.

Bei Störfällen bleibt die Strahlenbelastung der Umgebung ebenfalls weit unter den zulässigen Werten. Primärgasleckagen bis zu einer Leckgröße von 2 cm^2 werden über ein Filtersystem und den Kamin kontrolliert an die Umgebung abgegeben. Große Leckagen werden bis zum Druckausgleich direkt über Kamin abgegeben. Die Umgebungsbelastung ist dabei äußerst gering (kleiner 10 mrem Schilddrüsendosis).

Ein störfallbedingter Wassereinbruch in den Primärkreislauf führt zu einem Ansprechen des Überdruckventils des Reaktordruckbehälters. Die Aktivitätsfreisetzung an die Umgebung bleibt dabei ebenfalls weit unterhalb der zulässigen Werte der Strahlenschutzverordnung für Auslegungsstörfälle.

Sicherheitstechnisch gibt es keine markanten Unterschiede zwischen HTR-100 und HTR-500.

Für größere Leistung ab 300 MWe ist selbstverständlich das Konzept des HTR-500 die wesentlich wirtschaftlichere Lösung bei gleicher Sicherheit und praktisch identischem Anlagenrisiko. Die Stromgestehungskosten des HTR-500 sind vergleichbar mit denen großer LWRs.

Die Wirtschaftlichkeit des HTR-500 kann durch Kopplung von 2 Reaktoren zu einer Doppelblockanlage noch weiter erhöht werden. Damit sind wir in der Lage, standardisierte, wirtschaftliche und extrem sichere HTRs für den Leistungsbereich zwischen 100 und 1000 MWe anzubieten.

6. Schlußbemerkung

Dargestellt wurden im einzelnen die Sicherheitskonzepte des HTR-500 und des HTR-100, insbesondere die Maßnahmen der Störfallvorsorge, durch die eine unzulässige Freisetzung von Radioaktivität sicher verhindert wird.

Die Sicherheitskonzeption baut auf Erfahrungen des AVR und THTR auf, wobei auch die HTR-spezifischen Sicherheitseigenschaften weitgehend genutzt werden.

7. Literatur

[1] KFA-ISF
Zum Störfallverhalten des HTR-500
Eine Trendanalyse
Jül-Spez. 220, Sept. 1983

[2] W. Wachholz, HRB-Mannheim,
Sicherheitskonzepte des HTR-500,
Fachsitzung: Jahrestagung Kerntechnik '84, Frankfurt, 1984

Risikoanalyse des HTR-500

W. Kröger

Institut für Nukleare Sicherheitsforschung der Kernforschungsanlage Jülich GmbH

1. Einführung

Die Basis der Ausführungen ist eine Ausarbeitung des Instituts für Nukleare Sicherheitsforschung mit dem Titel 'Trendanalyse zum Störfallverhalten des HTR-500'[1,2]. Der Begriff 'Risikoanalyse' schien angesichts des relativ geringen Aufwandes von schätzungsweise 3 bis 4 Mannjahren und des geringen Detaillierungsgrades der technischen Unterlagen überzogen und mißverständlich zu sein. Die Ergebnisse der Untersuchungen sind in den Jül-Spez-Berichten 220 zusammenfassend und 240 vertiefend vorgestellt.

Die analysierte Anlage soll nur insoweit vorgestellt werden, wie es ergebnisbeeinflussende Unterschiede zu den Ausführungen der HRB zum Sicherheitskonzept des HTR-500 erforderlich machen oder es der Klarstellung dient (Abb. 1):

- Es wurde von einer thermischen Reaktorleistung von 1250 MWth und einer Leistungsdichte von 6 MW/m³ sowie 8 Primärkreislaufloops ausgegangen.
- Als maximal zulässige Ausfallzeit wurden für das System zur Nachwärmeabfuhr 5 h und zur Linerkühlung 10 h konservativ angenommen.
- Wegen des fehlenden Gesamtkonzeptes für Handmaßnahmen bzw. für die Stellung der Gebläseabsperrklappen bei verschiedenen Störfallsituationen wurde konservativ bei allen Kernaufheizstörfällen von abgesperrten Primärkreislaufloops ausgegangen.
- Wegen nicht festgelegter Auslegung der Sicherheitsventile am Reaktordruckbehälter wurde unterstellt, daß sie nach Ansprechen während einer Kernaufheizung nicht wieder schließen. Sie entlasten den Primärkreislauf ins Reaktorschutzgebäude.

Die Ausführungen gliedern sich entsprechend den Schritten einer probabilistischen Risikoanalyse in vier Punkte:

- Methodik und anlagentechnische Untersuchungen (Zielgrößen: Freisetzungshäufigkeiten),

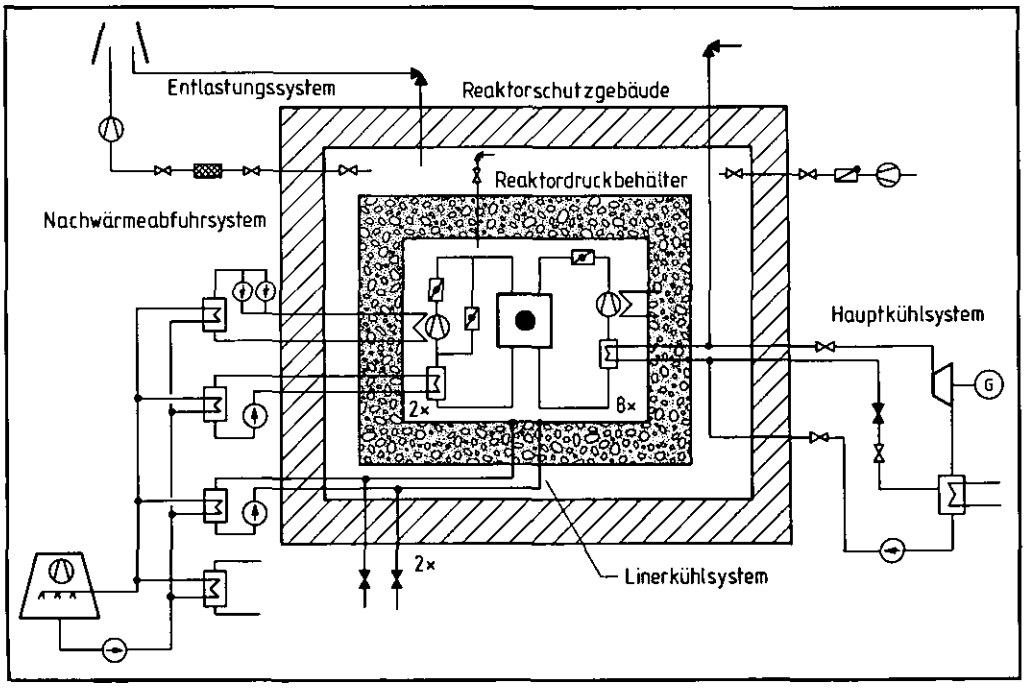


Abb. 1:
Vereinfachte Übersicht über sicherheitstechnisch wichtige Systeme des HTR-500 (1250 MWth, 6 MW/m³)

- Physikalische/chemische Vorgänge mit Spaltproduktfreisetzung und -transport (Werte für Freisetzung in die Umgebung),
- Schadens/Risikoermittlung und Einfluß von Schutz- und Gegenmaßnahmen (Charakteristische Schadens- und Risikogrößen),
- Unsicherheiten und Ausblick auf zukünftige Arbeiten.

2. Methodik und anlagentechnische Untersuchungen

Die HTR-500-Analyse benutzte für die anlagentechnischen Untersuchungen im wesentlichen Methoden und Daten, wie sie für die PSH-Studie[3] entwickelt worden sind. Sie ist also in einem Zusammenhang zu sehen, den eine Chronologie der probabilistischen Sicherheitsanalysen verdeutlicht (Abb. 2).

Wichtigstes Element der anlagentechnischen Untersuchungen sind Ereignis- und Fehlerbäume (Tab. 1).

Leistung und Leistungsdichte sowie andere Auslegungsmerkmale des HTR-500 lassen darauf schließen, daß dessen Risiko von Ereignisabläufen mit Kernaufheizung bestimmt wird. Dabei können temperaturbedingt so große Teile des Kerninventars an Spaltprodukten freigesetzt werden, daß andere Inventare (Ablagerungen auf Oberflächen des Primärkreislaufs, oder an Staub und erst recht die Kühlgasaktivität) deutlich dahinter zurückbleiben.

Als auslösende Ereignisse für solche Abläufe mit Kernaufheizung dominieren Transienten mit gestörter Nachwärmeabfuhr, die besonders detailliert betrachtet wurden.

Im übrigen unterscheidet sich die Methodik nur in einem Punkt wesentlich von der in Deutschland üblichen, nämlich in der Behandlung abhängiger Ausfälle. Dieser aus heutiger Sicht[4] sicher zu konservative Ansatz eines β-Faktors von 10 % wurde auch gewählt, um in der Planungsphase des Projektes keine zu optimistischen Werte für die Systemfunktion entstehen zu lassen; außerdem galt es, den vergleichsweise geringen Tiefgang der Fehlerbäume – Abhängigkeiten auf der Ebene der Versorgungs/Hilfssysteme konnten nicht geprüft werden – zu kompensieren.

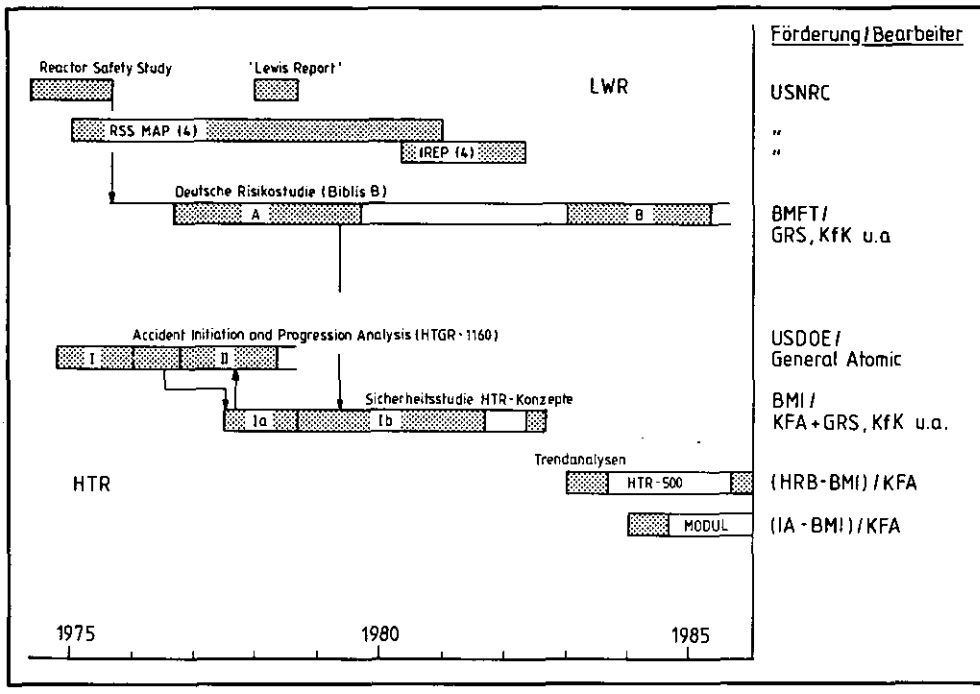


Abb. 2: Chronologie staatlich geförderter probabilistischer Sicherheitsanalysen für LWR und HTR in den USA und der Bundesrepublik Deutschland. Insgesamt liegen weltweit etwa 25-30 Risikostudien für Kernkraftwerke vor.

Tab. 1: Für anlagentechnische Untersuchungen benutzte Methoden

Ereignisablauf- und Zuverlässigkeitsanalyse	Ereignis/Fehlerbäume (RISA/RALLY), Versorgungs/Hilfssysteme unberücksichtigt
Zuverlässigkeitskenngrößen	
– unabhängige Ausfälle	Typunabhängige Komponenten (ergebnisbestimmend) wie DRS A
	HTR-spezifische Komponenten aus Erfahrungen mit gasgekühlten Reaktoren (ca. 600 Reaktor-Jahre)
– abhängige Ausfälle	β-Faktor-Methode, aber 10% Durchschnittswert für Bereitschaftskomponenten 2% für Betriebskomponenten 1% für Ansteuerung
Personalhandlungen	
– geplant zur Störfallbeherrschung – zur Folgeneindämmung u.a.	Schätzwerte nach 'Swain-Handbuch' (konservativ) vernachlässigt
Ergebnisdarstellung	Erwartungswerte ohne Unsicherheitsfaktoren

Aus früheren HTR-Studien weiß man, daß Lecks am Primärkreislauf und auch am Dampferzeuger als auslösende Ereignisse von vergleichsweise geringer Risikorelevanz sind. Das gilt sowohl für die sich unmittelbar anschließenden Ereignisse wie Druckentlastung, Luft- und Wassereinbrüche als auch für ihre weiteren Verkettungen bis hin zur Kernaufheizung, die im wesentlichen gleich abläuft, aber eine deutlich geringere Eintrittshäufigkeit hat.

Die für das Risiko wichtigsten Ereignisabläufe mit Kernaufheizung können wegen ihrer Ähnlichkeit in

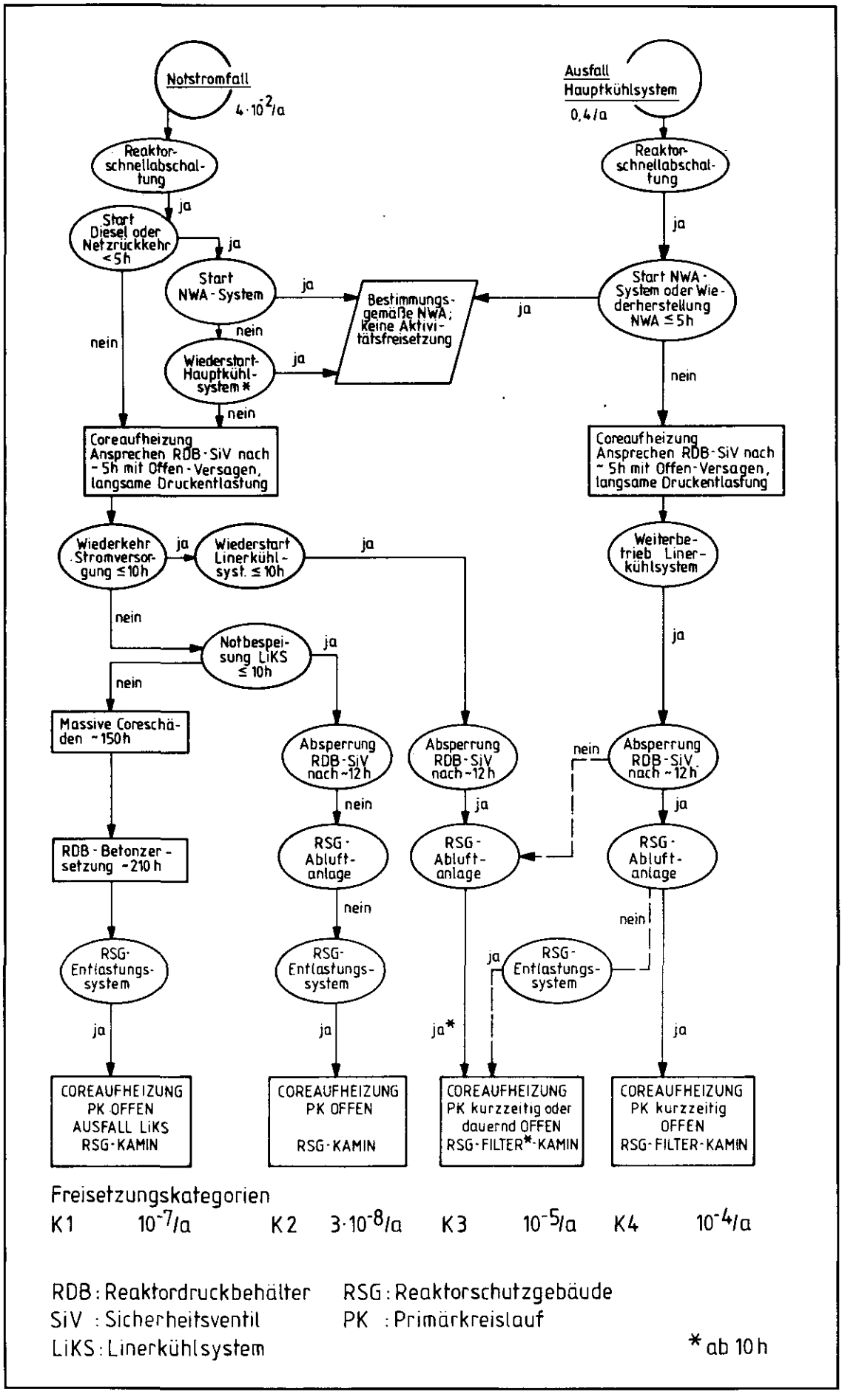


Abb. 3: Ereignisabläufe mit Kernaufheizung als Hauptbeiträge zu den Freisetzungskategorien des HTR-500

vier Gruppen bzw. Kategorien eingeteilt werden. Unterscheidungsmerkmale sind:

- Die Integrität der Brennelemente bei unterschiedlicher Kühlung des Kerns.
- Die Integrität des Primärkreislaufs; kurzfristig durch das Verhalten des Entlastungssystems und langfristig durch die Kühlung des Reaktordruckbehälters aus Spannbeton.
- Die Funktion des Reaktorschutzgebäudes, auslegungsgemäß mit gefilterter Abluftführung.

Tab. 2: Erwartungswerte für die Häufigkeit auslösender Ereignisse und die Nichtverfügbarkeit wichtiger Systeme

EINTRITTSHÄUFIGKEITEN	pro Reaktorjahr
Ausfall Hauptkühlsystem	0,4/a
Notstromfall	$4 \cdot 10^{-2}$/a
Mittleres Dampferzeugerleck	$9 \cdot 10^{-2}$/a
Größeres Primärkreislaufleck	10^{-5}/a
SYSTEMNICHTVERFÜGBARKEITEN	**pro Anforderung**
Reaktor-Schnellabschaltsystem	$<10^{-5}$
Notstromanlage	$2 \cdot 10^{-3}$
Nukleares Nebenkühlwassersystem (NWA-Betrieb)	$5 \cdot 10^{-6}$
NWA-System incl. Zwischenkühlkreislauf	$2 \cdot 10^{-4}$
Linerkühlsystem	
Betrieb / Wiederstart	$4 \cdot 10^{-6}$ / $5 \cdot 10^{-2}$
Notbespeisung	$5 \cdot 10^{-2}$
Versagen RDB-SiV in Offenstellung	1
Nichtabsperren des Entlastungspfades	10^{-2}
RSG-Abschluß nach Primärkreisleckage > 5kg Helium/s	10^{-4}
- Zuluft Drosselung bzw. Absperr.	10^{-5}
- Abluftanlage mit Gebläse	10^{-3}
- Entlastungssystem	10^{-2} Nicht öffnen 10^{-3} Nicht schließen

Kernaufheizstörfälle mit der größten Eintrittshäufigkeit, aber vergleichsweise geringen Freisetzungen werden durch den Ausfall des Hauptkühlsystems ausgelöst (Abb. 3, Kernaufheizkategorie K 4). Zur Abfuhr der Nachwärme aus dem abgeschalteten Reaktor wird das NWA-System automatisch gestartet. Sollte es versagen und eine Inbetriebnahme einschließlich Herbeiführung primärgasseitiger Naturkonvektion innerhalb von 5 Stunden nicht gelingen, heizt sich der Reaktor über seine Auslegungsgrenzen hinaus auf. Der Primärkreislaufdruck steigt bei geschlossenen Gebläseabsperrklappen innerhalb der 5 Stunden bis zum Ansprechdruck des ersten Sicherheitsventils an. Das als defekt angenommene Ventil kann von der Warte aus abgesperrt werden; als Zeitbereich dafür wurden 7 Stunden angesetzt. Das in dieser Zeit ausströmende Helium passiert die Filteranlage und gelangt über den Kamin in die Umgebung. Die Menge freigesetzter Spaltprodukte ist relativ gering. Die größten Freisetzungswerte ziehen Ereignisabläufe nach sich, die den Ausfall des Linerkühlsystems und die thermische Beschädigung des Reaktordruckbehälter-Betons mit einschließen (K 1, linke Kette). Als auslösendes Ereignis dominiert der Notstromfall.

Für die Eintrittshäufigkeit der genannten Ereignisabläufe sind die Nichtverfügbarkeit der Systeme zur Nachwärmeabfuhr und zur Kühlung des Liners von ausschlaggebender Bedeutung, die errechneten Werte sind in Tab. 2 zusammengestellt und liegen in dem für Systeme dieser Art üblichen Rahmen.

Den Einfluß der Modellierung abhängiger Ausfälle auf die Nichtverfügbarkeit des NWA-Systems verdeutlicht Abb. 4. Ausfälle mehrerer Komponenten aufgrund gemeinsamer Ursachen bestimmen den Wert zu 75 %; ein im Vergleich zu anderen Risikoanalysen absolut unüblich hoher Anteil. 17 % der Nichtverfügbarkeit gehen auf fehlerhafte Personalhandlungen zurück und nur 8 % resultieren aus unabhängigen Komponentenausfällen. Hier zeigt sich ein erhebliches Potential für verbesserte Methoden und Daten in zukünftigen Analysen.

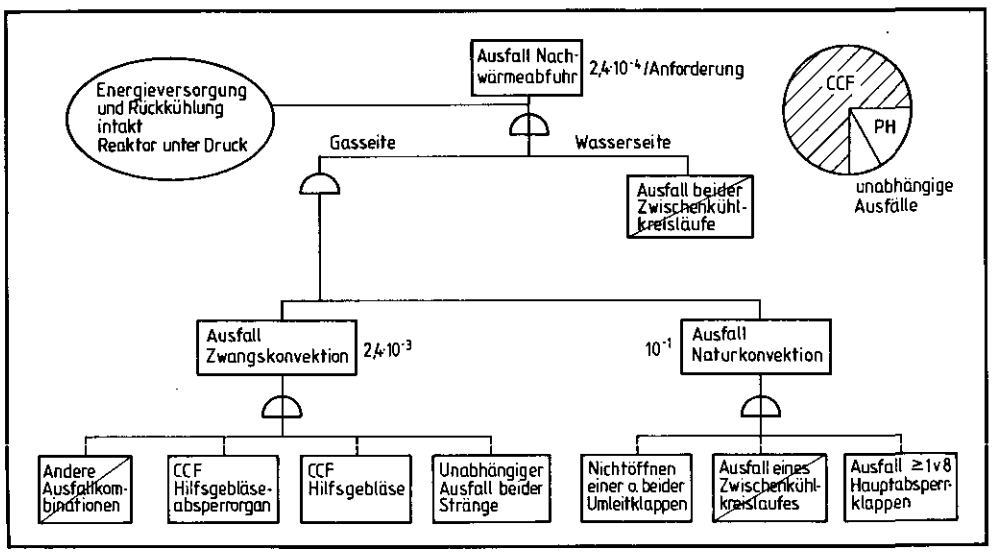


Abb. 4: Nichtverfügbarkeit des HTR-500-Nachwärmeabfuhrsystems bei Anforderung und Anteile von abhängigen (CCF) und unabhängigen Ausfällen sowie Personalhandlungen (PH)

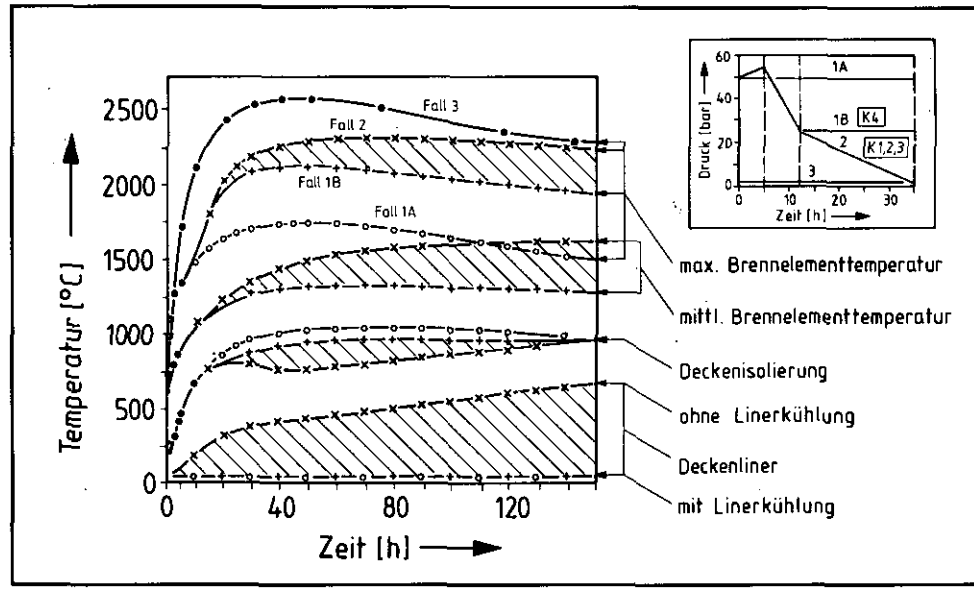


Abb. 5:
Temperaturtransienten bei Kernaufheizstörfällen mit und ohne Linerkühlung bei verschiedenen Druckniveaus

Die vier Kernaufheizkategorien wurden mit ihren Eintrittshäufigkeiten und den Anteilen verschiedener auslösender Ereignisse zusammengefaßt.

Die Analyse von Wassereinbruchstörfällen beschränkt sich auf die Folgen mittlerer Dampferzeugerlecks mit größeren Schäden an einem Heizrohr bis hin zum vollständig versetzten Abriß, die zugleich relativ häufig und für typische Abläufe repräsentativ sind. Auslegungsgemäß wird der Störfall über die Feuchtedetektion, die Reaktorschnellabschaltung, das Absperren und Entlasten aller Dampferzeuger und die Nachwärmeabfuhr beherrscht. Als für das Risiko am wichtigsten haben sich Störfallketten erwiesen, bei denen durch Nichtschließen der Dampferzeuger-Entlastung eine Verbindung zwischen Primärkreislauf und Umgebung über das Dampferzeugerleck, die Kondensatorentgasung und den Kamin entsteht. Folge ist eine Druckentlastung des Primärkreislaufs direkt in die Umgebung; allerdings werden durch Betrieb der Helium-Reinigungsanlage 90 % des Kühlgases kontrolliert abgezogen (K6).

Primärkreislauflecks sind konstruktiv auf maximal 33 cm^2 begrenzt, ihre Folge wäre eine vollständige Druckentlastung, wobei etwa die Hälfte des Heliuminventars über den Kamin in die Umgebung abgegeben wird. Nach dem Wiederschließen des Entlastungspfades wird über die Abluftanlage der Unterdruck im Reaktorschutzgebäude wiederhergestellt. Aus einem Ausfall der Abluftanlage oder Nichtschließen des Entlastungssystems resultierten keine höheren Umgebungsbelastungen (K5). Zur Nachwärmeabfuhr reicht ein Strang des Systems mit Zwangskonvektion aus.

3. Physikalische/chemische Vorgänge mit Spaltproduktfreisetzung und -transport

Für die Temperaturverläufe bei Ausfall der Nachwärmeabfuhr ist das Druckniveau im Primärkreis von Bedeutung. Der in Abb. 5 enthaltene Fall 2 ist repräsentativ für die Kernaufheizkategorien K 1, 2, 3; Fall 1 B für K 4. Die Fälle 3 und 1 A werden nur zum Vergleich

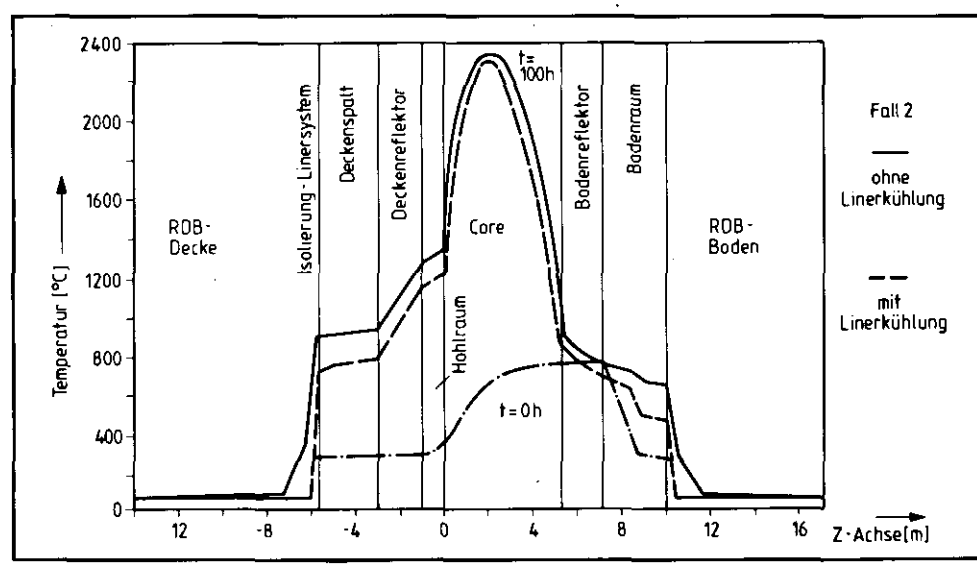


Abb. 6:
Temperaturprofil nach 100 h bei Versagen der Nachwärmeabfuhrsysteme des HTR-500

herangezogen. Die thermodynamischen Analysen wurden mit dem Programm THERMIX durchgeführt.

Die maximalen Brennelementtemperaturen bleiben bei den hier relevanten Ereignisabläufen unter 2300°C. Der Maximalwert von 2600°C wird nur erreicht, wenn der Reaktor von Anfang an druckentlastet ist. Die maximalen Brennelementtemperaturen betreffen jeweils nur einen kleinen Teil (ca. 15 %) des Reaktorkerns. Sie werden durch den Betrieb des Linerkühlsystems praktisch nicht beeinflußt. Die Funktion dieses Systems ist aber für den thermischen Schutz des Reaktordruckbehälters aus Spannbeton Voraussetzung (siehe Temperaturverteilung nach 100 Stunden in Abb. 6). Ein Versagen des gesamten Wärmeschutzsystems als Folge einer Kernaufheizung – wie es noch beim HTR-1160 der Fall war – ist für diesen Reaktor nicht zu erwarten.

Die Analysen haben auch die wichtigsten Wirksamkeitsbedingungen für die Zuverlässigkeitsanalysen bestätigt wie die zulässigen Ausfallzeiten des Nachwärmeabfuhr- und Linerkühlsystems (5 bzw. 10 Stunden) und den Redundanzgrad der Systeme.

Zwischen Temperatur und Spaltproduktfreisetzung aus dem aktiven Core besteht ein enger Zusammenhang. Für die risikorelevanten Kernaufheizstörfälle des HTR-500 bedeutet dies, daß in keinem Bereich des Reaktorkerns mit einem vollständigen temperaturbedingten Versagen der Brennstoffpartikel zu rechnen ist, und daß der größte Teil der Brennelemente in seinen Rückhalteeigenschaften für Spaltprodukte gar nicht beeinträchtigt ist.

Die Spaltproduktfreisetzung aus dem Reaktorkern ist mit dem Code FRESCO berechnet worden. Er berücksichtigt die Spaltproduktfreisetzung aus intakten und defekten Partikeln. Der herstellungs- und bestrahlungsbedingte Defektanteil wird zu $3 \cdot 10^{-4}$ angenommen, der temperaturbedingte folgt nach GOODIN in einer Treppenfunktion (ab 1350 auf 10^{-2}, ab 2000 auf 10^{-1}); defekte Partikel werden ohne Beschichtung gerechnet, Jod wie ein Edelgas, d.h. ohne Rückhaltung im Graphit, behandelt. Für metallische Spaltprodukte wird Diffusion aus dem Kern durch Beschichtung und Graphit angesetzt und über effektive Diffusionskoeffizienten beschrieben. Die Rückhaltung an kälteren Graphitoberflächen wird über Adsorptions/Desorptionsgleichgewichte berücksichtigt, und zwar mit Hilfe von Adsorptionsisothermen. Abb. 7 enthält die berechneten Werte für die Kategorien 1,2,3 als Funktion der Zeit.

Bei der Freisetzung aus dem Primärkreislauf in das Reaktorschutzgebäude (RSG) ist unterstellt worden, daß das Sicherheitsventil bei Erreichen des kritischen Druckes von 55 bar nach etwa 5 h öffnet und die Spaltprodukte ständig homogen im Kühlgas vermischt sind. Der Anteil der ins RSG gelangenden Spaltprodukte ist somit nur abhängig von der Freisetzung aus dem Core und der Ausströmrate; konservativ unberücksichtigt bleibt, daß sich Spaltprodukte an kälteren Graphit- oder Metalloberflächen im restlichen Primärkreislauf ablagern können. Die Konservativität dieser Annahme gilt es durch zukünftige Arbeiten zu überprüfen.

Das Verhalten von Spaltprodukten im RSG, dessen Ziel nicht der gasdichte Einschluß, sondern die gefilterte Abgabe ist, wird über ein einfaches Einraummodell beschrieben. Es unterstellt die gleichmäßige Verteilung und berücksichtigt Ablagerung, Leckage und das Einströmen ins RSG. Als Wirkungsgrade der Filter werden 99,99 für Jod bzw. 99,9 für Cäsium und Strontium angesetzt.

Aus dieser Modellierung und den Annahmen heraus läßt sich eine Momentaufnahme der Spaltproduktverteilung in verschiedenen Bereichen des Reaktors erstellen (Abb. 8 für K1). Infolge erhöhter Diffusion durch intakte Brennstoffpartikel haben Cäsium und Strontium zu einem Großteil (43 % bzw. 39 %) die Brennstoffzone verlassen, werden aber durch den

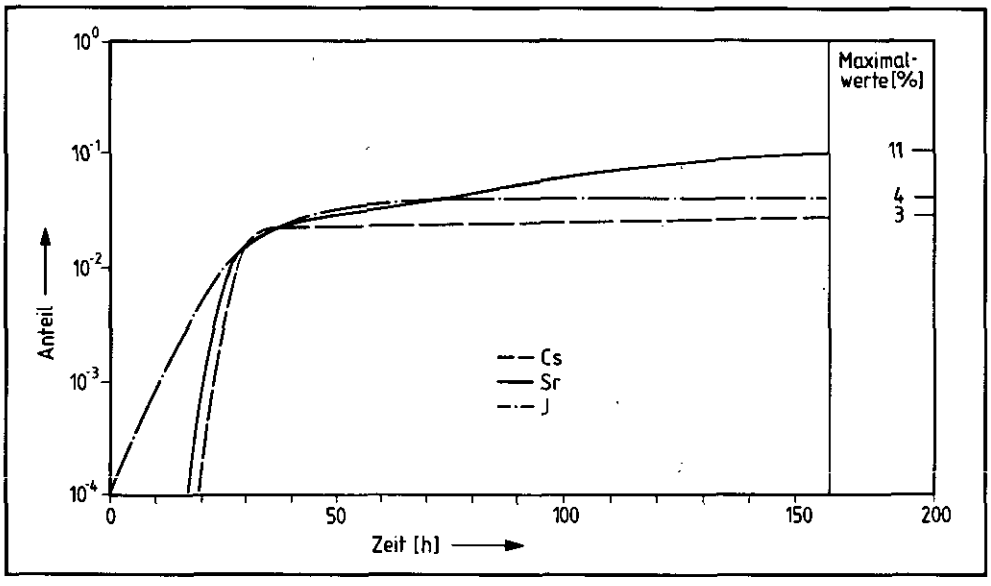


Abb. 7: Spaltproduktfreisetzung in den Primärkreislauf bei den Kernaufheizkategorien 1,2,3

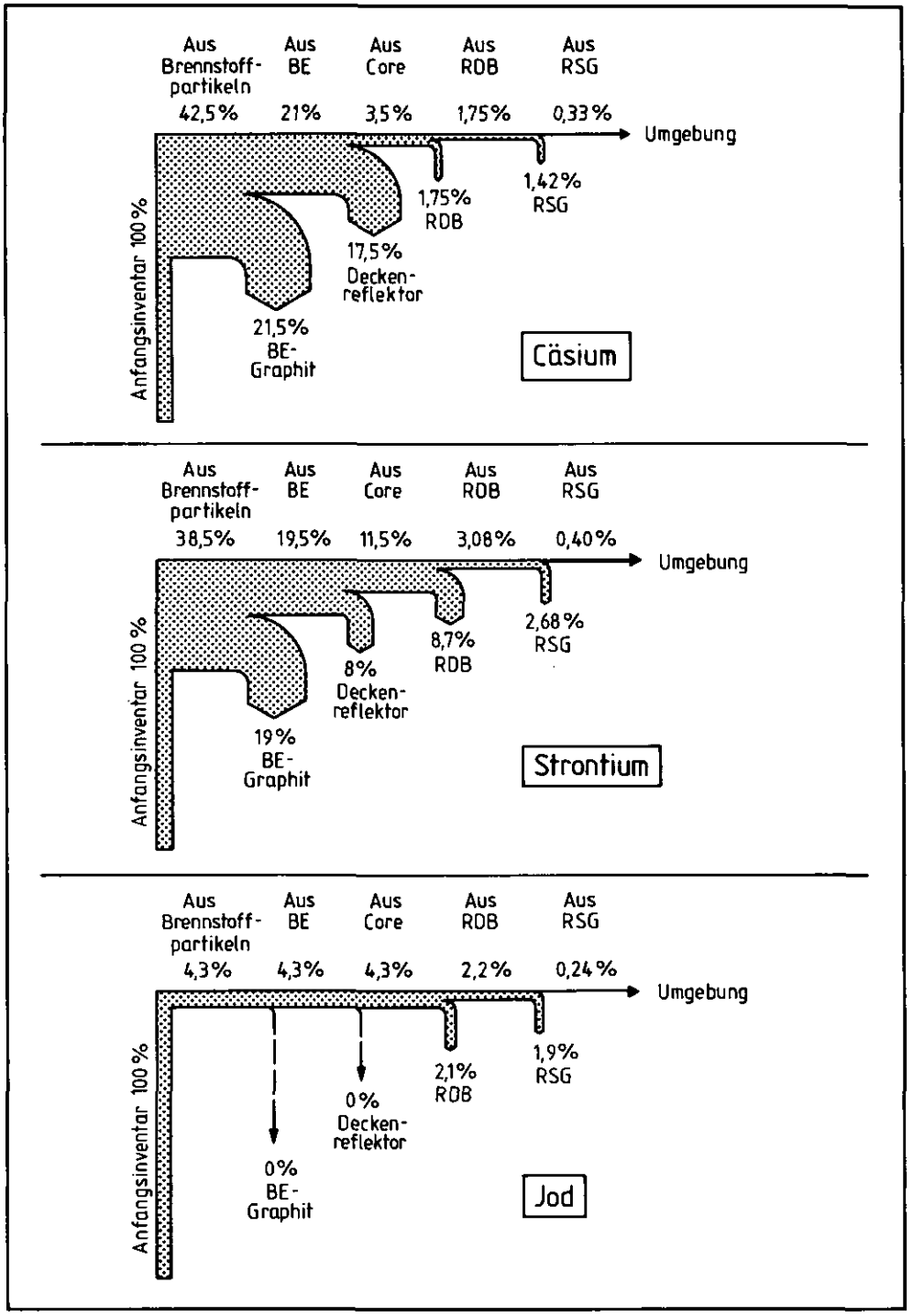


Abb. 8:
Kumulierte Anteile des Inventars wichtiger Radionuklide nach 200 h in verschiedenen Anlagenbereichen bzw. der Umgebung bei einer Kernaufheizung mit offenem Primärkreislauf (K 1)

Brennelement- und Deckenreflektorgraphit zu einem erheblichen Teil zurückgehalten (39 % bzw. 27 %); dem Primärkreislauf und dem Reaktorschutzgebäude kommt nur eine geringe Rückhaltefunktion zu. Bei Jod ist im Gegensatz dazu eine verbesserte Rückhaltung in den Brennstoffpartikeln (keine erhöhte Diffusion aus intakten Partikeln, geringer temperaturbedingter Partikelbruch) festzustellen; die Rückhaltung durch Graphit ist allerdings vernachlässigbar.

Die beschriebenen Vorgänge decken den Zeitbereich bis etwa 8 Tage nach Störfallbeginn ab. Für Kernaufheizstörfälle mit Ausfall des Linerkühlsystems (K1) besteht danach allerdings noch die Gefahr eines späten Freisetzungsschubes. Wichtigstes Phänomen ist das großflächige Versagen der Linerisolierung und der damit verbundenen Wasserdampffreisetzung aus dem sich thermisch zersetzenden Beton des Reaktordruckbehälters. Das Versagensmodell ist zu einfach und vermutlich zu konservativ. Die einzelnen Annahmen lassen sich wie folgt zusammenfassen:

- Wasserdampf (4 t/h) tritt gleichmäßig aus Kaverneninnenfläche aus; 95,5 % gelangen ungehindert *an die graphitischen Reflektorflächen.*
- Wo Korrosion stattfindet (berechnet mit REACT/THERMIX), werden abgelagerte Spaltprodukte spontan freigesetzt.
- 10 % des Deckenreflektors betroffen, zu einstündiger Freisetzung von $4 \cdot 10^{-4}$ Ci Cs-137, $2 \cdot 10^{-4}$ Ci Sr-90 etc. zusammengefaßt.

Die Ergebnisse der anlagentechnischen Untersuchungen und der Spaltproduktfreisetzung sind in Tab. 3 zusammengestellt. Die freigesetzten Anteile des Kerninventars können maximal im Prozentbereich liegen, die zugehörige Freisetzungshäufigkeit ist mit ca. 10^{-7}/a extrem klein (K1). Der Ausfall des Nachwärmeabfuhrsystems zieht bei ansonsten auslegungsgemäß funktionierenden Sicherheitseinrichtungen nur relativ geringe radioaktive Freisetzungen nach sich (K4).

4. Schadens/Risikoermittlung und Einfluß von Schutz- und Gegenmaßnahmen

Die Schäden und das zugehörige Risiko sind mit dem Rechenprogramm UFOMOD berechnet worden, das für die Phase A der Deutschen Risikostudie erstellt und inzwischen bis zur Version B04 weiterentwickelt worden ist. Es rechnet die:

- Ausbreitung von Spaltprodukten in der Atmosphäre und Ablagerungsprozesse,
- potentielle Dosen,
- Schutz- und Gegenmaßnahmen sowie
- Erwartungsdosis und gesundheitliche Schäden.

Die Bevölkerungsdichte wird bis zu einem Radius von 80 km entsprechend der Wohnstatistik standortspezifisch berücksichtigt; von 80 bis 540 km werden durchschnittliche (250 Einwohner/km²) und bis 2500 km reduzierte Bevölkerungsdichten angenommen. Für 'Frühschäden' gibt es einen Schwellwert (7 Tage-Knochenmark-Dosis $\leq$ 100 rad). Für 'Spätschäden' wird eine lineare Dosis-Risiko-Beziehung ohne Schwellwert angenommen, woraus, zusammen mit der Standortmodellierung, eine Überbetonung der Spätschadensproblematik herrührt. Die berücksichtigten Schutz- und Gegenmaßnahmen und ihre Zuordnung zu Gebieten bzw. Kriterien sind in Tab. 4 zusammengestellt.

Die mit UFOMOD B03 für mittlere Standortverhältnisse berechneten Schadens- und Risikozahlen weisen für keinen Fall 'Frühschäden' aus (Tab. 5); Evakuierungsmaßnahmen sind zu ihrer Vermeidung ebenso wenig erforderlich wie die schnelle Umsiedlung. Das Problem großflächiger Bodenkontamination ist weitgehend gebannt.

KATEGORIE Nr.	Beschreibung	HÄUFIGKEIT pro Jahr	ZEIT Stunden	IN UMGEBUNG KUMULIERT FREIGESETZTER ANTEIL DES CORE-INVENTARS Kr-Xe ($1{,}3\cdot10^{8}$)	J ($1{,}7\cdot10^{8}$)	Cs ($9\cdot10^{6}$)	Sr-Ba ($1{,}8\cdot10^{8}$)	Te-Sb ($4{,}6\cdot10^{7}$)
K1	COREAUFHEIZUNG PK OFFEN AUSFALL LiKS RSG-KAMIN	10^{-7} Anteil NF ca.100%	5-35 -200 > 200*	$1{,}4\cdot10^{-2}$ $2{,}2\cdot10^{-2}$ $2{,}2\cdot10^{-2}$	$2{,}4\cdot10^{-3}$ $2{,}4\cdot10^{-3}$ $2{,}4\cdot10^{-3}$	$3{,}3\cdot10^{-3}$ $3{,}3\cdot10^{-3}$ -10^{-2}	$3{,}9\cdot10^{-3}$ $4\cdot10^{-3}$ $-8\cdot10^{-3}$	$2{,}4\cdot10^{-3}$ $2{,}4\cdot10^{-3}$ $2{,}4\cdot10^{-3}$
K2	COREAUFHEIZUNG PK OFFEN RSG-KAMIN	$3\cdot10^{-8}$ NF ca.100%	5-35 > 35	$1{,}4\cdot10^{-2}$ $2{,}2\cdot10^{-2}$	$2{,}4\cdot10^{-3}$ $2{,}4\cdot10^{-3}$	$3{,}3\cdot10^{-3}$ $3{,}3\cdot10^{-3}$	$3{,}9\cdot10^{-3}$ $5{,}8\cdot10^{-3}$	$2{,}4\cdot10^{-3}$ $2{,}4\cdot10^{-3}$
K3	COREAUFHEIZUNG PK kurzzeitig oder dauernd OFFEN RSG-FILTER (ab 12h)-KAMIN	10^{-5} NF 90%	5-12 -35 > 35	$3\cdot10^{-4}$ $1{,}4\cdot10^{-2}$ $2{,}2\cdot10^{-2}$	10^{-4} 10^{-4} 10^{-4}	10^{-5} $1{,}5\cdot10^{-5}$ $1{,}5\cdot10^{-5}$	$1{,}1\cdot10^{-5}$ $3{,}9\cdot10^{-5}$ $3{,}9\cdot10^{-5}$	10^{-4} 10^{-4} 10^{-4}
K4	COREAUFHEIZUNG PK kurzzeitig OFFEN RSG-FILTER-KAMIN	10^{-4} AHK 85%	5-12	$4\cdot10^{-4}$	$2\cdot10^{-8}$	/	/	$2\cdot10^{-8}$
K5	DRUCKENTLASTUNG COREKÜHLUNG RSG-KAMIN	10^{-5}	0-5	$3{,}3\cdot10^{-6}$	** $3\cdot10^{-9}$	/	/	/
K6	WASSEREINBRUCH COREKÜHLUNG LECK-KAMIN	$5\cdot10^{-6}$	0-35	$3{,}3\cdot10^{-7}$	$5{,}9\cdot10^{-9}$	$6{,}1\cdot10^{-6}$	$1{,}1\cdot10^{-8}$	/

* Bei den Angaben handelt es sich um erste grobe Näherungen
** 0,2 Ci J-131 ; 0,7 Ci J-133
NF = Notstromfall AHK = Ausfall Hauptkühlsystem

Tab. 3: Freisetzungskategorien mit Freisetzungswerten

Bereiche / Schutz- und Gegenmaßnahmen	Gebiet "A" Kreis r = 2.4 km + 30° Sektor mit r = 8 km	"B" D_{EB}^{KM} (7 d) ≤ 100 rad	"C" D_{EB}^{GK} (30 a) ≤ 250 rad	"D" D_{EB}^{GK} (30 a) ≤ 25 rad	"D_2" bis Rechengrenze	Zeitbereich der Maßnahme	Zweck der Maßnahme ist Vermeidung von...
Information und Vorbereitung (Anlaufphase) Aufsuchen Gebäude	X	X (B_1)				0-2 h	Frühschäden durch Wolken- und Bodenstrahlung
	mittl. Abschirmfaktor: 0,25 für Bodenstrahlung						
Aufenthalt in Häusern	X	X (B_1)				ab 2 h	"
Evakuierung Schnelle Umsiedlung	X (Fahrzeit 1,5 h)	X				2-14 h nach 14 h	Frühschäden durch Bodenstrahlung
		(Fahrzeiten nach Bevölkerungsdichte)					
Umsiedlung Dekontamination			X	X Deko-Faktor 10		ab 30 d-1a ab 30 d	Spätschäden durch Bodenstrahlung
Einschränkungen beim Verzehr landwirtschaft-Produkte	X	X	X	X	X	Kriterien[1)]	Spätschäden durch interne Strahlung nach Ingestion
Späte Dekontamination	X	X	X			vor Rückkehr der Bevölkerung	Spätschäden durch Bodenstrahlung

Tab. 4: Zuordnung der Schutz- und Gegenmaßnahmen zu Gebieten bzw. zu Kriterien

[1)] z.B. Ganzkörper-Dosis > 3,3 rem in 50 Jahren für den Weide-Kuh-Milch-Pfad

Mit den vergleichsweise geringen Freisetzungswerten und günstigen Freisetzungsbedingungen entfällt also die Notwendigkeit einiger der sonst üblichen Schutzmaßnahmen; ein unmittelbares Verlassen des betroffenen Gebietes ist nicht erforderlich, allerdings ist der Schutz durch Häuser nach Alarmierung der Bevölkerung nach wie vor in Rechnung gestellt.

5. Unsicherheiten und Ausblick auf zukünftige Arbeiten

Die Analyse verdeutlicht unseres Erachtens, daß das Sicherheitskonzept des HTR-500 dem Gebot der Risikominimierung entspricht und die Sicherheitseigenschaften des Reaktors zur Systemvereinfachung nutzt. Die geschlossene probabilistische Sicherheitsanalyse hat sich als planungsbegleitendes Instrument zur Designoptimierung bewährt[5]. Die Unsicherheitsbandbreiten der Ergebnisse sind angesichts des geringen Detaillierungsgrades der technischen Unterlagen und des geringen Analyseaufwandes sicherlich noch zu groß; im Bereich der Schadens- und Risikobestimmung entfällt allerdings die Modellierung einiger akuter Notfallschutzmaßnahmen als eine Hauptquelle für Unsicherheiten.

Die Trendanalyse muß in eine umfassende Risikoanalyse überführt werden; zur Einengung existierender Unsicherheiten sind vorrangig folgende Arbeiten nötig:

- Updating der Zuverlässigkeitskenngrößen, Verbreiterung des Störfallspektrums,
- detailliertere thermodynamische Analysen (Naturkonvektion), Überprüfung der Wirksamkeitsbedingungen und der zulässigen Ausfallzeiten,

Tab. 5: Für den HTR-500 berechnete charakteristische Schadens- und Risikogrößen

Charakteristische Größe	HTR-500
Größte Frühschäden $\overline{KS}, KS_{max.}$	- / -
Größte Spätschäden $\overline{KS}, KS_{max.}$	1360 / 3110
Integrales Kollektivrisiko	
- Frühschäden	--
- Spätschäden	$4 \cdot 10^{-4}$/a
Größe der von Umsiedlung betroffenen Fläche $\overline{F}, F_{max.}$	1 / 20 km²
Anzahl davon betroffener Personen $\overline{P}, P_{max.}$	1,5 / 35 · 10³

- Handeingriffe zur Störfallbeherrschung und -folgenminderung im Langzeitbereich,
- Spaltproduktrückhaltung (Reflektor, Primärkreislauf etc.)
- Versagensmodell für Reaktordruckbehälter nach Ausfall der Linerkühlung und dadurch bedingte Spaltproduktfreisetzung.

Schließlich muß die Frage nach Wahrscheinlichkeit für Verlust der Anlage mitbeantwortet werden; nach heutigen Kenntnissen zeichnet sich dafür ein Wert nahe 10^{-5}/a ab.

6. Literatur

[1] KFA-ISF:
Zum Störfallverhalten des HTR-500
Eine Trendanalyse
Jül-Spez-220, Sept. 1983

[2] KFA-ISF:
Sicherheitstechnische Untersuchungen zum Störfallverhalten des HTR-500, Ergänzungsband mit vertiefenden Einzelbeiträgen zum Bericht
Jül-Spez-240, Jan. 1984

[3] KFA-ISF/GRS:
Probabilistische Sicherheitsstudie für HTR-Konzepte
Jül-Spez-136, Bd. 1-6, Dez. 1981

[4] R. Bongartz et al.:
Nutzung ausländischer Betriebserfahrungen zur Ableitung von Zuverlässigkeitskenngrößen – insbesondere für abhängige Ausfälle
KFA-ISF-IB-1/85, Jan. 1985

[5] W. Kröger, J. Wolters:
Experience in the Use of PRA for the Development of Safety Concepts for Advanced HTR Concepts,
IAEA-Seminar on Implications of Probabilistic Risk Assessment, Blackpool, 3/1985

Das Sicherheitskonzept des HTR-Modul, veranschaulicht am Beispiel des Wassereinbruchs in den Primärkreislauf

H. Hübel und G. Lohnert

INTERATOM GmbH, Bergisch Gladbach

1. Der Primärkreislauf

Der HTR-Modul ist ein Kugelhaufenreaktor, bei dem die günstigen inhärenten Eigenschaften eines Gas/Graphit-Systems konsequent ausgenützt werden[1].

Auf diese Weise wird ein nukleares Reaktorsystem erhalten, bei dem die klassischen Sicherheitseinrichtungen wie Nachwärmeabfuhrsysteme und diversitäre Abschaltsysteme weitgehend ihre dominierende Rolle verlieren, da alle wesentlichen Mechanismen, die eine Zerstörung bzw. eine gravierende Beschädigung der Anlage mit der Folge einer hohen Freisetzung radioaktiver Spaltprodukte in die Umgebung nach sich ziehen, durch inhärent ablaufende physikalische Vorgänge ausgeschlossen werden können. Darüberhinaus ist die Anlage so konzipiert, daß durch eine besonders günstige Anordnung von Wärmequelle und Wärmesenke eine Beschädigung von Komponenten und Systemen bei anomalem Betrieb wie bei Störfällen entweder inhärent ausgeschlossen oder weitestgehend minimiert wird. Es ist somit ersichtlich, daß die in Abb. 1 dargestellte unkonventionelle Primärkreisgestaltung, die von bisherigen Kugelhaufenreaktoren stark abweicht, hauptsächlich aus der Forderung herrührt, inhärente Sicherheitseigenschaften ausnützen zu können[2].

Fünf Merkmale sind besonders auffallend und charakteristisch für einen HTR-Modul:

- der relativ geringe Durchmesser des Kerns,
- die relativ große Höhe des aktiven Kerns,
- die Anordnung eines Flächenkühlsystems außerhalb der druckführenden Umschließung,
- das Fehlen aktiver Zusatzeinrichtungen im Primärsystem zur Abfuhr der Nachwärme,
- die versetzte Anordnung von Kern und Dampferzeuger.

Der geringe Durchmesser des aktiven Kerns von 3 m ist eine direkte Konsequenz aus der Forderung, den Reaktor nur durch frei in Reflektorbohrungen einfallende Absorber abschalten zu können.

Eine zweite wesentliche Forderung, die maximale Brennelementtemperatur bei allen Störfällen inhärent unterhalb von 1600°C zu halten, bei der nachweislich die radioaktiven Spaltprodukte im Brennelement selbst zurückgehalten werden[3], führt zwangsläufig zu einer mittleren Leistungsdichte von 3 MW/m³ bzw. zu einer relativ geringen Leistung von ca. 20 MW/m. Um eine möglichst hohe Gesamtleistung des Moduls zu erhalten, muß somit die Höhe des Kerns so hoch wie möglich gewählt werden. Die obere Grenze ist durch den Druckverlust der Kugelschüttung sowie durch Stabilität gegen Xenonschwingungen bei ca. 10 m gegeben; was somit zu einer Leistungsentbindung des Kerns von 200 MW führt.

Da die Nachwärme durch Wärmeleitung und Wärmestrahlung inhärent aus dem Kern abgeführt wird, ist das Vorhandensein des Flächenkühlers als Wärmesenke außerhalb der druckführenden Umschließung sowie das Fehlen separater Nachwärmeloops innerhalb des Primärkreises unmittelbar verständlich.

Der fünfte ins Auge springende Unterschied zu herkömmlichen Hochtemperaturreaktoren – die versetzte Anordnung von Kern und Dampferzeuger – ermöglicht die Erfüllung der sicherheitstechnischen Anforderung, Kern und Dampferzeuger bei Unterbrechung der forcierten Kühlgasströmung thermohydraulisch inhärent zu entkoppeln. Die Erfüllung dieser Anforderung ist die Voraussetzung dafür, daß der Reaktor nur mit einer Hauptwärmesenke betrieben werden kann, da ein Ausfall dieser Wärmesenke dann wegen der thermohydraulischen Entkopplung von Kern und Dampferzeuger nicht zu einer Überhitzung metallischer Komponenten führt. Darüberhinaus begrenzt diese Anordnung bei einem Dampferzeugerschaden inhärent das Eindringen von großen Wassermassen in den aktiven Kern. Auf beide Eigenschaften wird später noch näher eingegangen.

Wichtig für das Verständnis des sicherheitstechnischen Verhaltens der Anlage ist die Führung des Gases im Primärkreis. Ausgehend vom oberen Kaltgasplenum im Reaktor strömt das Kühlmedium von oben nach unten durch die Kugelschüttung, wobei es sich

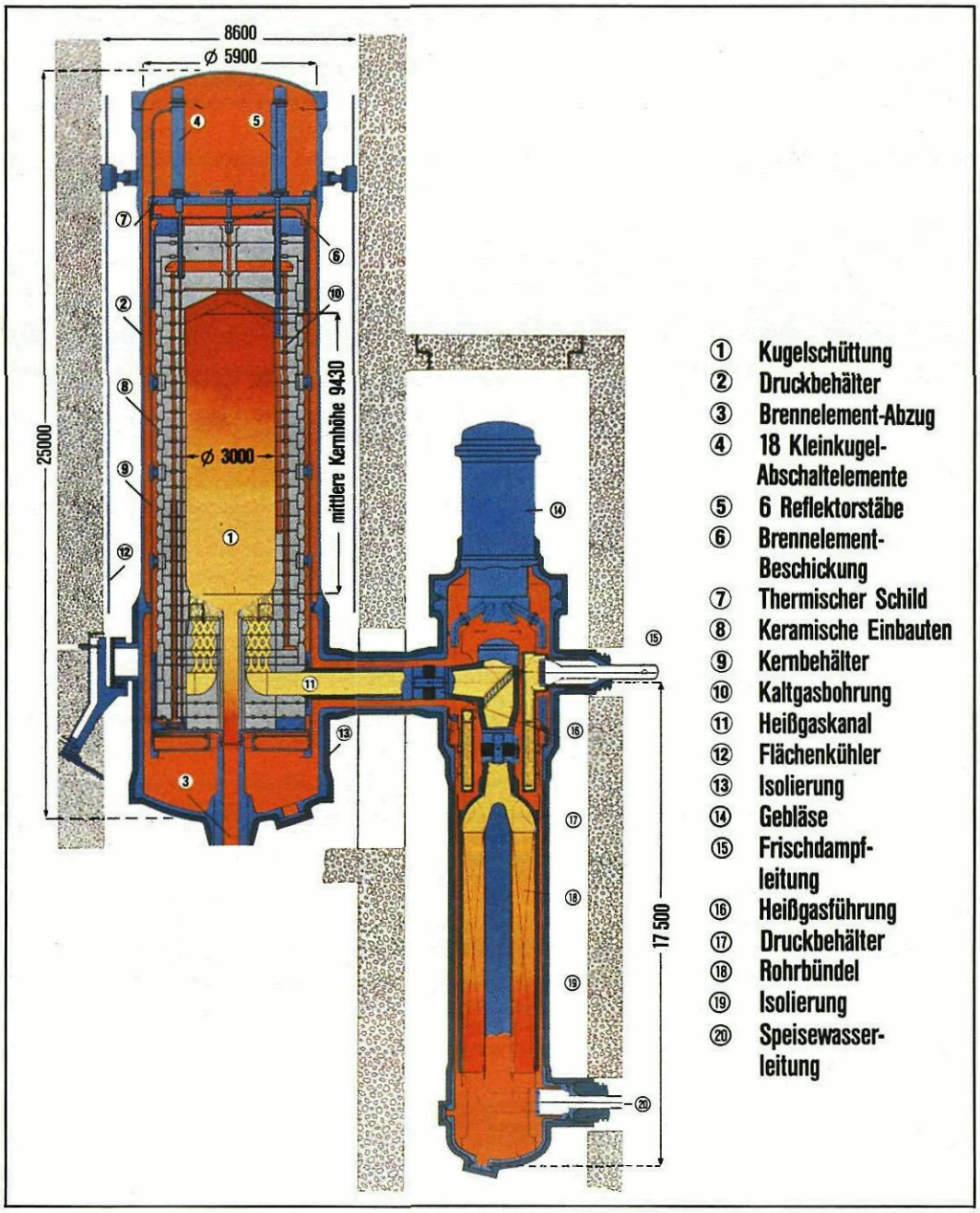


Abb. 1: Querschnitt einer Modul-Einheit für Strom- und Prozeßdampferzeugung

von 250° C auf 700° C aufheizt. Nach dem Durchlaufen einer Vermischungseinrichtung unterhalb des Bodenreflektors wird es im Heißgasplenum gesammelt und gelangt von dort über einen Heißgaskanal und einen Krümmer mit Lochplatte zum Dampferzeuger, der in Aufwärtsverdampfung betrieben wird. Nach Verlassen des Dampferzeugers strömt das abgekühlte Gas zwischen Dampferzeugerhemd und Druckbehälter aufwärts zum obenliegenden Gebläse. Von hier aus gelangt es wieder über die Koaxleitung in den unteren Teil des Reaktordruckbehälters, und von dort durch 72 Kühlgasbohrungen des Seitenreflektors in das Kaltgasplenum.

Zum Verständnis der sicherheitstechnisch relevanten Auswirkungen des Wassereinbruchs in den Primärkreis des HTR-Modul sind die Reaktorschutzaktionen und einige reaktorinterne Vorgänge sowie die Funktionen einiger Komponenten von Wichtigkeit, die im folgenden skizzenhaft beschrieben werden, bevor auf den eigentlichen Wassereinbruchsstörfall durch einen Heizrohrbruch des Dampferzeugers eingegangen wird.

2. Reaktorschutzaktionen

Unabhängig vom auslösenden Ereignis leitet der Reaktorschutz bei jedem Störfall immer die folgenden drei Aktionen ein:

- Einfall der Reflektorstäbe,
- Abschalten des Primärkreislaufgebläses,
- Absperren des Dampferzeugers.

Zusätzlich zu diesen drei Aktionen wird bei der Detektion eines Heizrohrbruches die Schnellentleerung des Dampferzeugers initiiert. Die Konzeption des Reaktorschutzsystems ist in Tab. 1 dargestellt.

3. Naturkonvektionsvorgänge innerhalb des Primärkreises

Nach Unterbrechung der Gasumwälzung sind zwei Naturkonvektionsphänomene innerhalb des Primärkreises zu unterscheiden. Innerhalb der Kugelschüttung stellt sich recht bald eine Strömungsumkehr ein, wobei sich der Kern langsam aufheizt, da die anfallende Nachwärme anfänglich größer ist als durch Wärmeleitung und Wärmestrahlung an die externen Flächenkühler abgegeben werden kann. Abb. 2 zeigt, wie die maximalen Brennelementtemperaturen innerhalb von 5 Stunden von ursprünglich 850°C auf ihren Maximalwert von 1100°C ansteigen.

Außerhalb der Kugelschüttung stellt sich im Primärkreis ein weiterer Naturkonvektionsvorgang ein, wenn die Gebläseklappe trotz Anforderung in ihrer Offenstellung bleibt. Dies ist in Abb. 3 dargestellt. Von anfänglich ca. 4.5 % des ursprünglichen Massendurch-

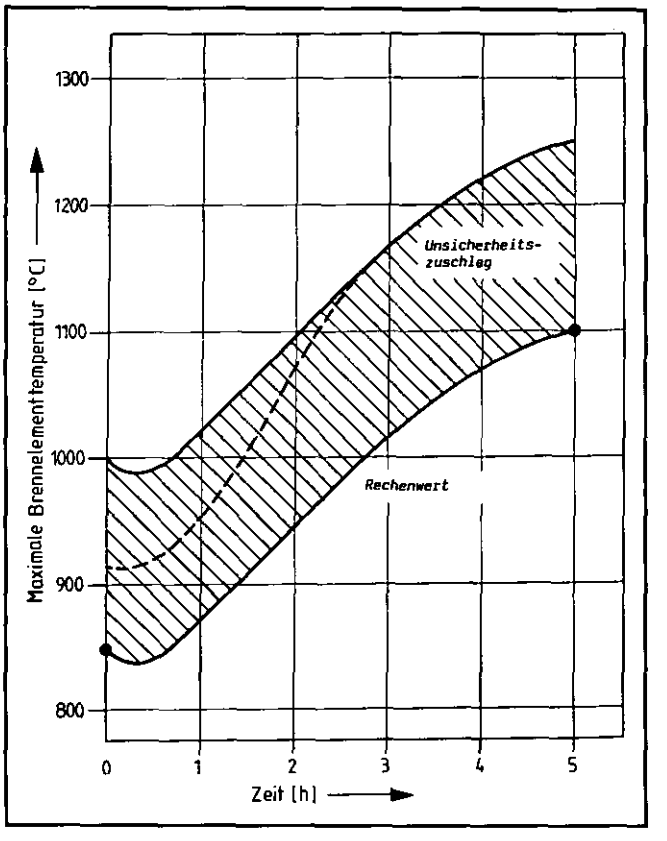


Abb. 2: Maximale Brennelementtemperaturen nach Ausfall der Hauptwärmesenke

Tab. 1: Konzeption des Reaktorschutzsystems

Störfallerkennende Prozeßvariablen und deren logische Verknüpfung, Grenzwerte	Grenzwerte	Logische Verknüpfungen	Unkontrolliertes Ausfahren von Reflektorstäben beim Anfahren	Unkontrolliertes Einfahren von Reflektorstäben im Leistungsbetrieb	Unkontrolliertes Ausfahren von Reflektorstäben im Leistungsbetrieb	Druckverlust im Primärsystem	Heizrohrbruch im DE	Gebläseausfall / Fehlauslösung der Gebläseklappe	Bruch der Speisewasserleitung	Bruch der Frischdampfleitung	Notstromfall
			Störfälle								
Neutronenfluß im Mittelbereich	Periode zu klein	1 v 2	●								
Neutronenfluß im Mittelbereich	Φ zu hoch	1 v 2	●								
Thermisch korrigierter Neutronenfluß	$\Phi / \Phi_0 > 1{,}1$	2 v 3	●		●						
Thermisch korrigierter Neutronenfluß	Gleit. ≤ 0	2 v 3		●		●[1]		●	●	●	●
Heißgastemperatur	$T_H \geq T_{H\,max.}$	2 v 3			●	●[1]			●	●	●
Heißgastemperatur	Gleit. ≤ 0	2 v 3		●							
Kaltgastemperatur	$T_K \geq T_{K\,max.}$	2 v 3							●	●	
Feuchte im Primärsystem	$F \geq F_{max.}$	2 v 3					●				
Primärdruck	$P \geq P_{max.}$	2 v 3					●[1]				
Primärdruck	Gleit. ≤ 0	2 v 3				●	●				
Primärgas- / Speisewasserdurchsatz	Gleit. ≤ 0	2 v 3				●[1]		●	●	●	
Druckdifferenz: primär/Dampferzeuger	$\Delta P \leq \Delta P_{min.}$	2 v 3 [2]									
			Schutzaktionen								
			①	①	①	①	①	①	①	①	①
			②	②	②	②③	②	②	②	②	②
			③	③	③	④⑤	③④	③	③	③	③

Schutzaktionen

① Einfall der 6 Reflektorstäbe durch Schwerkraft (RESA)

② Abschalten des Primärkreislaufgebläses

③ Absperren des Sekundärkreises (Speisewasserarmatur, Frischdampfarmatur)

④ Dampferzeuger-Entlastung bis auf Druckgleichheit mit dem Primärsystem

⑤ Absperren der Primärkreisabschlüsse

1) löst nur ①②③ aus

2) beendet Entlastungsvorgang

Erstellung am 24.06.83

Änderungsindex
A) am: 03.08.83

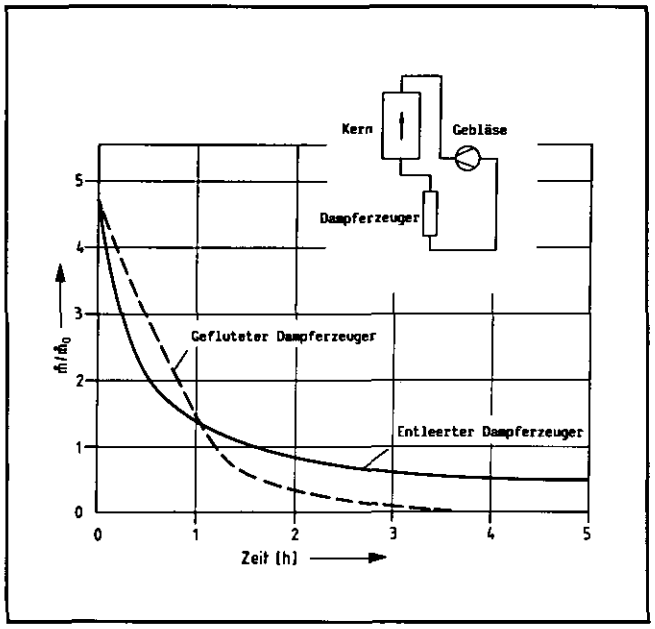


Abb. 3: Modul-200, Naturzirkulation im Primärkreis nach Ausfall der Hauptwärmesenke

satzes reduziert sich der Heliummassenstrom in wenigen Stunden u. a. durch die Aufheizung der Kaltgasbohrungen des Seitenreflektors auf Werte unter 0.3 %. Dieser Naturkonvektionsvorgang bei offenstehender Gebläseklappe ist von Wichtigkeit, da er bei Wassereinbruch den Transport des Wasserdampfes aus dem Damperzeugerdruckbehälter in den heißen Kern bewerkstelligt.

4. Feuchtedetektion

Die Feuchte im Primärsystem wird durch den Feuchtefühler gemessen. Der Feuchtefühler nutzt die hygroskopischen Eigenschaften einer Aluminiumoxidschicht aus, die das Dielektrikum einer Kapazität bildet. Die Resonanzfrequenz eines Schwingkreises mit dieser Kapazität ist somit ein Maß für die Feuchtigkeit des Primärgases. Der Feuchtefühler wird in eine Meßleitung von 1 cm Durchmesser integriert. Zur Aufrechterhaltung eines Meßstromes von 1 m^3/h wird der Druckverlust des Hauptgebläses ausgenutzt. Damit auch bei stehendem Gebläse die Feuchtigkeit im Primärsystem gemessen werden kann, ist eine zuschaltbare Membranpumpe vorgesehen. Da die Meßfühler nur bis ca. 80°C einwandfrei funktionieren, wird das 250-grädige Kaltgas in einem Meßgaskühler auf ca. 50°C abgekühlt.

5. Dampferzeugerentlastung

Neben einer Druckabsicherung des Dampferzeugers besitzt der Sekundärkreis auf der Speisewasserseite eine Entlastungsmatrix. Diese Entlastungsmatrix besteht aus zwei Entlastungsventilen mit elektrischen Antrieben sowie aus zwei eigenmediumgesteuerten Schnellschlußventilen, die durch je drei Vorsteuerventile betätigt werden können. Die Vorsteuerventile, die aus Gründen der Anlagenverfügbarkeit nach dem Arbeitsstromprinzip konzipiert sind, werden nach einer Feuchtedetektion gemeinsam mit den Entlastungsventilen vom Reaktorschutz angesteuert.

Das austretende Wasser/Dampf-Gemisch wird in einen Zyklon geleitet. Das separierte Wasser wird in einem Entlastungsbehälter gesammelt, während der Dampf über einen Schalldämpfer direkt ins Freie gelangt. Bei einem freigegebenen Öffnungsquerschnitt von 2 x 50 cm^2 ist der Druck im Sekundärkreislauf nach 15 s auf den Primärkreisdruck von 60 bar abgesunken. Um eine anschließende Druckentlastung des Primärkreises über die Leckagestelle im Dampferzeuger zu verhindern, werden die Entlastungsventile bei Erreichen des Primärkreisdruckes über den Reaktorschutz wieder geschlossen.

6. Primärkreisdruckentlastung

Der Primärkreis wird über eine dargestellte Entlastungsmatrix vor einem unzulässigen Überdruck geschützt, der beispielsweise bei einem Wassereinbruchsstörfall entstehen kann. Auch hier wurde, wie bei der Schnellentleerung des Dampferzeugers, eine Matrix aus vier Ventilen gewählt, um so ein sicheres Öffnen bei Überdruck wie ein sicheres Wiederschließen nach Erreichung des Auslegungsdrucks zu gewährleisten. Der Ansprechdruck beider Stränge ist gestaffelt und beträgt 69 bar bzw. 73 bar. Für alle denkbaren Auslegungsstörfälle ist eine Druckabsicherung durch einen freigegebenen Querschnitt von ca. 0.5 cm^2 ausreichend. Die dabei austretende Gasmenge ist so klein, daß sie über das Gebäudelüftungssystem gefiltert ins Freie abgegeben werden kann. Die beiden in Reihe geschalteten Ventile sind so konzipiert, daß das vorgeschaltete Druckhalteventil bei Auslegungsdruck geöffnet ist und eigenmediumgesteuert nach Unterschreiten des Auslegungsdruckes schließt, während das nachgeschaltete federbelastete Folien-Sicherheitsventil bei Auslegungsdruck geschlossen ist und erst nach Erreichen eines Überdruckes von 69 bar selbsttätig öffnet und spätestens bei 62 bar wieder schließt. Der zweite Entlastungsstrang ist analog zum ersten Strang aufgebaut. Er übernimmt die Überdruckabsicherung des Primärkreises für auslegungsüberschreitende Störfälle und gibt demzufolge einen wesentlich größeren Entlastungsquerschnitt frei. Die ausströmende Gasmenge beim gewählten Entlastungsquerschnitt von 33 cm^2 ist so groß, daß sie mit angemessenem technischen Aufwand nicht filterbar ist und über die Druckentlastungsöffnungen des Reaktorgebäudes direkt über Dach abgegeben wird. Wegen der geringen Eintrittswahrscheinlichkeit dieses Vorganges sowie wegen der geringen radiologischen Auswirkungen auf die Umgebung ist diese Konzeption selbst unter Minimierungsgesichtspunkten unbedenklich.

7. Die Gasreinigungsanlage

Zur Minimierung der Auswirkungen eines Wassereinbruchs in den Primärkreis hat die Gasreinigungsanlage, deren schematische Darstellung für einen Zweier-Modul in Abb. 4 dargestellt ist, zwei wesentliche Funktionen zu erfüllen. Zum einen ist die jedem Modul eigene Gasreinigungsanlage in der Lage, über die Stufe 1 (Kupferoxidbett und Molsieb) und die Stufe 2 (Tieftemperaturzerlegung) gereinigtes Gas in ein gemeinsames Heliumlager abzugeben und auf diese Weise eine Absenkung des Primärdruckes von 3 bar/h herbeizuführen. Umgekehrt kann Helium aus dem Reingaslager in den Primärkreis eingespeist werden, um eine Druckerhöhung von 3 bar/h zu erzielen. Die Gasreinigungsanlage hat neben ihrer eigentlichen Reinigungsfunktion somit auch die Aufgabe der Druckhaltung. Zum anderen besitzt die in einer modularen HTR-Anlage einmal vorhandene Reservegasreinigungsanlage einen Störfallkühler, der in der Lage ist, den in den Primärkreis eingedrungenen Wasserdampf hinreichend schnell auszukondensieren.

Die Größe des Störfallkühlers ist so bemessen, daß er das gesamte Primärhelium von 2700 kg einmal in einer Stunde auf 50° C abkühlen kann. Dabei wird das gesamte eingedrungene Wasser bis auf eine Restfeuchte von ca. 200 mbar aus dem Primärkreis entfernt. Der Durchsatz des Störfallkühlers wurde so gewählt, daß in einem Zeitraum von 1 bis 2 Stunden nach einem Wassereinbruchsstörfall – bedingt durch die noch geringen Brennelementtemperaturen (siehe Abb. 2 und Abb. 8) – nur mit einer sehr geringen Brennelementkorrosion gerechnet werden muß und somit während dieser Zeit der Hauptteil des eingedrungenen Wasserdampfes auskondensiert werden kann. Voraussetzung dafür ist allerdings, daß der Reaktoroperateur den Störfall erkennt und die Reservereinigungsanlage zuschaltet.

8. Gebläseklappe

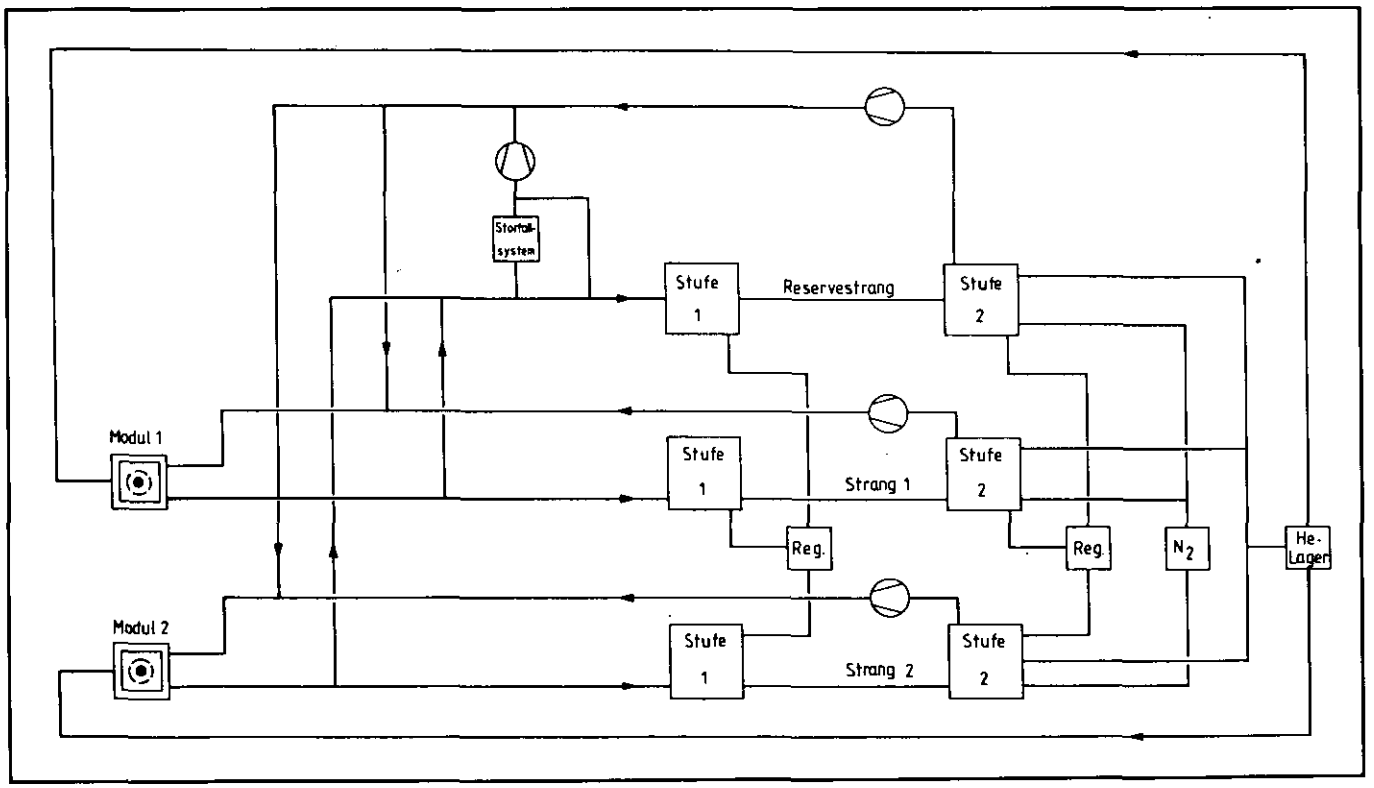
Im Gegensatz zu Mehrloopanlagen besitzt die Gebläseklappe beim HTR-Modul keine sicherheitstechnische Bedeutung. U.a. auch aus Gründen der Störfallminimierung beim Wassereinbruch in den Primärkreis wurde sie jedoch beibehalten, da bei geschlossener Gebläseklappe der Dampfeintrag in den heißen Kern nur über sehr langsam ablaufende Diffusionsvorgänge erfolgen kann. Die geschlossene Klappe erlaubt somit eine lange Karrenzzeit, in der das eingedrungene Wasser aus dem Primärkreis entfernt werden kann, bevor es sich im Kern zu Wassergas umgesetzt hat.

9. Das Lüftungssystem

Das Lüftungssystem des Reaktorgebäudes ist in Abb. 5 schematisch dargestellt.

Das Reaktorgebäude, das hier beispielsweise zwei Module enthält, ist lüftungstechnisch in drei Scheiben

Abb. 4: HTR-Modul, Gasreinigungsanlage (Prinzip)



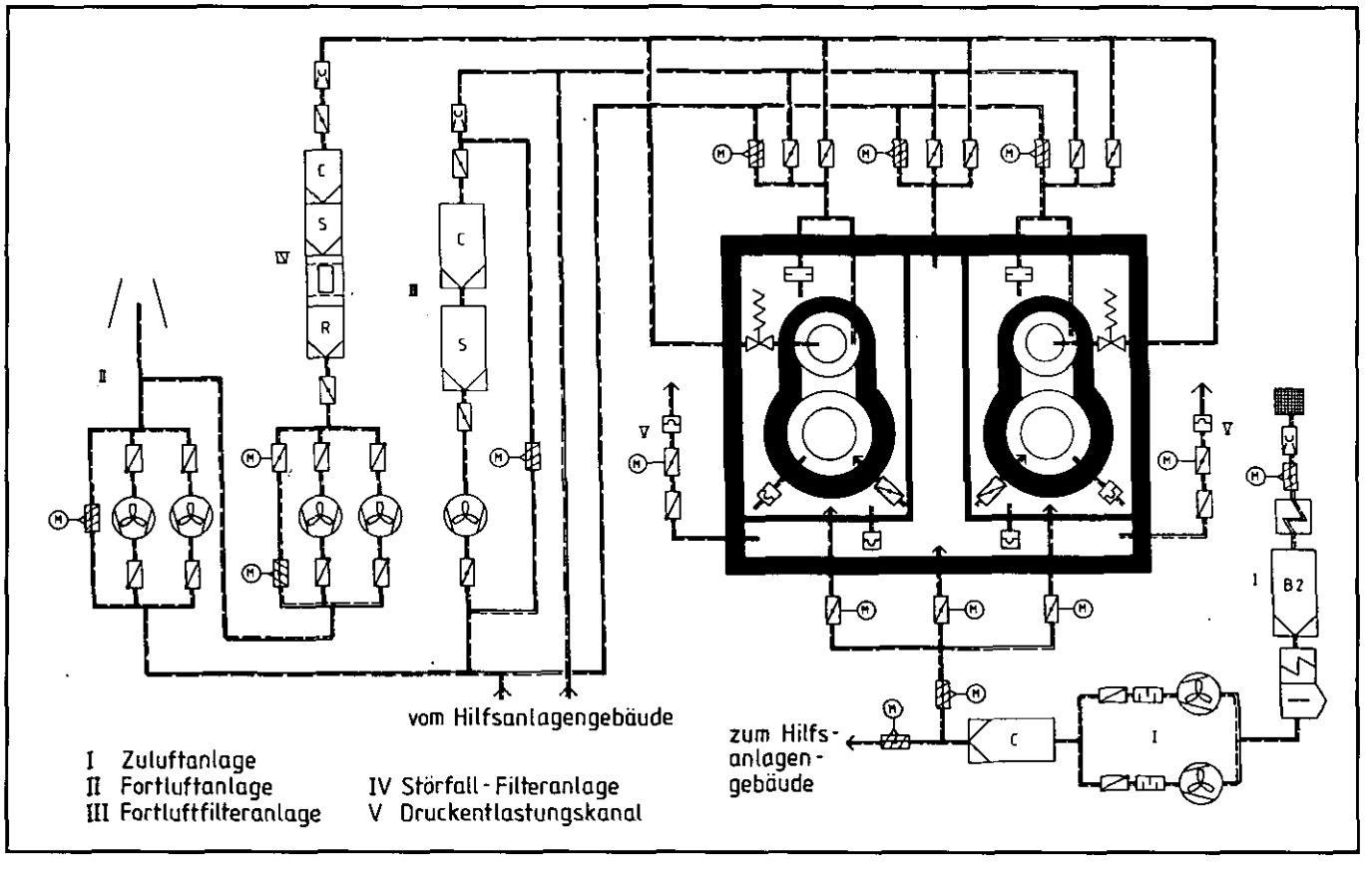


Abb. 5: HTR-Modul — Kraftwerksanlage, Lüftungstechnische Anlagen für das Reaktorgebäude

aufgeteilt, wobei der gemeinsame in der Mitte angeordnete Versorgungstrakt die dritte Scheibe bildet.

Das Lüftungssystem hat im wesentlichen drei Funktionen zu erfüllen. Bei Normalbetrieb wird die Zuluft den drei getrennten Scheiben zugeführt und über die Fortluftanlage ungefiltert in den Kamin eingeleitet. Der erforderliche Unterdruck im Reaktorgebäude, sowie eine gezielte Druckstaffelung wird durch motorgesteuerte Lamellenklappen bzw. Blenden zwischen den einzelnen Reaktorräumen hergestellt.

Wird in einer Gebäudescheibe eine erhöhte Aktivität festgestellt, so kann diese Scheibe lüftungstechnisch an eine Fortluftfilteranlage angeschlossen werden, die mit Schwebstoffiltern bestückt ist. Diese sind so ausgelegt, daß sie den Heliummassenstrom aufnehmen können, der durch ein Primärkreisleck mit einer Leckageöffnung von kleiner 2 cm^2 entsteht.

Bei Ausfall der Lüftungsanlage ist die Möglichkeit gegeben, durch eine Störfallfilteranlage einen gezielten, gefilterten Abgabepfad zu gewährleisten. Diese Störfallfilteranlage ist relativ klein und nur für einen Luftdurchsatz von 6000 m^3/h ausgelegt; sie ist jedoch groß genug, um den Heliummassenstrom aufzunehmen, der aus dem Primärkreisdruckentlastungssystem entweicht, wenn dieses unter bestimmten Voraussetzungen nach einem großen Wassereinbruchsstörfall in den Primärkreis öffnen sollte. Die Störfallfilteranlage wird darüberhinaus nach einem großen Druckentlastungsstörfall herangezogen, nachdem das Primärkreishelium nach Öffnen von Überdruckklappen des Reaktorgebäudes direkt über Dach abgegeben und das Reaktorgebäude anschließend wieder geschlossen wurde.

10. Wassereindringrate

Als maximal möglicher Auslegungsstörfall wird beim HTR-Modul ein 2-F-Bruch eines Dampferzeuger-Heizrohres unterstellt. In Abb. 6 ist die maximale Ausströmungsrate in Abhängigkeit des Bruchortes angegeben. Pessimistischerweise wird der Bruchort am kalten Ende des Dampferzeugers angenommen, so daß mit einer maximalen Eindringrate von 20 kg/s zu rechnen ist. Unterstellt man weiterhin, daß bis zur Einleitung der Dampferzeugerschnellentleerung durch den Reaktorschutz 10 s vergehen, so ergibt sich mit der rechnerisch ermittelten Entlastungszeit von 15 s während dieses Zeitraumes eine Eindringmenge von 350 kg. Da nach der Schnellentleerung noch ca. 250 kg an Restwasser im Dampferzeuger verbleibt, das über Diffusionsvorgänge zusätzlich in den Primärkreis gelangen könnte, ist insgesamt mit einer maximalen Wassereindringrate in den Primärkreis von 600 kg zu rechnen (Tab. 2).

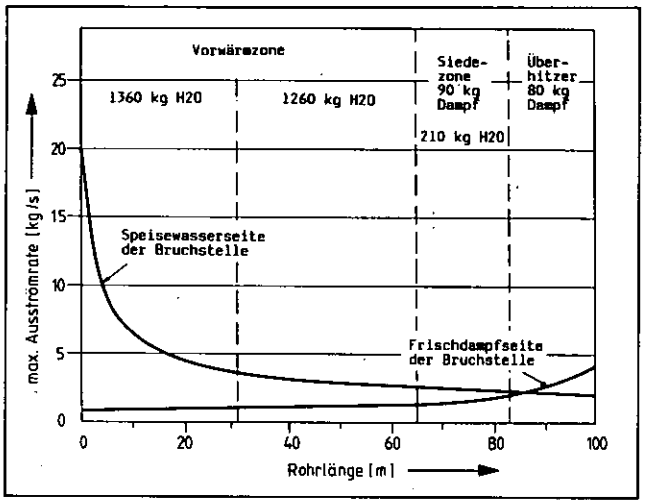


Abb. 6: Dampferzeuger-Störfall, Maximale Ausströmrate in Abhängigkeit von der Bruchlage (2-F-Bruch)

HTR-MODUL: MAXIMALER WASSEREINBRUCH BEI BRUCH EINES HEIZROHRES	
- WASSEREINBRUCH BIS ZUR EINLEITUNG VON GEGENMASSNAHMEN NACH T_1 = 10 SEC:	200 KG
- WASSEREINBRUCH WÄHREND DAMPFERZEUGER-ENTLEERUNG IN T_2 = 15 SEC:	150 KG
- IM DAMPFERZEUGER VERBLEIBENDE RESTMENGE NACH SCHNELLENTLEERUNG (P_{SEK} = 60 BAR):	250 KG
MAXIMALE WASSERMENGE	600 KG

Tab. 2: Modul-200, Wassereinbruch in den Primärkreis

11. Nukleare Auswirkungen von Wasserdampf in der Kugelschüttung

Der Wassereinbruch in einen HTR hat normalerweise eine Leistungstransiente zur Folge, da der Einbruch von moderierenden Substanzen in einen aus Kostengründen untermoderierten Kern einen Reaktivitätsanstieg nach sich zieht. Aus Abb. 7 ist ersichtlich, daß beispielsweise 20 kg/m³ Wasserdampf in der Kugelschüttung einen Reaktivitätsanstieg von 11 % ergibt, wenn das verwendete kugelförmige Brennelement mit 10 g Uran beladen ist. Ausgehend von dem Standard THTR Brennelement mit einer Schwermetallbeladung von sogar 11.34 g war bei der Konzeption des im HTR-Modul zu verwendenden Brennelementes klar, daß derartig hohe Reaktivitätstransienten selbst von einer Modulanlage nicht verkraftbar sind. Da man andererseits das Argument, daß derartig große Wassereinbrüche nicht zu den Auslegungsstörfällen zählen und somit bei der Auslegung nicht zu berücksichtigen seien, beim Modul wegen seines hohen Sicherheitsanspruches nicht anwenden wollte, entschied man sich dafür, den Kern des Moduls besser zu moderieren, indem ein kugelförmiges Brennelement mit nur noch 7 g Schwermetall gewählt wurde, was einen deutlich geringeren Reaktivitätsanstieg aufweist als das beispielhaft angegebene 10 g SM Brennelement. Selbstverständlich könnte man durch noch weitere Reduktion des Urangehaltes einen Reaktivitätsanstieg bei Wassereinbruch in die Kugelschüttung gänzlich vermeiden. Da es jedoch außer dem Wassereinbruch noch andere Reaktivitätsstörfälle gibt, ist man bei der Moderation des Kerns nur so weit gegangen, daß durch Wassereinbruch keine Reaktivitätsstörfälle möglich sind, die nicht ohnehin vom Abschaltsystem abzudecken sind.

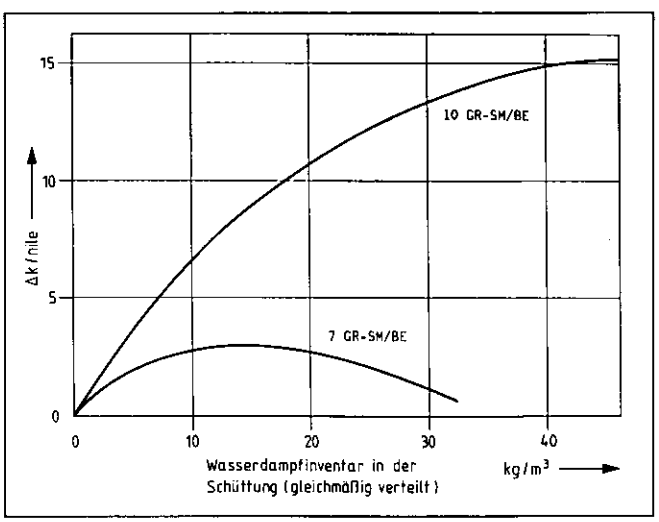
Selbstverständlich gelten diese Überlegungen nur für hypothetische Störfälle. Für den Auslegungsstörfall eines Einbruches von 600 kg Wasserdampf in den Primärkreis ergibt sich für das 7 g SM-Brennelement ein Reaktivitätsanstieg von maximal 0,3 %, was in seiner Auswirkung gänzlich vernachlässigbar ist.

12. Brennelementkorrosion

Neben der nuklearen Auswirkung von Wasserdampf in der Kugelschüttung ist die Wasserdampfkorrosion der Brennelemente von Wichtigkeit. In Abb. 8 ist die starke Abhängigkeit der Brennelementkorrosionsrate von der Brennelementtemperatur zu ersehen. Es ist erkennbar, daß beispielsweise ein Brennelement, welches sich bei einer Temperatur von 1000°C in einer Wasserdampfatmosphäre befindet, in einer Stunde 1 % (d.h. 2 g) an Gewicht verliert und daß somit dieses Brennelement in einer Stunde 4.7 g Wassergas erzeugt.

Wieviel Wassergas beim Einbruch von 600 kg Wasser in den Primärkreis im Kern tatsächlich entsteht, hängt in entscheidendem Maße davon ab, ob die oben beschriebenen Komponenten wie Störfallkühler, Druck-

Abb. 7: Reaktivitätsanstieg als Funktion des Wasserdampfinventars in der Kugelschüttung



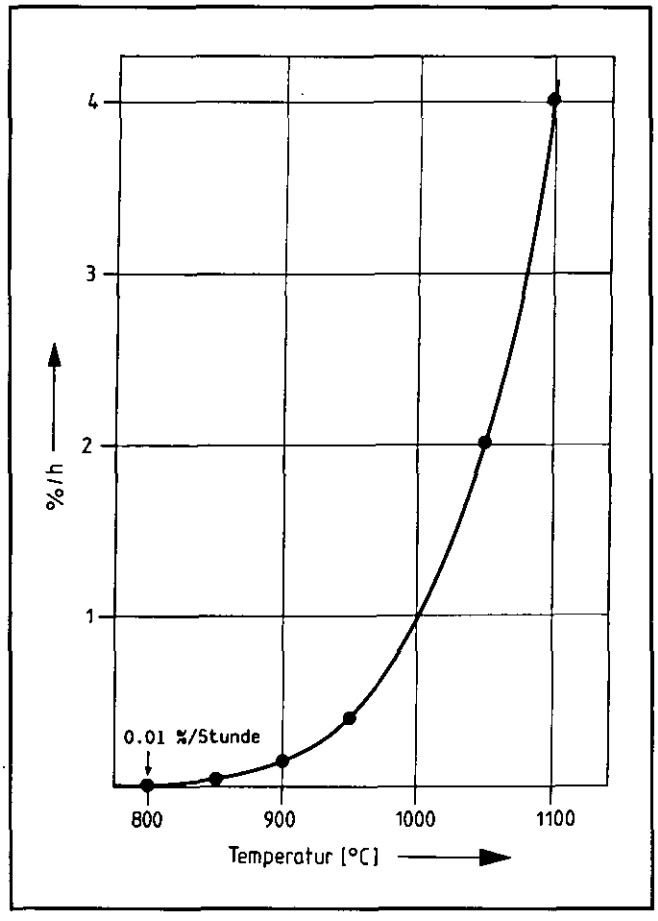


Abb. 8: Brennelementkorrosionsrate im Wasserdampf als Funktion der Temperatur

halter, Gebläseklappe etc. nach dem Störfall einsatzbereit sind oder nicht. Zum Beispiel wird der zeitliche Verlauf der Wasser- bzw. Kohlenstoffumsetzung für den wahrscheinlichsten Fall deutlich begrenzt, wenn nach dem unterstellten 2-F-Bruch eines Heizrohres die wesentlichen störfallmindernden Komponenten funktionieren. Es zeigt sich, daß dann vom Störfallkühler ca. 90 % des eingedrungenen Wassers auskondensiert werden, so daß sich in einer Zeitspanne von ca. 4 Stunden nach dem Störfalleintritt nur noch maximal 45 kg Graphit in Wassergas umsetzen können. Die maximale Korrosionsrate der Brennelemente ist kleiner als 0.3 %, während 77 % aller Brennelemente sogar einen Abbrand unter 0.1 % aufweisen. Berücksichtigt man, daß die Kugelschüttung allein 72 t wiegt, so ist erkennbar, wie unbedeutend eine Umsetzung von 45 kg Kohlenstoff ist. Nach Behebung der Störfallursache, die mit einer Wahrscheinlichkeit von 10^{-2}/a angenommen wird, ist der Reaktor somit ohne jeden Zusatzschaden sofort wieder betriebsbereit.

Bei pessimistischster Betrachtungsweise wird für den Auslegungsstörfall Wassereinbruch unterstellt, daß der Störfallkühler, der Druckhalter sowie die Gebläseklappe nicht funktionstüchtig sind und daß somit das ganze in den Primärkreis eingedrungene Wasser sich letztendlich in Wassergas umsetzen kann. Der zeitliche Vorgang der umgesetzen Wasser- bzw. Graphitmenge ist in Abb. 9 dargestellt. Auch hier sieht man, daß sich wegen der ansteigenden

Abb. 9: Modul-200, Wassereinbruch in den Primärkreis

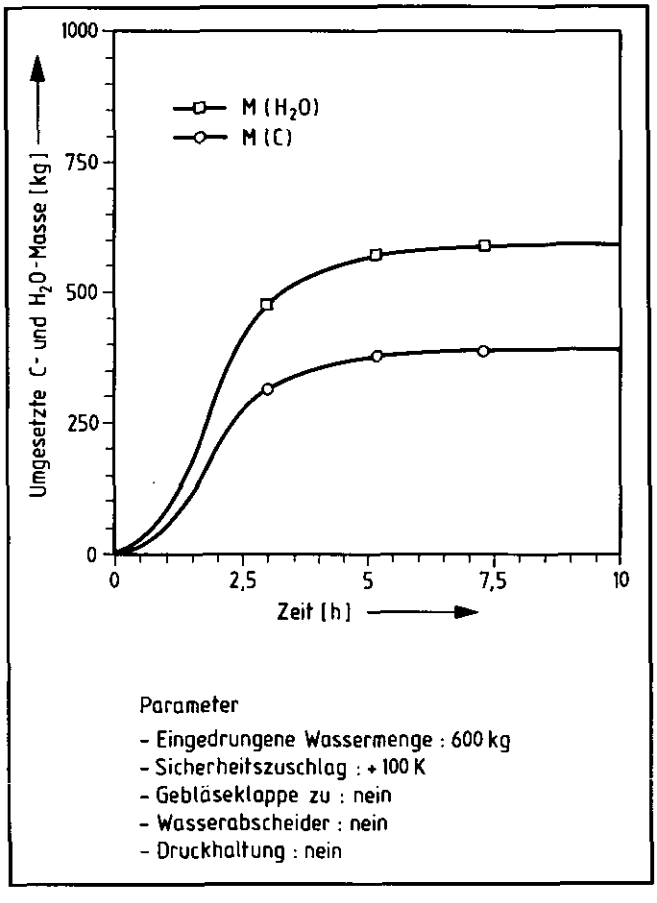
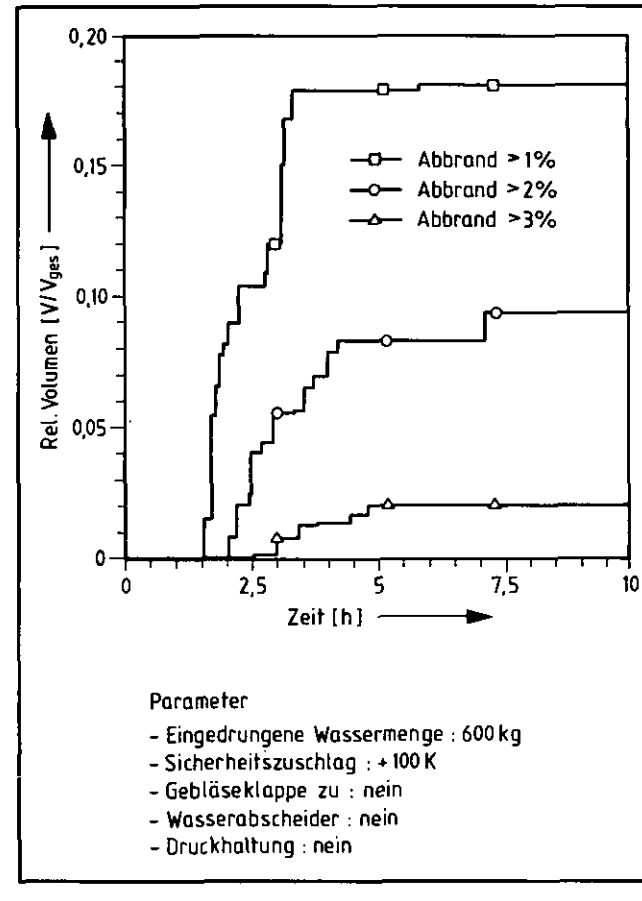


Abb. 10: Modul-200, Wassereinbruch in den Primärkreis



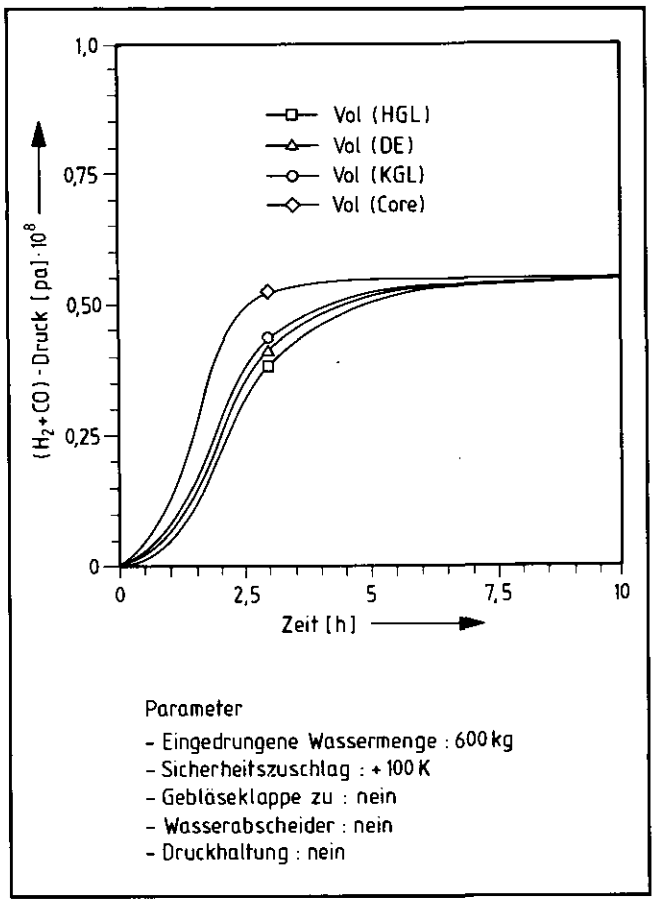


Abb. 11: Modul-200, Wassereinbruch in den Primärkreis

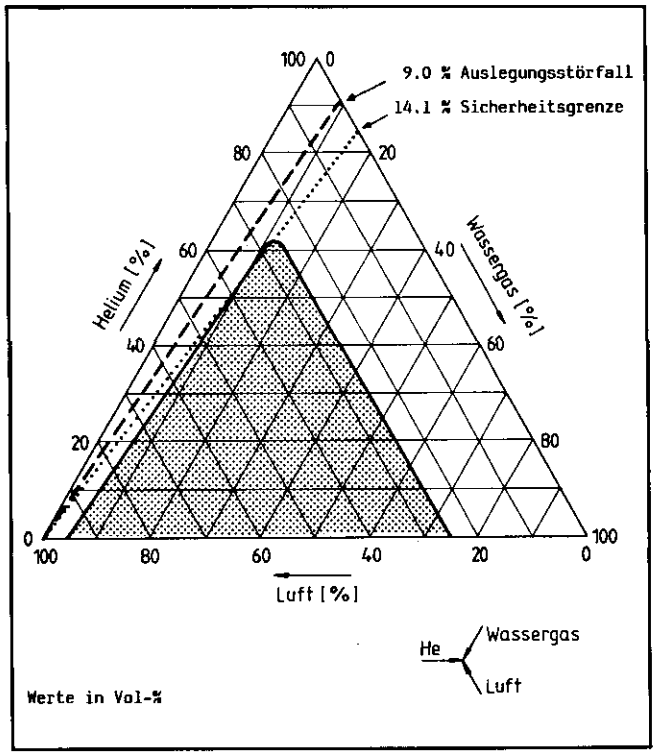


Abb. 12: Zündgrenzen von Wassergas-Helium-Luftgemischen

Brennelementtemperaturen und der daraus resultierenden starken Erhöhung der Korrosionsrate der ganze Korrosionsvorgang innerhalb von 5 Stunden abgespielt hat. Die zeitlichen Brennelementabbrände sind aus Abb. 10 ersichtlich. Es ist erkennbar, daß nur sehr wenige Brennelemente (ca. 7000 Stück) einen maximalen Abbrand von ca. 3 % erreichen, was einer Reduktion des Brennelementdurchmessers von ca. 0.8 mm entspricht. Der sich beim Korrosionsvorgang entwickelnde Wassergaspartialdruck (Abb. 11) erreicht seinen maximalen Wert von ca. 6 bar nach 5 Stunden. Wegen dieses relativ großen zusätzlichen Druckanstieges spricht das Überdruckventil des Primärsystems an. Aus dem Zünddiagramm in Abb. 12 ist zu entnehmen, daß das austretende Gemisch zu keinem Zeitpunkt zündfähig ist, da der Wassergasanteil maximal 9 % beträgt, die Sicherheitsgrenze jedoch bei 14.1 % liegt.

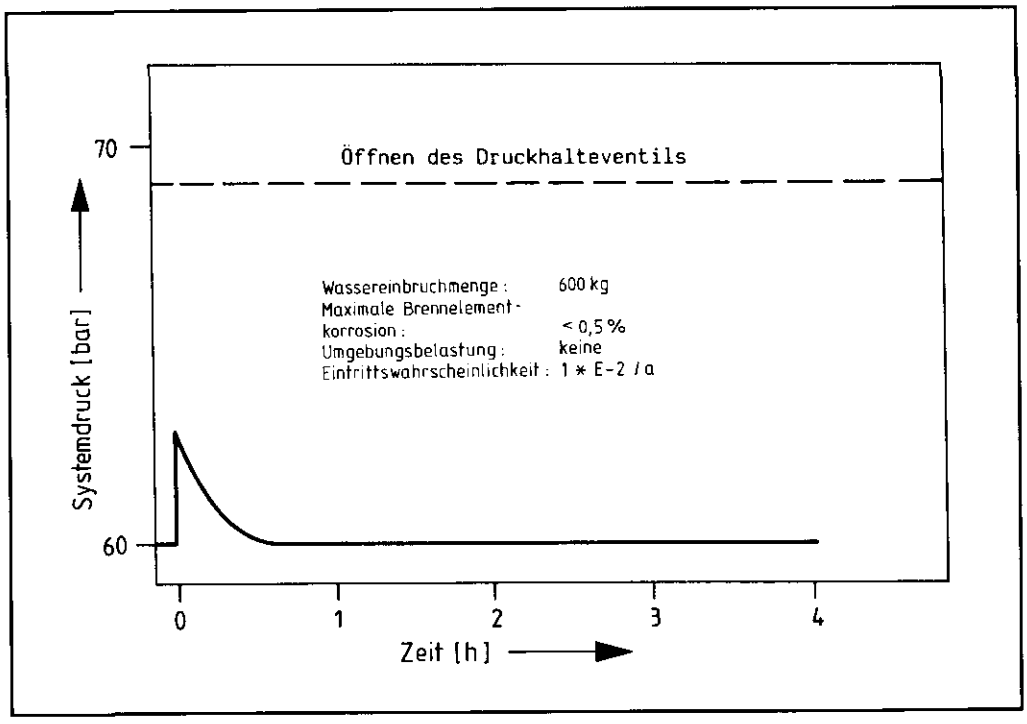


Abb. 13: Wassereinbruch, Primärkreisdruck als Funktion der Zeit

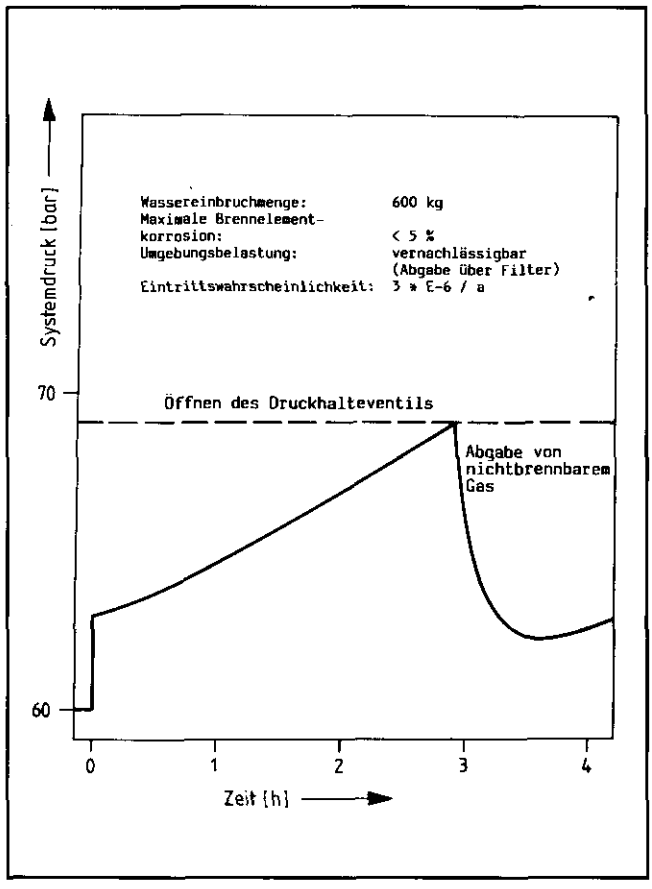


Abb. 14: Wassereinbruch, Primärkreisdruck als Funktion der Zeit (Druckhalter und Wasserabscheider ausgefallen)

Die nach einem maximal zu unterstellenden Wassereinbruchsstörfall auftretenden zeitlichen Druckverhältnisse im Primärkreis sind in den Abb. 13 und 14 wieder für den günstigsten Fall sowie für den ungünstigsten Fall dargestellt, bei dem vom Ausfall aller Hilfssysteme ausgegangen wird. Beim günstigsten und wahrscheinlichsten Fall steigt der Primärkreisdruck nach dem Eindringen von 600 kg Wasser in den Primärkreis kurzfristig um 3 bar auf 63 bar an. Da Druckhalter wie Störfallkühler als betriebsbereit unterstellt werden, wird das Wasser rasch auskondensiert und der Betriebsdruck von 60 bar wieder schnell erreicht. Beim ungünstigsten Fall folgt nach dem Druckanstieg durch Wasserverdampfung auf 63 bar sowohl durch den Temperaturanstieg des Primärsystems als auch durch die Umsetzung von Wasserdampf und Graphit in Wassergas ein weiterer Druckanstieg, so daß nach 3 Stunden der Öffnungsdruck des Druckhalteventils erreicht wird. Nach der dann erfolgten Entlastung auf 62 bar kann ein abermaliges Öffnen des Sicherheitsventils ausgeschlossen werden. Die Eintrittswahrscheinlichkeit des ungünstigsten Falles wurde auf $3 \cdot 10^{-6}$/a abgeschätzt. Da die Abgabe des Gasgemisches erst über die Filteranlage des Unterdrucksystems ins Freie gelangt, ist eine damit verbundene Umgebungsbelastung vernachlässigbar gering.

13. Zusammenfassung

Am Beispiel des Wassereinbruchstörfalles in den Primärkreis des HTR-Modul wurden die wesentlichen physikalischen Phänomene, die bei der Beurteilung eines solchen Störfalles zu berücksichtigen sind, sowie die wesentlichen Komponenten der Reaktoranlage, die dabei unmittelbar tangiert sind, vorgestellt. Es wurde dargestellt, welche großen Vorkehrungen bei der Auslegung der Modulanlage getroffen wurden, um die Auswirkungen des postulierten Störfalles so gering wie technisch möglich zu halten. Dabei wurde veranschaulicht, daß sich diese Vorkehrungen nicht nur auf die installierten Komponenten beziehen, wie beispielsweise auf Störfallkühler oder Dampferzeugerschnellentlastungssystem, sondern auch auf eine spezielle Kernauslegung, bei der nur noch ein vernachlässigbar geringer Reaktivitätsanstieg des Kerns durch Wassereinbruch auftreten kann. Aus den dargelegten Ergebnissen zur Graphitkorrosion bei Wassereinbruch wurde deutlich, daß die auftretenden maximalen Korrosionsraten sowie die entstehenden Wassergasmengen kein ernsthaftes Problem darstellen, selbst dann nicht, wenn wesentliche störfallmindernde Komponenten als nicht einsatzbereit postuliert werden.

14. Literatur

[1] H. Reutler, G.H. Lohnert
Advantages of going modular in HTR:
NUCLEAR ENGINEERING AND DESIGN, VOLUME 78, No. 2, April 84

[2] H. Hübel, INTERATOM-Bergisch-Gladbach,
Sicherheitskonzept des HTR-Modul,
Fachsitzung: Jahrestagung Kerntechnik '84, Frankfurt, 1984

[3] W. SCHENK
Verfahren und erste Ergebnisse bei 1600°C zur Bestimmung des Spaltproduktfreisetzungsverhaltens aus HTR-Kugelbrennelementen
REAKTORTAGUNG 1985

Risikoanalyse für den HTR-MODUL

J. Wolters

Institut für Nukleare Sicherheitsforschung der Kernforschungsanlage Jülich GmbH

1. Einleitung

Mit dem HTR-MODUL ist es gelungen, ein HTR-Konzept zu entwickeln, das sich durch ein sehr niedriges Schadenspotential auszeichnet. Erreicht wurde das durch ein Sicherheitskonzept, das die inhärenten Sicherheitseigenschaften des Kugelhaufen-HTR in konsequenter Weise nutzt und so weit wie möglich auf passive Sicherheitsmaßnahmen setzt. Die aus der Sicht des Umgebungsschutzes wesentlichen sicherheitstechnischen Auslegungsmerkmale lassen sich wie folgt zusammenfassen:

- Begrenzung der maximalen Coretemperatur im Störfall auf Werte unter 1600°C durch passive Wärmeabfuhr über die Oberfläche des Reaktordruckbehälters,
- Verzicht auf Zwangskühlung bei der Nachwärmeabfuhr nach Störfällen,
- Unterbindung der Naturkonvektion über den Primärkreislauf bei Ausfall der Zwangskühlung durch die Kreislaufanordnung,
- Verhinderung massiven Luftzutritts zum Reaktorcore bei Druckentlastungsstörfällen,
- Unterbindung des konvektiven Gasaustausches zwischen Primärkreislauf und Reaktorzelle bei Primärkreislauflecks.

Es stellt sich die Frage, wie sich dieses Sicherheitskonzept auf das störfallbedingte Risiko des HTR-MODUL auswirkt. Die Frage ist vom Institut für Nukleare Sicherheitsforschung im Rahmen einer mit begrenztem Zeit- und Personalaufwand durchgeführten Trendanalyse[1] ähnlich der für den HTR-500 untersucht worden. Ziel der Trendanalyse war es:

- die risikobestimmenden Störfallabläufe zu identifizieren und
- das davon ausgehende Risiko abzuschätzen.

Aus zeitlichen, aber auch aus methodischen Gründen wurde die Analyse zunächst auf einen einzelnen Modul beschränkt (Abb. 1). Die verwendete Methodik, die Hilfsmittel und die Daten waren dieselben wie bei der analogen Analyse für den HTR-500[2]. Jedoch konnte in diesem Fall nur in sehr beschränktem Umfang auf frühere Analysen zurückgegriffen werden. Ein Großteil der Ergebnisse mußte daher durch eigens hierfür durchgeführte Untersuchungen gewonnen werden. So weit wie möglich wurde auf Erfahrungswerte des AVR zurückgegriffen.

2. Potentielle Gefahrenquellen

Die Begrenzung der maximalen Coretemperatur bei Ausfall der Zwangskühlung auf Werte unter 1600°C bedeutet, daß der Coreaufheizstörfall als risikobeherrschendes Ereignis beim HTR-MODUL entfällt. Dadurch gewinnen andere Störfälle an Bedeutung, die bei HTR mittlerer Leistung vom Coreaufheizstörfall überdeckt werden. Hierzu zählen insbesondere Störfälle, die durch Lecks in der druckführenden Umschließung ausgelöst werden. Anhand einer Aufstellung der potentiellen Spaltproduktquellen im Primärkreislauf und der zugehörigen Freisetzungsmechanismen läßt sich das verdeutlichen (Abb. 2).

Die ersten beiden Quellen für eine störfallbedingte Spaltproduktfreisetzung sind identisch mit dem Entstehungsort der Spaltprodukte. Man hätte sie auch zu einer Quelle 'Brennelemente' zusammenfassen können. Das ist hier nicht geschehen, um wichtige Effekte, die sich aus der Trendanalyse ergeben haben, voneinander zu separieren.

Betrachten wir als erstes die Coated Particles, die die Masse der Spaltprodukte enthalten, eingeschlossen durch den Partikelkern und die Partikelbeschichtung. Freisetzungsmechanismen sind entweder die Beschädigung der Beschichtung oder die verstärkte Diffusion durch die intakte Beschichtung. Letzteres trifft nur auf die metallischen Spaltprodukte wie Cäsium und Strontium zu und erfordert Temperaturen, wie sie in keinem Störfall des HTR-MODUL erreicht werden. Eine verstärkte Diffusion setzt nämlich erst oberhalb 1600°C ein. Dies war ein Grund für die Begrenzung der maximalen Brennelementtemperaturen im Störfall auf Werte unter 1600°C.

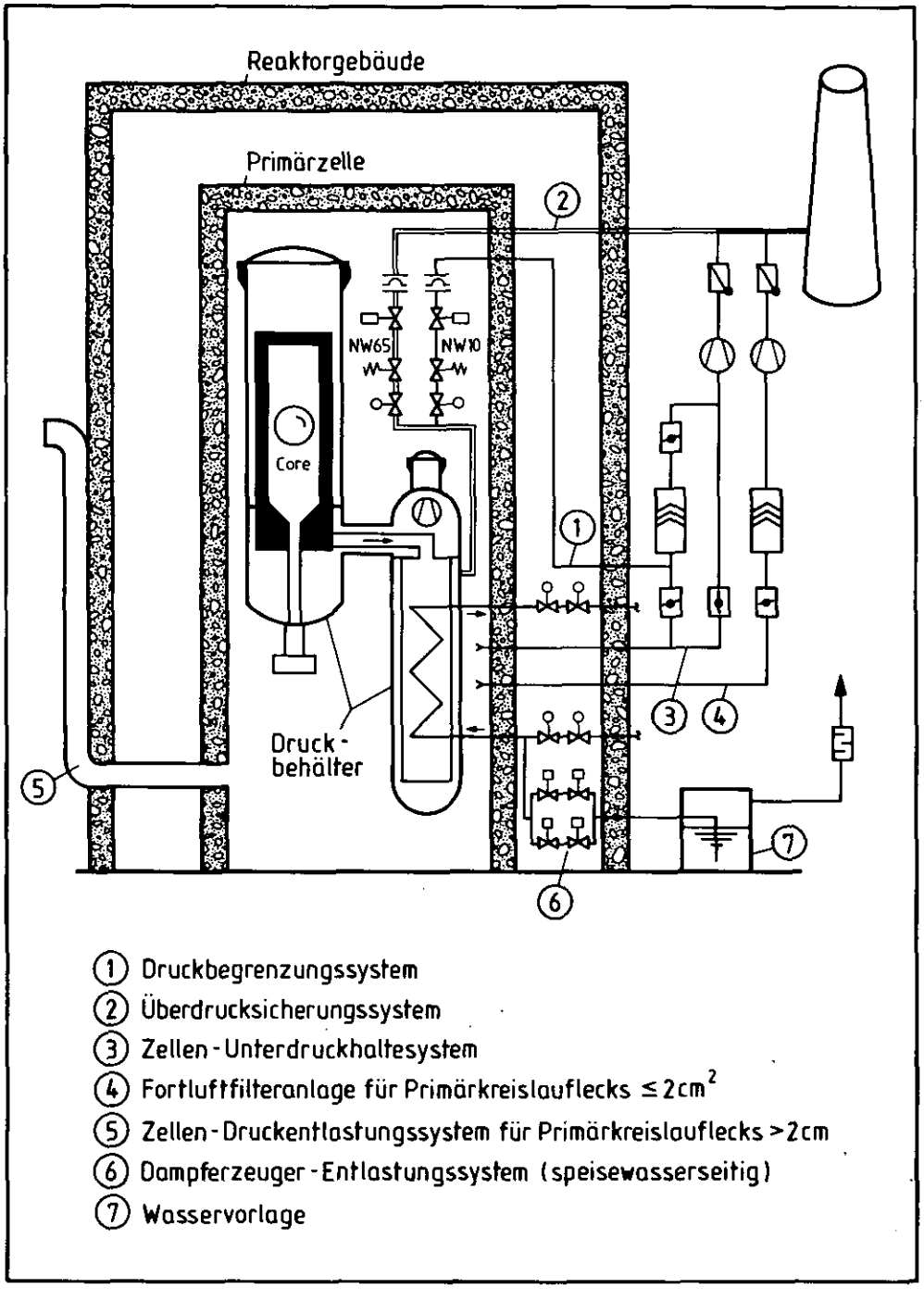


Abb. 1: Anlagenübersicht des HTR-Modul

Es bleibt die Freisetzung aus den Partikeln mit schadhafter Beschichtung. Sie hängt zum einen von der Zahl der Defektpartikel ab, deren Anteil im Normalbetrieb verhältnismäßig klein ist und auch beim Coreaufheizstörfall nicht über 2 ‰ ansteigt, wie die angegebenen Zahlenwerte im Abb. 2 zeigen. Dabei ist noch zu berücksichtigen, daß für die Berechnung des Bruchanteils im Coreaufheizstörfall eine sehr pessimistische Partikelbruchfunktion verwendet wurde.
Neben der Zahl der Defektpartikel spielt aber auch die temperaturabhängige Rückhaltung im Partikelkern eine wichtige Rolle. Bei Betriebstemperatur ist die Rückhaltung so gut, daß die Defektpartikel während des Betriebes kaum Spaltprodukte abgeben. Man erkennt dies an dem in Abb. 2 dargestellten Flußdiagramm, das die Herkunft des während des Betriebes aus den Brennelementen freigesetzten Cäsiums-137 und dessen Ablagerung im Primärkreislauf angibt. Auch bei den Temperaturen, die sich ungünstigstenfalls im Coreaufheizstörfall einstellen, verlieren die Partikelkerne, integral gesehen, nur etwa 10 bis 20 % ihres Rückhaltevermögens. Das bedeutet, daß die Defektpartikel auch unter diesen Bedingungen noch 80 bis 90 % ihrer Spaltprodukte zurückhalten. Hinzu kommt die Rückhaltung im Brennelementgraphit. Beides zusammen führt dazu, daß im Coreaufheizstörfall des HTR-MODUL z.B. nicht mehr Cs-137 aus den Brennelementen austritt als sich im Verlaufe eines 40-jährigen Betriebes im Primärkreislauf akkumuliert, wie weiter hinten gezeigt wird.

Die im Normalbetrieb aus den Brennelementen austretenden Spaltprodukte stammen fast restlos aus der zweiten Spaltproduktquelle, der Uran-Kontamination der Partikeloberfläche, wie Abb. 2 zeigt. Hier liegt auch die besondere Bedeutung dieser Quelle beim HTR-MODUL, da die Quellen 3 bis 6 hieraus während des Normalbetriebes aufgeladen werden.

Die aus der Uran-Kontamination gebildeten Spaltprodukte werden zwar während des Betriebes zum überwiegenden Teil im Brennelementgraphit zurückgehalten, ein Teil gelangt aber durch Diffusion an die Brennelementoberfläche und tritt ins Kühlgas über, was zunächst zu einer Kontamination des Kühlgases führt. Allerdings bleibt die Kontamination mit ablagerungsfähigen Spaltprodukten wie Cäsium, Strontium und Jod gering, weil die Freisetzungsraten als solche *niedrig sind und diese Spaltprodukte an den Orten 4* und 5 sofort wieder ausgefiltert werden. Hier liegt auch der Grund, weshalb sich die Kontamination des Kühlgases mit ablagerungsfähigen Spaltprodukten im wesentlichen auf das Heißgas beschränkt. Freisetzungsmechanismus für diese Quelle ist die Druckentlastung des Primärkreislaufs. Vorteilhaft dabei ist, und dies gilt für alle HTR, daß das Heißgas immer vom Kaltgas eingeschlossen ist und bei einer Druckentlastung im wesentlichen Kaltgas ausströmt. Die potentielle Spaltproduktquelle 3 ist nicht zuletzt deshalb bei allen HTR von sehr geringer Bedeutung für das Risiko.

Die potentielle Spaltproduktquelle 'Reflektor' zählt noch mit zum Core. Dort werden etwa 20 % des aus den Brennelementen austretenden Cäsiums abgelagert. Dies ist vor allem deshalb von Bedeutung, weil dadurch die Beladung des Dampferzeugers mit radioaktivem Cäsium reduziert wird. Freisetzungsmechanismen für den Reflektor sind Aufheizung und chemi-

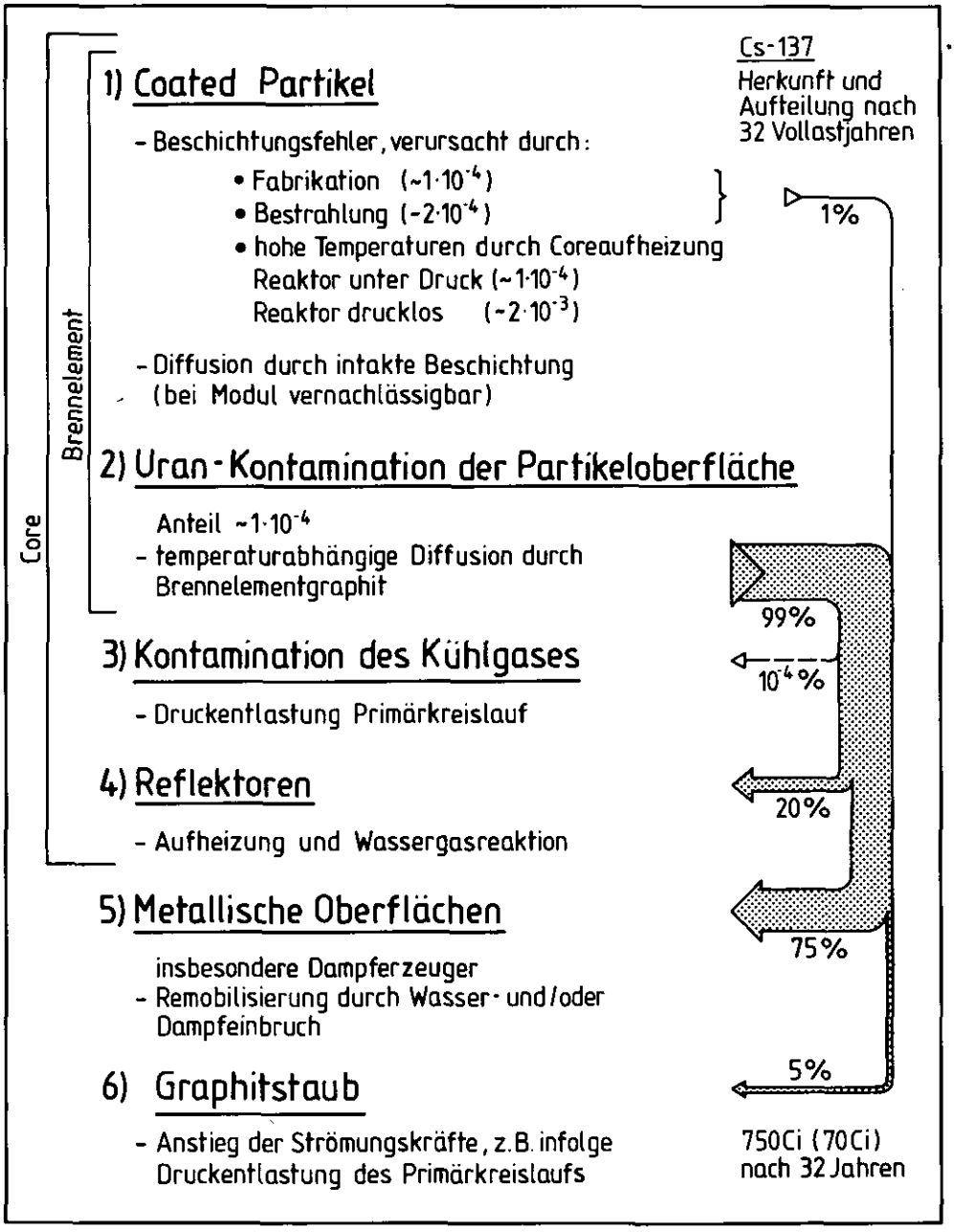


Abb. 2: Potentielle Spaltproduktquellen und Freisetzungsmechanismen

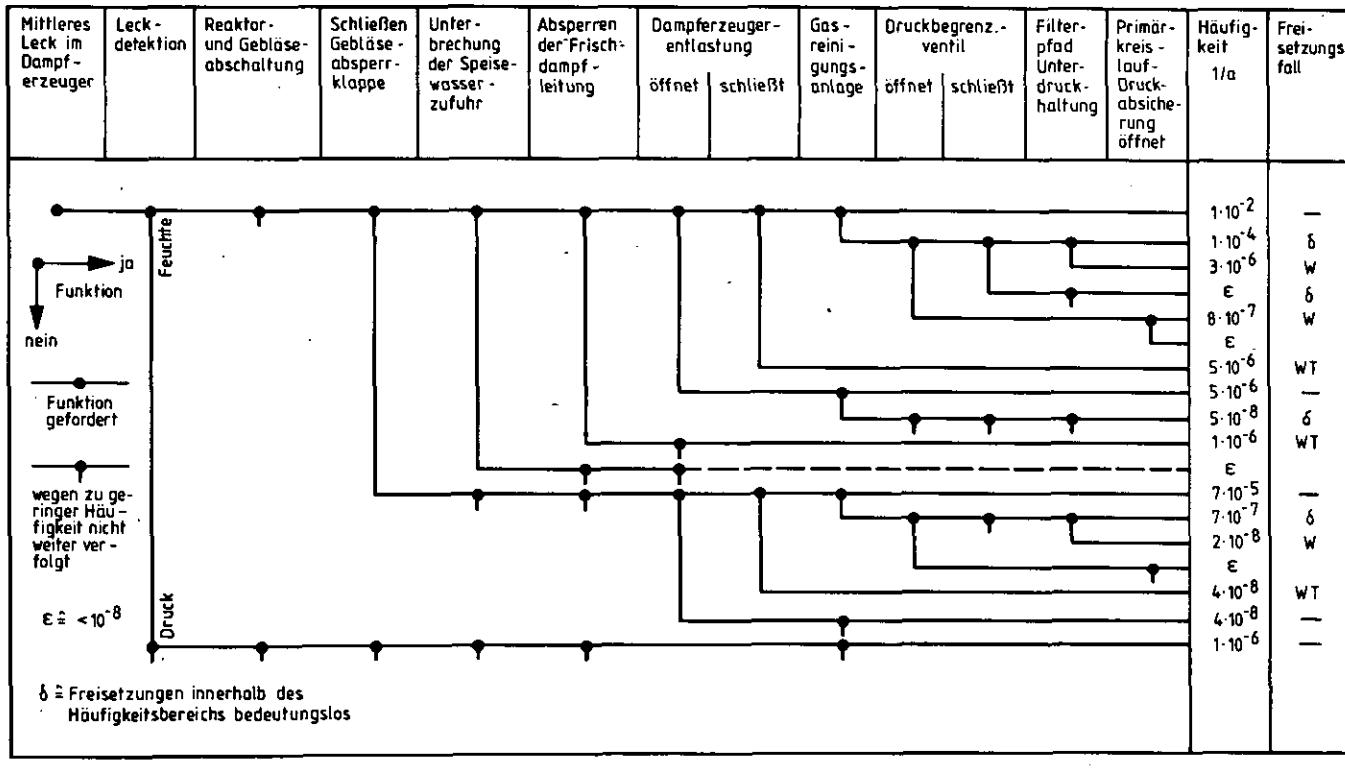


Abb. 3: Ereignisablaufdiagramm für ein mittleres Leck im Dampferzeuger (Wassereinbruchstörfall)

sche Umsetzung des Graphits mit Wasserdampf bei Wassereinbruchstörfällen. An sich ist nur der zuletzt genannte Mechanismus von Bedeutung, so daß die potentielle Spaltproduktquelle Reflektor nur bei Wassereinbruchstörfällen zu berücksichtigen ist.

Die wichtigste potentielle Spaltproduktquelle für Störfälle beim HTR-MODUL ist die metallische Oberfläche des Dampferzeugers. Dies hat zwei Gründe. Zum einen wird der Dampferzeuger während des Betriebes am stärksten mit radiologisch bedeutsamen Spaltprodukten beladen, wie das Beispiel Cäsium zeigt. Etwa 75 % des insgesamt freigesetzten Cäsiums werden auf der Dampferzeugeroberfläche abgelagert. Hinzu kommt, daß die abgelagerten Spaltprodukte durch den Einbruch von Wasser oder Dampf in den Primärkreislauf remobilisiert werden können.

Nicht ganz unwichtig ist auch die potentielle Spaltproduktquelle 'Graphitstaub'. Dabei handelt es sich um Staub, der mit Spaltprodukten beladen ist und entweder an den Oberflächen des Primärkreislaufs haftet oder in Strömungstoträumen abgelagert ist. Die Ablösung oder Aufwirbelung dieses Staubes setzt einen Anstieg der Strömungskräfte voraus, was sowohl bei einer schnellen Druckentlastung als auch beim Wassereinbruch der Fall sein kann.

In der Trendanalyse wurde davon ausgegangen, daß sich während eines 32-jährigen Vollastbetriebes (40 Betriebsjahre) etwa 750 Ci Cäsium-137 im Primärkreislauf akkumulieren. Der Wert wurde aus Studien der Firma INTERATOM übernommen. Das in der Trendanalyse eingesetzte Rechenprogramm FRESCO[3] errechnet nur einen Wert von 70 Ci. Dieser Wert erscheint realistischer, da er sich mit Erfahrungen am AVR deckt. Als Beweis für die Richtigkeit kann auch gelten, daß aus der Uran-Kontamination der Coated Particles gar nicht so viel Cäsium gebildet wird, um einen akkumulierten Wert von 750 Ci zu erreichen. Trotzdem wurde der höhere Wert gewählt, um auf der sicheren Seite zu liegen. Die Wahl des pessimistischen Wertes stellt zweifellos einen Bruch zur sonst üblichen Vorgehensweise in Risikoanalysen dar. Man darf aber nicht vergessen, daß es sich hier um eine Trendanalyse handelt, die nicht den Anspruch einer umfassenden Risikoanalyse erhebt und auch nicht erheben kann.

Der Vollständigkeit halber sei noch darauf hingewiesen, daß das Flußdiagramm nicht für andere radiologisch relevante Nuklide gilt. Beim Strontium z.B. liegt die Freisetzung im Normalbetrieb deutlich niedriger. Dies liegt nach den Ergebnissen des Rechenprogramms FRESCO allein an der besseren Rückhaltung im Brennelementgraphit. Auch die Aufteilung auf die einzelnen Senken im Primärkreislauf ist anders. In der Trendanalyse wurde aufgrund von Erfahrungen am AVR davon ausgegangen, daß 20 % des akkumulierten Strontiums an Staub gebunden ist.

3. Lecks an Dampferzeuger-Heizrohren

3.1 Ablauf von Wassereinbruchstörfällen

Es ist trivial, daß nur solche Störfallabläufe zum Risiko beitragen können, bei denen radioaktive Stoffe in die Umgebung freigesetzt werden. Mit anderen Worten, es muß ein Leck in der druckführenden Umschlie-

ßung des Primärkreislaufs auftreten. Dies ist der Fall, wenn bei einem Leck an einem Dampferzeuger-Heizrohr die Sekundärseite des Dampferzeugers nicht ordnungsgemäß abgesperrt wird oder als Folge des Wassereinbruchs das Druckbegrenzungsventil anspricht.

Als risikobestimmend für den HTR-MODUL erwies sich ein Wassereinbruchstörfall, der durch ein mittleres Leck an einem Dampferzeuger-Heizrohr ausgelöst wird. Der Leckquerschnitt reicht dabei bis maximal dem einfachen Querschnitt eines Heizrohres. Der vollständige Abriß eines Heizrohres (2-F-Bruch), der als Auslegungsstörfall betrachtet wird, ist wegen zu *geringer Häufigkeit nicht eingeschlossen. Der Ablauf* des Störfalls mit seinen verschiedenen Verästelungen ist dem Ereignisablaufdiagramm in Abb. 3 zu entnehmen. Das Diagramm soll als Orientierungshilfe benutzt werden, um auf wichtige Ereignisketten näher einzugehen.

Die normale Reaktion der Anlage auf einen solchen Störfall zeigt die obere durchgezogene Linie. Das Leck wird über ein Feuchtesignal detektiert. Dieses löst verschiedene Schutzaktionen aus, nämlich die Abschaltung des Reaktors und des Gebläses, das Schließen der Gebläseabsperrklappe, die sekundärseitige Absperrung des Dampferzeugers und die Entlastung des Dampferzeugers auf der Speisewasserseite bis auf Druckniveau des Primärkreislaufs. Der Betrieb der Gasreinigungsanlage ist erforderlich, um *ein Ansprechen des Druckbegrenzungsventils im* weiteren Störfallablauf zu verhindern.

Wenden wir uns als erstes den Ereignisketten zu, die zu den mit dem Buchstaben W gekennzeichneten Freisetzungsfällen führen. Gemeinsam ist ihnen der Ausfall der Gasreinigungsanlage, in dem einen Fall bei geschlossener, in dem anderen Fall bei offener Gebläseabsperrklappe. Die Frage ist, zu welchem Zeitpunkt der Druckaufbau durch Wasserdampf und Wassergas zum Ansprechen des Druckbegrenzungsventils führt. Die Antwort darauf hängt sowohl von der Leckgröße als auch vom Leckort ab. Am ungünstigsten *ist ein Leck am Eintritt in den Vorwärmer, wie die* ersten beiden Zeilen der Tabelle 1 zeigen. Beim 1-F-Leck mit Dampferzeugerentlastung (Zeile 3 in Tab. 1) ergibt sich eine einbrechende Gesamtmenge von ca. 460 kg, im wesentlichen als Wasser, das aber vermutlich sehr schnell zu Dampf umgewandelt wird.

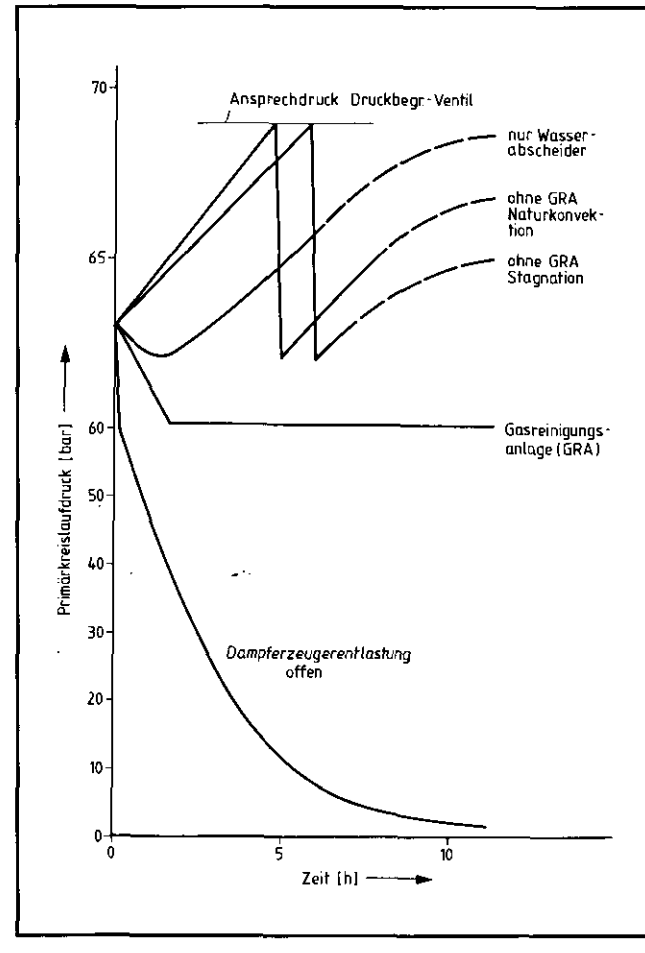
Gerechnet wurde der Druckaufbau im Primärkreislauf mit einer etwas höheren Dampfmenge von 600 kg. Das ergibt eine Anfangsdruckerhöhung von ca. 3 bar. Bei funktionierender Gasreinigungsanlage wird der Druck durch Abpumpen von Helium ins Reingaslager innerhalb von 1,5 h wieder auf Betriebsdruck zurückgeführt, wie Abb. 4 zeigt. Funktioniert nur der Wasserabscheider der Gasreinigungsanlage, so wird das *eingedrungene Wasser innerhalb von 3 h ausgefällt*, ohne daß es zu einer nennenswerten Wassergasbildung kommt. Wenn die gesamte Gasreinigungsanlage komplett ausfällt, wird der Ansprechdruck des Druckbegrenzungsventils nach 4–5 h erreicht, wobei dann 11 % des Gasinventars im Primärkreislauf abgegeben werden. Der Ansprechzeitpunkt hängt nur in geringem Maße davon ab, ob die Gebläseabsperrklappe geschlossen ist. Bei offener Gebläseabsperrklappe stellt sich eine geringfügige Gaszirkulation im Primärkreislauf ein, die dafür sorgt, daß insgesamt mehr Wasserdampf mit dem heißen Graphit in Berührung kommt. Nach Wiederschließen des Druckbe*grenzungsventils kommt es zu einem erneuten*

Tab. 1: In den Primärkreislauf übertretende Mengen an Wasser und Dampf bei einem Dampferzeugerschaden unterschiedlicher Größe und Lage mit unterschiedlicher Anlagenreaktion

Leckgröße	Leckort	DE-Entlastung	Einbruchsmengen [kg]		
			Dampf	Wasser	Summe
2F	Überhitzer	ja	75	135	210
2F	Vorwärmer	ja	30	460	490
1F	Vorwärmer	ja	~10	450	460
1F	Überhitzer	nein	985	65	1050
1F	Vorwärmer	nein	235	4120	4355

Detektionszeit mit Absperrung: 12 s

Abb. 4: Druckverlauf im Primärkreislauf nach einem Dampferzeugerleck für verschiedene Anlagenzustände



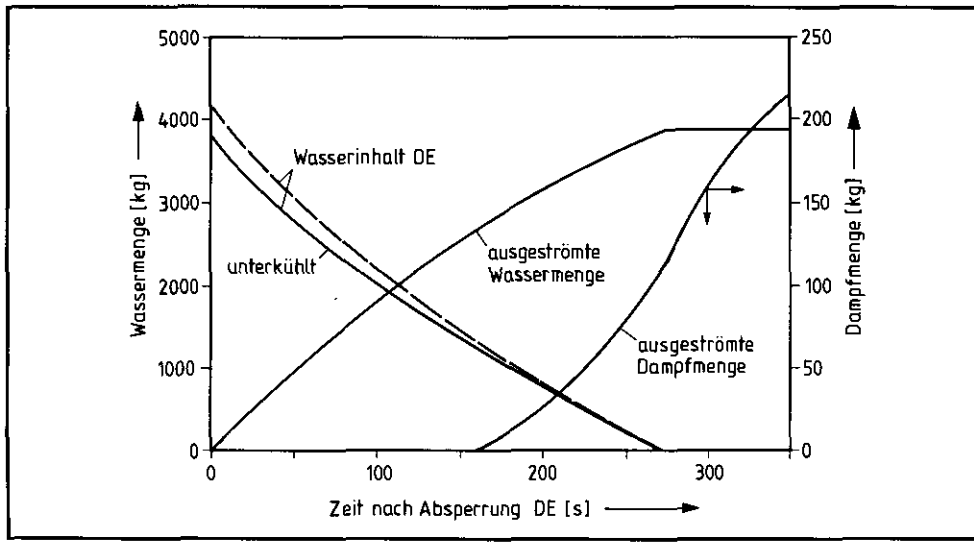


Abb. 5: Zeitlicher Verlauf der Entleerung des Dampferzeugers in den Primärkreislauf bei Versagen der Dampferzeuger-Entlastung nach einem 2 cm²-Leck am Eintritt des Vorwärmers

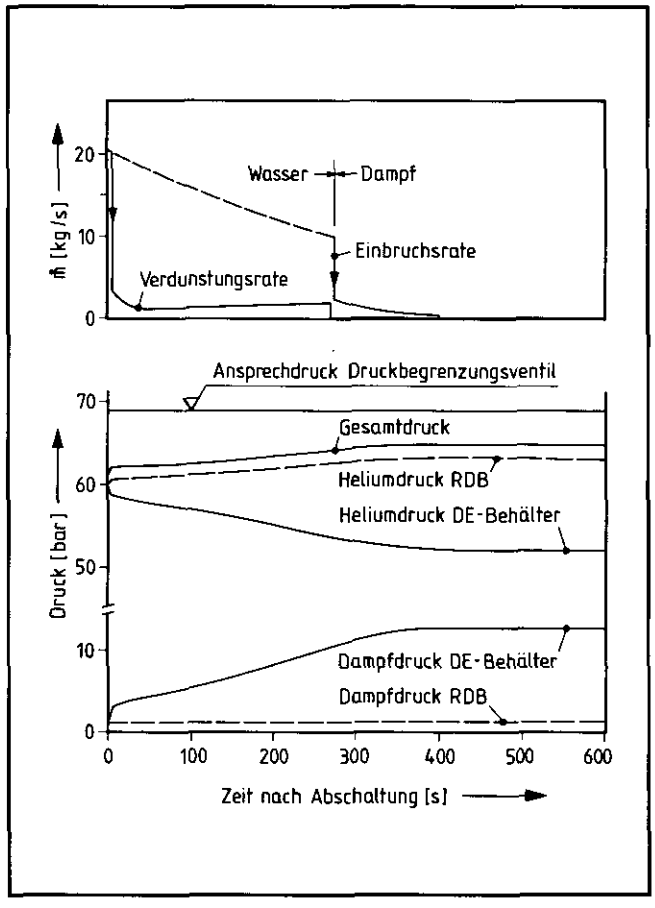


Abb. 6: Zustände im RDB und DE-Behälter des HTR-Modul bei Versagen der Dampferzeuger-Entlastung nach einem Dampferzeuger-Leck von 2 cm² am Eintritt des Vorwärmers

Druckaufbau, der aber nicht so stark ist, daß das Druckbegrenzungsventil in der Folgezeit erneut anspricht. Das über das Druckbegrenzungsventil abströmende Gas gelangt in der Regel über Filter und Kamin in die Umgebung. Voraussetzung ist, daß die Zellenunterdruckanlage auf Filterbetrieb umschaltet; sonst wird das Gas ungefiltert abgegeben. Bei gefilterter Abgabe ist die Freisetzung für die errechnete Häufigkeit bedeutungslos.

Betrachten wir nun die beiden Sequenzen, die zu den Freisetzungsfällen WT führen (Abb. 3). In beiden Fällen kommt es zu einer vollständigen Druckentlastung des Primärkreislaufs über das Dampferzeugerleck und die nichtschließende Entlastungsleitung bzw. die nichtabgesperrte Frischdampfleitung. Wie schnell dies geschieht, hängt wiederum von der Größe und der Lage des Lecks ab. Bei einem 1-F-Leck ist die Druckentlastung spätestens nach 10 h abgeschlossen. In beiden Fällen wurde von einer ungefilterten, bodennahen Abgabe des Gases ausgegangen. Mit anderen Worten, die vorgesehene Wasservorlage, in die die Entlastungsleitung des Dampferzeugers einmündet, wurde außer acht gelassen, weil der Filterwirkungsgrad wegen fehlender technischer Details nicht mit Sicherheit quantifiziert werden konnte.

Sequenzen, bei denen der Dampferzeuger zwar abgesperrt wird, die sekundärseitige Druckentlastung aber nicht erfolgt, können, je nach Leckort, dazu führen, daß sich der gesamte Dampferzeuger in den Primärkreislauf entleert. Man ist leicht geneigt, wegen des im Vergleich zu einem mittelgroßen HTR kleinen Primärkreislaufvolumens diesem Fall eine besondere Bedeutung beizumessen. Detaillierte thermodynamische Untersuchungen haben jedoch gezeigt, daß Sequenzen mit Versagen der Entlastung nicht zum Risiko beitragen, weil sich an dem grundsätzlichen Ablauf gegenüber einem Fall mit ordnungsgemäßer Entlastung nichts ändert. Dies soll nachfolgend für den Fall der vollständigen Entleerung des Dampferzeugers in den Primärkreislauf dargestellt werden.

Eine vollständige Entleerung des Dampferzeugers in den Primärkreislauf ergibt sich, wenn das Leck unten am Eintritt in den Vorwärmer auftritt. Wir gehen wieder von einem Leckquerschnitt vom einfachen des Rohrquerschnitts aus. Den zeitlichen Verlauf der Entleerung des Dampferzeugers zeigt Abb. 5. Der im Vorwärmer befindliche Wasserpfropfen wird vom darüber befindlichen Dampfpolster in Abwärtsrichtung über das Leck herausgedrückt. Dieser Vorgang dauert etwa 275 s, vom Zeitpunkt der Absperrung des

Dampferzeugers gerechnet. Der Dampfdruck ist zu diesem Zeitpunkt aber erst auf 100 bar abgefallen. Anschließend strömt also noch überschüssiger Dampf in den Primärkreislauf aus, bis Druckausgleich zwischen Dampferzeuger und Primärkreislauf erreicht ist. Aber auch vorher tritt bereits Wasserdampf in den Primärkreislauf über. Dies liegt daran, daß das ausströmende Wasser nach 160 s die zum Primärkreislaufdruck gehörende Siedetemperatur überschreitet, so daß ein geringer Teil des ausströmenden Wassers an der Leckstelle bereits in Dampf umgewandelt wird. Insgesamt gelangen etwa 4120 kg Wasser und 235 kg Dampf in den Primärkreislauf.

Die Vorgänge, die sich dabei im Primärkreislauf abspielen, zeigt Abb. 6. Im oberen Diagramm sind die Massenströme über der Zeit aufgetragen. Die Wassereinbruchsraten liegen am Anfang bei 20 kg/s und fallen im Laufe der Entleerungszeit monoton auf 10 kg/s ab. Beim Übergang auf reine Dampfströmung fällt der Massenstrom sprungartig auf etwa 3 kg/s ab und geht dann im Laufe der Zeit bis auf 0 zurück. Eine ganz entscheidende Frage ist, wieviel von dem einbrechenden Wasser in Dampf umgewandelt wird. Hierzu muß man wissen, daß der Dampferzeuger auf der Primärseite durch vertikale Rohrhalterungen in 8 quasi geschlossene Sektoren unterteilt ist. Damit sind die Verdampfungs- bzw. Verdunstungsvorgänge auf 1/8 des Dampferzeugervolumens beschränkt. Es wurde nun unterstellt, daß das einbrechende Wasser mit der gesamten Struktur des zugehörigen Sektors in Berührung kommt und spontane Verdampfung so lange stattfindet, wie Teile der Struktur oberhalb der Siedetemperatur liegen. Dies ist bis etwa 6 s der Fall.

Danach ist dann nur noch Verdunstung möglich, wobei die Rate spontan auf wenige kg/s abfällt. Der überwiegende Teil des einbrechenden Wassers bleibt also flüssig und sammelt sich in der Bodenkalotte des Dampferzeugerbehälters. Der wesentliche Verdunstungsvorgang spielt sich innerhalb des Dampferzeugersektors ab. Die Verdungungsrate aus der Wasserlache selbst ist so gering, daß nach Beendigung des Wassereinbruchs die Verdunstungsrate nahezu auf Null zurückgeht.

Im unteren Diagramm von Abb. 6 ist der zeitliche Verlauf des Gesamtdrucks und der zugehörigen Partialdrücke im Reaktordruckbehälter und Dampferzeugerbehälter dargestellt. Die Untersuchung wurde mit einem Zwei-Raum-Modell durchgeführt, weil sich im Dampferzeugerbehälter ein höherer Dampfpartialdruck als im übrigen Primärkreislauf aufbaut und dieser erhebliche Rückwirkungen auf die Verdunstungsrate hat. In der Tat steigt der Dampfpartialdruck im Dampferzeugerbehälter auf etwa 13 bar an, während sich im Reaktordruckbehälter nur ein Dampfpartialdruck von weniger als 2 bar aufbaut. Der Gesamtdruck des Primärkreislaufs bleibt mit 65 bar weit unter dem Ansprechdruck des Druckbegrenzungsventils. Man kann daher davon ausgehen, daß bei funktionierender Gasreinigungsanlage ein Ansprechen des Druckbegrenzungsventils verhindert wird, und daß bei Ausfall der Gasreinigungsanlage das Druckbegrenzungsventil ausreicht, um den Druckaufbau im Primärkreislauf abzufangen. Wäre letzteres nicht der Fall, käme es zum Ansprechen der Überdrucksicherung mit der zwangsläufigen Folge der ungefilterten Ableitung des abströmenden Gases (siehe Abb. 3).

3.2 Spaltproduktfreisetzung und Transport

Die entscheidende Frage bei Wassereinbruchstörfällen ist, wieviel von der auf der Dampferzeugeroberfläche abgelagerten Aktivität beim Wassereinbruchstörfall abgelöst wird. Das wichtigste Nuklid ist Cäsium-137, weil damit der Dampferzeuger am stärksten beladen ist. Aus Experimenten des Institutes für Reaktorbauelemente der KFA Jülich[4] wissen wir, daß die Ablösung des Cäsiums im wesentlichen davon bestimmt wird, ein wie großer Flächenanteil des Dampferzeugers wie lange mit Wasser in Berührung kommt. Durch die Sektoreneinteilung des Dampferzeugers kann man mit Sicherheit sagen, daß nicht mehr als 1/8 der gesamten Dampferzeugerfläche überhaupt benetzt werden kann. Damit läßt sich die Cäsium-Menge, die maximal abgelöst werden kann, auf 13 % der gesamten Beladung eingrenzen. Mit der hohen Beladung von 550 Ci ergibt das eine remobilisierte Menge von 70 Ci, von der wir in der Trendanalyse

		Studie	Neuer Kenntnisstand
Cs-137-Beladung Dampferzeuger	[Ci]	550	50
Benetzbarer Anteil der Dampferzeugerfläche		13%	13%
Davon unterhalb Siedetemperatur		—	50%
Dekontaminationsfaktor bei 1min-Benetzung		—	0,08
Durch Wasserstrahl direkt dekontaminierter Flächenanteil (~3m²)		—	0,14%
Sicherheitszuschlag		—	100%
Freisetzung vom Dampferzeuger	[Ci]	~70	~0,7
Freisetzung durch Graphitkorrosion	[Ci]	0,2	0,2
Maximale gasgetragene Cs-137-Menge	[Ci]	~70	~1

Abb. 7: Maximale Cs-Freisetzung ins Kühlgas beim Wassereinbruch

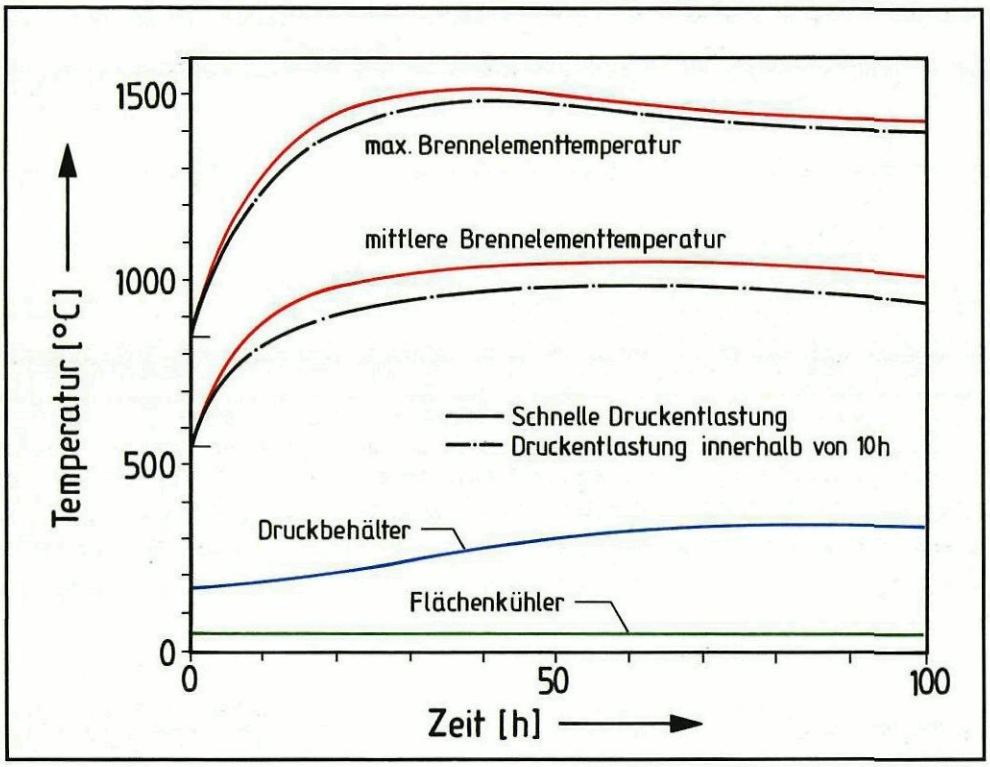


Abb. 8: Zeitlicher Verlauf wichtiger Temperaturen bei Ausfall der Zwangskühlung

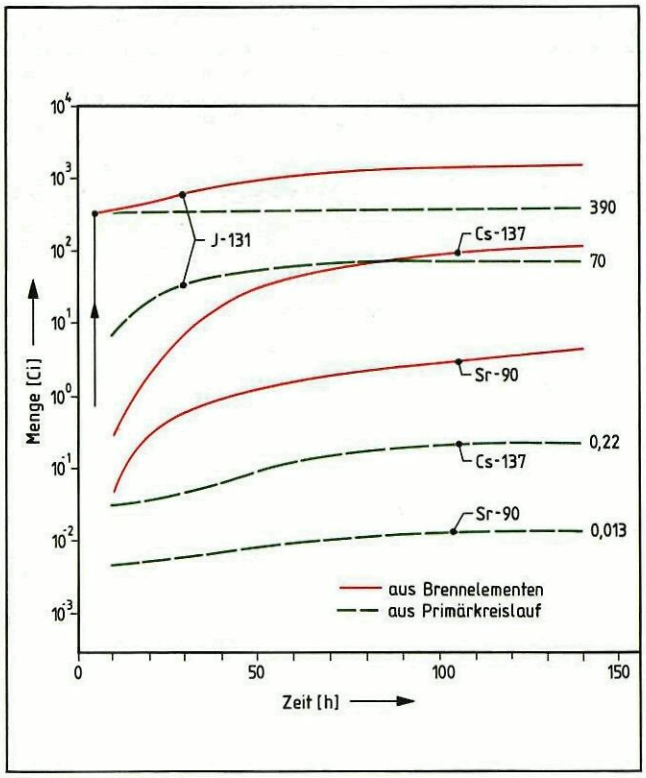


Abb. 9: Zeitlicher Verlauf der integralen Freisetzung radiologisch bedeutsamer Spaltprodukte aus den Brennelementen und dem Primärkreislauf bei einer Druckentlastung des Kreislaufs in 10 h

ausgegangen sind. Die Freisetzung durch Graphitkorrosion von 0,2 Ci fällt dabei nicht mehr ins Gewicht. Wie sich das Ergebnis ändert, wenn man die Benetzungszeit und andere Effekte berücksichtigt, zeigt die rechte Spalte in Abb. 7. Danach ergäbe sich in Verbindung mit der vermutlich geringeren Gesamtbeladung des Dampferzeugers nur noch eine remobilisierte Cäsium-Menge von etwa 1 Ci, mithin 1/70 des Wertes, der in der Trendanalyse angesetzt wurde.

Bei Ansprechen des Druckbegrenzungsventils werden etwa 30 % der remobilisierten Aktivität aus dem Primärkreislauf ausgetragen. Bei der vollständigen Druckentlastung des Primärkreislaufs über das Dampferzeugerleck erhöht sich dieser Wert auf 100 %. Hinzu kommt die gesamte Kühlgasaktivität und die Spaltprodukte, die während der Druckentlastungsphase aus dem Core entweichen. Maßgeblich hierfür ist die Temperaturentwicklung im Core bei Ausfall der Zwangskühlung und abnehmendem Primärkreislaufdruck. Diese geht aus Abb. 8 hervor, die den Verlauf der mittleren und maximalen Brennelementtemperatur über der Zeit zeigt. Mit eingetragen sind die Temperaturen, die sich bei einer schnellen Druckentlastung des Primärkreislaufs ergeben. Wie man sieht, unterscheiden sich die Kurven in der Anfangszeit kaum, und auch langfristig ergibt sich in der mittleren Brennelementtemperatur nur ein Unterschied von ca. 100°C. Der geringe Unterschied ist deshalb wichtig, weil die Spaltproduktfreisetzung aus den Brennelementen nur für den Fall der schnellen Druckentlastung gerechnet wurde. Wie man sieht, steigen die maximalen Brennelementtemperaturen nur knapp über 1500°C an. Damit liegt man noch etwa 100°C unter dem Grenzwert von 1600°C. Die zugehörige Freisetzung radiologisch relevanter Spaltprodukte aus den Brennelementen und dem Primärkreislauf bei einer langsamen Druckentlastung über das Dampferzeugerleck ist in Abb. 9 dargestellt, und zwar für die Nuklide Jod-131, Cäsium-137 und Strontium-90. Aufgetragen ist jeweils die integrale Freisetzung über der Zeit. Die durchgezogenen Kurven gel-

ten für die Freisetzung aus den Brennelementen und die gestrichelten Kurven für die Freisetzung aus dem Primärkreislauf. Der Abbildung ist zu entnehmen, daß nur wenig von dem, was die Brennelemente an Cäsium und Strontium während der Coreaufheizung abgeben, den Primärkreislauf tatsächlich verläßt. Dies hat zwei Gründe. Zum einen wird ein großer Teil in den Reflektoren zurückgehalten. Gerechnet wurde pessimistisch mit einer 90%igen Rückhaltung. Zum zweiten erfolgt die Freisetzung in den Primärkreislauf im wesentlichen erst nach der Druckentlastung. Es fehlt daher ein effektiver Mechanismus, um die Spaltprodukte aus dem Primärkreislauf herauszutreiben. Die thermische Expansion des Gases im Reaktordruckbehälter hat nur einen geringen Austreibeffekt und ist praktisch nach 100 h abgeschlossen. Danach setzt Abkühlung des Primärkreislaufs ein.

Große Unsicherheiten bestehen bei der Behandlung der Jod-Freisetzung. Bei Betriebstemperatur wird das aus der Uran-Kontamination gebildete Jod offensichtlich gut im Brennelementgraphit zurückgehalten, wie man aus Betriebserfahrungen weiß. Bei hohen Temperaturen verliert der Graphit diese Fähigkeit, so daß das im Graphit akkumulierte Jod schließlich vollständig entweicht. Unklar ist, bei welcher Temperatur und damit zu welcher Zeit das geschieht. Findet dieser Vorgang noch während der Entlastungsphase statt, so wird praktisch das aus der Uran-Kontamination gebildete Jod vollständig aus dem Primärkreislauf ausgetrieben. Das führt zu einer kumulierten Jodfreisetzung von 390 Ci (Abb. 9), wovon wir in der Trendanalyse ausgegangen sind. Eine Rückhaltung auf dem Freisetzungsweg wurde dabei nicht berücksichtigt. Erfolgt die Freisetzung aus dem Graphit erst nach der Druckentlastung, so reduziert sich die Jodabgabe aus dem Primärkreislauf auf 70 Ci. Dieser Wert gilt auf jeden Fall für die schnelle Druckentlastung bei Lecks im Primärkreislauf.

4. Lecks im Primärkreislauf

In geringem Umfang tragen auch Lecks im Primärkreislauf zum Risiko des HTR-MODUL bei. Als wichtig erwiesen sich die Fälle, in denen das ausströmende Gas ungefiltert und bodennah an die Umgebung abgegeben wird. Dies ist der Fall, wenn Lecks größer als 2 cm^2 auftreten oder wenn bei darunterliegenden Lecks die Filteranlage der Primärzelle ausfällt. Neben der Kühlgasaktivität wird dabei auch ein Teil der staubgebundenen Aktivität abgegeben. Der Anteil wurde bei allen Leckgrößen mit 1 % angesetzt, weil selbst das Referenzleck von 33 cm^2 nur zu einer Erhöhung der Strömungsgeschwindigkeit im Primärkreislauf von 20 % führt. Größere Lecks sind konstruktiv ausgeschlossen. Wichtig ist auch, daß bei Lecks mit ungefilterter Abgabe des Gases die Druckentlastung und die Coreaufheizung zeitlich entkoppelt sind. Zum Beispiel dauert beim Referenzleck die Druckentlastung ganze 15 Minuten. Bei Lecks von 2 cm^2 ist der Druckausgleich spätestens nach 3 h erreicht. Einziger Transportmechanismus für die später bei der Coreaufheizung in den Primärkreislauf freigesetzten Spaltprodukte ist auch hier wieder die thermische Expansion des Kühlgases, die bekanntlich gering ist.

5. Freisetzungskategorien und Risiko

Tab. 2 zeigt das Ergebnis der Trendanalyse im Zusammenhang. Wie in Risikoanalysen üblich, sind die Störfälle, die zum Risiko beitragen, in Kategorien zusammengefaßt. Diese Kategorien sind identisch mit einzelnen charakteristischen Ereignisabläufen, die in der Beschreibung stichwortartig angegeben sind. Insgesamt ließen sich die Störfälle mit relevanter Freisetzung in 5 Kategorien einordnen. Die fünfte Katego-

FREISETZUNGSFÄLLE / KATEGORIEN		HÄUFIGKEIT	ZEIT	IN UMGEBUNG FREIGESETZTER ANTEIL DES COREINVENTARS				
Nr.	Beschreibung	pro Jahr	Stunden	Kr-Xe ($2{,}2\cdot10^7$)	J ($2{,}6\cdot10^7$)	Cs ($8{,}4\cdot10^5$)	Sr-Ba ($2{,}2\cdot10^7$)	Te-Sb ($7{,}4\cdot10^6$)
WT	WASSEREINBRUCH Dampferzeuger-Entlastungsleitung offen *Langsame Druckentlastung* Coreaufheizung Leck-bodennahe Freisetzung	$6\cdot10^{-6}$ Anteil DEL: 100%	0-5 5-10 10-100	$2\cdot10^{-7}$ $6{,}3\cdot10^{-5}$ $7\cdot10^{-5}$	$1{,}8\cdot10^{-7}$ $6{,}3\cdot10^{-5}$ $7\cdot10^{-5}$	$1{,}6\cdot10^{-4}$ $1{,}6\cdot10^{-4}$ $1{,}6\cdot10^{-4}$	$3{,}1\cdot10^{-6}$ $3{,}1\cdot10^{-6}$ $3{,}1\cdot10^{-6}$	$1{,}8\cdot10^{-7}$ $6{,}3\cdot10^{-5}$ $7\cdot10^{-5}$
W	WASSEREINBRUCH Primärkreislauf kurzzeitig offen Kamin	$3{,}5\cdot10^{-6}$ DEL: 100%	4-4,2	$2\cdot10^{-8}$	$7\cdot10^{-8}$	$4{,}8\cdot10^{-5}$	$9{,}4\cdot10^{-7}$	$7\cdot10^{-8}$
ST	DRUCKENTLASTUNG Coreaufheizung Leck-bodennahe Freisetzung	$9\cdot10^{-8}$ PKL_K~98%	0-0,25 0,25-100	$2\cdot10^{-8}$ $1{,}3\cdot10^{-5}$	$2\cdot10^{-10}$ $1{,}3\cdot10^{-5}$	$8{,}3\cdot10^{-7}$ $3{,}8\cdot10^{-6}$	$6\cdot10^{-8}$ $2{,}1\cdot10^{-7}$	$2\cdot10^{-10}$ $1{,}3\cdot10^{-5}$
S2	DRUCKENTLASTUNG Leck-bodennahe Freisetzung Coreaufheizung Leck-Filter-Kamin	$4\cdot10^{-5}$ PKL_K: 75%	0-0,25	$2\cdot10^{-8}$	$2\cdot10^{-10}$ $\hat{=}10^{-3}$Ci J-131	$8{,}3\cdot10^{-7}$ $\hat{=}$ 0,4 Ci Cs-137	$6\cdot10^{-8}$ $\hat{=}6\cdot10^{-3}$Ci Sr-90	$2\cdot10^{-10}$
S1	COREAUFHEIZUNG Primärkreislauf kurzzeitig offen *Kamin*	10^{-4} AHK~100%	15-15,2	10^{-5}	$2\cdot10^{-11}$ $\hat{=}10^{-4}$Ci J-131	$2\cdot10^{-7}$ $\hat{=}$ 0,1 Ci Cs-137	$4{,}5\cdot10^{-9}$ $\hat{=}2\cdot10^{-3}$Ci Sr-90	$2\cdot10^{-11}$

Tab. 2: Freisetzungskategorien für den HTR-Modul. DEL: Dampferzeugerleck; PKL_K: (Kleineres) Primärkreislaufleck; AHK: Ausfall Hauptkühlsystem

rie S1 nimmt dabei insofern eine Sonderstellung ein, als hier ein Störfall erfaßt wird, bei dem es von der Anlagenauslegung her nicht zu einer Aktivitätsfreisetzung kommen soll. Der Ansprechdruck des Druckbegrenzungsventils soll nach Auskunft des Anlagenherstellers so eingestellt werden, daß er bei Ausfall der Zwangskühlung mit Versagen der Gasreinigungsanlage nicht erreicht wird. Nach unserer Analyse müßte dazu der Ansprechdruck erhöht werden.

Freisetzungs-kategorie	Häufigkeit [a^{-1}]	Frühschäden	Spätschäden KS_{min}	$\overline{KS}$	KS_{max}	Kollektivrisiko Spätschäden
WT	$6 \cdot 10^{-6}$	0	0	5	55	$3 \cdot 10^{-5}$
W	$3{,}5 \cdot 10^{-6}$	0	0	1	18	$5 \cdot 10^{-6}$
ST	$9 \cdot 10^{-8}$	0	0	-	1	0
S1	$4 \cdot 10^{-5}$	0	0	-	-	$6 \cdot 10^{-7}$
S2	10^{-4}	0	0	-	-	$9 \cdot 10^{-7}$

Tab. 3: Charakteristische Größen der Kollektivschäden und -risiken nach erfolgter Freisetzung (Erwartungswerte für HTR-Modul)

Die Kategorien W und WT fassen die Wassereinbruchstörfälle zusammen. Für den Wassereinbruch mit langsamer Druckentlastung des Primärkreislaufs über das Dampferzeugerleck und den offenen Sekundärkreislauf (Kategorie WT) wurde eine Häufigkeit von $6 \cdot 10^{-6}$/a errechnet. Die Freisetzungszeit wurde in drei Abschnitte unterteilt. Hiervon erfaßt der Zeitraum bis 10 h die eigentliche Druckentlastungsphase. Im Zeitraum bis 5 h wird praktisch nur die Kühlgasaktivität und die vom Dampferzeuger abgelöste Aktivität abgegeben. Nach 5 h wurde dann aufgrund der bis dahin erreichten Brennelementtemperaturen der Durchbruch der aus der Uran-Kontamination stammenden flüchtigen und gasförmigen Spaltprodukte unterstellt. Dadurch ist der starke Anstieg der freigesetzten Anteile um mehr als zwei Größenordnungen zu erklären. Die Freisetzung wurde aus programmtechnischen Gründen für die anschließenden Unfallfolgerechnungen als Anteil des Coreinventars an Spaltprodukten ausgedrückt. Dies führt immer dann zu einer Überschätzung der Unfallfolgen, wenn es sich um die Freisetzung von abgelagerten Spaltprodukten handelt, weil dann die relativ kurzlebigen Nuklide dieser Gruppe nicht vorhanden sind.

Bei der Kategorie W handelt es sich um den Wassereinbruch mit Ansprechen des Druckbegrenzungsventils und ungefilterter Abgabe von ca. 10 % des Gasinventars im Primärkreislauf über Kamin. Die Freisetzung erfolgt in der Zeit zwischen 4 und 4,2 h. Abgegeben werden 10 % der Kühlgasaktivität und 30 % der Spaltprodukte, die von der Dampferzeugeroberfläche abgelöst werden. Hierbei ist unterstellt, daß sich die abgelösten Spaltprodukte ausschließlich in der Gasatmosphäre des Dampferzeugerbehälters befinden, über den das ausströmende Gas den Primärkreislauf verläßt. Dadurch kommt der Wert von 30 % zustande.

Die mit S bezeichneten Freisetzungskategorien erfassen die Druckentlastungsstörfälle, wobei das S zum Ausdruck bringen soll, daß staubgebundene Aktivität abgegeben wird. In beiden Kategorien dominieren kleine Primärkreislauflecks wegen ihrer größeren Eintrittshäufigkeit. Bei der Kategorie ST wurde zwischen zwei Freisetzungsphasen unterschieden, nämlich die der Druckentlastung und die der anschließenden Coreaufheizung bis 100 h. In der Phase der Druckentlastung wird nur die Kühlgasaktivität und 1 % der staubgebundenen Aktivität abgegeben. In der Phase der Coreaufheizung erhöhen sich insbesondere die Freisetzungsanteile für die flüchtigen und gasförmigen Spaltprodukte. In der Kategorie S2 spielen diese keine Rolle mehr, weil die Abgabe gefiltert und über Kamin erfolgt.

Für die ermittelten Freisetzungsanteile des Coreinventars und die Freisetzungszeiten wurden mit dem Programm UFOMOD/B03[5] die Unfallfolgen errechnet. Das Ergebnis ist, aufgeschlüsselt nach den einzelnen Freisetzungskategorien, in Tab. 3 aufgelistet. Frühschäden sind, wie bei den niedrigen Freisetzungswerten zu erwarten, überhaupt nicht zu verzeichnen. Die höchsten, praktisch aber vernachlässigbaren Spätschadenszahlen ergeben sich für die Kategorie WT. Sie dominiert auch für das insgesamt sehr kleine Kollektivrisiko. Einen kleinen Beitrag liefert noch die Kategorie W, alle anderen sind vernachlässigbar. Gebiete, in denen die Dosis so hoch wird, daß die Bevölkerung sofort oder auch später umgesiedelt werden sollte, bilden sich nie aus.

In den Kategorien W und WT ergibt sich eine deutliche Reduzierung der Spätschadenszahlen, wenn der geringere Wert der Cäsiumablösung von der Dampferzeugeroberfläche in Ansatz gebracht wird. Außerdem läßt sich die Häufigkeit der Kategorie WT durch einfache technische Maßnahmen auf 10^{-6}/a drücken. Insgesamt würde das bedeuten, daß das kollektive Spätschadensrisiko beider Kategorien zusammen auf etwa 10^{-6}/a abnehmen würde. Es käme dann in die gleiche Größenordnung wie das der Kategorie S1.

6. Zusammenfassung und Schlußfolgerung

Die Trendanalyse zeigt, daß das durch Störfälle beim HTR-MODUL verursachte Kollektiv- und Individualrisiko außerordentlich gering ist. Ausschlaggebend hierfür sind die kleinen Mengen radioaktiver Stoffe, die im Störfall freigesetzt werden können. Die hierfür errechneten Spätschäden sind zahlenmäßig so gering, daß eine weitere Verminderung durch Schutzmaßnahmen in der Umgebung nicht mehr möglich ist. Die Berücksichtigung des neueren Kenntnisstandes über die Ablösung im Primärkreislauf abgelagerter radioaktiver Stoffe läßt eine weitere Reduzierung der Spätschadenszahlen und damit des Risikos erwarten.

Die Trendanalyse hat auch Hinweise geliefert, wie durch einfache technische Maßnahmen das Risiko weiter reduziert werden kann und an welchen Stellen ohne Einbuße an Sicherheit Einsparungen möglich sind. So läßt sich die Häufigkeit des Störfalls, der den Hauptbeitrag zum Risiko liefert, leicht um eine halbe bis eine Größenordnung reduzieren. Die vorgesehene dreifache Redundanz der Flächenkühler erwies sich als nicht notwendig.

Da die Analyse auf einen einzelnen Modul beschränkt wurde, lassen sich die Ergebnisse nicht ohne weiteres auf eine Mehr-Modul-Anlage übertragen. Dies liegt an den bestehenden Abhängigkeiten zwischen den Modulen, die sich sowohl auf die Störfallabläufe als auch auf die Störfallhäufigkeiten auswirken.

7. Literatur

[1] Wolters, J.; Kröger, W. et al.
Zum Störfallverhalten des HTR-MODUL
Eine Trendanalyse
Jül-Spez-260, Juni 1984

[2] Kröger, W.; Wolters, J. et al.
Zum Störfallverhalten des HTR 500
Eine Trendanalyse
Jül-Spez-220, September 1983

[3] Krohn, H.F.
Freisetzung von Spaltprodukten aus dem Core eines Kugelhaufenreaktors bei Störfällen mit Coreaufheizung
Jül-1791, Juli 1982

[4] Iniotakis, N.
Einfluß des Wassers bzw. Wasserdampfes auf die Remobilisierung von an Metalloberflächen abgelagertem Cäsium
IRB IB-3/85, Juni 1985

[5] Ehrhardt, J.; Bayer, A.
Der Einsatz des Unfallfolgenmodells der DRS bei Risikoabschätzungen zu verschiedenen Reaktortypen.
KfK-Nachr. Jahrg. 14 4/82, S. 269-277

Erfahrungen mit dem AVR aus sicherheitstechnischer Sicht

G. Ivens, K. Krüger

Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor, Jülich

1. Einleitung

Das 15 MW Versuchskraftwerk der AVR wurde in den fünfziger Jahren geplant und ging 1967 ans Netz. Nach dem Dragon-Projekt in England und dem Kraftwerk Peach Bottom 1 in USA sollte es als deutsche Prototypanlage die Machbarkeit und Funktionsfähigkeit eines Kraftwerks mit Hochtemperaturreaktor – hier insbesondere mit Kugelhaufenreaktor – unter Beweis stellen.

Die durchweg guten Betriebserfahrungen mit der Anlage sowie die Möglichkeit, Wärme auf hohem Temperaturniveau auszukoppeln, führten zu einer Erweiterung der Aufgabenstellung dahingehend, daß die Möglichkeiten zur Prozeßwärmeerzeugung mit einer solchen Anlage erkundet werden sollten. Da Prozeßwärme ohne große Verluste nicht über weite Strecken transportiert werden kann, muß auch die Kompatibilität eines solchen HTR-Kraftwerks mit dem Prozeßwärmeverbraucher, z.B. einer chemischen Fabrik, nachgewiesen werden. Das bedeutet, daß an das Sicherheitsverhalten eines HTR mit Prozeßwärmeauskopplung ganz besondere Anforderungen zu stellen sind.

Anhand einiger ausgewählter Themen soll daher im folgenden über die sicherheitstechnischen Erfahrungen mit dem AVR berichtet werden.

2. Kurzbeschreibung der Anlage

Der Reaktor des Kraftwerks ist in integrierter Bauweise ausgeführt, d.h. Reaktorkern, Dampferzeuger sowie der gesamte Kühlgaskreislauf einschließlich der Gebläse sind in zwei konzentrischen Stahlbehältern untergebracht. Der Ringspalt dazwischen ist mit Reinhelium als Sperrgas unter etwas erhöhtem Druck gefüllt. In seinem zylindrischen Teil befindet sich außerdem eine erste biologische Abschirmung (Abb. 1).

Etwa 100.000 kugelförmige Brennelemente enthalten das Schwermetall in Form beschichteter Teilchen und bilden als Kugelschüttung den Reaktorkern. Graphit dient als Neutronenreflektor und ist zur Wärmeisolierung allseitig von Kohlestein umgeben. Der Dampferzeuger ist oberhalb des Reaktorkerns aufgehängt.

Das Kühlmittel Helium hat einen Druck von 10,8 bar und wird mittels zweier Gebläse von unten nach oben durch die Kugelschüttung und den Dampferzeuger gefördert. Die mittlere Heißgastemperatur betrug zunächst auslegungsgemäß 850°C und ist 1974 auf 950°C angehoben worden.

Der Graphit-Seitenreflektor ragt mit 4 säulenförmigen Auswölbungen in die Kugelschüttung und enthält dort in senkrechten Bohrungen je einen Abschaltstab. Während des Betriebes werden die Brennelemente dem Reaktorkern unten entnommen und von oben wieder zugegeben. Dabei wird von jeder Kugel der Abbrand bestimmt. Diejenigen mit dem höchsten Abbrand werden ausgeschleust und durch frische ersetzt. Von den rückgeführten Brennelementen werden die weniger stark abgebrannten in die Randzone des Reaktorkerns, die stärker abgebrannten ins Zentrum gefördert. Damit erhält man ein 2-Zonen-Core zur Abflachung des radialen Temperaturprofils. Während eines Vollastjahres wird der Kugelinhalt des Kerns durchschnittlich zweimal umgewälzt.

Der Dampferzeuger hat vier parallele Bensonsysteme. Die Dampferzeugerrohre sind aus ferritischen Stählen, wie sie im konventionellen Dampferzeugerbau üblich sind. Sie durchdringen in 120 Durchführungen die Deckel der beiden Druckbehälter.

Die beiden Kühlgasgebläse sind elektrisch angetrieben und haben ölgeschmierte Lagerung. Die Drehzahlregelung erfolgt über einen Frequenzumformer und Asynchronmotoren. Helium als Sperrgas verhindert einerseits das Eindringen von Öl in das Kühlgas und andererseits von Kühlgas ins Motorgehäuse.

Der Brennstoff besteht aus oxidischen Partikeln, die von mehrlagigen Beschichtungen umhüllt sind. Es sind Pyrokohlenstofflagen mit unterschiedlichen Eigenschaften und zum Teil zusätzlich mit einer Silizium-Karbid-Schicht. Die Beschichtungen zeichnen

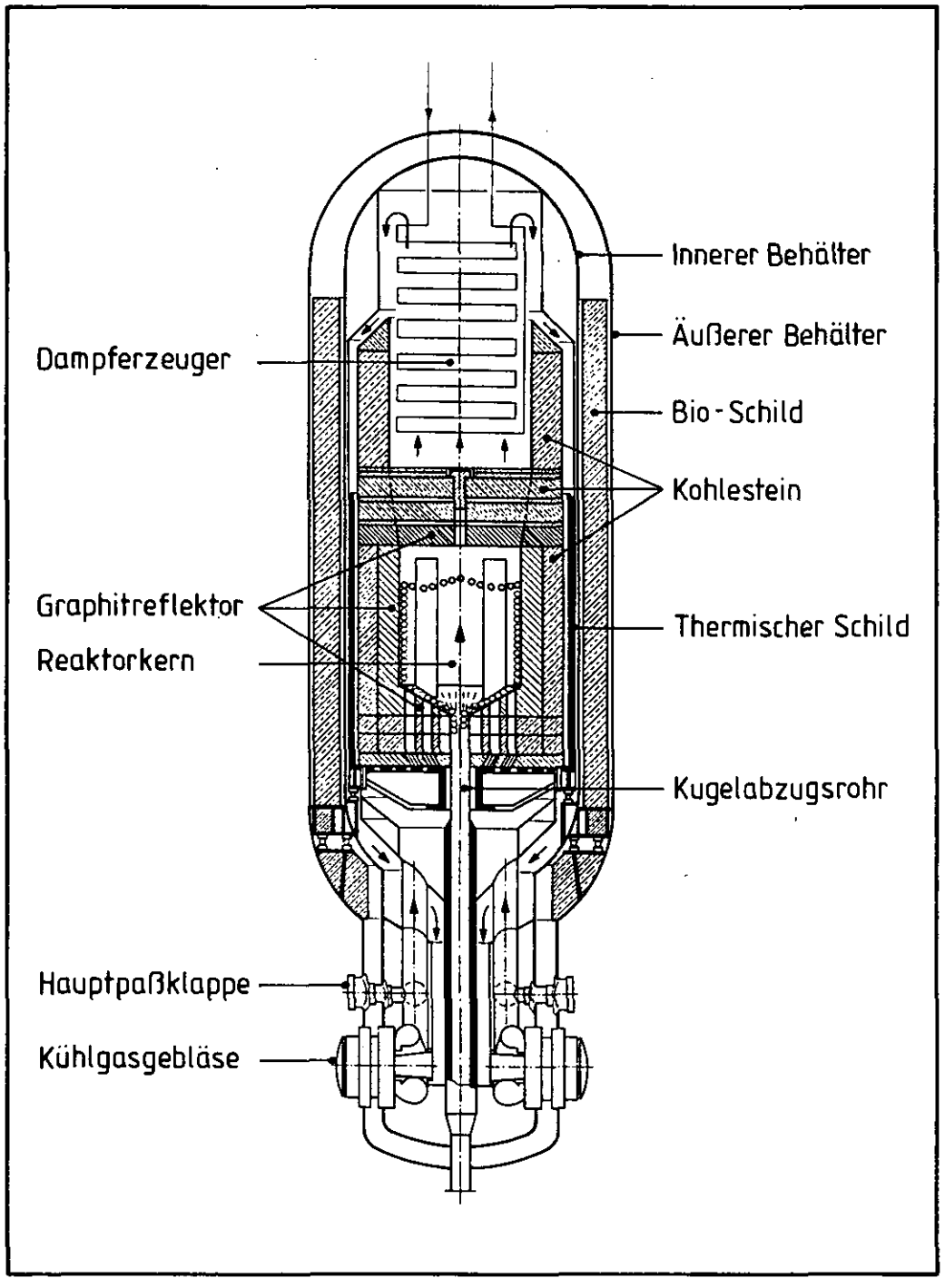


Abb. 1:
Aufbau des AVR-Reaktors

sich durch hohe Temperatur- und Strahlenbeständigkeit und vor allem durch ausgezeichnete Dichtheit während ihrer gesamten Lebensdauer aus. Bei hohen Innendrücken und Temperaturen bis oberhalb 1200°C behalten sie ihr Rückhaltevermögen mehrere Jahre lang, obwohl sie zusätzlich noch durch hohe Dosen an schnellen Neutronen und durch den Recoilbeschuß von innen beansprucht werden.

Die oben erwähnte Abbrandmessung der Brennelemente ist im Lauf der Betriebszeit weiterentwickelt worden. Sie erfolgt heute durch Messung der γ-Strahlung des Cs-137 und hat sich als sehr zuverlässig erwiesen. Von den Reaktorhilfsanlagen sei hier nur die Gasreinigungsanlage erwähnt, die in einem Bypaß alle gasförmigen Verunreinigungen aus dem Kühlgas entfernt. Das Druckbehältersystem sowie alle kühlgasführenden Hilfssysteme sind in einem Containment untergebracht, das zur weiteren Abschirmung von einem Betongebäude umgeben ist.

Die Tab. 1 zeigt die wesentlichen Auslegungsdaten des Reaktors.

3. Aktivitätsfreisetzung

Für die Aktivitätsfreisetzung im Normalbetrieb und im Störfall ist das Verhalten der Brennelemente, insbesondere ihre Rückhaltefähigkeit für Spaltprodukte,

Thermische Leistung	46	MW
Mittl. Leistungsdichte im Reaktorkern	2,6	MW/m³
Elektrische Bruttoleistung	15	MW
Kühlgasdruck	10,8	bar
Heißgastemperatur (mittl.)	950	°C
Kaltgastemperatur	275	°C
He-Massenstrom	13	kg/s
Zahl der Gebläse	2	
Frischdampfdruck	72	bar
Frischdampftemperatur	505	°C
Frischdampfmassenstrom	56	t/h

Tab. 1: AVR-Auslegungsdaten

von besonderer Bedeutung. Im AVR sind bisher 14 verschiedene Brennelementsorten eingesetzt worden. Der bisherige Betrieb hat die guten Rückhalteeigenschaften der Brennelemente demonstriert[1]. Die wesentlichen Ergebnisse der Brennelementerprobung lassen sich wie folgt zusammenfassen:

- Die Brennelemente mit hochangereichertem, karbidischem Brennstoff $(U,Th)C_2$ mit Pyrokohlenstoffbeschichtung (ohne Silizium-Karbid) zeigen bis zu Heißgastemperaturen von 900°C ein gutes Rückhaltevermögen für alle Spaltprodukte. Bis zu höchsten Abbränden treten keine Beschichtungsschäden auf. Beim 950°C Betrieb wurde von diesen Brennelementen Strontium freigesetzt. Dadurch werden Wartungsarbeiten am Primärkreislauf erschwert und die Oxidationsrate des Brennelementgraphits erhöht.
- Brennelemente mit hochangereichertem, oxidischem Brennstoff $(U,Th)O_2$ mit Pyrokohlenstoffbeschichtung (ohne Silizium-Karbid) zeigen auch bei Heißgastemperaturen bis 950°C ein ausgezeichnetes Verhalten. Ganz vereinzelt werden bei Abbränden > 15 % fima Beschichtungsschäden beobachtet, die aber nicht zu meßbaren Spaltproduktfreisetzungen führen. Insbesondere erfüllen die seit 1974 im AVR eingesetzten Elemente aus der Produktion für den 300 MW-THTR alle in sie gesetzten Erwartungen.
- Der seit 1982 laufenden Erprobung von Elementen mit niedrigangereichertem, oxidischem Brennstoff (ohne Thorium) mit Pyrokohlenstoff-Silizium-Karbid-Beschichtung wird besondere Aufmerksamkeit gewidmet. Ihr ausgezeichnetes Rückhaltevermögen bei Heißgastemperaturen bis 950°C wird durch die derzeit besonders geringe Kühlgasaktivität bestätigt. Wegen des noch relativ geringen Abbrandes dieser Elemente lassen sich noch keine abschließenden Aussagen machen.

4. Aktivitäten im Kühlgas und Störfallfreisetzung

Die Messung der Edelgasaktivität im Primärsystem stellt eine integrale Qualitätskontrolle für die Rückhaltefähigkeit der Brennelemente dar. Seit der Entnahme der Brennelemente älterer Bauart ist das Aktivitätsinventar auf ca. 20 Ci im stationären Betrieb gesunken. Dieser niedrige Wert ist im wesentlichen auf die geringe herstellungsbedingte Urankontamination der Brennelemente zurückzuführen. Nennenswerte Schäden an den Partikelbeschichtungen können ausgeschlossen werden.

Die aus den Brennelementen freigesetzten kondensierbaren Spaltprodukte sind teils dampfförmig vorhanden, zum größeren Teil aber auf den Primärkreisoberflächen und auf dem Graphitstaub abgelagert. Im Mittel sind die in Tab. 2 aufgeführten Aktivitäten stationär als Inventar im Kühlgas vorhanden:

Edelgase	~ 20	Ci
Tritium	1,6	Ci
C 14 (als CO und CO_2)	8	mCi
Sr 90	2	µCi
Cs 134	2	µCi
Cs 137	4	µCi
Ag 110m	2	µCi
J 131	2	µCi

Tab. 2: Mittleres Aktivitätsinventar des Kühlgases (bei 950°C-Betrieb)

Bei einem Druckentlastungsstörfall können schlimmstenfalls diese Aktivitäten ins Containment gelangen. Selbst wenn sie von dort ungefiltert und unverzögert ins Freie kommen, wäre die dadurch verursachte Umgebungsbelastung bedeutungslos. Eine ungefilterte Abgabe ist aber keinesfalls zu erwarten.

5. Betriebliche Aktivitätsableitungen

Die gute Rückhaltefähigkeit der Brennelemente und damit das niedrige Aktivitätsinventar des Kühlgases führen dazu, daß auch nur geringe Aktivitäten nach außen abgeleitet werden. Sie stammen im wesentlichen aus dem Regeneriergas der Kühlgasreinigungsanlage, das nach Abklingen der kurzlebigen Edelgasisotope abgeleitet wird und aus Freisetzungen, die bei Reparatur- und Wartungsarbeiten im Primärkreislauf auftreten. Tab. 3 zeigt die an die Atmosphäre abgegebenen Aktivitäten. Die letzte Zeile der Tab. enthält die uns behördlich auferlegten Jahresgrenzwerte für die Aktivitätsabgabe. Wenn diese Aktivitäten freigesetzt werden, würde der maximale Wert der Dosisbelastung an der ungünstigsten Einwirkungsstelle 1,3 mrem/a Ganzkörperdosis betragen. Den Hauptbeitrag zur Umgebungsbelastung liefert C-14. Die tatsächlichen Aktivitätsabgaben haben durchweg zu Dosisbelastungen geführt, die deutlich unter 1 mrem/a lagen.

Die Flüssigableitungen sind ebenfalls außerordentlich niedrig. Über die Zahlenwerte werden hier keine An-

Jahr	Edelgase (Ci)	Tritium (Ci)	Kohlenstoff 14 (Ci)	langlebige Aerosole (10^{-6} Ci)	Jod 131 (10^{-6})
1968	15,7	nicht gemessen	nicht gemessen	< 20	nicht gemessen
1969	17,7			< 20	
1970	30,3			< 20	
1971	26,8			< 20	
1972	29,6			< 20	
1973	24,3	10		< 20	
1974	10,0	22		< 20	
1975	20,0	25		< 20	
1976	25,8	21		< 20	
1977	30,0	17		< 20	
1978	20,4	< 400		< 20	
1979	16,7	81,7		< 20	
1980	12,6	33,1	2,0	30,0	6,4
1981	41,6	58,7	2,3	12,3	4,7
1982	18,6	43,8	2,0	14,2	1,7
1983	14,5	64,7	1,4	3,8	0,15
1984	25,3	69,3	2,1	17,7	keine Angabe
Jahresgrenzwerte	100	100	10	1000	500

Tab. 3: Jährliche Aktivitätsabgabe mit der Abluft

gaben gemacht, weil das Abwasser des AVR von der Kernforschungsanlage Jülich aufgearbeitet und dann zusammen mit den anderen KFA-Abwässern abgeleitet wird.

6. Strahlenbelastung des Betriebspersonals

Hochtemperaturreaktoren stehen in dem Ruf, gute Voraussetzungen für besonders niedrige Strahlenbelastungen des Personals zu liefern. Die Hauptursache dafür liegt in dem niedrigen Aktivitätsinhalt des Kühlmittels. Bei Anlagen mit Spannbetonbehältern wird zudem die Direktstrahlung aus dem Reaktorkern nahezu vollständig abgeschirmt. Kugelhaufenreaktoren liefern besonders günstige Voraussetzungen bei der Handhabung bestrahlter Brennelemente.

Die AVR-Anlage spiegelt hinsichtlich ihrer Auslegung den Entwicklungsstand von etwa 1960 wider und nutzt daher die gegebenen Möglichkeiten nur teilweise aus. So liefert der in Abb. 1 erkennbare erste biologische Schild im Ringspalt zwischen den beiden Druckbehältern nur eine unvollständige Abschirmung der Direktstrahlung. Das Containment kann deshalb während des Betriebs nur eingeschränkt begangen werden. Da sich dort aber zahlreiche Hilfseinrichtungen und Komponenten befinden, die eines gelegentlichen Zugriffs bedürfen, stammt der größte Teil der jährlichen Strahlendosis des Personals von dieser Direktstrahlung.

Während der ersten Betriebsjahre konnten Komponenten, die sich außerhalb des Neutronenfeldes im Kühlgaskreislauf befinden, ohne Abschirmung oder sonstige Vorsichtsmaßnahmen gehandhabt werden, da ihre Kontamination außerordentlich niedrig war. Erst nach der Erhöhung der Heißgastemperatur auf 950° C setzten die Brennelemente Cäsium und, da sie damals noch überwiegend karbidischen Brennstoff enthielten, Strontium frei. Diese radioaktiven Spaltprodukte befinden sich als Oberflächenbelegung u.a. auf Graphitstaub, der mit dem Kühlgas auf alle Primärkreisoberflächen verteilt wird. Seitdem werden Arbeiten an Primärkreiskomponenten überwiegend unter Atemschutz ausgeführt. Das macht die Arbeiten zwar schwieriger und zeitaufwendiger, hat aber verhindert, daß die Kontaminationen zu einem Anstieg der Personendosis geführt haben. Seit einiger Zeit haben die Brennelemente mit karbidischem Brennstoff ihren vollen Abbrand erreicht und sind dem Reaktorkern entnommen und durch solche mit oxidischem Brennstoff ersetzt worden. Seitdem beobachten wir eine deutliche Abnahme der Strontium-Kontaminationen.

In der Abb. 2 sind die integralen Jahresdosen des Betriebspersonals seit der Inbetriebnahme zusammengestellt. Man erkennt zunächst, daß in den ersten drei Betriebsjahren erhöhte Belastungen auftraten. Dies lag an besonders wartungsbedürftigen Komponenten im Strahlenfeld innerhalb des Containments. Nachdem einige dieser Komponenten durch bessere ersetzt oder an Orte mit geringerer Direktstrahlung verlegt worden waren, stellte sich eine jährliche integrale Dosis von etwa 50 rem ein. In den Jahren 1978, 1979

und 1980 lagen die Werte wieder höher, weil die Folgen des Wassereinbruchs in den Primärkreislauf beseitigt werden mußten.

7. Störfälle mit Wassereindringen in den Reaktorkern

Wenn beim HTR während des Reaktorbetriebs Wasser in den Kühlgaskreislauf gelangt, so reagiert dieses mit dem Graphit der Brennelemente und der heißen Reflektorteile. Im Kreislauf liegt schließlich ein Gemisch aus Helium, Wasserdampf, CO und H_2 bei erhöhtem Druck vor. Dieser Störfall wird durch folgende Maßnahmen beherrscht:

- rasches Erkennen des Störfalls und Abschalten des Reaktors,
- Begrenzung der Wassermenge, die im schlimmsten Fall eindringen kann, außerdem sofortiges Abschotten des Dampferzeugers,
- Verhinderung der Bildung zündfähiger Gemische mit der Luft des Containments, z.B. durch frühzeitige Druckentlastung, solange noch keine nennenswerten Wassergaskonzentrationen vorliegen,
- wenn dies nicht möglich oder zu aufwendig ist, muß beim Ansprechen der Sicherheitsventile das austretende Gasgemisch in Behältern mit Wasservorlage aufgefangen werden,
- die Kernauslegung muß so erfolgen, daß durch einen Dampfeinbruch keine unzulässige Reaktivitätserhöhung eintritt.

Die bisher verwirklichten oder konzipierten HTR-Anlagen erfüllen alle diese Bedingungen sicher. Immerhin muß man auch bei sorgfältigster Überwachung während der Herstellung damit rechnen, daß während der Lebensdauer eines Kraftwerks ein Dampferzeugerschaden auftritt. In der Praxis kann man zwar davon ausgehen, daß er mit einem sehr kleinen Leck beginnt und sehr rasch detektiert wird. Man muß aber auch ein plötzlich auftretendes großes Leck beherrschen.

Beim AVR trat im Mai 1978 ein Leck in einem Endüberhitzerrohr des Dampferzeugers auf. Das Leck war zunächst so klein, daß der Vollastbetrieb dadurch nicht beeinträchtigt und die Ursache an einer anderen Stelle als im Dampferzeuger vermutet wurde. Nachdem der Reaktor aus anderen Gründen abgeschaltet worden war, der Dampferzeuger aber immer noch unter vollem Wasserdruck gehalten wurde, vergrößerte sich das Leck, und es drangen 27,5 Tonnen Wasser in den Primärkreislauf ein.

Nach Entfernen des eingedrungenen Wassers wurde der entsprechende Rohrstrang des Dampferzeugers abgeschottet und die Anlage wieder in Betrieb genommen. Trotz der großen Wassermenge trat bei diesem Störfall keinerlei Gefährdung auf. Das Orten des Lecks, die Entfernung des Wassers und das anschließende Trocknen des Primärkreises waren jedoch sehr zeitraubend. Es mußten besondere Einrichtungen zum gefahrlosen Ablassen des kontaminierten Wassers geschaffen werden. Schließlich blieben doch noch einige Wasserpfützen übrig, die nur durch mehrwöchiges Evakuieren des Primärkreises entfernt werden konnten.

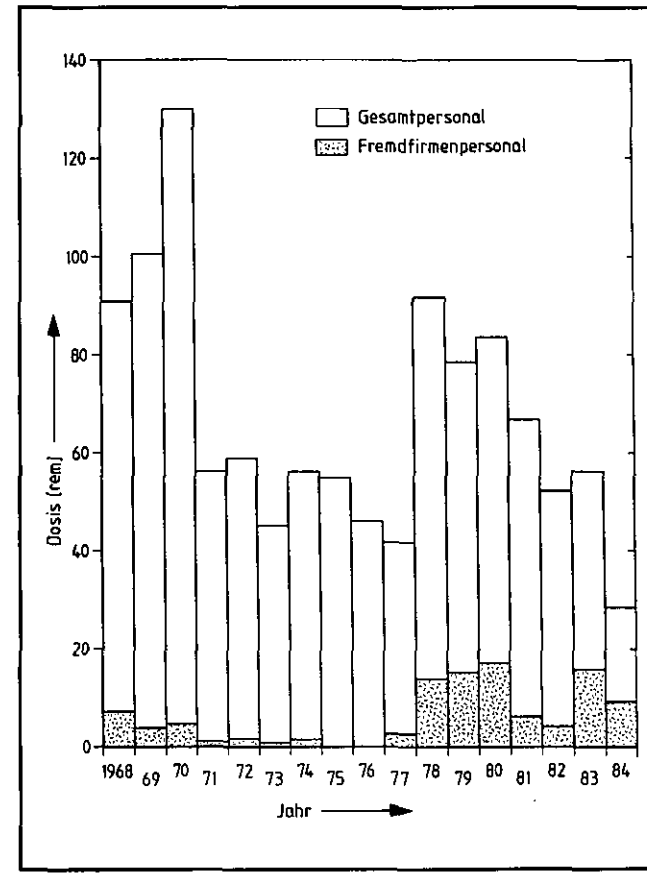


Abb. 2: Jährliche integrale Strahlendosen des Personals (AVR)

Die Wiederinbetriebnahme des Kraftwerks erfolgte in drei Phasen:

- Trocknen mit nuklearer Aufheizung bis maximal 650°C und zwei Drittel Leistung (ab Anfang 1979),
- Vollastbetrieb bei maximal 850°C (ab Juli 1980),
- Vollastbetrieb bis maximal 950°C (ab März 1983).

Einige tausend Brennelemente hatten für einige Wochen unter Wasser gestanden. Ein Teil davon wurde entnommen und untersucht. Es zeigte sich, daß keinerlei Schäden aufgetreten waren, so daß die übrigen Elemente im Reaktor belassen wurden.

Der AVR-Dampferzeugerschaden ist ein typisches Beispiel dafür, daß ein großer Wassereinbruch bei einem HTR nicht mit Sicherheit vermieden werden kann, aber beherrschbar ist und überdies normalerweise harmlos abläuft. Es wurden auch wichtige Erkenntnisse gewonnen, die sowohl bei einem nochmaligen Auftreten am AVR als auch bei Folgeprojekten eine wesentlich raschere Beseitigung der Störfallfolgen ermöglichen.

8. Versuche zur Simulation des Kühlmittelverluststörfalles

Zur Demonstration der günstigen Sicherheitseigenschaften des HTR wurde mit dem AVR-Reaktor eine Reihe von Versuchen durchgeführt. Zur Simulation eines Ausfalls der Kernkühlung wurde dabei – ausgehend vom Vollastbetrieb – durch Abschalten der Kühlgasgebläse und Schließen der Klappen in den Gebläsedruckstutzen die Kühlung des Reaktorkerns unterbrochen. Dadurch schaltet sich die Anlage über den negativen Temperaturkoeffizienten der Reaktivität selbsttätig ab.

Abb. 3 zeigt die bei einem Versuch im Jahre 1975 gemessenen Temperaturänderungen. Dabei wurde der Reaktor aus dem stationären Vollastbetrieb bei einer Kühlmittelaustrittstemperatur von 765°C wie oben beschrieben abgeschaltet. Der maximale gemessene Temperaturanstieg betrug ca. 200 K. Dieser Anstieg wurde in den Graphitnasen gemessen. In diesem Bereich liegen beim Betrieb die maximalen Temperaturen.

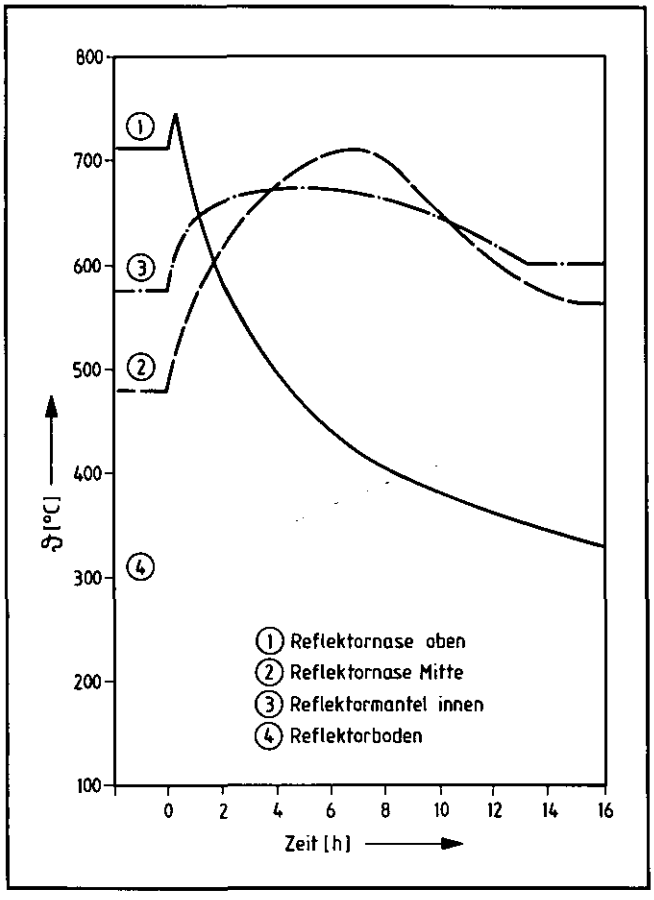


Abb. 3: Temperaturverläufe im Reflektor bei der Simulation des Kühlmittelverluststörfalls

Rechnungen haben ergeben, daß die maximale Brennstofftemperatur, die ja der direkten Messung nicht zugänglich ist, während des Versuchs nicht oder nur geringfügig über die Betriebstemperatur anstieg[2]. Dies liegt im wesentlichen daran, daß beim Verschwinden der Leistungsproduktion zunächst das Temperaturprofil im Brennelement stark abflacht. Dieser Effekt kompensiert in etwa den Anstieg der Moderatortemperatur im weiteren Störfallverlauf, so daß nach einigen Stunden die maximale Brennelement-Zentraltemperatur wieder den gleichen Wert wie beim vorhergehenden Betrieb erreicht. Die Rechenergebnisse konnten durch Vergleich der gerechneten mit den gemessenen Reflektortemperaturen bestätigt werden.

Die Abschaltstäbe wurden bei dem Versuch nicht eingefahren, um zu zeigen, daß das Funktionieren der Stäbe für das Störfallgeschehen während der ersten Stunden unerheblich ist. Deshalb wurde das System wegen des Xe-Zerfalls nach 15,3 h wieder kritisch und stabilisierte sich nach einigen Stunden auf niedrigem Leistungsniveau.

Der geschilderte Versuch unterscheidet sich von einem Kühlmittelverluststörfall dadurch, daß er bei vollem Betriebsdruck stattfand. Durch das Schließen der Klappen in den Gebläsedruckstutzen ist der konvektive Wärmetransport vom Reaktorkern zum Dampferzeuger zwar stark reduziert, es findet aber immer noch ein „interner" konvektiver Wärmeaustausch statt, der den Kern stärker kühlt, als für den Versuch eigentlich beabsichtigt ist. Der Dampferzeuger muß nämlich zur Vermeidung von Temperaturüberschreitungen mit einem Mindest-Speisewasserdurchsatz weiterbetrieben werden.

Die AVR plant nun die Durchführung von weiteren Versuchen, bei denen ein Kühlmittelverluststörfall noch besser simuliert wird. Insbesondere sollen sie bei einem Druck von 1 bar durchgeführt werden. Mit den Versuchen soll die Beherrschbarkeit eines solchen Störfalls an einer bestehenden Anlage demonstriert werden.

Es ist bei der Ausführung eines solchen Versuchs nicht möglich, den Kühlgasdruck schnell genug auf 1 bar abzusenken. Der Abpumpvorgang dauert ca. 3 Tage. Deshalb ist folgendes Vorgehen geplant:

Bei abgeschaltetem Reaktor werden der Druck auf 1 bar abgesenkt und die Klappen in den Gebläsedruckstutzen geschlossen. Dann wird der Reaktor kritisch gefahren und bei geringer Leistung betrieben, bis die Temperaturen im Kugelhaufen und im Reflektor langsam die Werte erreichen, die dem Vollastbetrieb entsprechen. Damit ist der thermische Ausgangszustand für den Beginn der Simulation des Kühlmittelverluststörfalls hergestellt. Diese Störfallsimulation geschieht nun, da die Nachwärme zu gering geworden ist, durch Nachfahren der Nachwärmekurve, wie sie sich nach Vollastbetrieb einstellen würde, mit der Spaltleistung.

Auch bei diesem Versuch muß der Dampferzeuger mit einem Mindestdurchsatz betrieben werden. Allerdings ist wegen des geringen Druckniveaus der kon-

vektive Wärmetransport vom Reaktorkern zum Dampferzeuger so klein, daß er den „echten" Störfallbedingungen entspricht.

Vor Durchführung der Versuche ist noch eine Reihe von Fragen zu klären. Insbesondere muß das Problem der genauen Leistungsmessung und der Bestimmung der Brennelementtemperaturen während der Störfallsimulation gelöst werden.

Wenn HTR-Anlagen zur Prozeß- oder Fernwärmenutzung herangezogen werden, sollten die Sicherheitseigenschaften des HTR besonders gut genutzt werden. Sowohl in den USA als auch in Deutschland werden von verschiedenen Herstellern Konzepte verfolgt, die dieser Forderung Rechnung tragen. Wir halten es deshalb für sinnvoll und wichtig, künftig das AVR-Kraftwerk mit Hilfe der vorstehend geschilderten Versuche noch stärker als bisher zur Demonstration der HTR-Sicherheitseigenschaften zu nutzen.

9. Schlußbemerkung

Seit 18 Jahren liefert das 15 MW(el)-Versuchskraftwerk AVR durchweg gute Betriebserfahrungen, vor allem im Hinblick auf die Möglichkeit der Prozeßwärmeerzeugung. Anhand ausgewählter Beispiele wurden die für den sicheren Betrieb eines solchen HTR-Kraftwerkes erzielten Ergebnisse dargestellt sowie die am AVR-Reaktor durchgeführten Versuche zur Simulation des Ausfalls der Kernkühlung und der Abschaltstäbe, die die günstigen Sicherheitseigenschaften des HTR demonstrieren.

10. Literatur

[1] Nabielek et al.:
Fuel for Pebble-bed HTRs,
Nuclear Engineering and Design, 1983, Special Issue.

[2] Petersen:
Zur Sicherheitskonzeption des Hochtemperaturreaktors mit natürlicher Wärmeableitung aus dem Kern im Störfall,

Sicherheitsaspekte beim Umbau des AVR zur Nuklearen Prozeßwärmeanlage

N. Kirch

Projekt Entwicklungsarbeiten für HTR-Anlagen der Kernforschungsanlage Jülich GmbH

1. Einführung

Seit über 10 Jahren ist der größte Teil der HTR-Entwicklungsarbeiten dem Ziel gewidmet, den HTR für die Prozeßwärmeanwendung zu ertüchtigen und die hierfür erforderlichen Komponenten bereitzustellen. Mit dem erfolgreichen Werkstoffprogramm, den Tests von Großkomponenten in KVK und EVA II und dem Betrieb von Versuchsanlagen zur Kohlevergasung ist absehbar, daß das Ziel dieses großen F+E-Programms bald erreicht wird. Als nächster Schritt ist nun die Systemerprobung unter nuklearen Bedingungen ins Auge zu fassen, bei denen die Funktionen der Einzelkomponenten als Bestandteil eines Gesamtprozesses unter den besonderen Anforderungen einer nuklearen Anlage demonstriert werden müssen. Ein besonderer Aspekt dabei ist zu zeigen, daß ein vollständiges nukleares Prozeßwärmesystem mit einer von zukünftigen Betreibern akzeptierbaren Verfügbarkeit betrieben werden kann. Es ist leider nicht zu erkennen, daß für diesen jetzt notwendigen Schritt eine neue Anlage wie etwa PNP-500 oder AVR II gebaut werden kann.

Deswegen bietet der AVR-Umbau zusammen mit der Weiterführung des HTR auf dem Strom-/Prozeßdampfmarkt in der heutigen Situation die einzige Chance, mit vernünftigem Aufwand den deutschen Vorsprung in einer Spitzentechnologie zu halten und zu vermarkten.

In der jetzt zu Ende gehenden Vorplanungsphase wurde für den Umbau

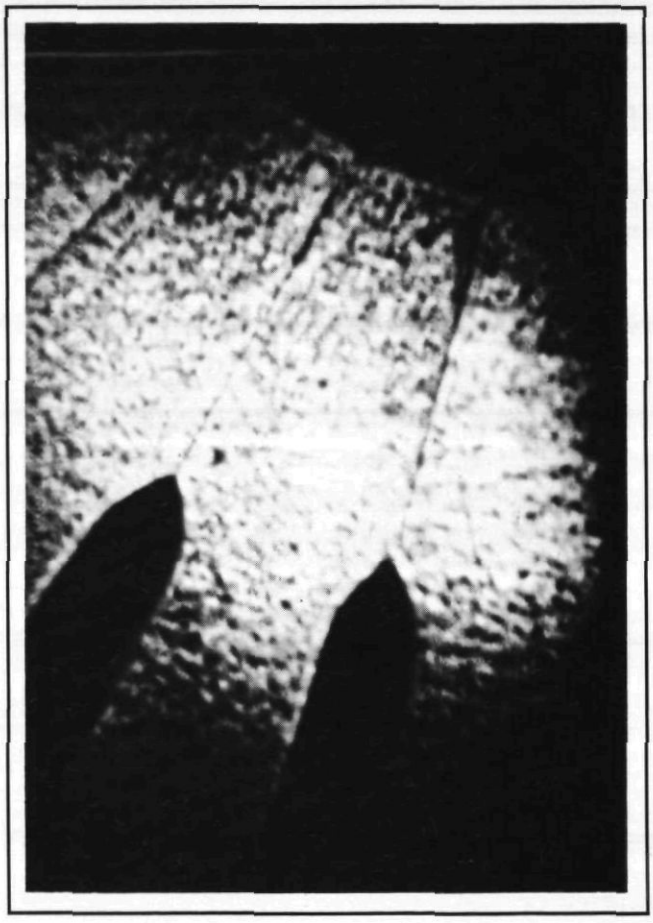
- *ein Anlagenkonzept ermittelt, daß der Forderung* nach Flexibilität der Prozeßwärmeanlage und den durch die vorhandene Anlage gegebenen Bedingungen am besten Rechnung trägt,
- der Zustand der Anlage und seiner wichtigsten Komponenten und Systeme untersucht,
- sowie die Sicherheitsaspekte gründlich geprüft.

Die Arbeiten sind von KFA als Federführer und AVR, HRB und Interatom bei Finanzierung durch den BMFT durchgeführt worden.

2. Zustand der Anlage

Die Studien und Prüfungen zur Ermittlung des Zustandes der wesentlichen Komponenten und Systeme umfaßten vornehmlich den Schutzbehälter, die beiden Druckbehälter, den Dampferzeuger, die Beschickungsanlage sowie die Graphit- und Kohlesteineinbauten. Als Ergebnis ist festzuhalten, daß nirgendwo eine Schwachstelle gefunden wurde, die den vorgesehenen Umbau und Folgebetrieb in Frage stellt. Beispielhaft sei die besonders aufwendige TV-Inspektion des Deckenreflektors erwähnt, mit der der gute

Abb. 1: Blick mit der fernbedienten Kamera auf den inneren Teil des AVR-Deckenreflektors



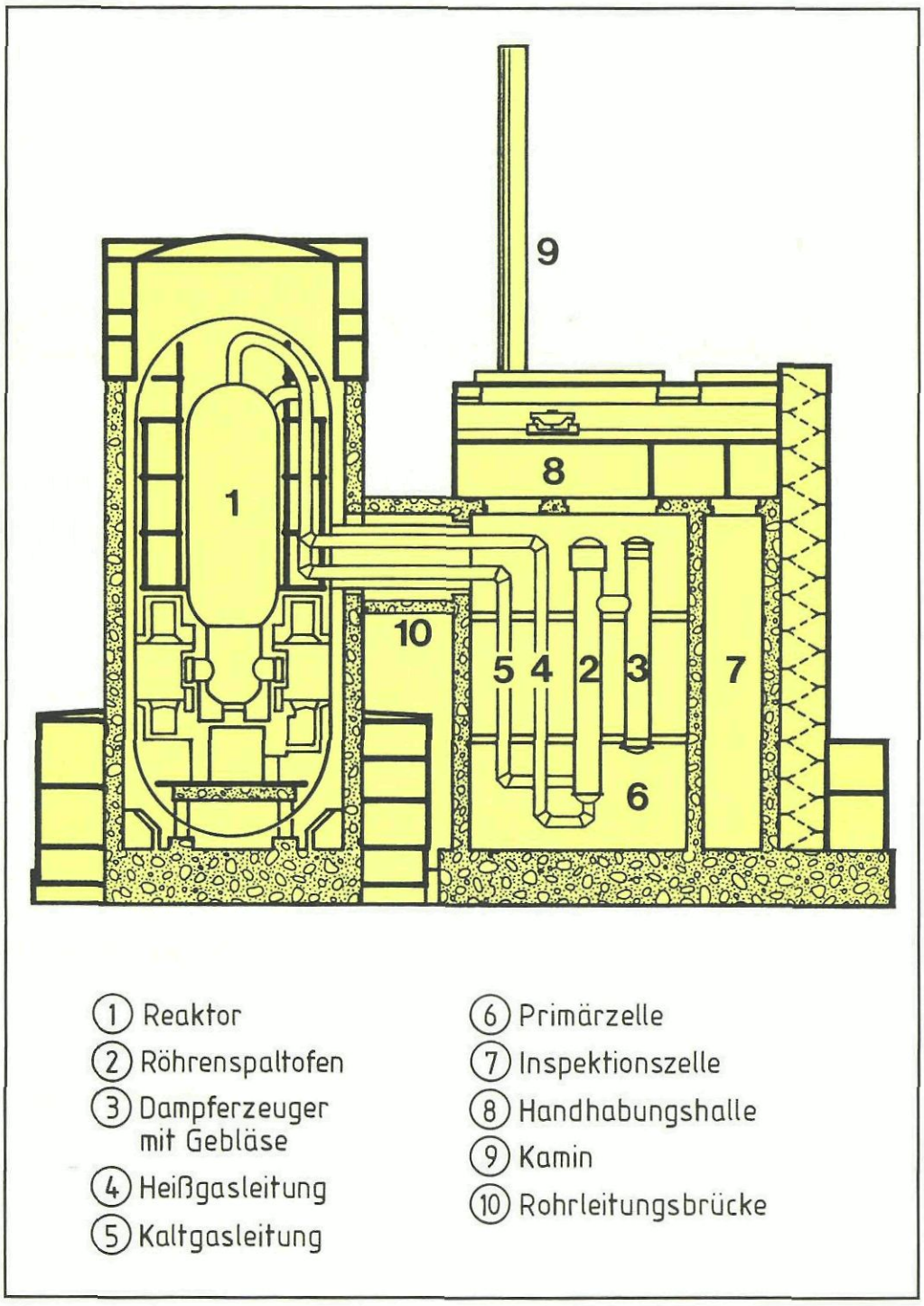


Abb. 2: AVR-Prozeßwärmeanlage – Aufriß

Zustand und das Fehlen von neutroneninduzierten Schäden belegt werden konnte (Abb. 1). Auch die weiterhin hohe Verfügbarkeit der Anlage zeigt, daß der AVR als zuverlässige Wärmequelle mit 950-grädigem Helium für einen Prozeßwärmekreislauf anzusehen ist.

3. Das Anlagenkonzept

Das Prinzip der Auskopplung von Hochtemperaturwärme aus dem AVR zur Beheizung des Hochtemperatur-Prozeßwärmekreislaufs besteht in der Aufteilung des Massenstromes des Kühlmittels Helium und einer entsprechenden Aufteilung der thermischen Leistung. Mit der einen Hälfte der thermischen Leistung wird wie bisher Elektrizität produziert, mit der anderen Hälfte wird der Prozeßwärmekreislauf beheizt.

Zur Realisierung dieses Prinzips der Aufteilung wird der Primärkreis des AVR „angezapft" (Abb. 2). Die Anzapfung geschieht durch die Herausführung von Heißgas durch den Dampferzeuger und das Reaktordruckbehältersystem hindurch sowie durch die Rückführung von Kaltgas durch das Reaktordruckbehältersystem auf die kalte Seite des AVR-Dampferzeugers. Die „Anzapf"-Stelle für das Heißgas liegt im heißen Bereich oberhalb des Cores vor dem Eintritt in den AVR-Dampferzeuger.

Durch dieses Prinzip der Wärmeauskopplung besteht bezüglich der Wärmesenken, nämlich dem AVR-Dampferzeuger und dem angebauten Prozeßwärmekreislauf, Parallelschaltung. In den beiden parallelgeschalteten Zweigen wird jeweils Hochtemperaturwärmeenergie mit im Prinzip gleicher Temperatur zum Einsatz gebracht. Das Prozeßwärmegebäude bietet die Möglichkeit, unterschiedliche Verfahren zu testen. In der ersten Phase ist der Methanspaltungsprozeß mittels Röhrenspaltofen vorgesehen.

Die grundlegende Bedeutung des hier gewählten Prinzips der Wärmeauskopplung liegt darin, daß der Primärkreislauf des AVR anlagentechnisch unverändert bleibt und die Auslegungsanforderungen an den Prozeßwärmekreislauf in einfacher Weise erfüllt werden können.

4. Sicherheitstechnische Aspekte

Vom Volumen und von der Bedeutung her standen bei den bisherigen Arbeiten die sicherheitstechnischen Aspekte des AVR-Umbaus an erster Stelle. Diese Arbeiten und ihre Ergebnisse konnten intensiv mit einem vom BMI einberufenen Gesprächskreis kompetenter Gutachter und Vertreter der Genehmigungsbehörden diskutiert werden[1]. Die Gespräche führten zu einem klaren Verständnis aller wesentlichen Genehmigungs- und Sicherheitsfragen. Aus Sicht der KFA als Antragsteller konnten für diese Fragen eindeutige und zufriedenstellende Lösungen gefunden werden. Es darf deshalb erwartet werden, daß dies auch in dem noch ausstehenden abschließenden Votum zum Ausdruck kommt. Da dieses Votum noch nicht vorliegt, geben die folgenden Ausführungen den Eindruck der KFA wieder.

4.1 Sicherheit der Altanlage

Das vorgesehene Konzept der Prozeßwärmeauskopplung läßt die Maßnahmen zur Beherrschung der anlageninternen Störfälle des AVR-Reaktors unberührt. Die einzige Änderung an sicherheitstechnischen Einrichtungen der Altanlage betrifft den Schutzbehälter (s. 4.2).

Der Gesprächskreis kam zu dem Schluß, daß die sicherheitstechnische Auslegung der Altanlage voll den heutigen Forderungen zur Sicherheitsvorsorge genügt. Dieses gilt insbesondere für die Beherrschung des sogenannten hypothetischen Störfalls und des 'Größten anzunehmenden Unfalls' (GAU). Hieraus folgend kann ein „back-fitting" für die Altanlage weitgehend ausgeschlossen werden.

Dieses positive Ergebnis läßt sich u.a. mit der damaligen Auslegung der Anlage für einen stark kontaminierten Primärkreislauf (Doppelbehälter und -anschlüsse) erklären: Durch das jetzt eingesetzte Brennelement mit beschichteten Teilchen und der extrem guten Spaltproduktrückhaltung bringt diese Auslegung wesentliche Sicherheitsreserven.

4.2 Der Sicherheitseinschluß

Wie beim THTR, HTR-500 und HTR-Modul ist für die umgebaute AVR-Reaktoranlage ein ventilierter Sicherheitseinschluß vorgesehen, der den Schutzbehälter des AVR, die Schutzbehälteranbindung und das Schutzgebäude des Prozeßwärmekreislaufs umfaßt (Abb. 3).

Kleine Leckagen aus primärgasführenden Leitungen (Leckagequerschnitt maximal 10 cm^2) werden über die Confinementatmosphäre per Lüftungssystem gefiltert an die Umgebung abgegeben. Diese Filterung ist im Sinne des Minimierungsprinzips für alle Ereignisse bis zu einer Eintrittshäufigkeit von ca. 10^{-4}/a vorgesehen.

Bei größeren Leckagen bis hin zum größten zu unterstellenden Leck von 100 cm^2 Querschnittsfläche (Eintrittshäufigkeit 10^{-4}/a bis 10^{-5}/a) erfolgt der zur Begrenzung des Confinementdrucks erforderliche

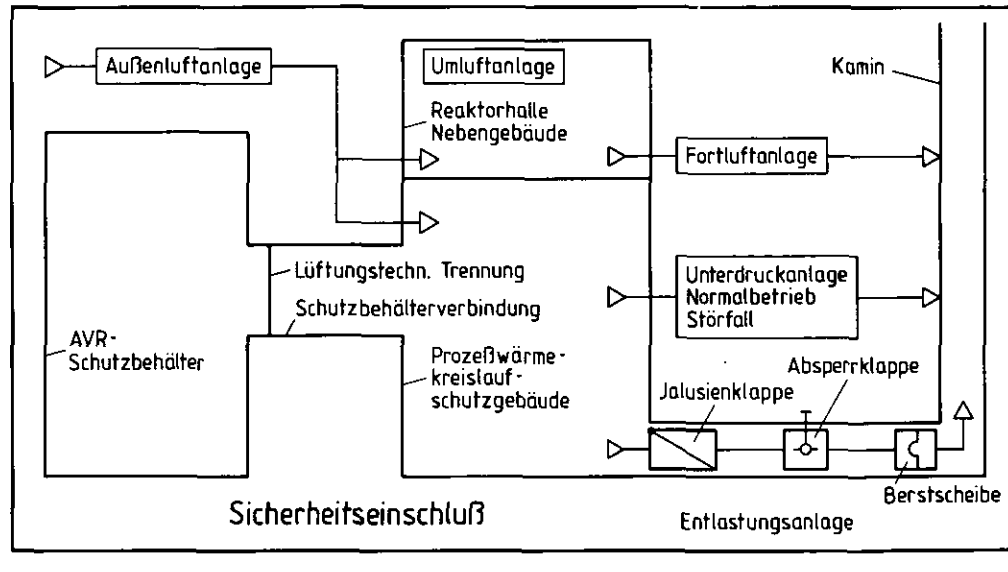


Abb. 3:
Schema der lüftungstechnischen Anlagen mit Druckentlastungssystem

Druckausgleich über ein Druckentlastungssystem und den Kamin in die Umgebung. Eine entsprechend dimensionierte Filteranlage wird im Hinblick auf die ohnedies schon niedrige radiologische Umgebungsbelastung als unangemessen angesehen.

Für radiologische Konsequenzen in der Anlagenumgebung kann die Entlastung der druckführenden Umschließung über ein Leck in der Heißgasleitung als abdeckender Störfall betrachtet werden. Für das Auslegungsleck von 100 cm^2 wurde unter Ansatz standortspezifischer meteorologischer Daten entsprechend Abschnitt 4.3 der Störfalleitlinien die radiologisch bestimmende Knochendosis am ungünstigsten Aufpunkt zu 7 mrem ermittelt.

Auch bei Auftreten eines 0,1 F-Bruches in der Heißgasleitung würden die Störfalldosisrichtwerte nicht überschritten. Die Ergebnisse durchgeführter Analysen zeigen, daß nur der hypothetische Ansatz eines 2-F-Bruchs der Heißgasleitung zur Überschreitung der Dosisrichtwerte des § 28.3 StrlSchV führen würde. Dies zeigt deutlich die entsprechenden Sicherheitsreserven auf. Zudem sind hierbei der Staubaustrag aus dem Core relativ hoch angesetzt und Rückhalteeffekte im Gebäude nicht berücksichtigt. Fazit: Das ventilierte Confinement wird als ausreichende Barriere zur Aktivitätsrückhaltung während des bestimmungsgemäßen Betriebs und bei Störfällen angesehen.

4.3 Heißgas- und Kaltgasleitung

Die für 1000°C ausgelegte Heißgasleitung besteht aus einer drucktragenden Wandung, einer innenliegenden Wärmeisolierung mit Gasführungsrohr und einer außen angeordneten, lose aufliegenden Halbschalenstruktur als Ausströmbegrenzung. Auf dieser Halbschalenstruktur ist eine Wasserkühlung angeordnet (Abb. 4).

Die Isolierung besteht aus einer gestopften Faserisolierung (150 mm dick) mit metallischem Gasführungsrohr, das Isolationsmaterial ist Saffil. Als Metalle für die Gasführungsrohre, Endstücke und andere Teile können bei der angestrebten Betriebsdauer von 40.000 Stunden Inconel 617 oder Incoloy 800H verwendet werden. Der Durchmesser des freien Strömungsquerschnitts der Heißgasleitung beträgt 520 mm. Die Halbschalenstruktur begrenzt den für Brüche und Leckagen zu unterstellenden Bruchquerschnitt bei einer Druckentlastung aus dem Primärkreis auf effektiv 100 cm^2 freie Strömungsquerschnittsfläche. Diese Querschnittsfläche wird in der Hauptsache gebildet durch die Abblaseöffnungen in der Halbschalenstruktur.

Das Integritätskonzept für die drucktragende Wandung der Heißgasleitung wird durch die folgenden Sachverhalte beschrieben:

- Die Spezifikation und Auslegung der druckführenden Wandung wird nach den Kriterien für Leichtwasserreaktoren durchgeführt.
- Die Beurteilungsmöglichkeit der Sicherheit gegen Versagen ist durch Anwendung der entsprechenden RSK-Leitlinien und KTA-Regeln gegeben.
- Die Sicherheit gegen Versagen wird durch wiederkehrende Prüfungen gewährleistet.

Das Integritätskonzept für die Kaltgasleitung ist bezüglich der Absicherungsmaßnahmen gleich dem für die Heißgasleitung. Eine Kühlung sowie Temperaturüberwachung ist nicht erforderlich. Die intensive Diskussion dieses Themas im Gesprächskreis hat zu vertieftem Verständnis der Fehlermechanismen von druckführenden Leitungen unter HTR-Bedingungen geführt. Es konnte geklärt werden, daß dieses Konzept der Heiß- und Kaltgasleitung unter den vorliegenden Randbedingungen die beste Lösung darstellt und die sicherheitstechnischen Anforderungen erfüllt.

4.4 Brennbare Gase innerhalb und außerhalb der Anlage

Ausführlich hat sich der Gesprächskreis mit der für nukleare Prozeßwärme spezifischen Frage der Beherrschung von brennbaren Gasen befaßt. Wenn auch hier z.T. AVR- oder standortspezifische Lösungen gewählt wurden, so ist trotzdem für die HTR-Prozeßwärme außerordentlich wichtig, daß hier erstmals einer unabhängigen Stelle ein überzeugendes Sicherheitskonzept für einen Röhrenspaltofen im Primärkreis dargelegt wurde. Im einzelnen wurden folgende Maßnahmen und Prozeduren vorgestellt:

Lecks im Röhrenspaltofen, in einer Prozeßgasleitung oder im Prozeßdampferzeuger können durch Detektion von Feuchte im Primärkreis oder Druckabfall im Prozeßgas hinreichend schnell erkannt werden, um die Anlage in sicherem Zustand zu halten. Durch Doppelabsperrung der an dem Röhrenspaltofen anschließenden Prozeßgasleitungen und durch die Entlastung sowohl dieser Leitungen als auch des Röhrenspaltofens über einen inertisierten Kanal wird eine Prozeßgasleckage über den Röhrenspaltofen in das Primärsystem begrenzt.

In diesem auf den maximal möglichen Ausgleichsdruck und gegen Erdbeben ausgelegten inertisierten Kanal werden die Prozeßgasleitungen zu einer Entlastungsfackel geführt, die in ausreichender Entfernung von der Reaktoranlage angeordnet ist. Die Inertisierung verhindert die Bildung zündfähiger Gemische im Kanal, wenn an Einsatz- oder Produktgasleitung Leckagen auftreten, und ermöglicht gleichzeitig eine Überwachung der Integrität sowohl der Gasleitungen als auch des Kanals.

4.5 Erdbebenanalysen

Die neu zu errichtenden Gebäude werden nach dem heutigen Stand der Technik gegen Erdbeben ausgelegt. Die Altanlage ist gemäß DIN 4149 in der z.Z. der Planung und Errichtung des AVR gültigen Fassung ausgelegt worden. Aus Nachrechnungen entspre-

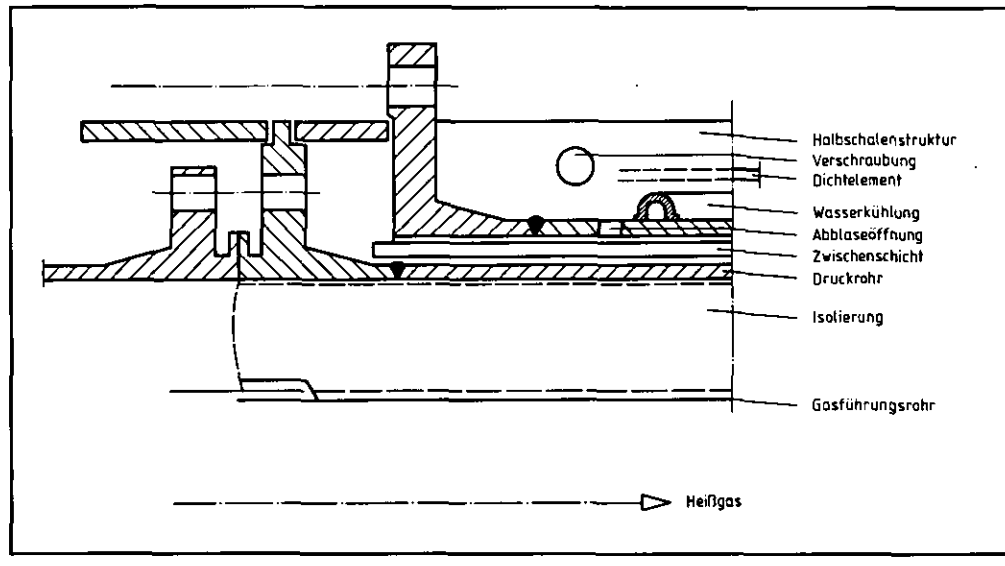


Abb. 4:
Heißgasleitung, Schema

chend der heute geltenden Regeln der Technik ergibt sich, daß die Standsicherheit in allen Fällen gewährleistet ist. *Folgende als wesentlich erkannte Punkte* sind mit positivem Ergebnis nachgerechnet worden:

- Standsicherheit in der Bodenfuge (Bodenpressung),
- *Standsicherheit der inneren Struktur auf dem* Stahl-Kreisringträger,
- Standsicherheit des äußeren Reaktordruckbehälters, des biologischen Schildes und der Reaktorstruktur (Rollenlager),
- Standsicherheit des Deckenreflektors.

Auch die Komponentenintegrität ist sichergestellt. Im Bereich größerer Gebäudehöhen sind hierzu gegebenenfalls geringfügige Ertüchtigungsmaßnahmen erforderlich.

Diesen Untersuchungen lag das Sicherheitserdbeben nach dem seismologischen Gutachten von Prof. Ahorner mit einem standortspezifischen Beschleunigungs-Antwortspektrum zugrunde. Unberücksichtigt blieben dabei die Erkenntnisse aus Auswertungen realer Erdbeben, die zeigen, daß die praktischen analytischen Auslegungsverfahren sehr pessimistische Ansätze enthalten.

4.6 Risikobetrachtungen (Flugzeugabsturz)

Durch den Umbau des AVR wird das Aktivitätsinventar nicht verändert. Auch bleiben die einen kleinen HTR kennzeichnenden Sicherheitseigenschaften unverändert erhalten. Vor allem bleibt die selbständige Begrenzung auf Coretemperaturen $\leq$ 1200°C bei Ausfall jeglicher aktiver Kühlung auch bei drucklosem System. Massive Spaltproduktfreisetzungen entstehen nur bei großen Luftdurchsätzen durch das Core und dadurch verursachte umfangreiche Korrosion der Brennelemente. Diese großen Luftdurchsätze können nur bei umfangreichen Schäden an der druckführenden Umschließung des Primärkreislaufs auftreten. Risikobestimmend ist in diesem Zusammenhang der Flugzeugabsturz.

Die Analysen zur Eintrittshäufigkeit eines Flugzeugabsturzes zeigen, daß der Standort Jülich im üblichen Rahmen liegt. Unterstellt man als Folge eines Flugzeugabsturzes neben der schnellen Druckentlastung *einen Folgeschaden am AVR-Dampferzeuger, so wer*den von den risikobestimmenden Radionukliden 30 Ci Cs-137 und 50 Ci Sr-90 in die Umgebung freigesetzt (Eintrittshäufigkeit 3 x 10^{-7}/a).

Ein langandauernder Luftdurchsatz durch das Core als Folge eines Flugzeugabsturzes ist nur denkbar, wenn sowohl Heiß- als auch Kaltgasleitung im Anschlußbereich am Reaktordruckbehälter zerstört werden und zudem die Gebläseabsperrklappen nicht ge*schlossen werden können. Auch in diesem Fall blei*ben noch Möglichkeiten schadensbegrenzender Maßnahmen. Für eine 100 %ige Freisetzung des Aktivitätsinventars als Folge eines solchen Unfalls wird die Eintrittshäufigkeit mit 10^{-9}/a abgeschätzt. Frühschäden sind in keinem Fall zu erwarten.

Im ersten Fall ergeben sich praktisch auch keine Spätschäden. Für den pessimistischen Fall einer 100 %igen Aktivitätsfreisetzung wird die mittlere Zahl der Spätschäden zu 2650 abgeschätzt, das mittlere Kollektivrisiko zu 4 x 10^{-6}/a. Der Erwartungswert für das summative mittlere Kollektivrisiko aus dem Ereignis Flugzeugabsturz liegt im Bereich 10^{-5} bis 10^{-6}/a, wobei davon ausgegangen werden kann, daß der Flugzeugabsturz für das Gesamtrisiko den dominierenden Beitrag liefert.

Die Rechnungen sind mit dem Programm UFOMOD-Version B04 durchgeführt worden, wobei bis 80 km Umkreis die standortspezifische Bevölkerungsverteilung und darüber hinausgehend übliche mittlere Daten zugrundegelegt wurden.

Zu diesem Themenkomplex ist festzuhalten, daß das ohnehin geringe Risiko durch Flugzeugabsturz durch die Existenz der nuklearen Anlage AVR nicht nennenswert erhöht wird.

5. Schlußbemerkung

Die Beratungen und das Votum des BMI-Gesprächskreises zum AVR-Umbau sollen und können das erforderliche Genehmigungsverfahren nicht präjudizieren. Im Sinne seiner Aufgabenstellung hat der Kreis jedoch die wesentlichen sicherheitstechnischen Fragestellungen soweit geklärt, daß aus Sicht des Antragstellers keine Punkte mehr vorliegen, die sich grundsätzlich bei der Beurteilung eines atomrechtlichen Genehmigungsantrages als problematisch erweisen könnten.

Es darf deshalb erwartet werden, daß das abschließende Votum eine gute Ausgangsposition für die Erarbeitung der Genehmigungsunterlagen darstellen wird. Es wird auch eine wichtige Grundlage für die derzeitige Kostenüberprüfung und letztlich für die Dokumente, die dieses Projekt jetzt von der technischen Seite her entscheidungsreif machen.

6. Literatur

[1] KFA unter Mitwirkung von AVR, HRB, INTERATOM
Umbau des AVR-Reaktors zu einer Prozeßwärmeanlage
Vorlage für den „BMI-Gesprächskreis AVR-Umbau"
Jülich, Juli 1984

Schlußwort

H. Unger

Institut für Kernenergetik und Energiesysteme der Universität Stuttgart

Meine Damen und Herren!

Die Tagung hat uns den Status des Sicherheits- und Entwicklungsstandes von Hochtemperaturreaktoren in der Bundesrepublik in ausdrucksvoller und übersichtlicher Weise gezeigt.

Wir haben nach einführenden Übersichtsreferaten den aktuellen Stand der Genehmigungspraxis und Inbetriebnahme des Leistungsreaktor-Prototyps THTR-300 eingehend kennengelernt; die Übergabe an den Betreiber ist im Oktober 1985 vorgesehen. Wir dürfen dem Hersteller und dem Betreiber für diese weiteren Aktivitäten und für die Betriebsphase viel Erfolg, insbesondere der Anlage eine hohe Betriebssicherheit und Verfügbarkeit für die kommenden Jahre des Einsatzes zur Stromerzeugung als Demonstrationsanlage im mittleren Leistungsbereich wünschen.

Besonders hervorgehoben wurde auch das ausgesprochen gutmütige Verhalten solcher Hochtemperaturreaktoren gegenüber Störfällen, welches zu recht geringen Risikozahlen führt.
Insbesondere Hochtemperaturreaktoren kleiner und mittlerer Leistung scheinen, neueren Analysen zufolge, ein noch viel geringeres zu erwartendes Risiko aufzuweisen.
Dabei ist jedoch anzumerken, daß solche außerordentlich geringen Risikowerte, quantitativ gesehen, keinen großen Effekt mehr bedeuten (eine große Verringerung des Risikos im Risikobereich nahe Null ist nicht mehr möglich).

Jedoch könnte durch die Konzipierung solcher Anlagen die Akzeptanz für die Kernenergieerzeugung in Stadtnähe positiv beeinflußt werden. Schon allein deshalb wäre es sinnvoll, solche Konzepte weiter zu verfolgen.

Dabei wäre es notwendig, gemeinsam mit dem Gesetzgeber Kriterien für die Errichtung und den Betrieb von stadtnahen Kernkraftwerken zu erstellen.

Wir haben auch Fragen des Exports angesprochen; vielleicht ist es aber das beste Argument für den Verkauf im Ausland (Dritte Welt Länder wurden angesprochen), erst einige dieser Anlagen im Inland zu erstellen und deren zuverlässigen und wirtschaftlichen Betrieb zu demonstrieren.

Besonders hervorheben möchte ich auch die Bedeutung des Umbaus der AVR-Anlage; er bedeutet einen weiteren wichtigen Schritt in die Realität der Nuklearen Prozeßwärmeerzeugung.

Lassen Sie mich abschließend seitens der Fachgruppe Reaktorsicherheit der KTG den Veranstaltern, insbesondere der KFA Jülich, für die Möglichkeit der Durchführung der Tagung an dieser Stelle recht herzlich danken. In diesen Dank möchte ich ausdrücklich auch die Ortssektion Rheinland, die wesentlich zum Gelingen der Tagung beigetragen hat, miteinbeziehen.

Mein Dank gilt insbesondere auch den Vortragenden und Sitzungsleitern sowie den Tagungsteilnehmern für die rege Beteiligung an der Diskussion. Ich darf damit die Tagung schließen.

Präsentation ausgewählter Sicherheitsexperimente

bei der Fachtagung Sicherheit von Hochtemperaturreaktoren

J. Altes, H. Barthels, G. Breitbach,
W. Katscher, A. Kleine-Tebbe,
G. Lange, W. Schenk, J. Wolters

Experimente zum Wärme- und Stofftransport im Core und in corenahen Bereichen

H. Barthels

Institut für Reaktorbauelemente der Kernforschungsanlage Jülich GmbH

1. Einleitung

Zur Auslegung und sicherheitstechnischen Begutachtung von Kernreaktoren müssen leistungsfähige und daher meist sehr aufwendige Rechenprogramme herangezogen werden. Die Komplexität der vielfach bestehenden physikalischen Zusammenhänge und Wechselbeziehungen bedingt häufig eine vereinfachende modellmäßige Darstellung. Es ergibt sich deshalb die Notwendigkeit der Verifikation für solche Programme über das Experiment.

Ein wesentliches Sicherheitsproblem der Reaktortechnik ist die zuverlässige Nachwärmeabfuhr (NWA). Der Überprüfung von Rechenprogrammen, mit denen Analysen zur NWA durchgeführt werden sollen, kommt deshalb eine besondere Bedeutung zu.
Die vorliegenden Untersuchungen beschäftigen sich daher mit den natürlichen Wärmetransport-Mechanismen im Core und in den Loops gasgekühlter Hochtemperatur-Reaktoren. Hierbei sind hinsichtlich des thermodynamischen Verhaltens zwei Fälle zu betrachten:

- der druckentlastete Reaktor mit Wärmeabfuhr durch Leitung und Strahlung und
- der Reaktor unter Druck, bei dem als zusätzlicher Kühlmechanismus die natürliche Konvektionsbewegung des Gases wirksam wird.

Unter dem besonderen Gesichtspunkt der Naturkonvektion wurden die Wärmetransport- und Strömungsvorgänge untersucht und das in der KFA entwickelte Thermohydraulik-Programm THERMIX[1,2,3] überprüft. Die beteiligten Wärmetransportvorgänge, wie Wärmeleitung, Wärmestrahlung, Dispersion und Konvektion, sind auf komplexe Weise miteinander gekoppelt und werden in den Modellansätzen vollständig erfaßt.

Durch den direkten Vergleich zwischen berechneten und gemessenen Temperaturfeldern konnten Rückschlüsse auf die Eignung der verwendeten Modellansätze und der numerischen Verfahren gewonnen werden. Je nach Versuchsführung war eine weitgehende Separierung der einzelnen Transportvorgänge möglich.

Im folgenden werden die experimentellen Einrichtungen und das experimentelle Vorgehen näher beschrieben. Auf die bisher erzielten Ergebnisse wird kurz eingegangen und im übrigen auf die bisherigen Veröffentlichungen zu den einzelnen Themen hingewiesen.

2. Beschreibung der Versuchseinrichtungen

Die seit 1979 im IRB der KFA errichtete Versuchsanlage (Abb. 1) erlaubt die Untersuchung des Wärmetransports durch Natur- und Zwangskonvektion und ist außerdem geeignet, den dispersiven Wärme- und/oder Stofftransport über eine punktförmige Wärme- oder Stoffquelle im einzelnen zu untersuchen.

Die Versuchsstrecke (Abb. 2) besteht aus einem inneren Stahlbehälter zur Aufnahme der Kugelschüttung. Je nach Versuchsziel kann darüber ein Druckrohrmantel gestülpt werden, der eine Druckbeaufschlagung der Schüttung bis zu 40 bar erlaubt. Zur Wärmeabfuhr aus der Schüttung stehen drei verschiedene Wärmesenken zur Verfügung:

- ein Flächenkühler (Seitenkühler) auf dem äußeren Druckrohrmantel zur radialen Wärmeabfuhr,
- ein kompakter Wendelrohrkühler (Deckenkühler) oberhalb der Schüttung,
- ein externer Röhrenkühler im angeschlossenen Kreislauf in geodätischer Höhe der Schüttung.

Bei Experimenten zur Naturkonvektion wird im Kreislauf der gewünschte Systemdruck ($p \leq 40$ bar) über die Gasdruckregelung eingestellt und die Kugelschüttung wird mittels Zwangskonvektion durch den Turbo-Verdichter über den Elektro-Erhitzer (0 bis 250 kW) auf die gewünschte Temperatur ($T \leq 300°C$) gebracht. Das Gas kann wahlweise von oben oder unten in die Schüttung einströmen. Als Gasart sind Luft, Helium oder Kohlendioxid einsetzbar.

Nach Erreichen der gewünschten, gleichmäßigen Schüttungstemperatur werden der Verdichter und

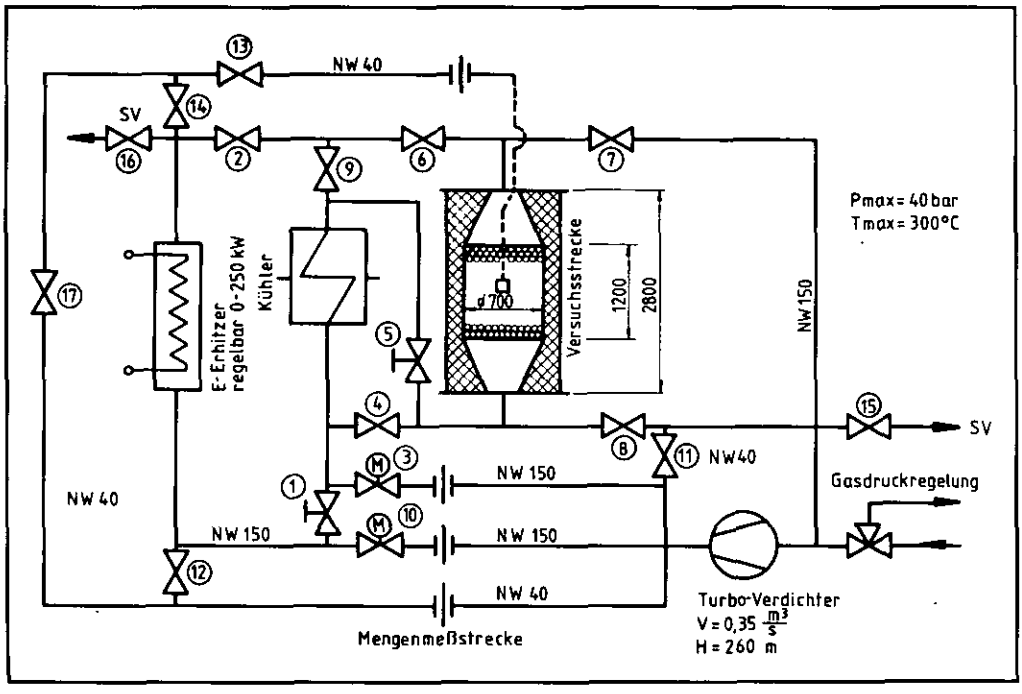


Abb. 1: Hochdruck-Versuchskreislauf

T °C	327	75	327	75	CO_2	A
p bar	40	40	2	2		
ṁ kg/s	12,6	24,7	0,55	0,95		
Re	$4 \cdot 10^4$	$1{,}1 \cdot 10^5$	$1{,}7 \cdot 10^3$	$4{,}4 \cdot 10^3$		
T	300	25	300	25	He	
p	40	40	2	2		
ṁ	1,0	2,0	0,05	0,1		
Re	$2{,}9 \cdot 10^3$	$8{,}9 \cdot 10^3$	$1{,}5 \cdot 10^2$	$4{,}5 \cdot 10^2$		
T	300	25	300	25	Luft	
p	40	40	2	2		
ṁ	8,5	16,6	0,43	0,82		
Re	$2{,}5 \cdot 10^4$	$8 \cdot 10^4$	$1{,}3 \cdot 10^3$	$4 \cdot 10^3$		
p	1	1			Luft	B
ṁ	1,62	2,34				
Re	$5 \cdot 10^3$	10^4				

Kreislauf: A) geschlossen B) offen
Umwälzung von Gasmengen (CO_2, He, Luft) unterschiedlicher Temperatur und/oder Zusammensetzung.
Modell-Loops, um Kombination Core + Loops in ihrem Zusammenwirken zu untersuchen.

Messung:
a) Temperaturprofile in der Schüttung
b) Konzentrationsprofile in der Schüttung
c) Durchsatz im Kreislauf
d) Systemdruck und Druckdifferenzen im Core
e) Gastemperaturen

Tabelle 1: Fluid-Daten der Versuchsstrecke

der Erhitzer abgeschaltet und die Schüttung mit den angrenzenden Hohlräumen, z.B. bei der internen Corekonvektion, über die Ventile 4, 5, 6, 7 und 8 vom Kreislauf abgeriegelt. Durch Einschalten der Kühlwasserzufuhr können dann wahlweise Seitenkühler und/oder Deckenkühler in Betrieb genommen werden. Von diesem Zeitpunkt an wird das transiente Temperaturfeld der Schüttung erfaßt. Zur Aufnahme der Temperaturen sind 80 Kugeln der Schüttung mit Ni/CrNi-Thermoelementen (Coax-Ausführung mit Stahlmantel 1 mm Ø) bestückt. Die Thermoelemente sitzen im Zentrum der Kugeln.

Beim Aufbau der Schüttung wurden die Meßkugeln in einem r,z-Gitter der Dimension P (6,8) in der Hauptmeßebene A und 2 um 120° azimutal versetzten Kontrollebenen B und C angeordnet und sorgfältig vermessen. Die Schüttung besteht aus Stahlkugeln (Wälzlagerstahl 100 Cr6) mit 19 mm Durchmesser. Die Messung der Thermo-Spannungen erfolgt über eine elektronische Datenerfassungsanlage mit einer Abfragegeschwindigkeit von 12 Messungen/Sekunde. Zur Gesamtwärmebilanzierung werden Durchsätze und Temperaturen des Kühlwassers registriert.

Der atmosphärische Prüfstand dient der Untersuchung des konvektiven und dispersiven Wärme- und/oder Stofftransports. Hier besteht die Möglichkeit, unter atmosphärischen Druckbedingungen und über ein drehzahlregelbares Gebläse mit relativ hohem Durchsatz den Gasstrom zu teilen und den Teilstrom mit unterschiedlicher Temperatur über ein Injektionsrohr nahezu punktförmig in die Schüttung einzublasen und dem Hauptstrom zu überlagern.

Zur Messung des Stofftransports wird der Teilstrom über das Injektionsrohr einer Flaschenbatterie mit Helium entnommen und mit der Temperatur des Hauptstromes (Luft) in die Schüttung geblasen. Beide Teilströme werden über Mengenmeßstrecken gemessen. Das Teilstromverhältnis kann variiert werden.
Unterhalb der Injektionsquelle sind in verschiedenen Höhen- und Radialpositionen Temperatur- und Kon-

zentrations-Meßfühler zur Erfassung des dispersiven Temperatur- bzw. Konzentrationsausgleichs installiert.
Zur Erfassung des stationären Konzentrationsprofils He/Luft steht eine Meßapparatur mit 24 Kanälen und einem Anzeigebereich von 1 bis 100 % He zur Verfügung. Die Komponenten Versuchsstrecke und Erhitzer sind die gleichen wie in Abb. 1.
Eine Übersicht über die einstellbaren Fluiddaten in der Schüttung der Versuchsstrecke liefert die Tab. 1.

3. Experimentelle und numerische Ergebnisse

3.1 Untersuchung der coreinternen Zirkulationsströmung

3.1.1 Seitenkühler als Wärmesenke

Mit der oben beschriebenen Versuchseinstellung wurden die Temperaturfelder bei verschiedenen Druckstufen zwischen 1 und 30 bar und mit den Gasen Luft und Helium bei einer einheitlichen Starttemperatur von 300°C unter der Voraussetzung ausschließlich radialer Wärmeabfuhr über den Seitenkühler (Abb. 2) gemessen und mit dem Programm THERMIX-2D zum direkten Vergleich gerechnet. Die Ergebnisse sind in [4] dargestellt.

Zusammenfassend kann man sagen, daß zu allen Zeitpunkten ein zweidimensionales, rotationssymmetrisches Temperatur- und Strömungsfeld in Übereinstimmung mit der Rechnung existiert (Abb. 3, 4 und 5). Geringfügige Abweichungen von der Radialsymmetrie sind nur anfangs in den oberen Kugellagen die Ausnahme. Die grundsätzlichen Voraussetzungen des zweidimensionalen Programms sind gegeben.

Aus den numerischen Ergebnissen geht hervor, daß auch bei erhöhter natürlicher Konvektion die effektive Wärmeleitfähigkeit der undurchströmten Schüttung in der Randzone einen entscheidenden Einfluß auf die zeitliche Temperaturentwicklung ausübt.

Eine gesonderte Untersuchung[5] der effektiven Wärmeleitfähigkeit im Zusammenhang mit dem Gas Helium führte zu einer experimentellen Absicherung und Verbesserung der bislang verwendeten Daten für die HTR-Kugelschüttung im gesamten auch für Störfalluntersuchungen vorkommenden Temperaturbereich (Abb. 6).

3.1.2 Strömungsstabilität bei instabiler Temperaturschichtung

Bei dem Zustand oben kalte und unten heiße Schüttung mit radialer Wärmeabfuhr, analog dem Ausgangszustand der realen HTR-Schüttung bei Ausfall der Zwangskühlung, ergibt sich nur dann eine instabile Fluidschichtung, wenn mit einer adiabaten Berandung der Schüttung zu rechnen ist. Wegen des in der Praxis stets vorliegenden Temperaturgefälles zur Wand hin entsteht aber eine definierte Hauptströmung, dessen Richtung mit Abwärtsströmung im wandnahen Bereich fest vorgegeben ist, d.h. es liegt in jedem Fall eine stabile Strömung vor, die auch numerisch richtig erfaßt wird[4].

Überlagert man der freien ausgebildeten Konvektionsströmung mit radialer Wärmeabfuhr einen kalten

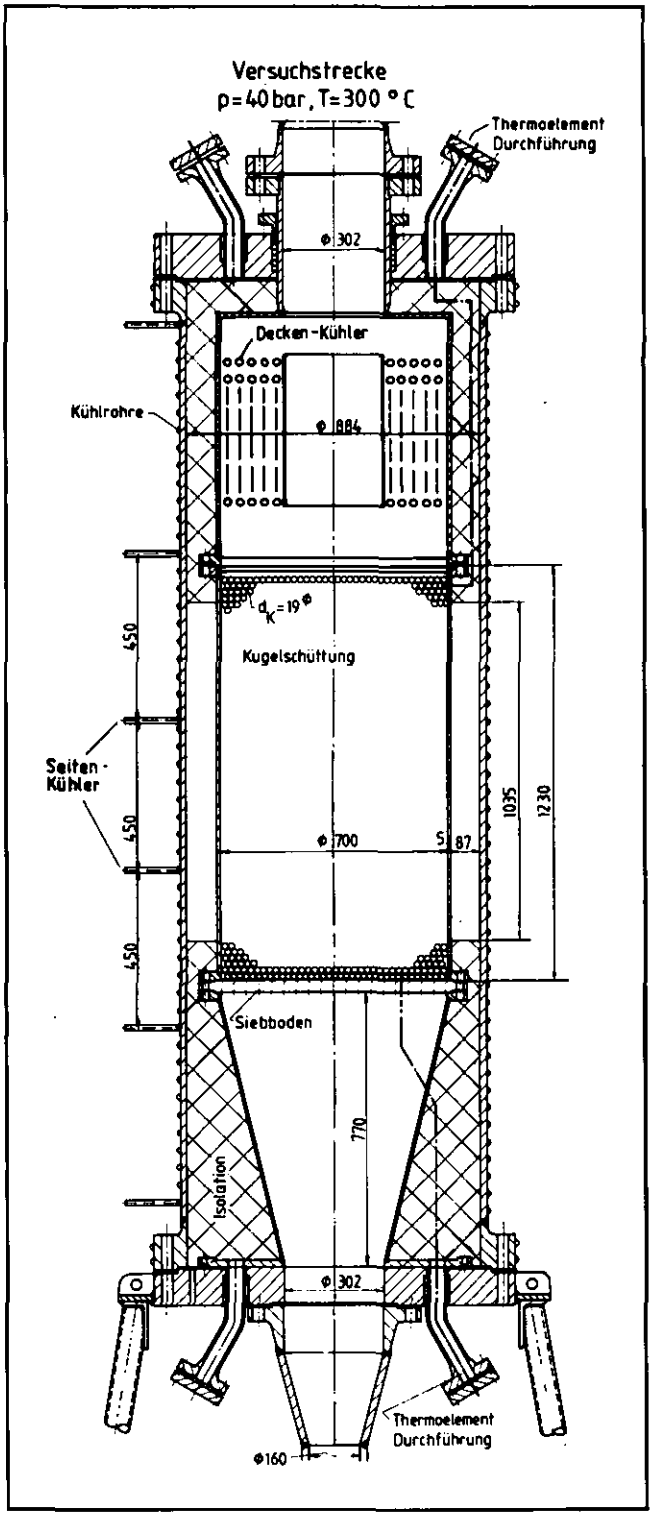
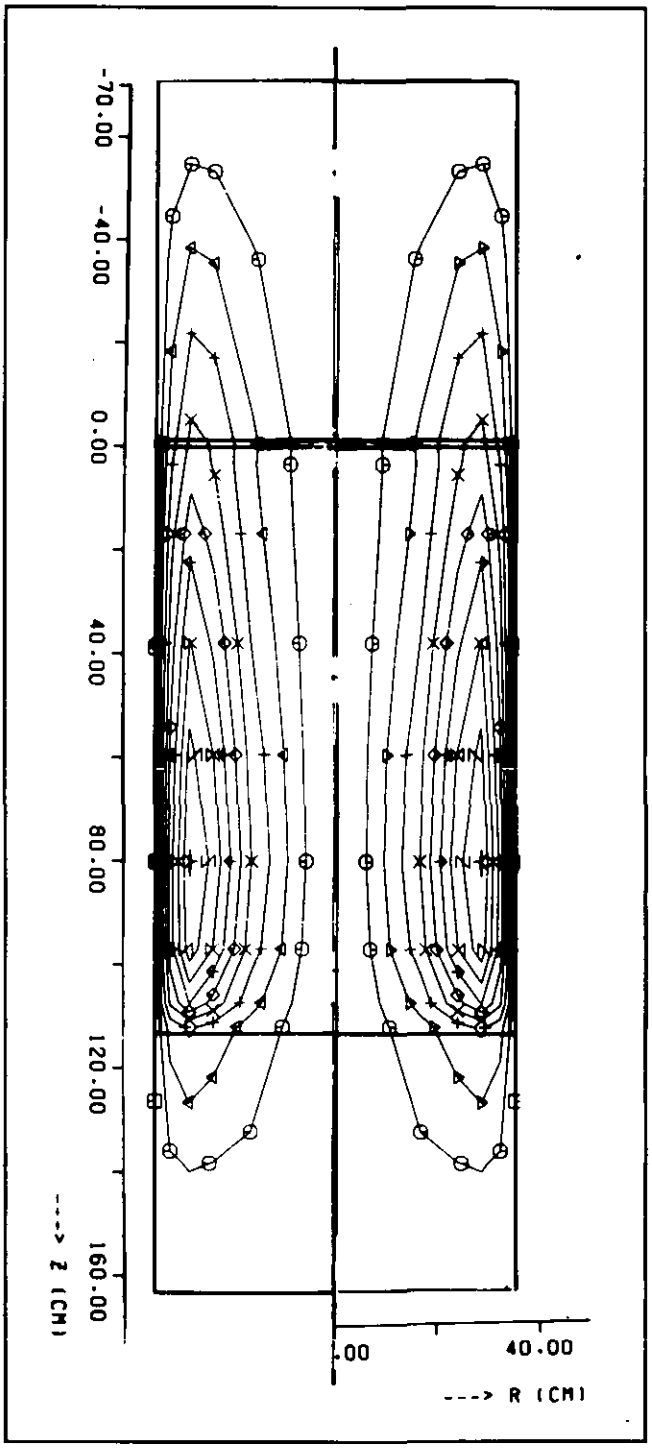


Abb. 2: Versuchsstrecke mit Seitenkühler und Deckenkühler

Zwangsstrom mit etwa gleicher Massenstromdichte von oben, so zeigen die experimentellen Ergebnisse erhebliche Abweichungen von der Rotationssymmetrie. Es stellt sich eine dreidimensionale Strömung ein und die modellbedingten Annahmen einer zweidimensionalen Strömung sind nicht mehr gegeben. Es kann mit dem Programm lediglich eine Aussage über den erforderlichen Mindestdurchsatz zur Unterdrückung der natürlichen Konvektion gemacht werden[4].

Die durchgeführten Experimente mit Wärmeabfuhr über den Deckenkühler (Abb. 2) haben gezeigt, daß sich im Falle dieser labilen Temperaturschichtung ein ausgesprochen räumliches Temperaturfeld einstellt. In der unteren Hälfte der Kugelschüttung werden die Abweichungen des Temperaturfeldes von der rotationssymmetrischen Form kleiner.

Abb. 3: Natürliche Zirkulationsströmung in der Schüttung eine Minute nach Versuchsbeginn mit Wärmeabfuhr über den Seitenkühler



Aus den gemessenen Temperaturfeldern muß geschlossen werden, daß bei oberhalb der Kugelschüttung angeordneter Wärmesenke ein labiles, nicht rotationssymmetrisches Strömungsfeld entsteht, das die unsymmetrische Temperaturverteilung in der Kugelschüttung hervorruft. Die dargestellten Effekte werden mit zunehmendem Systemdruck schwächer.

In mehreren Versuchsreihen wurde der Einfluß verschiedener Deckenkühlergeometrien sowie der Einfluß eines zusätzlichen, radialen Wärmetransports über den Seitenkühler untersucht; das dreidimensionale Verhalten wird dadurch nur unwesentlich beeinflußt.

Die mit THERMIX durchgeführten Simulationsrechnungen lassen nur in der unteren Schüttungshälfte eine befriedigende Übereinstimmung erkennen. Die in der oberen Schüttungshälfte vorherrschende dreidimensionale Strömungs- und Temperaturverteilung verursacht erhebliche Unterschiede zwischen gerechneten und gemessenen Profilen, weil hier die

Abb. 4: Radiale Temperaturprofile in der Schüttung

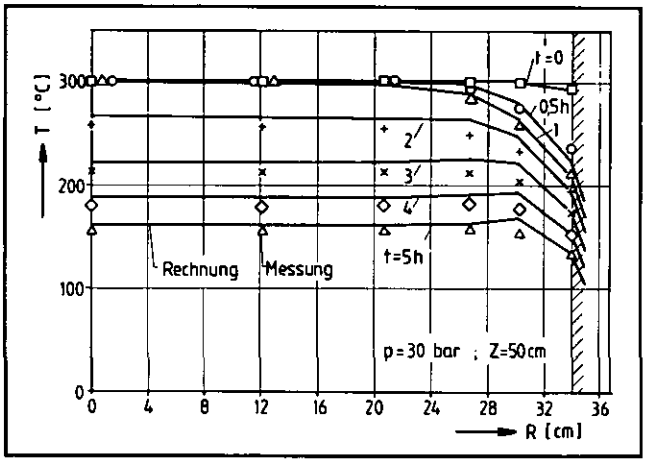
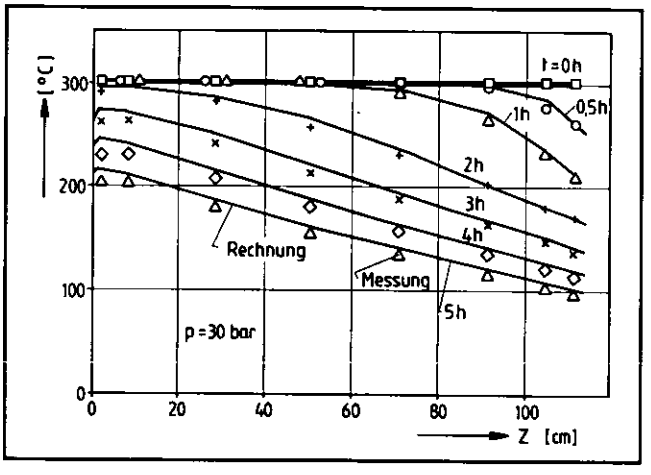


Abb. 5: Axiale Temperaturprofile in der Schüttung



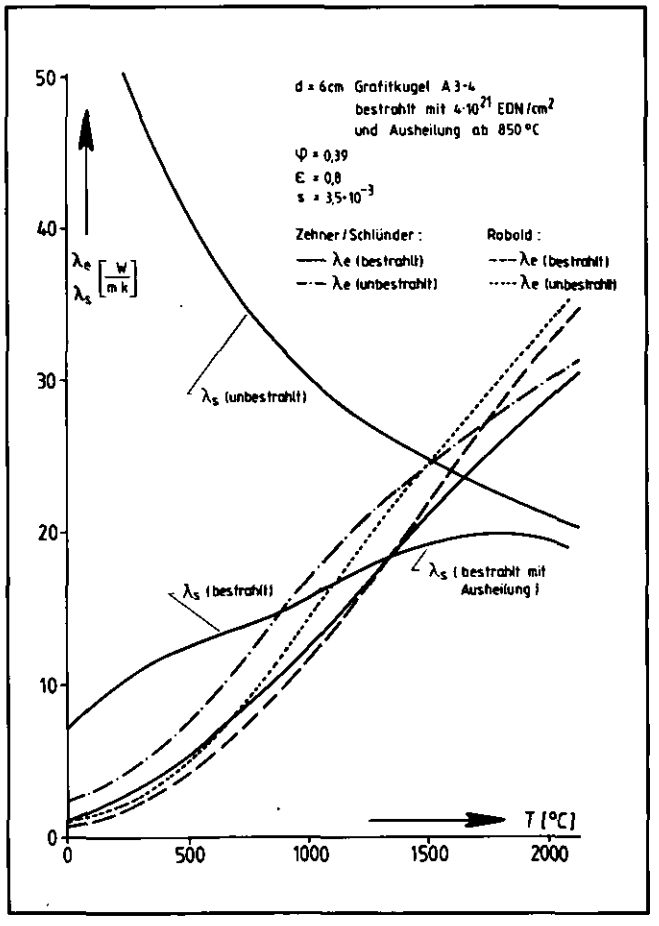
Voraussetzungen zur Anwendung eines zweidimensionalen Rechenverfahrens nicht gegeben sind. Das Verhalten wird ausschließlich durch die Anordnung der Wärmesenke oberhalb der Kugelschüttung hervorgerufen. Erfolgt der Wärmetransport nämlich nur radial über den Seitenkühler, so wird überall in der *Kugelschüttung ein nahezu vollkommen rotationssymmetrisches* Temperaturfeld gemessen[6,7].

3.2 Untersuchung der coreexternen Naturkonvektion

In dieser Versuchsreihe wurden die zeitlichen Temperaturfelder untersucht, die sich in der Kugelschüttung infolge Naturkonvektion im geschlossenen Loop mit Wärmeabfuhr über einen im Kreislauf eingebauten Röhrenkühler einstellen (Abb. 1). Hierbei war der oberhalb der Kugelschüttung befindliche Deckenkühler nicht in Betrieb. Das gemessene Temperaturfeld zeigt überall in der Kugelschüttung zu allen Zeitpunkten *eine ausgezeichnete Rotationssymmetrie.* Zeitliche Temperaturoszillationen wurden nicht beobachtet.

Die mit THERMIX berechneten Temperaturprofile lassen im Vergleich zu den gemessenen Profilen sowohl bei Versuchen mit hohem als auch niedrigem Systemdruck eine gute Übereinstimmung erkennen[6,7].

Abb. 6: Effektive Wärmeleitfähigkeit einer HTR-Kugelschüttung mit stagnierendem Helium[5]



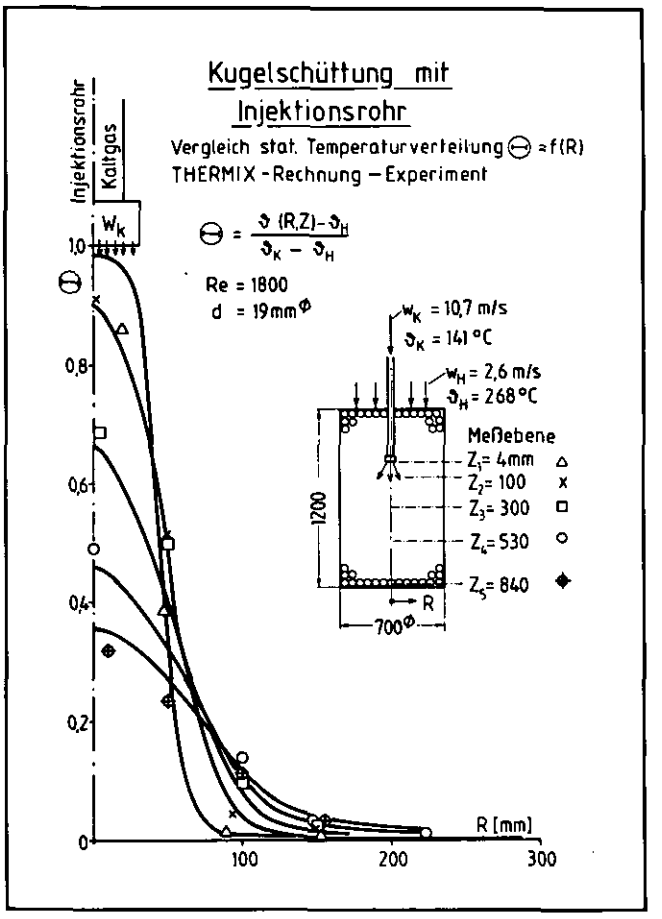


Abb. 7: Konvektiver und dispersiver Wärmetransport in einer Kugelschüttung[8]

Eine Erweiterung der Versuche mit externer Kühlung ist geplant. Im Rahmen des HTR-Sicherheitsforschungsprogramms sollen zur Frage der optimalen Komponentenanordnung Core-DE unter Nutzung des Naturumlaufs zur NWA die transienten Strömungs- und Temperaturverläufe im Experiment simuliert und die begleitenden Rechnungen überprüft werden. Insbesondere sind hier die geodätischen Höhenpositionen der Komponenten von Bedeutung. Hinsichtlich der Strömungsführung ist dabei zu berücksichtigen, daß mit Einsetzen einer freien Loop-Zirkulation eine Strömungsumkehr möglich ist, die im Experiment erfaßt werden soll.

3.3 Untersuchung der effektiven Wärmeleitfähigkeit mit überwiegend dispersivem Anteil

Innerhalb der Kugelschüttung wurde einem stationären Heißgasstrom ein punktförmig eingeleiteter Kaltgasstrom (Strähne) überlagert und die thermischen Ausgleichsvorgänge gemessen.
Gegenstand dieser Untersuchung war die Überprüfung des THERMIX-2D Rechenmodells bezüglich des Ansatzes für die effektive Wärmeleitfähigkeit mit dispersivem Anteil, der gerade bei der Vermischung von Kalt- und Heißgasströmen neben der Konvektion den Wärmetransport bestimmt. Die Experimente wurden derart durchgeführt, daß als dominierender Wärme-

transportmechanismus die Dispersion als die wesentliche Bestimmungsgröße separiert werden konnte.

Die Vergleichsrechnungen zeigten eine gute Übereinstimmung mit den Meßergebnissen (Abb. 7). Die Untersuchung der wichtigsten Einflußgrößen und die Abschätzung möglicher Rechenvarianten ergaben einen hohen Zuverlässigkeitsgrad des Programms bezüglich der hier simulierten Temperaturausgleichvorgänge. Demzufolge ist davon auszugehen, daß die programmtechnische Darstellung der effektiven Wärmeleitfähigkeit und damit der dispersiven Austauschvorgänge in der richtigen Weise erfolgt[8].

3.4 Die Untersuchung des konvektiven und dispersiven Stofftransports

Das thermohydraulische Rechenprogramm THERMIX wurde zur Erfassung der störfallbedingten Graphitkorrosionsvorgänge bei Luft und/oder Wassereinbruch im HTR um den Modul REACT zur Beschreibung der chemischen Reaktionen und des Stofftransports erweitert[3]. Kennzeichnend für diesen zweidimensionalen Code ist die direkte Kopplung von thermo- und fluiddynamischen sowie chemischen Vorgängen bei getrennter Behandlung von heterogenen und homogenen chemischen Reaktionen. Bei Korrosionsrechnungen und den damit verbundenen zeitlich und örtlich veränderlichen Stoffkonzentrationen muß der konvektive und dispersive Stofftransport der Gasphasen betrachtet werden. Mit Hilfe des Experiments soll dieser Stofftransport innerhalb einer Kugelschüttung untersucht werden. Der Prüfstand wird so eingerichtet, daß zunächst unter isothermen Bedingungen (reiner Stofftransport) dem Hauptgasstrom (Luft) in der Schüttung eine punktförmige Gasquelle (Helium) überlagert wird und mit Hilfe einer speziellen Meßapparatur die Konzentrationsprofile innerhalb der Schüttung gemessen werden.

In einem zweiten Schritt soll dann der gekoppelte Wärme- und Stofftransport durch unterschiedliche Temperatureinstellung der beiden Gasphasen über die Messung der Temperatur- und Konzentrationsprofile bestimmt werden.

4. Literatur

[1] K. Petersen
Zur Sicherheitskonzeption des Hochtemperaturreaktors mit natürlicher Wärmeableitung aus dem Kern im Störfall
Jül-1872, Oktober 1983

[2] J. Banaschek
Berechnungsmethoden und Analysen zum dynamischen Verhalten von Kraftwerksanlagen mit Hochtemperatur-Reaktoren
Jül 1841, April 1983

[3] R. Moormann, K. Petersen
REACT/THERMIX
Ein Computercode zur Berechnung der störfallbedingten Graphitkorrosion in Kugelhaufenreaktoren
Jül-1782, April 1982

[4] M. Schürenkrämer
Theoretische und experimentelle Untersuchungen der Naturkonvektion im Kern des Kugelhaufen-Hochtemperaturreaktors
Jül-1912, April 1984

[5] H. Barthels, M. Schürenkrämer
Die effektive Wärmeleitfähigkeit in Kugelschüttungen unter besonderer Berücksichtigung des Hochtemperatur-Reaktors
Jül-1893, Februar 1984

[6] H. Barthels, H. Zimmermann
Experimentelle Untersuchungen zur Naturkonvektion in HTR-Kugelschüttungen im Vergleich mit dem Rechenprogramm THERMIX
Jahrestagung Kerntechnik '85, München, 21.–23.05.85

[7] H. Zimmermann
Theoretische und experimentelle Beschreibung des Wärmeaustausches zwischen dem nicht zwangsgekühlten Core und der Corestruktur beim HTR
Dissertation (in Vorbereitung)

[8] M. Schürenkrämer, H. Barthels
Experimentelle Untersuchungen zur Thermohydraulik in Kugelschüttungen im Vergleich mit dem Rechenprogramm THERMIX
Die Untersuchung des dispersiven Wärmetransportes am Beispiel einer Kaltgassträhne
Jül-1839, April 1983

Experimente zur Graphitkorrosion bei Luft- und Wassereinbruchstörfällen in HTR

W. Katscher

Institut für Nukleare Sicherheitsforschung der Kernforschungsanlage Jülich GmbH

1. Einleitung

Ein Teil des HTR-typischen Störfallspektrums ist mit dem Eindringen oxidierender Gase in den HTR-Primärkreis und deren chemischen Reaktionen mit heißem Graphit verknüpft.

Oxidierende Gase, die in signifikanten Mengen an den Primärkreislauf grenzen und somit bei Versagen der Begrenzungsbarrieren in diesen eindringen könnten, sind Wasserdampf (beispielsweise durch Lecks in Dampferzeugern oder Röhrenspaltöfen) und Luft. Das Eindringen von Luft setzt allerdings eine vorangegangene Druckentlastung des Primärkreises voraus und ist ferner sehr stark abhängig von besonderen Bedingungen wie Bruchlage, -größe und Gebläsebetrieb. Während Lecks in den genannten wärmetauschenden Komponenten eine vergleichsweise hohe Eintrittshäufigkeit haben und die dadurch ausgelösten Wassereinbruchstörfälle daher in der Mehrzahl zu den Auslegungsstörfällen gerechnet werden müssen, sind Lufteinbruchstörfälle mit großen Eintrittsmengen von vornherein mit so geringen Eintrittshäufigkeiten behaftet, daß sie als hypothetische Ereignisse behandelt werden. Sie wurden jedoch wegen der Unsicherheiten bei der Abschätzung ihrer Auswirkungen eingehend untersucht[1,2].

Zur Berechnung und Darstellung der durch die Graphitkorrosion bedingten Störfallabläufe wurde der Computercode REACT/THERMIX[3] entwickelt. Da in der Literatur nur wenige hierfür verwendbare Experimente beschrieben sind, werden die benötigten kinetischen Daten der O_2/C-; CO_2/C- und H_2O/C-Reaktionen insbesondere im „Porendiffusionsbereich" in den im folgenden beschriebenen Korrosions-Kreisläufen NOVA und HOVA ermittelt. Der Kugelhaufen-Korrosionsversuchsstand SUPERNOVA dient zur Simulation von Störfällen mit Luft- und Wassereinbruch in das Reaktorcore und damit auch als Testexperiment für REACT/THERMIX. Diese Versuchseinrichtungen werden ergänzt durch mehrere kleine Experimente für Materialvergleichstests oder Korrosionsuntersuchungen im Langzeitbereich (bei niedrigen Temperaturen) und durch die Anlage DIVA, in der Gasdiffusionskoeffizienten in homogen korrodierten Graphiten gemessen werden. Die abbrandabhängigen Diffusionskoeffizienten werden u.a. benötigt zur Berechnung der Eindringtiefe des korrosiven Angriffs und damit zur Beurteilung des Ausmaßes der Materialschädigung.

2. Versuchsanlagen

2.1 Hochdruck-Oxidations-Versuchsanlage HOVA[4,5]

Diese Anlage wird genutzt zur Untersuchung der Kinetik der Wassergasreaktion im Porendiffusionsbereich. Da Wasserdampf auch bei hohem Systemdruck z.B. aus Dampferzeugern in den Primärkreis des HTR eindringen kann, ist der Kreislauf so ausgelegt, daß die Versuche im gesamten Primärgasdruckbereich gängiger HTR-Konzepte ausgeführt werden können.

Abb. 1 zeigt einen Schnitt durch die Meßstrecke. In ihr werden hohlzylinderförmige Graphitproben zu einem Rohr übereinandergestapelt und in direktem Stromdurchgang elektrisch beheizt. Nach Erreichen der gewünschten Temperatur wird das Rohr von einem He/H_2O-Gemisch durchströmt und dabei innen korrodiert. Zuspeisung von Wasserstoff ist möglich. Die Temperaturmessung der Proben erfolgt pyrometrisch, die Ermittlung des Abbrandes durch Wägung. Mit Zwischenwägungen in möglichst kleinen Abbrandschritten wird die Abbrandabhängigkeit der Reaktionsrate bestimmt. Die Hauptdaten des Versuchs sind in Tab. 1 zusammengestellt.

Eine detallierte Beschreibung von HOVA befindet sich in[4].

2.2 Niederdruck-Oxidations-Versuchsanlage NOVA[6]

Der Graphitkorrosionskreislauf NOVA wird zur Untersuchung der Kinetik der O_2/C- und der CO_2/C-Reaktion im Porendiffusionsbereich genutzt.

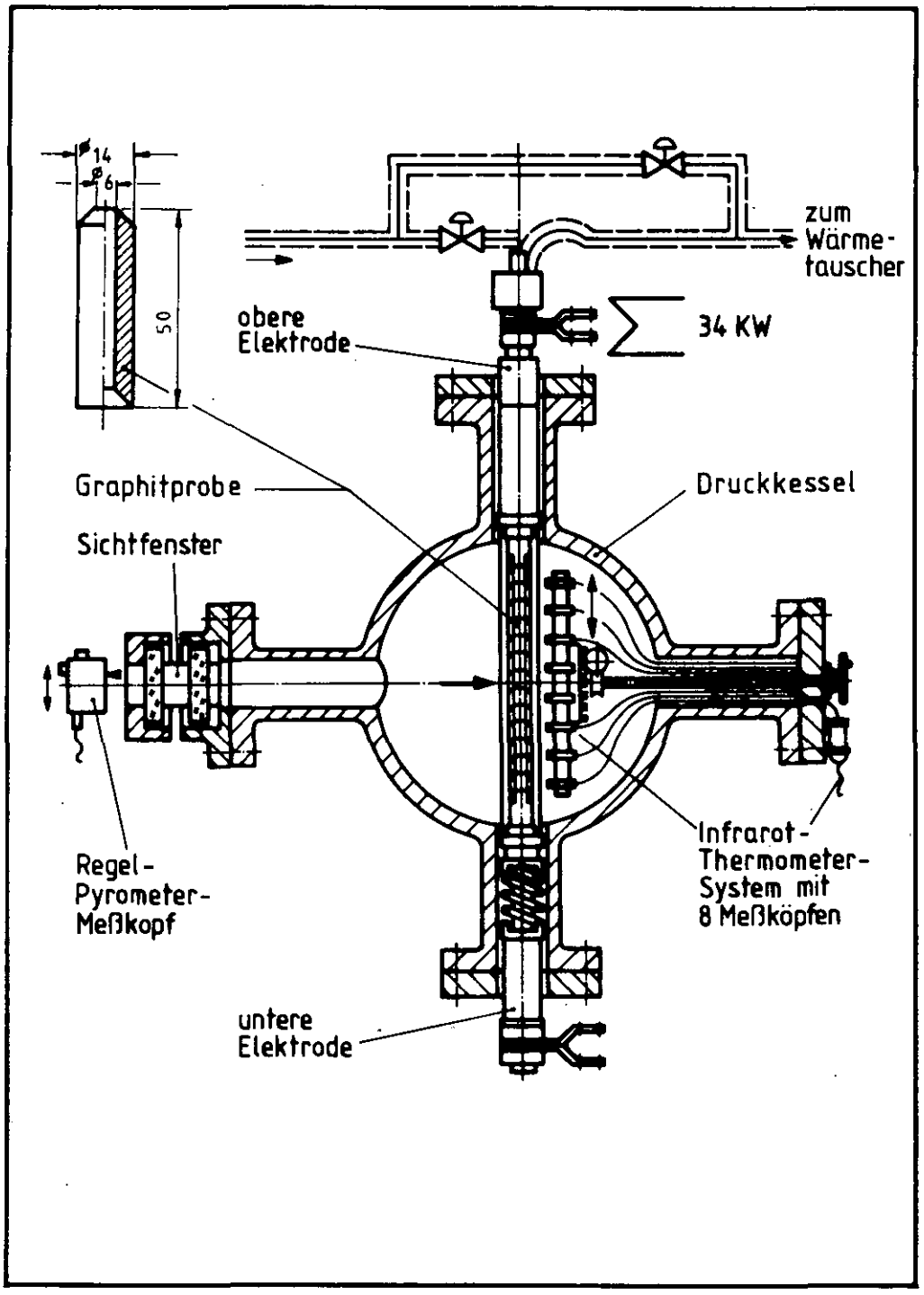


Abb. 1:
Schnitt durch die Meßstrecke des Korrosionskreislaufs HOVA

NOVA ähnelt in ihrem Aufbau der oben beschriebenen Anlage HOVA, ist allerdings nur für niedrige Drücke bis max. 2 bar abs. ausgelegt. Auch NOVA besteht aus einem geschlossenen Kreislauf, in dessen Meßstrecke hohlzylinderförmige Graphitproben zu einem Rohr übereinandergestapelt und in direktem Stromdurchgang elektrisch beheizt werden. Die Temperaturmessung erfolgt pyrometrisch. Nach Erreichen der gewünschten Temperatur wird das Graphitrohr von einem O_2/He- bzw. CO_2/He-Gemisch durchströmt. Dabei wird – abweichend vom Versuchsbetrieb in HOVA – die Gaskonzentration nicht konstant gehalten, sondern die Abnahme der Konzentration der Einsatzgase und die Zunahme der Pro-

Max. Graphittemperatur	1400°C	Probengeometrie:	
max. Gasdruck	60 bar	Innendurchmesser	6 mm
max. Gasdurchsatz	400 l/min	Außendurchmesser	14 mm
max. H_2O-Partialdruck	4 bar	Gesamtlänge des Graphitrohres	600 mm

Tab. 1: Hauptdaten von HOVA

Max. Graphittemperatur	1400°C	Probengeometrie:	
max. Gasdruck	2 bar	Innendurchmesser	6 mm
max. Gasdurchsatz	450 l/min	Außendurchmesser	14 mm
Kreislaufvolumen	30,5 l	Gesamtlänge des Graphitrohres	350 mm

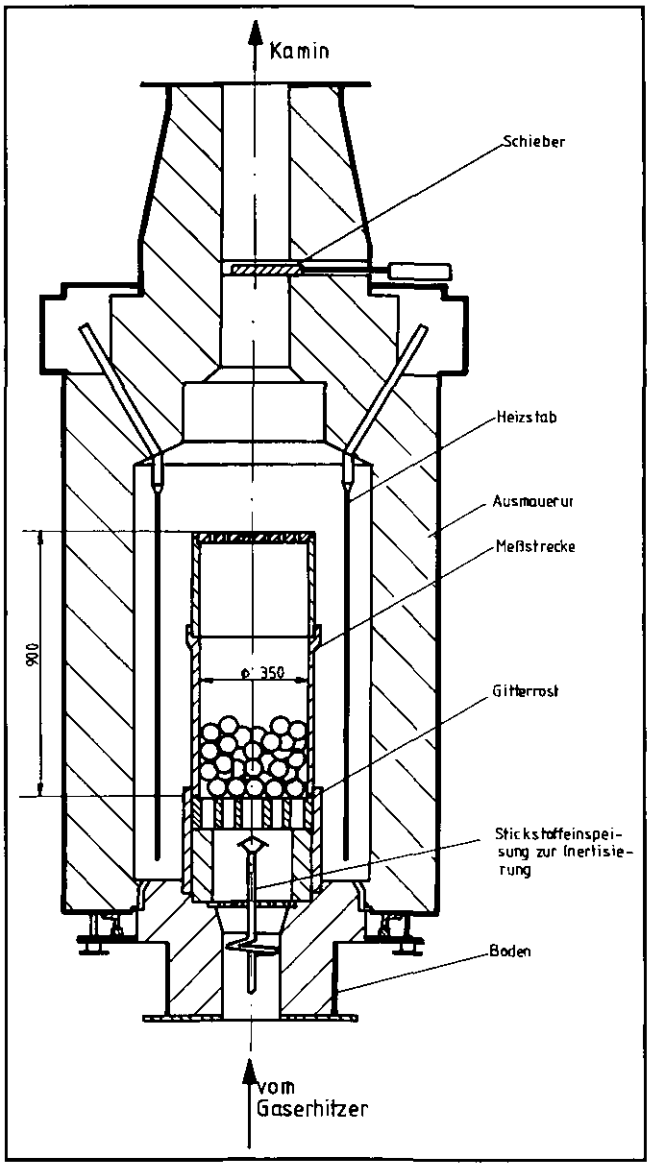
Tab. 2: Hauptdaten von NOVA

duktgaskonzentration – gemessen mit einem Massenspektrometer – werden als Basis für die Ermittlung der reaktionskinetischen Daten genutzt. Mehrfache Versuchswiederholung an einem Graphitrohr erlaubt die Ermittlung der Abbrandabhängigkeit der Reaktionsgeschwindigkeit. Die Hauptdaten von NOVA sind in Tab. 2 zusammengestellt. Einzelheiten des Versuchsaufbaus und -betriebs sowie der Auswertemethode sind[6] zu entnehmen.

2.3 Kugelhaufen-Korrosionsversuchsanlage SUPERNOVA[7]

Dieses Experiment dient der Untersuchung des Verhaltens des Kugelhaufens und anderer wichtiger graphitischer Corekomponenten wie Teilen der Corebodenkonstruktion (Säulenhalle, Bodenreflektor) bei Luft- und Wassereinbruchstörfällen. Insbesondere dient die Anlage der Verifikation des Störfallcodes REACT/THERMIX.

Abb. 2: SUPERNOVA: Rohrofen mit Kugelhaufen-Meßstrecke

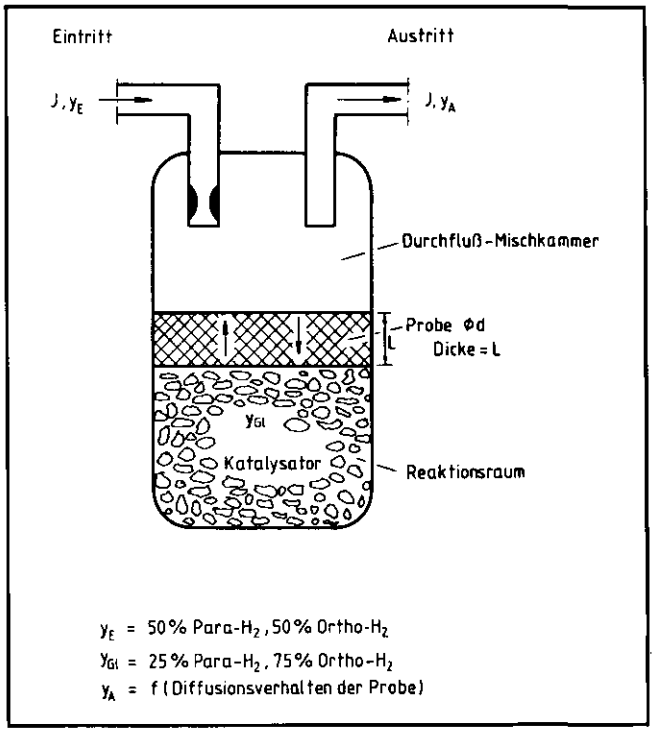


Kernstück der Anlage ist ein Rohrofen mit einem maximalen Nutzraum von 700 l (700 mm Ø, h = 1400 mm), der auf max. 1500°C aufgeheizt werden kann. Abb. 2 zeigt einen Längsschnitt durch den Rohrofen mit eingebauter Meßstrecke für Kugelhaufen-Korrosionstests. In dieser Meßstrecke kann eine Kugelschüttung von 350 mm Ø und max. 900 mm Höhe auf max. 1200°C aufgeheizt werden. Vorgeschaltet vor den Rohrofen ist ein Gaserhitzer, in dem N_2/O_2- oder N_2/H_2O-Gemische mit einem Durchsatz von max. 250 Nm^3/h auf max. 1200°C aufgeheizt werden können. Die Gase werden aus Druckgasflaschen bzw. einem Dampferzeuger eingespeist und nach Durchströmen der Meßstrecke durch einen Kamin an die Atmosphäre abgegeben, d.h., die Versuche erfolgen bei Atmosphärendruck. Während der Aufheiz- und Abkühlphase wird das Eindringen oxidierender Gase in die Meßstrecke durch ein besonderes Inertgas-Einspeisesystem verhindert. Die Temperaturmessung erfolgt mit Thermoelementen, die Durchsatzmessung mit Schwebkörper-Durchflußmessern bzw. Meßblenden, die Druckmessung mit kapazitiven Absolutdruckaufnehmern und die Gasanalyse mit einem Massenspektrometer bzw. einem Infrarot-CO-Analysator. Zur Nachuntersuchung korrodierter Kugeln wurde eine halbautomatische Kugelrundheits-Meßvorrichtung entwickelt.

2.4 Diffusions-Versuchsanlage DIVA[8]

In dieser Anlage werden – basierend auf der Methode von Hugo-Wicke – Selbstdiffusionskoeffizienten für Wasserstoff in Graphiten verschiedener Korrosionsgrade gemessen. Kern der Anlage ist eine Reaktions-Diffusionszelle (Abb. 3), die von dem Versuchskörper

Abb. 3: DIVA: Reaktions-Diffusionszelle nach Hugo-Wicke



in 2 Kammern getrennt ist. In die Durchfluß-Mischkammer strömt mit konstantem Durchsatz ein Ortho/Para-Wasserstoffgemisch mit je 50 % Anteil, dessen durch die Probe diffundierender Anteil in einem katalysatorgefüllten Reaktionsraum in ein Gemisch mit 25 % Para-/75 % Ortho-Wasserstoff umgewandelt wird. Damit ändert sich je nach Diffusionsstrom die Zusammensetzung des die Mischkammer verlassenden Gases, dessen veränderte Wärmeleitfähigkeit als Maß für die Konzentrationsänderungen ermittelt wird.

3. Charakteristische Ergebnisse

Aus den Versuchsergebnissen seien einige charakteristische Beispiele im folgenden herausgegriffen. Abb. 4 zeigt aus den Untersuchungen in der Anlage HOVA abbrandabhängige Reaktionsraten, die am Säulenhallengraphit V483T2 in einem H_2O/He-Gemisch bei 1000°C und einem Wasserdampfpartialdruck von 474 mbar ($pH_2/pH_2O < 1/20$) bei verschiedenen Gesamtdrücken ermittelt wurden.

Deutlich ist die für den „Porendiffusionsbereich" typische abflachende Tendenz des Verlaufs der Reaktionsrate, die einem Grenzwert zustrebt. Dieser ist erreicht, wenn das Korrosionsprofil vollständig ausgebildet ist. Mit wachsendem Systemdruck sinkt der Reaktionsratenwert, und sein Erreichen verschiebt sich zu niedrigeren Abbränden. Abb. 4 verdeutlicht gleichzeitig die Notwendigkeit, beim Vergleich von Reaktionsraten den Abbrandzustand zu definieren.

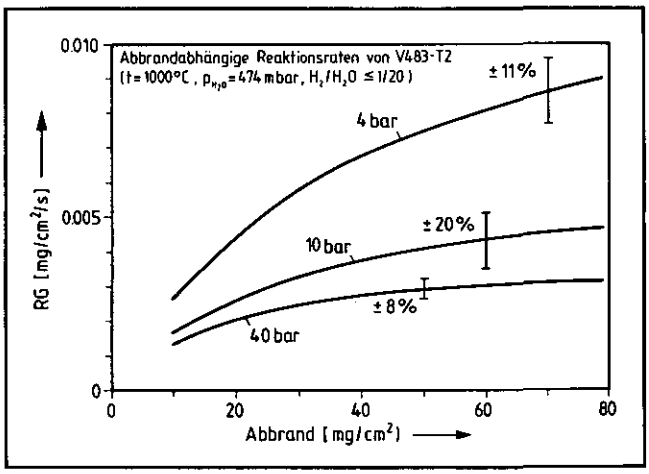


Abb. 4: Abbrand- und Druckabhängigkeit der Wassergasreaktion an V483T

Für den Fall der vollständig ausgebildeten Korrosionsprofile (Abbrand → ∞) ist als Beispiel für NOVA-Meßergebnisse in Abb. 5 die Reaktionsgeschwindigkeit des Brennelementgraphits A3-3 in Abhängigkeit von der Temperatur bei verschiedenen O_2-Konzentrationen in Helium (1,5 bar) gezeigt. Auch für weitere für deutsche HTR derzeit in Frage kommende Reaktorgraphite wurden entsprechende Untersuchungen durchgeführt. Dabei zeigten sich verhältnismäßig ge-

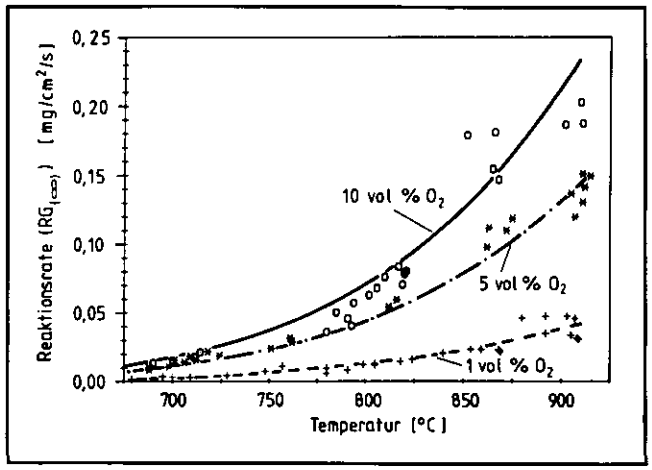


Abb. 5: Temperaturabhängige Reaktionsraten von O_2 mit A3-3-Matrixgraphit

ringe Abweichungen der Reaktivitäten. Einen Eindruck der Korrosionseindringtiefen vermittelt Abb. 6. Wie das Diagramm zeigt, werden die Dichteprofile mit zunehmender Korrosionstemperatur steiler.

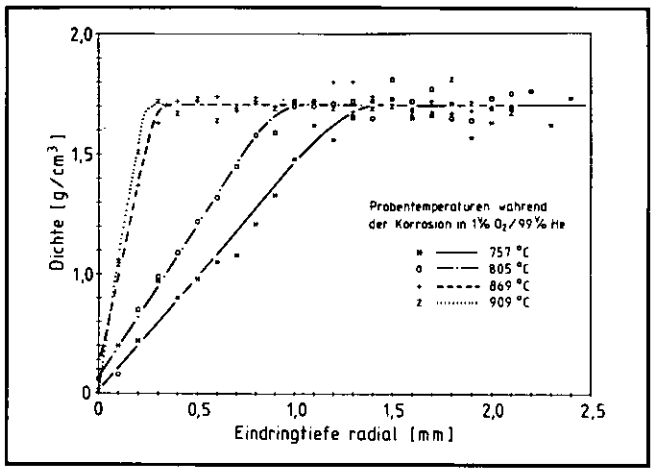


Abb. 6: Dichteprofile von A3-3-Matrixgraphit für verschiedene Korrosionstemperaturen

Aus Messungen in SUPERNOVA vermittelt Abb. 7 einen Eindruck von der Ungleichförmigkeit des Korrosionsangriffs im Kugelhaufen bei hohen Temperaturen (Grenzschichtdiffusionsbereich). Die im Vergleich mit einer „frischen" Kugel abgebildete Kugel wurde in einem Kugelhaufen bei 1000°C in einem durchströmenden (≈ Re 1600) N_2/O_2-Gemisch bis zu einem Abbrand von 13,4 % korrodiert. Bei diesen Experimenten blieben die Kontaktstellen zwischen den Kugeln bis zu Abbränden von ca. 20 % erhalten. Auf der vorderen Kontaktstelle der abgebildeten Kugel sind die Drehriefen noch deutlich sichtbar.

Abschließend seien noch Diffusionskoeffizienten-Messungen, Korrosionsuntersuchungen an Graphitsäulen, Langzeitversuche oder Materialvergleichstests erwähnt, auf deren Darstellung jedoch hier verzichtet wird.

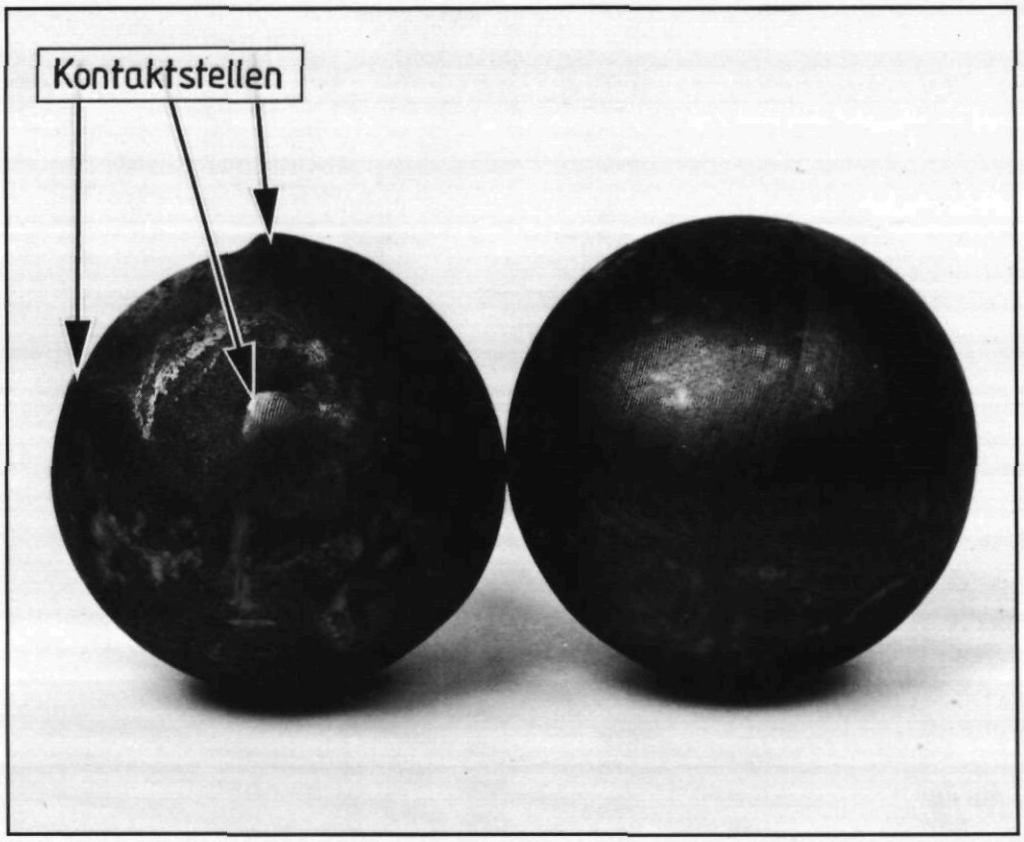


Abb. 7:
Unkorrodierte und im Kugelhaufen korrodierte Matrix kugel

4. Literatur

[1] W. Katscher, R. Moormann
Graphitkorrosion in HTR-Kugelhaufen bei Lufteinbruchstörfällen und ihre Beeinflussung durch Kombination mit Wassereinbruch
Jül-Conf-43, Nov. 81, ISSN 0344-5798, S. 43-52

[2] R. Moormann
Effect of Delays in Afterheat Removal on Consequences of Massive Air Ingress Accidents in High-Temperature Gas Cooled Reactors
J. Nucl. Sci. Technol. Vol. 21, No. 11 (Nov. 84), S. 20-31

[3] R. Moormann, K. Petersen
REACT/THERMIX – Ein Computercode zur Berechnung der störfallbedingten Graphitkorrosion in Kugelhaufen-Reaktoren
Jül-1782 (1982)

[4] K.-J. Loenißen
Hochdruck-Oxidations-Versuchanlage HOVA
KFA-ISF-IB 9/82, Juni 1982

[5] K.-J. Loenißen, H.-K. Hinssen, W. Katscher, R. Moormann
Graphitkorrosion durch Wasserdampf in HTR bei Störfällen mit hohem Systemdruck
Proc. Jahrestagung Kerntechnik 1985, München

[6] H.-K. Hinssen, W. Katscher, R. Moormann
Kinetik der Graphit/Sauerstoff-Reaktion im Porendiffusionsbereich
Teil 1: Matrixmaterialien A3-3 und A3-27
Jül-1875, Nov. 1983, ISSN 0366-0885

[7] B. Stauch
SUPERNOVA, ein Experiment zur Untersuchung der Graphitkorrosion bei schweren Luft- und Wassereinbruchstörfällen in Kugelhaufen-HTR
KFA-ISF-IB 3/84, Juni 1984

[8] H.-K. Hinssen
DIVA Diffusions-Versuchsanlage: Vorstellung einer Meßapparatur zur Bestimmung effektiver Gasdiffusionskoeffizienten in porösen Festkörpern
KFA-ISF-IB 4/84, Juli 1984

Experimente zum Verhalten von Spannbetonbehältern unter hoher Temperaturbeanspruchung

J. Altes

Institut für Nukleare Sicherheitsforschung der Kernforschungsanlage Jülich GmbH

1. Einleitung

Studien über die Sicherheit von Hochtemperaturreaktoren[1,2] haben die große Bedeutung der bei Temperaturbeanspruchung des Betons eines Spannbeton-Reaktordruckbehälters sich ergebenden Prozesse für den Ablauf und die Auswirkungen von hypothetischen Störfällen insbesondere mit ungehinderter Coreaufheizung und Versagen der Linerkühlung aufgezeigt. Bisher liegen nur theoretische Untersuchungen vor, wie z.B. in der vom Institut für Nukleare Sicherheitsforschung der KFA zusammen mit externen Stellen – Gemeinschaft Beratender Ingenieure GmbH., Zerna, Schnellenbach und Partner, Bochum; Institut für Baustoffe, Massivbau und Brandschutz der TU Braunschweig sowie Professor Dr.-Ing. Schneider, Fachgebiet Baustoffkunde der GH Kassel – durchgeführten BMFT-Studie RS 447 „Spannbetonbehälter unter hypothetischen Störfallbelastungen"[3].

Für den Störfallablauf wird angenommen, daß das Hauptkühlsystem ausgefallen ist, das Hilfskühlsystem nicht startet und das Linerkühlsystem wegen Ausfalls der Energieversorgung oder aus anderen Gründen über einen längeren Zeitraum nicht verfügbar ist. Nach der sich einstellenden Druckentlastung des Primärkreises sind die wesentlichen Wärmetransportmechanismen die Wärmeleitung innerhalb des Reaktorkerns und die Wärmestrahlung von den Kernoberflächen zum Reaktordruckbehälter. Da hierdurch die Nachwärme schlecht abgeführt wird, steigen die Temperaturen im Reaktor stetig weiter an. Wesentlich für die Auswirkungen ist nun das Verhalten des Reaktordruckbehälters, der nicht mehr durch das Linerkühlsystem geschützt wird. Die Abdeckplatten der thermischen Isolierung heizen sich durch die Wärmestrahlung von der Oberfläche des Reaktorkerns her auf und versagen infolge Kriechen ihrer Befestigungen bei etwa 1000°C. Damit können sie ihre Aufgabe, die Isoliermatten zu fixieren, nicht mehr wahrnehmen, so daß durch Abfallen der Isolierung der Deckenliner direkt der Wärmestrahlung ausgesetzt wird. Dadurch heizen sich der Liner und der dahinterliegende Beton des Druckbehälters auf. Für den Linerstahl führt die hohe Temperatur zu einer Reduzierung der Zugfestigkeit, so daß insbesondere im Deckenbereich bereits das Liner-Eigengewicht zusammen mit einer dünnen Schicht zerstörten Betons unmittelbar hinter dem Liner das Versagen des Liners bei ebenfalls etwa 1000°C verursacht.

Der Beton des SBB wird nun direkt mit der hohen Temperatur beaufschlagt und versagt infolge Festigkeitsverlust schichtweise (unbewehrt bei 800°C, bewehrt bei 1000°C). Dabei werden Wasser und – falls Beton mit kalzitischen Zuschlagstoffen vorhanden ist – CO_2 freigesetzt. Die bei der Betonzersetzung freiwerdenden Gase strömen zum Teil direkt aus dem oberen Plenum des Reaktordruckbehälters über das Sicherheitsventil ins Reaktorschutzgebäude. Der andere Teil der Zersetzungsprodukte strömt jedoch über Bypässe durch Dampferzeuger- und Hilfswärmetauscherkavernen in den Reaktorkern und reagiert dort mit dem heißen Brennelementgraphit. Aus der Reaktion von Wasserdampf bildet sich Wassergas, durch Reduktion von Kohlendioxid kommt noch zusätzlich Kohlenmonoxid hinzu.

Als Folge dieser Vorgänge und der angenommenen vollständigen Durchmischung der überströmenden Gase mit der Atmosphäre des Reaktorschutzgebäudes kann eine Konzentration von brennbaren Gasen erreicht werden, die entzündbar ist.

Die gegenüber bisherigen Analysen wesentlich detaillierteren RS 447-Untersuchungen ergaben einen späteren Versagensbeginn und eine langsamere Zerstörungsgeschwindigkeit.

Die theoretischen Analysen enthalten naturgemäß eine Reihe von Annahmen und Modellunsicherheiten, die nur durch experimentelle Untersuchungen überprüft und geklärt werden können. Im ISF wurde daher mit einem Experimentiervorhaben begonnen, dessen Ziel es ist, repräsentative Ausschnitte von Spannbeton-Reaktordruckbehältern von HTRs den errechneten Störfalltemperaturen auszusetzen und das Verhalten des bewehrten Betons, des Liners und der thermischen Isolierung sowie des Linerkühlsystems zu untersuchen. Der dazu benützte Ofen ist so aus-

Abb. 1:
Blick auf den Versuchsstand

gelegt, daß auch das Verhalten anderer Reaktorstrukturen wie z.B. Deckenreflektor unter Störfalltemperaturen getestet werden kann.

2. Versuchsaufbau

Die Modellkörper mit einer Fläche von 1,0 × 1,5 m und einer Höhe von bis zu 1,0 m werden über einem Elektrokammerofen hängend aufgeheizt (Abb. 1). Das Gerüst für die Aufhängung stützt sich außerhalb des Ofens ab. Dadurch wird der Ofen nicht mit dem Modellgewicht von mehreren Tonnen belastet. Dies bedeutet eine erhebliche Kostenreduktion für den Ofen. In der Ofenkammer befinden sich Silit-Heizstäbe, die Arbeitstemperaturen bis zu 1500° C ermöglichen, so daß, falls gewünscht, auch Schmelztemperaturen von Stahl und Beton erreicht werden können. Das Ofengehäuse besteht aus einer mit Profilen versteiften Stahlblechkonstruktion. Die vertikalen Außenwände sind mit einem Berührungsschutzblech verkleidet. Der Ofenboden ist mit 12 Anschraubvorrichtungen unter dem Ofengehäuse befestigt. Dadurch wird es möglich, den Ofenboden abzusenken und eventuell vom Versuchskörper heruntergefallene Teile leichter zu beseitigen sowie die Bodenisolierung zu erneuern. Die Isolierung ist aus Faserisolierstoffen und Isoliersteinen aufgebaut.

Zur Beobachtung der Unterseite des Modells bzw. fotografischen Registrierung der Vorgänge am Versuchskörper während des Experimentes sind an den beiden Stirnseiten des Ofens je 2 Schaulöcher mit Quarzglas vorhanden. Ein Abströmstutzen für vom Beton in den Ofen eintretende Gase ist eingebaut. Die Heizung wird automatisch über Thermoelemente, Temperaturregler und Thyristor in drei Regelzonen als Stetigregelung mit Hilfe einer HP-Datenerfassungs- und -steueranlage so geregelt, daß ein vorge-

gebener Temperaturzeitverlauf nachgefahren werden kann. Mit dieser Anlage werden auch die Meßdaten erfaßt und gespeichert.

Die Modellkörper werden mit Thermoelementen und Manometern in verschiedenen Tiefen instrumentiert. Die freigesetzten Wasser- bzw. Gasmengen werden gemessen und die chemische Zusammensetzung analysiert. Zusätzlich hängt der Modellkörper an einer Wägezelle, die Gewichtsänderungen registriert.

Zur theoretischen Berechnung der Temperaturverteilung im Modellkörper und Überprüfung der Stoffgesetze wird das nichtlineare, instationäre Finite-Element-Programm SMART einschl. des Plotprogramms RAPS eingesetzt. Weiterhin kommt das von den Sandia National Laboratories entwickelte Programm USINT, mit dem die Wasserdampffreisetzung und der Druckaufbau im Beton berechnet werden können, zur Anwendung. Gegebenenfalls müssen die dort implementierten physikalischen Modelle verbessert werden.

3. Versuchsergebnisse

Der Versuchsstand (Abb. 2) ist Anfang dieses Jahres in Betrieb genommen worden und hat sich in einem ersten orientierenden Versuch ausgezeichnet bewährt. In diesem Versuch wurde ein Betonkörper, der aus einer 50 cm dicken, für ein anderes Experiment gebrauchten Betonwand ausgesägt worden war, verwendet. Der Liner bestand aus 8 mm dickem Stahlblech aus St 37 mit betonseitig aufgeschweißten Kühlrohren (□ 2,5 cm, Abstand 10 cm) und war in

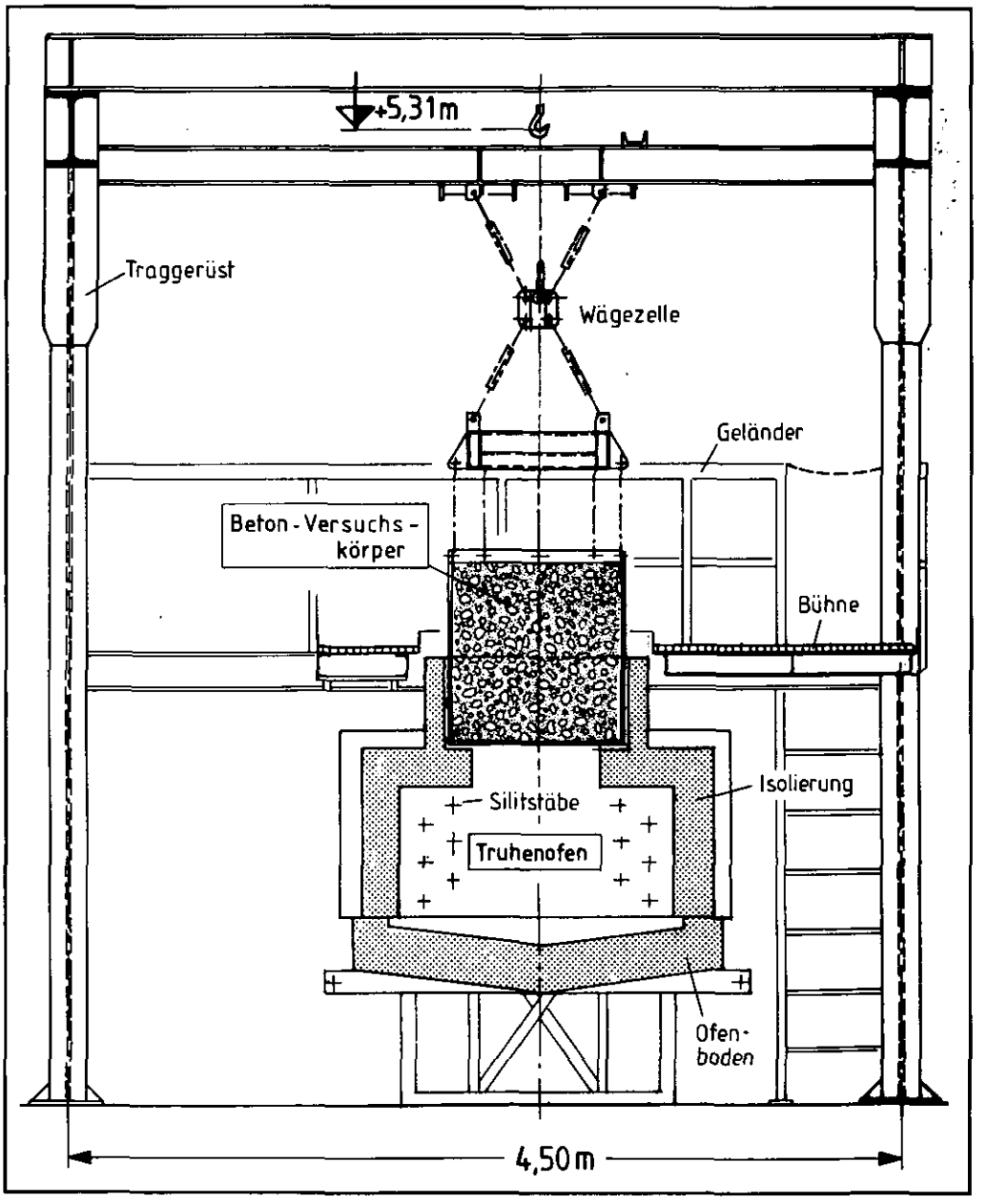


Abb. 2: Schnitt durch den Versuchsstand

einem 30 cm Raster mit 30 cm langen Kopfdübelbolzen im Beton verankert. Der Beton enthielt kalzitische Zuschlagstoffe.

In diesem Experiment sind keine Temperaturtransienten gefahren worden, wie sie bei Störfällen auftreten. Die Temperaturen wurden stattdessen langsamer, um den Ofen einschließlich der Steuerungs- und Datenerfassungsanlage besser testen zu können, in Stufen von rund 100°C aufgebracht, nachdem jeweils ein quasistationärer Zustand erreicht worden war.

In den theoretischen Analysen der Studie RS 447 war für das Versagen des Liners eine Temperatur von 1000°C berechnet worden. Im Experiment hat sich gezeigt, daß diese Temperatur auf der sicheren Seite liegt. Erst ab etwa 1100°C zeigte sich ein merkbares Kriechen des Liners nach unten. Bei etwa 1320°C öffnete sich im Liner eine vor Versuchsbeginn zugeschweißte Öffnung – es handelte sich dabei um eine beim anderen Experiment benutzte Einspeiseöffnung – und flüssiger Beton tropfte aus diesem Loch heraus. Solche Vorschädigungen sind bei einem Liner im Reaktor nicht vorhanden. Kurz danach löste sich in zunehmendem Maße eine rund 3 mm dicke Stahlschicht vom Liner und fiel herab. Es wird sich dabei wahrscheinlich um chemische Reaktionen mit den aus dem Beton in das Ofeninnere freigesetzten Gasen handeln, die eine Schmelzpunkterniedrigung des Stahles in der äußeren Schicht bewirken.

Als Ergebnis aus dem ersten orientierenden Versuch mit einem Liner, der gegenüber einem Liner im Reaktor schlechtere Qualität aufweist, kann man festhalten, daß die bisher angenommenen Versagenstemperaturen zu niedrig liegen.

4. Literatur

[1] General Atomic
HTGR Accident Initiation and Progression Analysis, Status Report, Phase II Risk Assessment
GA-A 15000, 1978.

[2] ISF/KFA Jülich – GRS-Köln
Sicherheitsstudie für HTR-Konzepte unter deutschen Standortbedingungen, Phase IB
Jül-Spez-136, 1981.

[3] ISF/KFA Jülich
Spannbetonbehälter unter hypothetischen Störfallbelastungen; Förderungsvorhaben RS 447, 3 Bände
Jülich, 1984.

Gasaustauschvorgänge zwischen dem Primärkreislauf und dem Reaktorschutzgebäude eines Hochtemperaturreaktors

G. Breitbach, J. Wolters

Institut für Nukleare Sicherheitsforschung der Kernforschungsanlage Jülich GmbH

1. Bedeutung des Gasaustauschs nach einer Druckentlastung

Wenn im Primärkreislauf (PK) eines heliumgekühlten Hochtemperaturreaktors ein Leck entsteht, so kommt es in einer ersten Phase wegen der herrschenden hohen Druckdifferenzen zu einem schnellen Ausströmen von Helium in das Reaktorschutzgebäude (RSG). Nach vollzogenem Druckausgleich liegt die Situation vor, daß sich in den Bereichen PK und RSG Gase bzw. Gasgemische unterschiedlicher Konzentration und Temperatur befinden. Je nach Lage und Orientierung des Lecks setzen nun Gasaustauschvorgänge zwischen PK und RSG ein, die einerseits von den Mechanismen Konvektion – sowohl konzentrations- als auch temperaturbedingt – und Diffusion gesteuert werden, andererseits von dem Temperaturverhalten des PK beeinflußt sind. Diese Transportvorgänge bewirken zweierlei:

- Es werden Spaltprodukte aus dem PK ausgetragen und
- es gelangt Luftsauerstoff aus dem RSG an die im Core befindlichen heißen Graphitstrukturen, so daß Korrosionsprozesse zu erwarten sind.

2. Leckpositionen, Phänomenologie des Austauschs

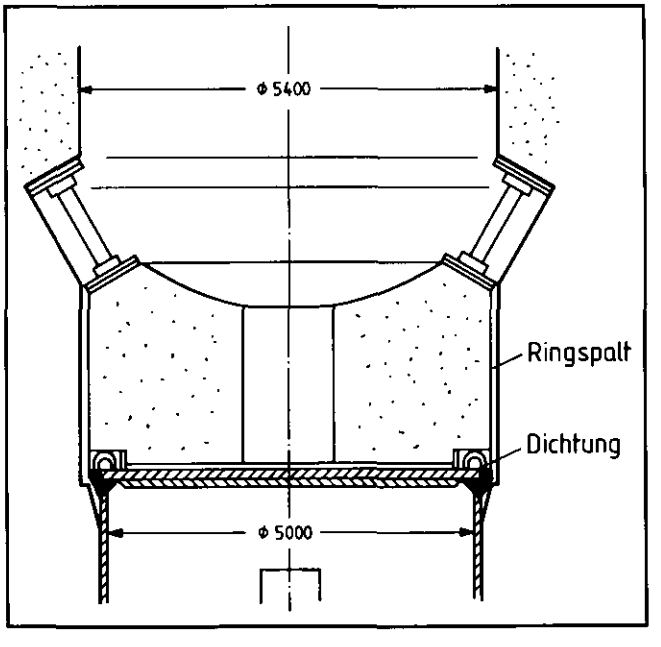
Bevor man das Gasaustauschratenproblem anpackt, muß man auf Fragen der Leckentstehung eingehen. Für zwei charakteristische postulierte Leckstellen wird im folgenden das Austauschratenproblem diskutiert. Das erste Beispiel stammt aus dem Bereich HTR mit Spannbetonbehälter (SBB), das andere bezieht sich auf den HTR-MODUL mit Stahlbehälter.

Für die recht massiven Abschlußstopfen von Dampferzeugerkavernen im SBB wurde der hypothetische Fall diskutiert, daß die Dichtung über den gesamten Umfang aufreißt, so daß – der Stopfen selbst kann aus konstruktiven Gründen nicht herausgeschleudert werden – ein ringspaltförmiges Leck entsteht. Eine Darstellung sowie charakteristische Abmessungen eines Kavernenabschlusses zeigt die Abb. 1. Die Orientierung der Lecköffnung ist nach oben gerichtet, so daß im Anschluß an die Druckentlastung eine mechanisch instabile Situation vorliegt. Das im PK verbliebene Helium wird nach oben getrieben, während das schwerere Luft-Helium-Gemisch des RSG in den Primärkreis einfallen wird.

Die Frage hierbei ist nun, wie sich die gleichzeitig stattfindende Ein- und Ausströmung über den Ringspalt ausbilden. Neben der auf Konzentrationsunterschieden beruhenden Konvektion ist für lange Zeiten – wenn Konzentrationsausgleich im großen und ganzen stattgefunden hat – natürlich auch die temperaturbedingte Konvektion von Bedeutung. Solange bei einem Coreaufheizstörfall hohe Strukturtemperaturen im PK vorliegen, wird sich Gas über den Ringspalt austauschen[1].

Anders stellt sich der Gasaustausch in der folgenden, auf den HTR-MODUL bezogenen Situation dar. Aus-

Abb. 1: Abschlußstopfen einer Dampferzeugerkaverne eines Spannbetonbehälters



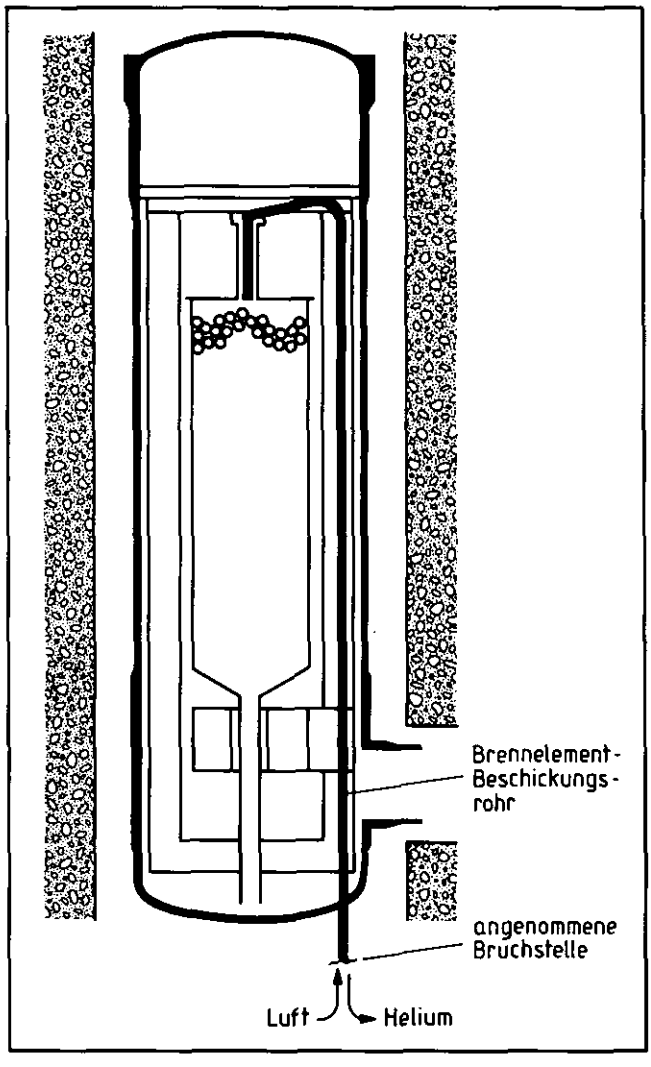


Abb. 2: HTR-MODUL, angenommene Bruchstelle des Brennelementbeschickungsrohres

gangszustand ist der druckentlastete PK nach dem Abriß des Brennelementbeschickungsrohres mit nach unten orientierter Leckfläche (Abb. 2). Hier liegt – von dem mechanischen Auftriebsphänomen her gesehen – eine stabile Situation vor, so daß Gasaustausch hier prinzipiell nur über Diffusion möglich ist. Allerdings überlagert sich den Diffusionsvorgängen das sogenannte 'Atmen des Primärkreises'. Darunter ist zu verstehen, daß durch Temperaturänderungen innerhalb des Primärkreises Gas ausgeschoben (bei Aufheizung) bzw. eingesaugt (bei Abkühlung) wird. Im allgemeinen läuft der durch Diffusion und 'Atmen' bestimmte Gasaustausch erheblich langsamer ab als der oben beschriebene konvektiv gesteuerte.

3. Experimentelle Behandlung

Für die Durchführung experimenteller Untersuchungen zum Gasaustausch durch die eben beschriebenen Lecks stand ein etwa 4 m hoher Behälter mit einem Durchmesser von 1 m zur Verfügung. Der Behälter konnte mit Helium gefüllt werden. Zur quantitativen Bestimmung von Helium-Luft-Gemischen innerhalb des Behälters wurde das Archimedische Prinzip ausgenutzt. Ein auf einer hinreichend empfindlichen Waage aufsitzender Körper zeigt aufgrund unterschiedlichen Auftriebs in reiner Luft ein etwas kleineres Gewicht als in Helium bzw. Helium-Luft-Gemischen[2]. Die Abb. 3 zeigt ein Schema des Versuchsstandes. Als Auftriebskörper fand eine schlanke Plexiglassäule Verwendung. Die Meßmethode zeigte auch bei schnellen Austauschvorgängen gute Ergebnisse.

Zur Ausbildung eines ringspaltförmigen Lecks wurde oben in den Behälter ein Stopfen eingeführt, der zur Behälterwandung hin einen Ringspalt von etwa 20 mm Spaltweite freiließ. Nach dem Füllen mit Helium wurde der flache, den Behälter abschließende Deckel entfernt, wobei das Helium rasch nach oben entwich und gleichzeitig Luft einfiel. Durch Zugabe von Rauchgas wurde beobachtet, daß sich über die Umfangslänge des Ringspalts mehrere Zonen für die Einströmung von Umgebungsluft und den Ausstrom von Helium ausbildeten. Es waren 4 – 6 Zonen mit abwechselnd entgegengesetzten Strömungsrichtungen.

Für eine Behandlung des Gasaustauschs nach dem postulierten Abriß des Brennelementbeschickungsrohres beim HTR-MODUL wurde am Versuchsbehälter außen (siehe Abb. 3) eine nach unten abgehende NW-65 Rohrleitung angeflanscht. Behälter und Leitung wurden mit Helium gefüllt, und sodann wurde der Querschnitt am unteren Ende der Leitung freigegeben. Während des über mehrere Wochen gehenden Versuchs wurden die Umgebungsbedingungen wie Luftdruck und Temperaturgang sorgfältig registriert.

4. Vergleich von Rechnungen und Experimenten

Da ein Experimentieren unter reaktornahen Bedingungen zu großen Aufwand erfordert hätte, ging es in dem Versuchsvorhaben um folgendes:

a) zu prüfen, ob einfache theoretische Rechenmodelle zur Erklärung der experimentellen Ergebnisse anwendbar sind,

b) Anhaltspunkte für eine gegebenenfalls nötige Ertüchtigung zu gewinnen,

c) die Ergebnisse auf die reaktortypische Situation zu übertragen.

Die Abb. 4 zeigt einen Vergleich von Rechnung und Experiment für den Gasaustausch über ein ringspaltförmiges Leck. Die rechnerische Modellierung[3] auf der Basis geführter Strömungen bringt hier eine brauchbare Beschreibung, die den wirklichen Austausch etwas überschätzt und damit konservativ ist.

Die Annahmen über die Strömungsverhältnisse am Leck in [1] haben sich demnach a posteriori als vernünftig erwiesen.

In Abb. 5 sind gerechnete und gemessene Ergebnisse zum Problem des Bruchs des Beschickungsrohres dargestellt. Es zeigte sich im Versuch, daß die Austauschvorgänge langsam ablaufen und bestimmt sind durch Diffusion und Einsaug- bzw. Austreibeffekte aufgrund schwankender Temperaturen und Änderungen des Luftdrucks, wie auch in [2] modelliert. *Jedenfalls wurden keine schnellen konvektiven Vorgänge beobachtet*, die einen um Größenordnungen höheren Gasaustausch bewirkt hätten. Eine übertragung auf die reale Situation im Modul ergab, daß praktisch nur temperaturbedingte Expansions- bzw. Kontraktionseffekte der Primärkreisatmosphäre für Heliumaustoß bzw. Lufteinsaugen verantwortlich sind. So zeigte sich etwa, daß Graphitkorrosion aufgrund eingesaugter Luft zu vernachlässigen ist.

5. Schlußbemerkung

Der Gasaustausch zwischen Primärkreislauf und Reaktorschutzgebäude – nach abgeschlossener Druckentlastung – hängt stark von Form und Größe eines Lecks ab, so daß man praktisch, im Zusammenhang mit Leckpostulaten stets neue Überlegungen zum Ablauf des Gasaustauschs durchführen muß. Abge-

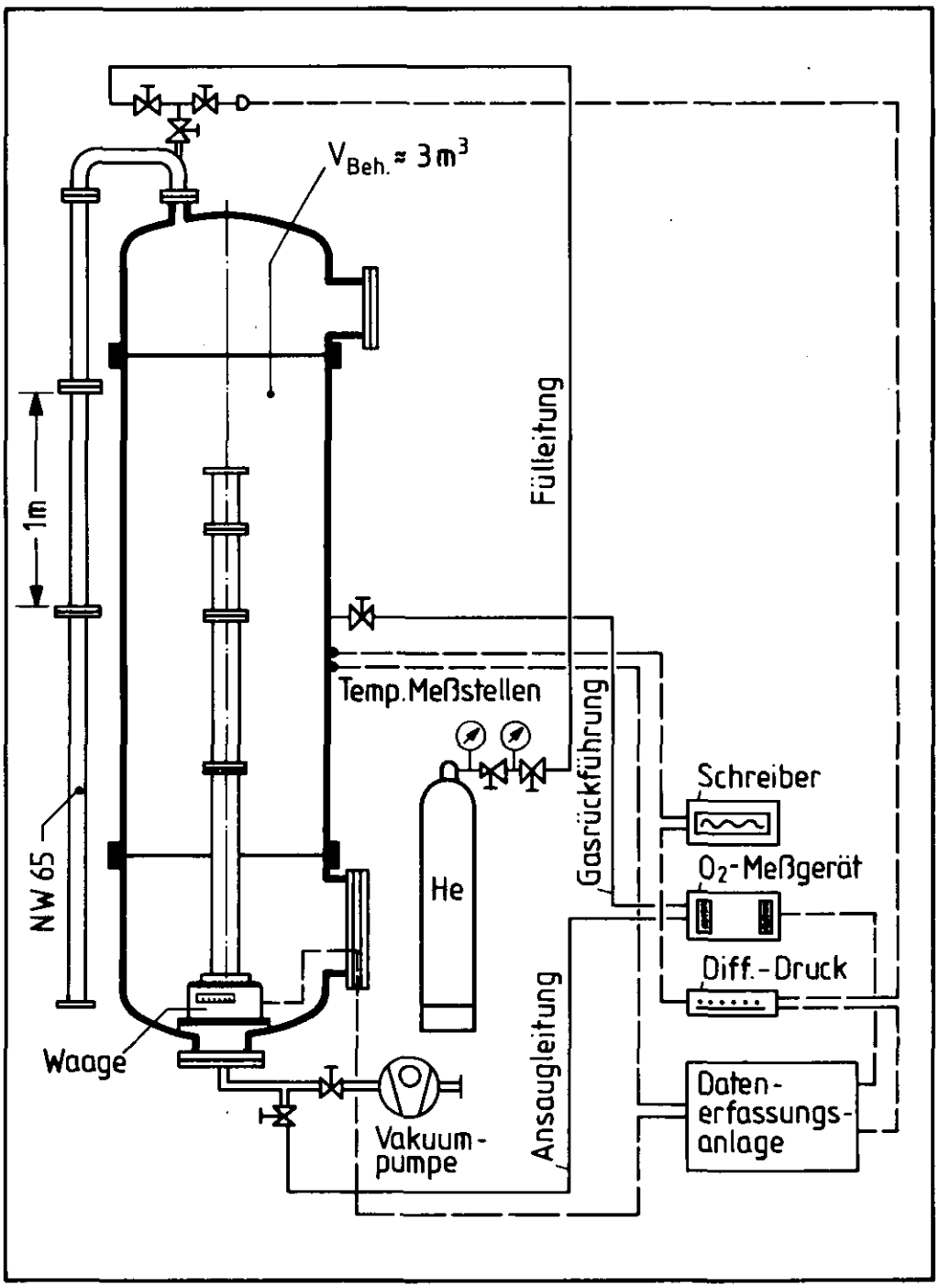


Abb. 3:
Versuchsstand, gerüstet für Experiment zum Abriß Brennelementbeschickungsrohr

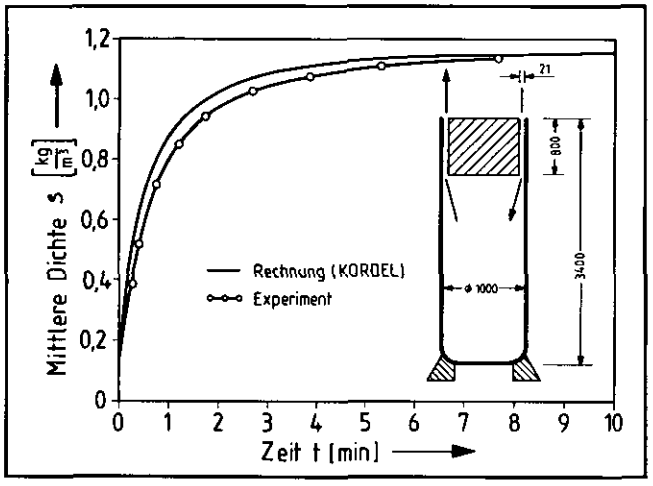


Abb. 4: Gasaustausch über ringspaltförmiges Leck, Vergleich Rechnung/Experiment (mittlere Dichte der Behälteratmosphäre über der Zeit)

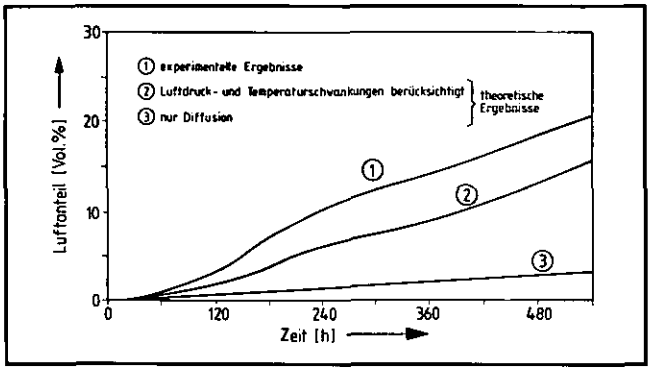


Abb. 5: Gasaustausch über senkrechte Rohrleitung, Vergleich Rechnung/Experiment

rissene oder aufgerissene Rohrleitungen mit verschiedensten Orientierungen des Leckquerschnitts, versagende Dichtungen oder Ventile, sie alle müssen einer individuellen Behandlung unterzogen werden. Es ist sicher angebracht, systematisch mögliche Lecks zu klassifizieren, die Strömungsvorgänge zu analysieren und ihnen entsprechende Rechenmodelle zuzuordnen. Die beiden hier behandelten Situationen haben sich vom Rechenmodell her gesehen als recht übersichtlich erwiesen. Erheblich kompliziertere Situationen ergeben sich etwa für gebrochene nach oben hin offene Rohrleitungen, bei denen sich konvektiver Gasaustausch zwischen PK- und RSG-Atmosphäre über einen kompakten Querschnitt vollziehen muß. Wegen des kompakten Querschnitts greifen auf geführten Strömungen basierende Rechenmodelle nicht. Sie überschätzen die Austauschraten um Größenordnungen.

6. Literatur

[1] Wolters, J. et al.
Konvektiver Gasaustausch in einer ringspaltförmigen Deckenöffnung des Spannbetonbehälters von Hochtemperaturreaktoren,
Jahrestagung Kerntechnik, Berlin 1980.

[2] Breitbach, G. et al.
Gasaustausch zwischen einem Helium enthaltenden Behälter und der Umgebung über ein nach unten abgehendes Rohr und dessen Relevanz für den HTR-MODUL,
Jül-Spez 273, Sept. 1984

[3] Breitbach, G.; Nickel, M.
Versuche zur Konvektion instabil geschichteter Flüssigkeiten mit unterschiedlicher Dichte,
KFA-ISF-IB-12/82, Okt. 1982.

Störfallsimulationstest an Kugelbrennelementen

W. Schenk

Institut für Reaktorwerkstoffe der Kernforschungsanlage Jülich GmbH

1. Einleitung

Während eines Störfalls können sich die Temperaturen im Core eines Kugelhaufen-HTR, die im Normalbetrieb im Mittel bei 1000°C liegen, erhöhen. Beim Druckentlastungsstörfall können im HTR-Modul 200 MWth maximale Störfalltemperaturen bis 1600°C auftreten[1].

Im größeren HTR-500 MWe können infolge eines hypothetischen Störfalls im Core 2300°C erreicht werden[2]. Für Auslegung und Genehmigung und für Sicherheitsanalysen werden belastbare Daten über die Spaltproduktfreisetzung aus den Brennelementen und Defektquoten von Partikeln in den Brennelementen bei Störfallbedingungen benötigt.

2. Apparaturen

Zur Simulation von Störfällen werden im Institut für Reaktorwerkstoffe, in den Heißen Zellen der KFA, zwei Apparaturen betrieben (Tab. 1).

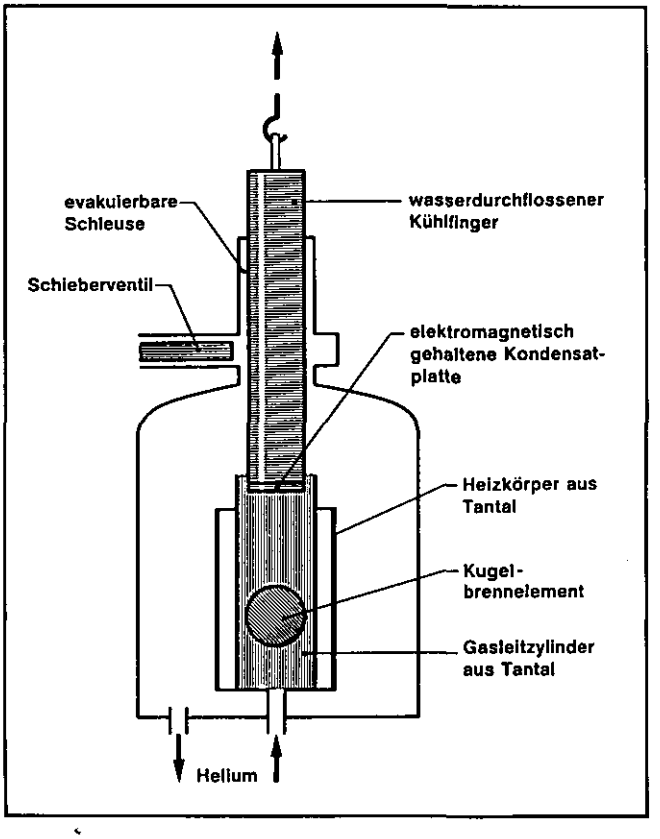
Mit der Kühlfingerapparatur (Küfa) können zwar nur Temperaturen bis 1800°C erreicht werden, aber im Unterschied zum bis 2500°C heizbaren Ofen der Annealingtest-Apparatur (A.-Test)[3] können im Ofen der Küfa feste Spaltprodukte aufgefangen (Abb. 1) und anschließend gemessen werden.

Tab. 1: Apparaturen zur Störfallsimulation von Kugelbrennelementen

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

Das Verfahren basiert darauf, daß sich die festen Spaltprodukte auf der austauschbaren Kondensatplatte des in den Heizraum ragenden Kühlfingers ablagern. Der Kühlfinger kann während des Versuchs dem Ofen entnommen werden und die Kondensatplatte kann fernbedienbar gelöst und kontaminationsfrei ausgetauscht werden. Im Anschluß werden die Kondensatplatten an Meßplätzen für niedrig aktive Proben gammaspektrometrisch (Cs-134, Cs-137, Ag-110m und evtl. J-131) und betaspektrometrisch (Sr-90) gemessen. Auf diese Weise läßt sich die Spaltproduktfreisetzungskinetik bis zu einer Genauigkeit von 10^{-8} vom Inventar ermitteln.

Abb. 1: Schema des Kühlfingerofens



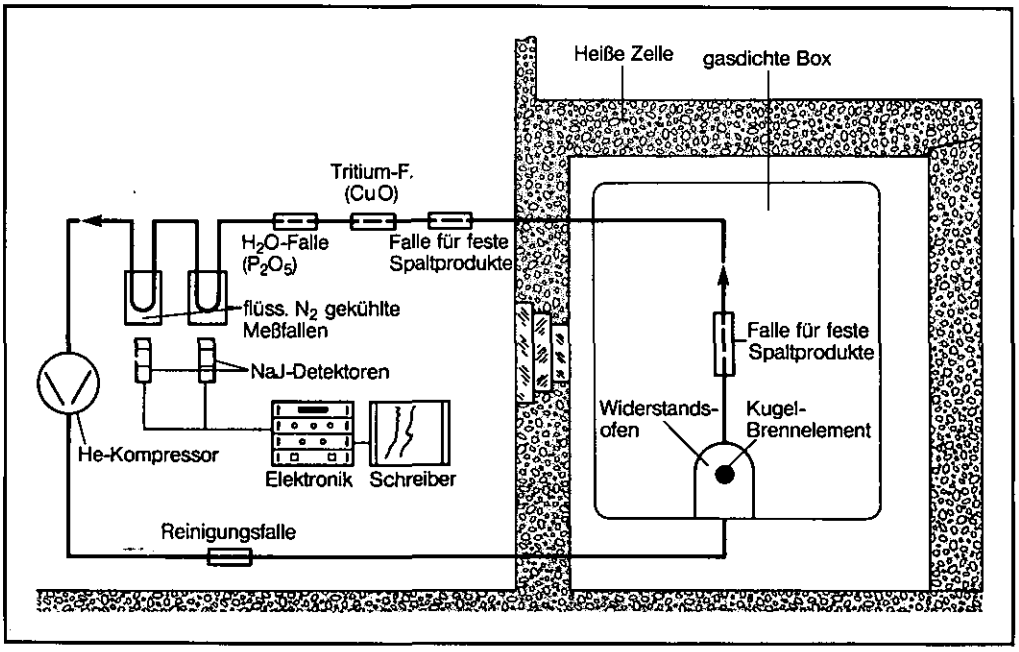


Abb. 2: Spülkreislauf der Störfallsimulationstest-Apparaturen

Die zwei Öfen der A.-Test Apparatur und der Ofen der Küfa sind in gasdichte Boxen von Heißen Zellen eingebaut und in He-Spülkreisläufe integriert (Abb. 2).

Der niedrige Überdruck (~ 10 kPa) und der kleine Spülgasdurchfluß (20-40 l/h) in den Öfen kommen den Bedingungen beim Druckentlastungsstörfall im Core eines HTR nahe. Die Spülgaskreisläufe haben zudem die Funktion, die aus einem Brennelement freigesetzten Spaltgase, im Experiment ist das meist nur Kr-85, in die außerhalb der Heißen Zelle befindlichen Meßfallen zu leiten. Hier wird das freigesetzte Kr-85 gesammelt, und die Kr-85-Aktivität in den Fallen wird während des gesamten Versuchs kontinuierlich gemessen und mitgeschrieben. Auch bei diesen Messungen können bereits Freisetzungsanteile aus Kugelbrennelementen von 10^{-8} bis 10^{-7} ermittelt werden.

3. Ergebnisse

Ergebnisse der Störfallsimulationstests bis 2500°C an mehreren Brennelementsorten wurden veröffentlicht[3,4]. Vergleichende Störfallsimulationstests an Brennstoffpartikeln mit GA, San Diego, führten zu befriedigenden Resultaten[5].

Der Schwerpunkt der Untersuchungen bis 2500°C lag bei Kugelbrennelementen mit (U, Th)O_2-BISO Par-

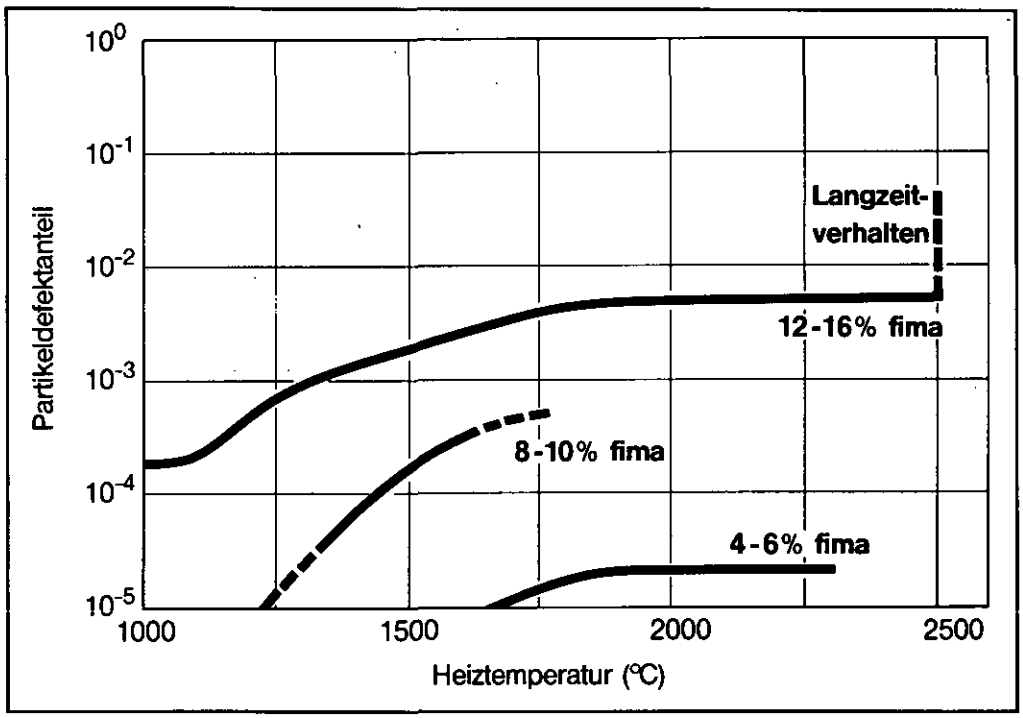


Abb. 3: Gemittelte Partikeldefektanteile bei Heizversuchen an AVR-GO- und -THTR-Brennelementen mit BISO-Mischoxidpartikeln (Rampentests)

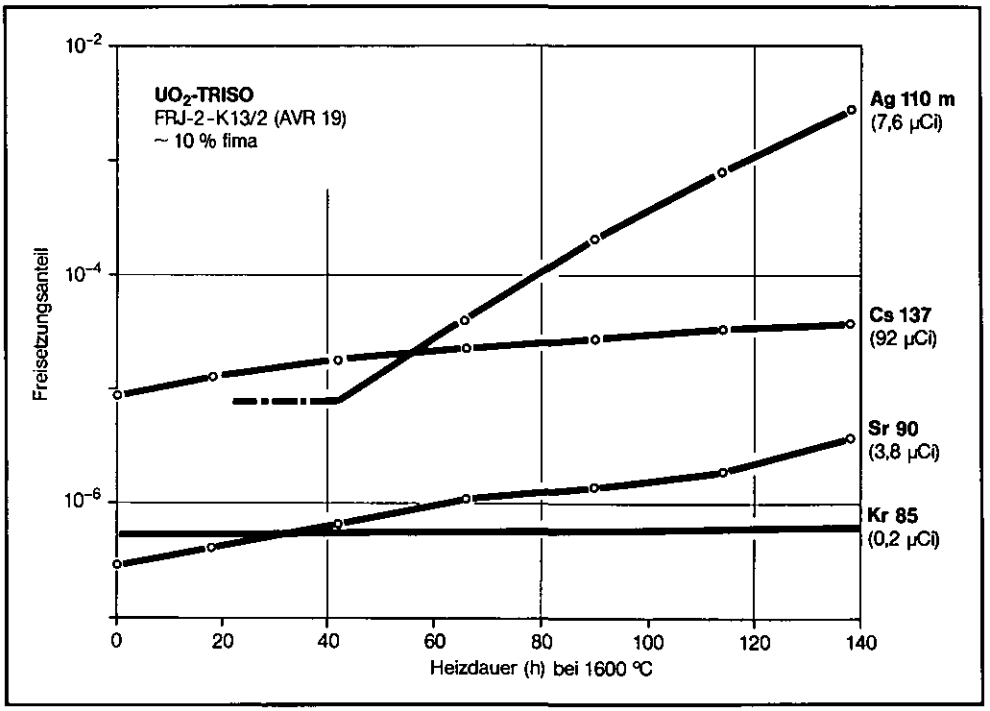


Abb. 4: Spaltproduktfreisetzung bei 1600° C aus einem Brennelement mit UO_2-TRISO-Partikeln

tikeln (Beschichtungen der 0,4 mm Brennstoffkerne bestehen nur aus Pyrokohlenstoff), wie sie im THTR 300 in Schmehausen eingesetzt wurden.

Die bei der Aufheizung von 26 unterschiedlich abgebrannten Brennelementen bis auf maximal 2500° C (1250 – 2500° C in 7 h) aus den Kr-85-Freisetzungsverläufen bestimmten mittleren Defektquoten sind in Abb. 3 aufgetragen.

Erst bei Abbränden oberhalb des mittleren THTR 300-Endabbrandes von 11,6 % fima wurden bis 2500° C 0,5 % der Partikeln defekt. Bei Brennelementen mit Abbränden von 4 – 6 % fima wurden dagegen praktisch keine Defekte registriert.

Während in diesen Brennelementen die Spaltgase bis 2500° C, nämlich so lange die Partikeln intakt bleiben, sehr gut zurückgehalten werden, diffundieren für Störfallauswirkungen wichtige Spaltprodukte wie Cs-137 und Sr-90 bereits ab 1600° C durch die Partikelbeschichtungen und werden innerhalb von 100 h mit einem Anteil von etwa 10 % freigesetzt.

In Hinblick auf die Rückhaltung von Spaltprodukten konnten große Verbesserungen mit Brennelementen mit modernen TRISO-beschichteten Partikeln (Brennstoffkerne sind mit einer zusätzlichen SiC-Zwischenschicht umhüllt) erreicht werden. In Abb. 4 sind die Spaltproduktfreisetzungsanteile von einem Brennelement mit niedrig angereicherten UO_2-TRISO Partikeln, das bei 1600° C geheizt wurde, aufgetragen.

Die sehr niedrige Kr-85-Freisetzung beweist, daß beim Heizversuch keine Partikeln defekt wurden. Während auch die Cs-137- und Sr-90-Freisetzung klein bleibt, wird das für Störfallauswirkungen unbedeutende Ag-110m insgesamt mit 0,3 % seines Inventars aus dem Brennelement freigesetzt.

Diesem ersten Versuch an einem hochabgebrannten Brennelement mit UO_2-TRISO Partikeln sollen noch eine Reihe von Tests an unterschiedlich abgebrannten Kugeln bei Temperaturen zwischen 1400 und 2500° C folgen.

4. Literatur

[1] G.H. Lohnert, H. Reutler
Advantages of going modular in HTRs
Nucl. Eng. Des. 78, 129 (1984)

[2] W. Kröger, J. Wolters u.a.
Zum Störfallverhalten des HTR 500
KFA-Bericht, Jül-Spez-220, Sept. 83

[3] W. Schenk
Störfallsimulation an bestrahlten Kugelbrennelementen bei Temperaturen von 1400 bis 2500° C
KFA-Bericht, Jül-1883, Dez. 83

[4] W. Schenk, A. Naoumidis, H. Nickel
The Behaviour of Spherical HTR Fuel Elements under Accident Conditions
Journ. of Nucl. Mat. 124, p. 25-32 (1984)

[5] D.T. Goodin, W. Schenk, H. Nabielek
Accident Condition Testing of U.S. and FRG High Temperature Gas-Cooled Reactor Fuels
KFA-Report, Jül-Spez-286, Jan. 85 GA-Doc., CA-A 17820, Jan. 85

Komponentenversuchsstände und Rüttelversuchsstand SAMSON

G. Lange, A. Kleine-Tebbe

Hochtemperatur-Reaktorbau GmbH, Mannheim

1. Einführung

Mit dem bevorstehenden Leistungsbetrieb des THTR-300 sind die wesentlichen Voraussetzungen für die Einführung der Hochtemperaturreaktor-Technik geschaffen. Die systeminhärenten Eigenschaften wurden für das Sicherheitskonzept so weit genutzt, wie das aufgrund der durch den LWR geprägten Regeln, Richtlinien und Kriterien möglich war. Für die Realisierung von THTR-Nachfolgenanlagen ist von entscheidender Bedeutung, daß die HTR-spezifischen Sicherheitseigenschaften in die Anlagenauslegung umgesetzt werden.

Ziel der sicherheitstechnischen Auslegung ist primär die Erhaltung der Integrität der aktivitätseinschließenden Barrieren unter allen Betriebs- und Störfallbedingungen. Neben den Untersuchungen und Maßnahmen zur Anlagensicherheit sind gezielte Arbeiten zur Komponentensicherheit durchzuführen. Dieses geschieht einerseits im Hinblick auf die Funktionsfähigkeit bei den risikobestimmenden Störfällen, andererseits, um die Versagenswahrscheinlichkeit der Komponenten von vornherein zu reduzieren.

2. Untersuchungen zur Komponentensicherheit

Aus der Fülle von Analysen, Berechnungen und Experimenten zur Komponentensicherheit, die bei HRB durchgeführt wurden, werden einige Experimente, die bei HRB in Jülich, teilweise auch in Zusammenarbeit mit Dritten durchgeführt wurden bzw. werden, dargestellt.

2.1 Abschaltsysteme

Der THTR-300 hat zur sicheren Abschaltung unter allen Betriebsbedingungen zwei Abschaltsysteme:

- Die erste Abschalteinrichtung zur Schnellabschaltung, bestehend aus 36 Reflektorstäben.
- Die zweite Abschalteinrichtung zur Langzeitabschaltung mit 42 direkt in den Kugelhaufen einfahrenden Kernstäben.

Beim Einfahren der Kernstäbe in die Kugelschüttung werden sowohl die Stäbe als auch die Brennelementkugeln des Reaktorkerns mechanisch belastet. Dieses neue Abschaltsystem für Kugelhaufenreaktoren ist in einer großen Zahl von Experimenten entwickelt und die technische Realisierbarkeit nachgewiesen worden. In einer ersten Serie von Experimenten ist der Einfluß zahlreicher Parameter auf die Eindrückkraft der Kernstäbe untersucht worden. Die Ergebnisse dieser Experimente bildeten die Grundlage für die Aufstellung einer mathematischen Beziehung, mit der die in geometrisch ähnlichen Kernmodellen gemessenen Einfahrkräfte auf Reaktorbedingungen hochgerechnet wurden. In einem zweiten Schritt wurde dieses Transformationsgesetz in THTR-Kernmodellen im Maßstab 1:10, 1:6 und schließlich 1:2 verifiziert.

Die Gültigkeit dieses Verfahrens ist während der Inbetriebnahme des THTR-300 durch Messung der Einfahrkräfte bestätigt worden.

Die Messung der Einfahrkräfte bildete die Basis für die Auslegung der pneumatischen Kernstabantriebe. Die Einzelkomponenten der Antriebe wurden bis zum Versagen getestet und das Zusammenspiel der einzelnen Bauteile an einem Prototypantrieb ausführlich untersucht. Die Zuverlässigkeit der Serienantriebe wurde durch Abnahmeversuche und – nach dem Einbau im THTR – durch die Inbetriebnahme nachgewiesen.
Parallel dazu wurden Brennelementbelastungen während des Einfahrvorganges gemessen, die Festigkeit der Kugeln in anderen Versuchen bestimmt und daraus die zu erwartende Bruchrate im THTR-Betrieb abgeleitet.

Für die Berechnungen der Kugelbruchrate wurden experimentell die Parameter bestimmt, welche die mechanische Festigkeit der Brennelemente beeinflussen. In den Abb. 1 bis 3 ist der Einfluß von Korrosion, Temperatur und Bestrahlung auf die Zerdrückfestigkeit von THTR-Brennelementen dargestellt. Auf der Basis dieser Materialtests und der Modellversuche wurde errechnet, daß in zwei Betriebsjahren im Mittel ein Brennelement durch einfahrende Kernstäbe zerdrückt wird; die Kühlgasaktivität wird dadurch um weniger als 1 ‰ erhöht.

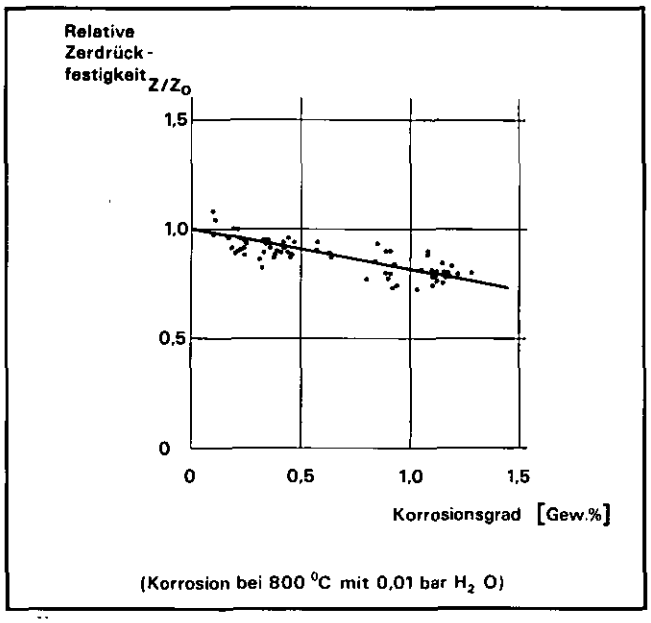


Abb. 1: Zerdrückfestigkeit von vorkorrodierten THTR-Brennelementen

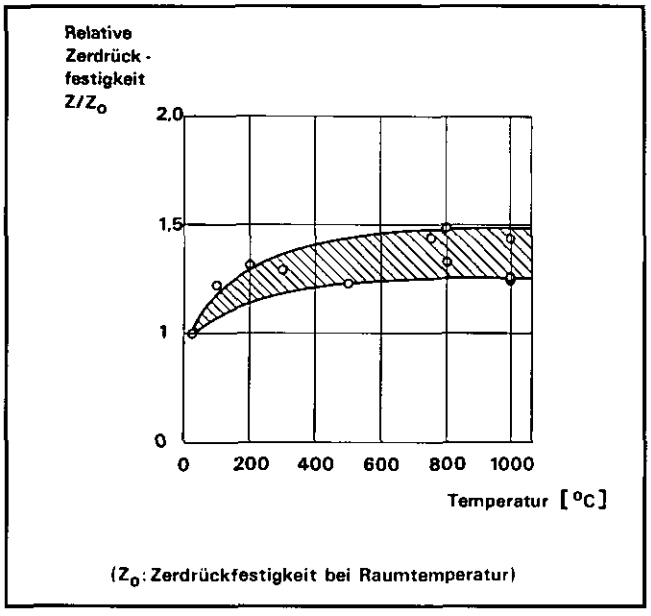


Abb. 2: Temperaturabhängigkeit der Zerdrückfestigkeit von THTR-Brennelementen

2.2 Spaltproduktfreisetzung und -ausbreitung

Zur Vorhersage der Spaltproduktfreisetzung aus Brennelementen und der Aktivitätsablagerung auf Primärkreisoberflächen stehen heute Rechenmodelle zur Verfügung. Die Basis und die Verifizierung dieser Rechnungen beruhen u. a. auf Bestrahlungs- und Laborversuchen.

Die erste Barriere für Spaltprodukte ist die Pyrokohlenstoffschicht der Brennstoffteilchen im Brennelement. Im Hinblick auf die Wirkungsweise verschiedener Beschichtungen und Beschichtungskombinationen wurde von der HRB zusammen mit anderen Partnern das Verhalten der festen Spaltprodukte und des durch ternäre Spaltung gebildeten Tritiums innerhalb der Schicht untersucht. Durch eine spezielle chemische Abtragungstechnik wurde die differentielle Verteilung der wesentlichen festen Spaltprodukte in bestrahlten Brennstoffteilchen ermittelt, die Wirkung einer SiC-Zwischenschicht geklärt und die Rückhaltung des Tritiums durch die Pyrokohlenstoffschicht nachgewiesen.

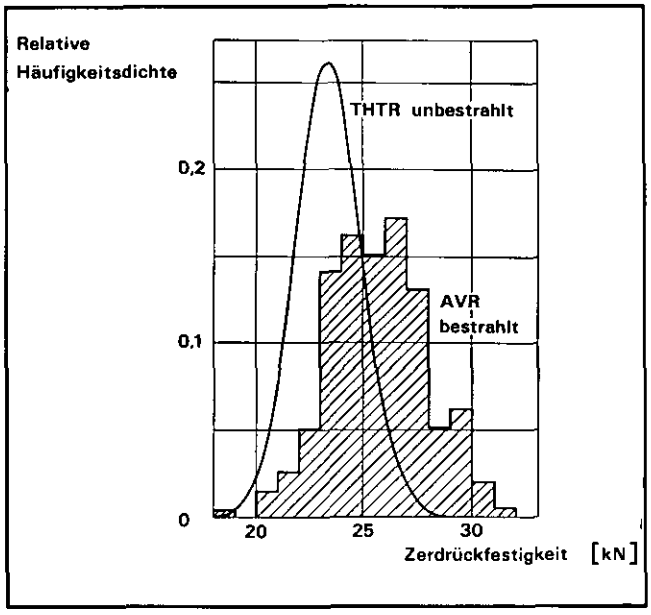


Abb. 3: Zerdrückfestigkeit von unbestrahlten und von bestrahlten Brennelementen

Weitere Versuche beschäftigten sich mit der außerhalb der Brennstoffpartikeln im Brennelement vorhandenen Urankontamination und der dadurch bedingten Kühlgasaktivität. Durch enge Kooperation mit dem Hersteller der Brennelemente wurde diese Kontamination in den einzelnen Verfahrensschritten minimiert.

Die Ausbreitung fester Spaltprodukte im Primärkreis wird bei der HRB in einem speziellen Heliumkreislauf bei Temperaturen bis zu 850°C untersucht. Die Experimente liefern Zahlenwerte für Parameter der für diesen Zweck entwickelten Ablagerungsmodelle. Die Untersuchungen mit Cäsium als festem Spaltprodukt und der Ablagerung als Funktion von Temperatur, Partialdruck und Material ergeben Meßwerte, die es z. B. erlauben, mit den Ablagerungsmodellen die Verteilung von Cäsium im Dragon-Reaktor mit guter Übereinstimmung zu den Messungen nachzurechnen.

Die Untersuchung der Tritumausbreitung durch Permeation durch Wärmetauscherrohre wird u. a. bei der HRB in einem umfangreichen Programm untersucht. Die Ergebnisse erlauben heute Aussagen über zu erwartende Konzentrationen im Sekundärkreis des THTR oder einer Prozeßwärmeanlage.

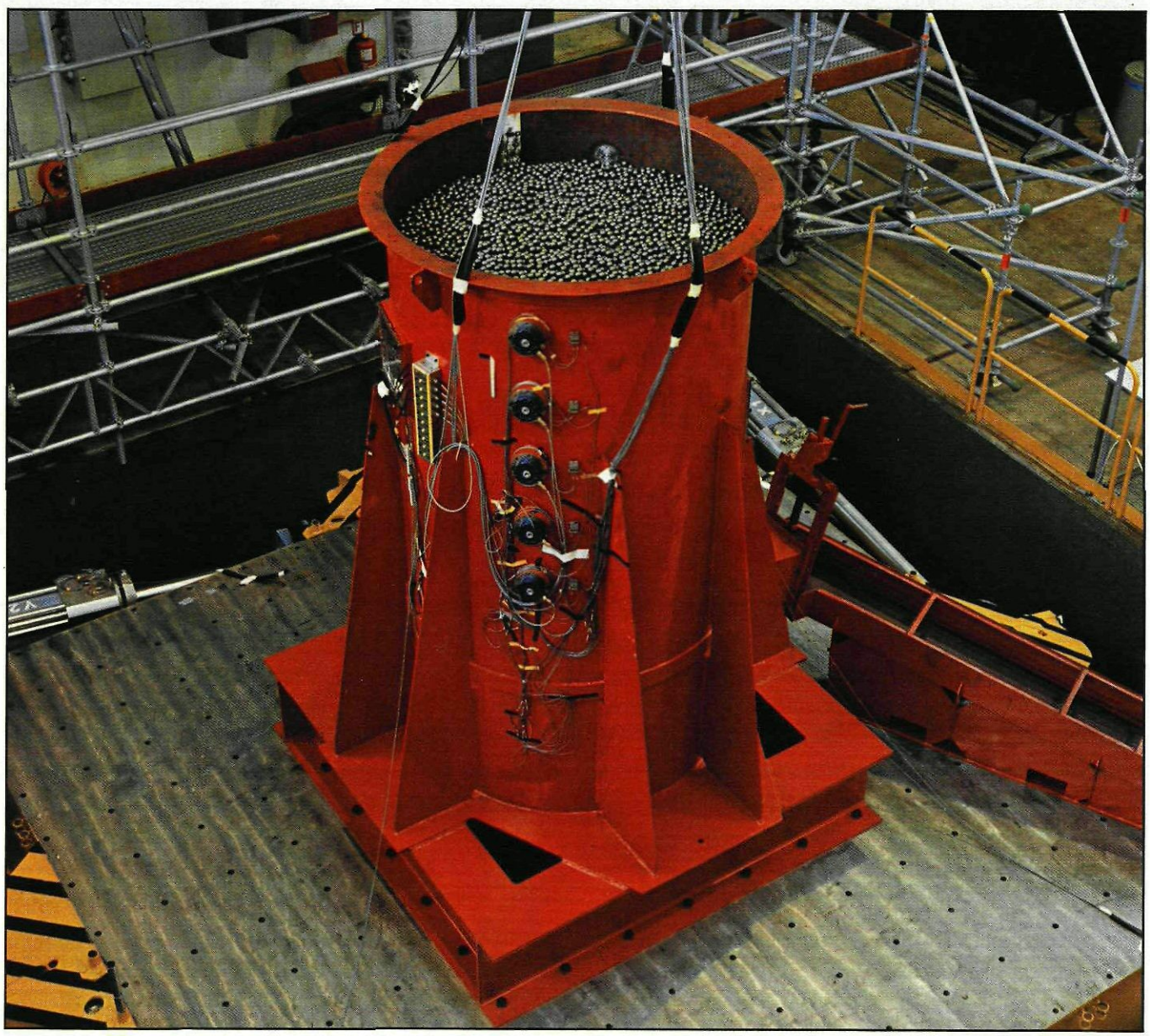
3. Untersuchungen für Erdbebensicherheit

3.1 Der HTR-Kernaufbau – eine nichtlineare Struktur

In den vergangenen 10 bis 15 Jahren sind Verfahren zur Erdbebenanalyse und zum Nachweis der erdbebensicheren Auslegung von Bauwerkstrukturen und Anlagenkomponenten entwickelt worden, die in der Kerntechnik allgemein eingeführt sind. Diese Verfahren setzen in der Regel lineares Verhalten bzw. die Fähigkeit zur gedämpften harmonischen Schwingung der zu untersuchenden Strukturen voraus. Für den Kernaufbau des HTR kann diese Voraussetzung nicht generell als erfüllt angesehen werden. Er ist gekennzeichnet durch

- die Brennelement (BE)-Kugelschüttung,
- den zweischalig aus Graphitblöcken aufgebauten, durch Federn vorgespannten Seitenreflektor (SR),
- den aus graphitischen Sechseckblöcken aufgebauten, ebenfalls vorgespannten und durch Graphitsäulen gestützen Kernboden,
- den nicht vorgespannten, an der Deckenplatte des Spannbeton-Reaktordruckbehälters (SBRB) pendelnd aufgehängten graphitischen Deckenreflektor (DR),
- den metallischen thermischen Seitenschild, der das Widerlager für die Vorspannkräfte bildet, gestützt auf,
- den metallischen thermischen Bodenschild, der seinerseits über metallische Biegestützen auf der Bodenplatte des SBRB ruht.

Abb. 4: SAMSON mit Kugel-Silo (∅ 1,5 m)



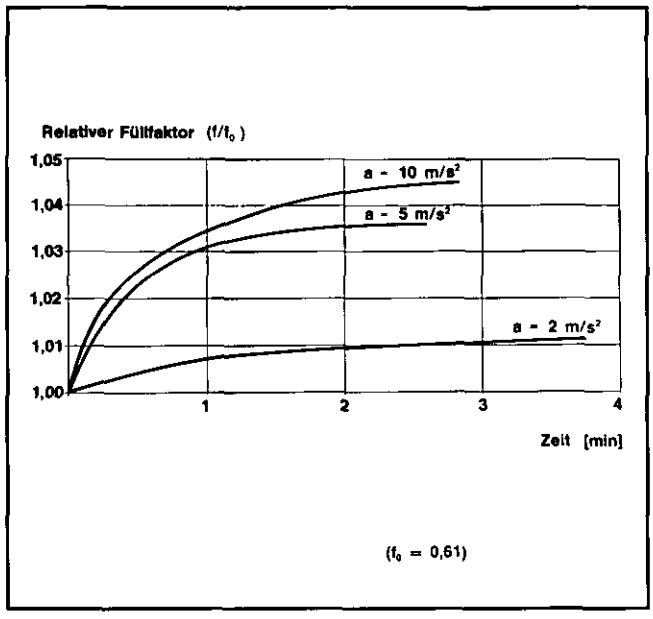


Abb. 5: Füllfaktoränderung durch Rütteln 30 mm Kugeln; 1,5 m Silo

Dieses System besitzt eine Reihe struktureller Nichtlinearitäten:

- In der Kugelschüttung können sich unter dynamischer Belastung nichtelastische bzw. irreversible Bewegungsvorgänge abspielen.
- Zwischen den Blöcken des DR befinden sich konstruktiv bedingte Spalten, die sich unter Erdbebenbelastung weiter öffnen und im Stoß-Kontakt schließen können.
- Die Fugen zwischen den Blöcken des SR, die im Ruhezustand aufgrund der Vorspannung geschlossen sind, können sich bei genügend hoher dynamischer Belastung zyklisch öffnen und schließen.

Dieses Potential an Nichtlinearität begründet ein spezifisches experimentelles Untersuchungsprogramm sowie die Entwicklung und den Einsatz nichtlinear-dynamischer Berechnungsmethoden.

3.2 Versuchseinrichtung, Versuchsprogramm

Die Experimente werden auf dem Rüttelversuchsstand SAMSON durchgeführt. Kernstück dieser Anlage ist ein Schwingtisch aus einer geschweißten Stahlwabenkonstruktion mit den Abmessungen 5 x 5 x 1,2 m, ausgelegt für Prüflinge bis zu 25 t. Der Tisch wird über je 2 Hydraulikzylinder in den 2 horizontalen Achsen sowie mit 5 Zylindern vertikal angeregt. Diese Auslegung erlaubt es, den Tisch in den drei translatorischen Freiheitsgraden gleichzeitig und unabhängig zu bewegen. Die drei Bewegungsachsen sind über ein analoges oder ein rechnergestütztes digitales System einzeln und simultan ansteuerbar mit folgenden Anregungsarten: Sinusprüfung, Random-Test und vorgegebene Zeitverläufe (amplituden- oder beschleunigungsgeregelt).

Die hydraulische Energieversorgung besteht aus einem 10000 l Öltank, 3 Pumpenaggregaten mit einer elektrischen Leistung von 850 KV sowie zusätzlichen Druckspeichern. Der Schwingtisch stützt sich über die Hydraulikzylinder auf einem 1360 t schweren Fundamentblock ab. Der auf Federn und Dämpfern ruhende Fundamentblock ist so ausgelegt, daß die Abgabe von Erschütterungen an die Umgebung genügend reduziert wird, um selbst im Umkreis von 20 m empfindliche Experimente nicht zu stören.

In enger Korrespondenz zu den oben aufgeführten nichtlinearen Bewegungsvorgängen wird ein dreistufiges Versuchsprogramm auf der SAMSON-Anlage abgewickelt.

1. Rüttelversuche an einem kugelgefüllten Silo zur Ermittlung des dynamischen Verhaltens der Kugelschüttung. Die Untersuchungen sind abgeschlossen. (siehe Abb. 4).
2. Rüttelversuche an zwei Ausschnitt-Modellen (Reihenanordnung, kreisförmige Gruppenanordnung) des abgehängten Deckenreflektors im Maßstab 1:2.
3. Rüttelversuche an einem Modell des gesamten Kernaufbaus im Maßstab 1:6 mit besonderer Beachtung der Vorgänge im vorgespannten Seitenreflektor.

Die Versuche II und III werden zur Zeit vorbereitet.

3.3 Versuchsergebnisse der Stufe I

Die Versuche werden an einem Stahlbehälter von 1,5 m Ø und 1,5 m Füllhöhe durchgeführt. Die Kugelschüttung besteht aus Graphitkugeln von 10, 30 und 60 mm Durchmesser. Der Behälter ist mit Beschleunigungsaufnehmern und Kraftmeßdosen an der Zylinderwand instrumentiert (siehe Abb. 4). Die dynamische Anregung besteht in einer sinusförmigen Bewegung mit konstanter Beschleunigung und gleitender Frequenz von 15 s Dauer. Die Beschleunigungen variieren im Bereich 2 bis 10 m/s², die Frequenzen im Bereich von 2,5 bis 95 Hz. Die gegenüber üblichen Erdbebenfrequenzen z.T. überhöhten Frequenzen des Rüttelversuchs sind im Modellgesetz für die verkleinerte Kernabmessung begründet. Als Ergebnis der bisherigen Versuche und Auswertungen kann festgehalten werden:

- Die Kugelschüttung verhält sich grundsätzlich anders als eine Flüssigkeit. In einer Oberflächenschicht der Dicke von wenigen Kugeldurchmessern treten Relativbewegungen zwischen den einzelnen Kugeln auf, die absoluten Bewegungen dieser Oberflächenkugeln sind gering. Die darunterliegende Hauptmasse der Kugelschüttung bewegt sich wie ein fester Körper.
- Durch intensives Rütteln läßt sich der Kugelhaufen um 1–3 %, bei im Verhältnis zum Erdbeben extrem langen Rüttelzeiten (3 min) um maximal 5 % verdichten (siehe Abb. 5). Dies bedeutet, daß es nicht

möglich ist, die statistisch aufgelockerte Kugelschüttung durch ein Erdbeben in den Zustand dichtester Kugelanordnung zu überführen; es gelingt nich einmal, die aus den bisherigen Untersuchungen zum Verhalten von BE-Kugelschüttungen bekannte größte relative Packungsdichte mit statistischer Kugelanordnung (f=0,645) durch intensives Rütteln einzustellen.

- An den Kraftmeßdosen wurde beim Durchlaufen des Frequenzbereiches keine siginifikante Resonanzüberhöhung des dynamischen Kugeldrucks festgestellt; lediglich an der oberflächennächsten Meßdose stellen sich Überhöhungen um den Faktor von maximal 2 ein, die auf lokale Stoßvorgänge zwischen der Meßdose und den anliegenden Kugeln zurückgeführt werden.

3.4 Schlußbemerkung

Insgesamt wurden durch diese Untersuchungen die Bedenken ausgeräumt, das BE-Kugelbett könne bei Erdbeben empfindlich reagieren oder unkontrolliert dynamische Wirkungen auf Kernstäbe und Reflektor ausüben.

4. Literatur

[1] E. Baust, HRB-Mannheim
Inbetriebnahme und erste Betriebsergebnisse des THTR-300
Jahrestagung Kerntechnik '85, Frankfurt