



FORSCHUNGSZENTRUM JÜLICH GmbH

**Institut für Reaktorentwicklung
Universität-GH-Duisburg
Fachgebiet Energietechnik**

Zur technischen Gestaltung von passiv sicheren Hochtemperaturreaktoren

von

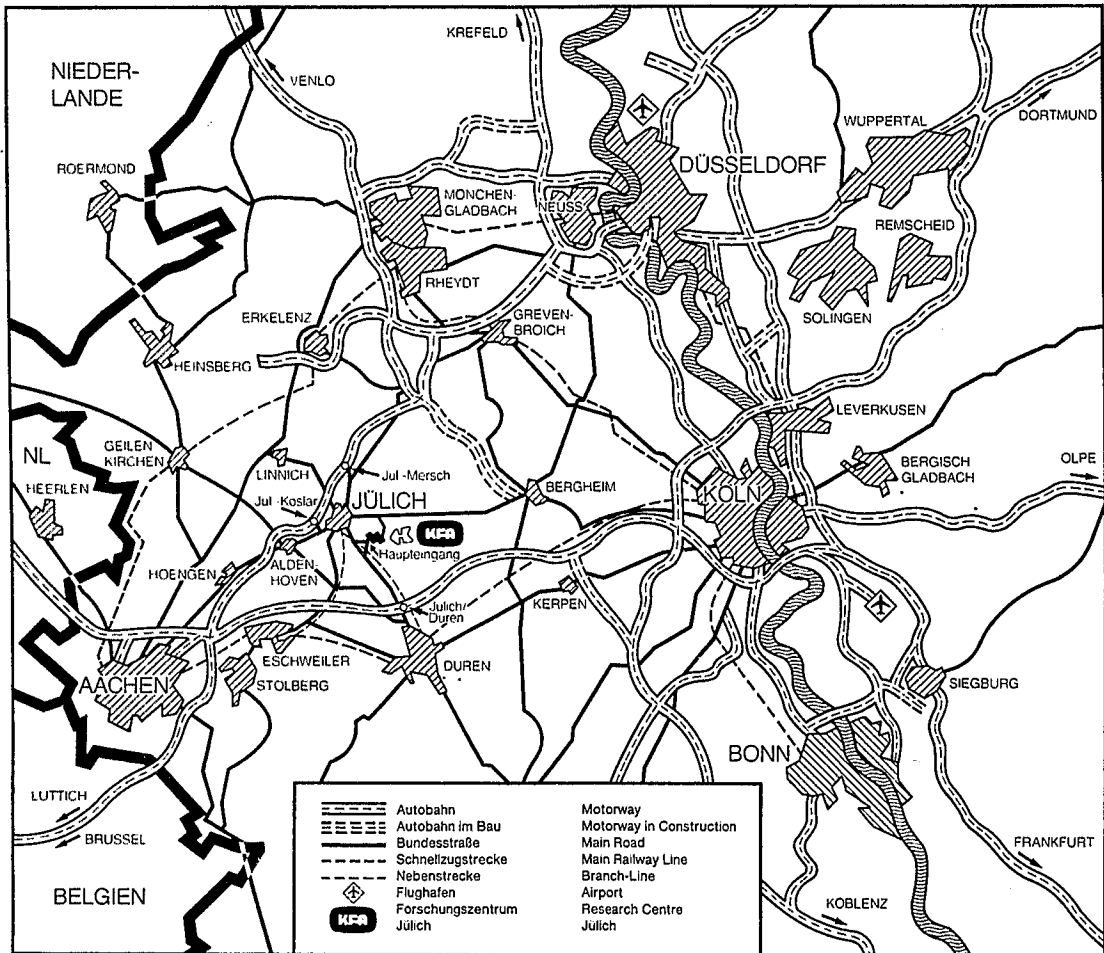
Rudolf Schulten

Kurt Kugeler

Peter-W. Phlippen

for internal use only

**Jül-2352
April 1990
ISSN 0366-0885**



Als Manuskript gedruckt

Forschungszentrum Jülich: Berichte Nr. 2352
 Institut für Reaktorentwicklung und Universität-GH-Duisburg,
 Fachgebiet Energietechnik Jül-2352

Zu beziehen durch: ZENTRALBIBLIOTHEK · Forschungszentrum Jülich GmbH
 Postfach 1913 · D-5170 Jülich (Bundesrepublik Deutschland)
 Telefon: 0 24 61/61-0 · Telefax: 0 24 61/61-61 03 · Telex: 833 556-70 kfa d

Zur technischen Gestaltung von passiv sicheren Hochtemperaturreaktoren

von

Rudolf Schulten

Kurt Kugeler ¹⁾

Peter-W. Phlippen ¹⁾

¹⁾ Universität-GH-Duisburg, Fachgebiet Energietechnik

Technical Design of Passive Save High Temperature Reactors

by

Rudolf Schulten

Kurt Kugeler¹

Peter-W. Phlippen¹

ABSTRACT

In future, a rising consumption of primary energy, especially fossil energy, is expected. Serious climatic changes will result from a continuous ejection of CO₂ into the atmosphere. At this background, the humanity can not resign at the utilisation of nuclear power. By their construction, high temperature reactors can be designed to avoid catastrophic effects on the environment at any accident condition.

This statement is verified by a discussion of inherent safety mechanisms like negative temperature coefficient, delayed neutrons and passive afterheat removal from the core without surpassing fixed temperature limits. It is shown, that passive save HTR's of any core power can be realised, if one choose a plate- or ring-shaped geometry.

The utilisation of a burst protected prestressed reactor pressure vessel guarantees the integrity of the core structures, which is absolutely necessary to realise passive afterheat removal. This vessel construction limits also the amount of air, which possibly can enter the core under accident conditions and corrode the hot graphite structures. These corrossions, which may be caused also by other fluids entering the core, can be limited or most favorable be avoided developing corrosion protected graphitical structures e.g. fuel elements and reflectors.

¹ Institute for Energy Technology of the University of Duisburg/FRG

Zur technischen Gestaltung von passiv sicheren Hochtemperaturreaktoren

von

Rudolf Schulten

Kurt Kugeler²

Peter-W. Phlippen²

KURZFASSUNG

Zur Deckung des zukünftig weiter ansteigenden weltweiten Energiebedarfs und zur Lösung der zu erwartenden Klimaprobleme infolge des ständig ansteigenden CO₂-Ausstoßes in die Atmosphäre kann nicht auf die Nutzung der Kernenergie verzichtet werden. Hochtemperaturreaktoren verfügen über das Potential, bei geeigneter Auslegung und Gestaltung unter allen Störfallbedingungen katastrophale Auswirkungen für die Umgebung zu vermeiden.

Diese Feststellung wird in dieser Arbeit durch eine Diskussion der systemimmanenten Schutzmechanismen negativer Temperaturkoeffizient, verzögerte Neutronen und passive Ableitung der Nachwärme aus dem Reaktorcore ohne Überschreitung von Temperaturgrenzwerten belegt. Es zeigt sich, daß passiv nachwärmeabfuhrsichere HTR's mit beliebiger Leistung realisierbar sind, falls eine platten- oder ringförmige Coreform gewählt wird.

Die Verwendung berstsicherer vorgespannter Reaktordruckbehälter gewährleistet nicht nur die zur Realisierung der passiven Nachwärmeabfuhr unabdingbare Integrität der Corestrukturen, sondern sie bewirkt auch eine Begrenzung evtl. ins Core eintretender Luftmengen, die zu Korrosionen im heißen Reaktorcore führen würden. Durch die Entwicklung korrosionsresistenterer Brennelemente können die Folgen des Luft- und Wassereintruchs noch weiter begrenzt werden.

² Fachgebiet Energietechnik der Universität-GH-Duisburg

Inhaltsverzeichnis

1.0	Einführung	1
2.0	Passiv sichere Abschaltung der nuklearen Kettenreaktion	7
2.1	Negativer Temperaturkoeffizient	7
2.2	Verzögerte Neutronen	9
2.3	Betrachtungen zur selbsttätigen Abschaltung von HTR-Anlagen	11
3.0	Passiv sichere Nachwärmeabfuhr	15
3.1	Prinzipielle Überlegungen	15
3.2	Betrachtungen zur passiven Nachwärmeabfuhr bei HTR-Anlagen	19
3.3	Spaltproduktfreisetzung	28
4.0	Einbruch von Fremdmedien ins Core eines HTR	31
4.1	Luft einbruch	31
4.2	Wassereinbruch	38
5.0	Folgerungen	41
6.0	Literaturverzeichnis	43

Verzeichnis der Abbildungen

Abb. 1.	Möglichkeiten zur Lösung des Problems der Kohlendioxid-Freisetzung in die Atmosphäre	2
Abb. 2.	Spaltproduktbarrieren beim HTR	4
Abb. 3.	Prinzip des Hochtemperaturreaktors	5
Abb. 4.	Primärkreislauf des MODUL-Reaktors	6
Abb. 5.	Horizontalschnitt durch eine Zwillingsanlage	6
Abb. 6.	Entstehung des negativen Temperaturkoeffizienten im Brutstoff	7
Abb. 7.	Selbstregelungskreislauf eines Kernreaktors durch den negativen Temperaturkoeffizienten	8
Abb. 8.	Leistungsverlauf bei unterschiedlich großer Kritikalitätsänderung Δk	9
Abb. 9.	Verlauf von Brennstofftemperatur und Leistung eines Reaktorcores bei Reaktivitätszufuhr	10
Abb. 10.	Zeitlicher Verlauf wichtiger Betriebsparameter während des Versuchs "Ausfall der Abschaltvorrichtung" am AVR	12
Abb. 11.	Änderung der Reaktorleistung des AVR durch Variation des Kühlgasdurchsatzes infolge einer Änderung der Gebläsedrehzahl	13
Abb. 12.	Zufuhr einer positiven Reaktivität von 0,06 Nile innerhalb von 45 s durch Ausfahren eines Absorberstabes des AVR	13
Abb. 13.	Zeitverlauf der relativen Nachwärmeleistung	15
Abb. 14.	Maximale Brennstofftemperaturen beim Störfall	16
Abb. 15.	Aktive und passive Nachwärmeabfuhr und ihre Analogie [2] zur Lagerung eines Körpers	17
Abb. 16.	Prinzip der passiven Wärmeableitung aus dem Kern von HTR's	18
Abb. 17.	Temperaturabhängige Spaltproduktückhaltung und Wärmeleitfähigkeit	20
Abb. 18.	Optimierung der Coreabmessungen unter dem Gesichtspunkt der passiven Wärmeableitung	21
Abb. 19.	Berechnungsablauf zur Ermittlung von zeitlich variablen Temperaturfeldern im Reaktorsystem für Störfallanalysen	22
Abb. 20.	Auslegungsbereich zylindrischer HTR-Cores unter dem Gesichtspunkt der passiven Nachwärmeabfuhr	23
Abb. 21.	Zusammenhang zwischen thermischer Leistung, Coregeometrie und maximaler Brennstofftemperatur im Störfall	24
Abb. 22.	Reaktivitätsbeiträge durch im Reflektor angeordnete Absorbersysteme	25
Abb. 23.	Konzepte äußerer Wärmesenken zur Aufnahme der aus dem Reaktorcore abgeleiteten Nachwärme	26
Abb. 24.	Modifizierter Spannbetonbehälter mit passiven Nachwärmeabfuhr-Eigenschaften	27
Abb. 25.	Vorschlag für ein Bestätigungs- und Demonstrationsexperiment zur passiven Nachwärmeabfuhr beim MODUL-Reaktor	28
Abb. 26.	Vorgehensweise bei der Berechnung von Spaltproduktfreisetzungen aus dem Primärkreis in die Umgebung	29
Abb. 27.	Anteile der im Coreaufheizstörfall freigesetzten Spaltprodukte durch die einzelnen Barrieren am Beispiel des Isotops Cs-137	30
Abb. 28.	Korrosion von kugelförmigen Graphitbrennelementen durch Luft	32
Abb. 29.	Prinzipien für Reaktordruckbehälter	33

Abb. 30. Reaktordruckbehälter des MODUL-Reaktors	35
Abb. 31. Graphitkugeln vor bzw. nach der Korrosion in Luft	37
Abb. 32. Schliffbilder einer siliziumbeschichteten Graphitkugel	38
Abb. 33. Reaktionsgeschwindigkeit von Brennstoffgraphit (A3-Graphit) in Wasserdampf	39
Abb. 34. Reaktivitätseffekt von gleichmäßig im Core des HTR-Moduls verteiltem Wasser	40

1.0 Einführung

Derzeit stößt die Nutzung der Kernenergie in weiten Teilen der Bevölkerung in der BRD auf Ablehnung. Jedoch ist zu klären, ob es möglich sein wird, zukünftig vollständig auf die Nutzung der Kernenergie zu verzichten, denn

- **der Energiebedarf der Welt steigt weiterhin an und**
- **Klimaveränderungen infolge des ständig ansteigenden CO₂-Gehaltes der Atmosphäre werden langfristig eine Begrenzung des CO₂-Ausstoßes erzwingen.**

Zur Lösung der zuletzt genannten Problemstellung sind folgende Ansätze denkbar (s. Abb. 1):

- Durch eine weltweite Aufforstung großer Waldflächen wird die Photosynthese, und damit die natürliche Umwandlung von CO₂ in O₂ und C, verstärkt. Diese Maßnahme kann aber voraussichtlich nur in begrenztem Umfang wirksam werden.
- Eine Begrenzung des Wachstums der Bevölkerung würde den weltweiten Energieumsatz in Grenzen halten. Allerdings streben die unterentwickelten Länder offenbar zu Recht nach einem höheren Lebensstandard und werden damit einen höheren spezifischen Energieumsatz erreichen. Deshalb wird der weltweite Energieumsatz wohl langfristig wachsen, so daß bei weiterer Verwendung von kohlenstoffhaltigen Energieträgern eine weiterhin ansteigende CO₂-Emission zu befürchten ist.
- Insgesamt wird der weltweite Energieumsatz nach allen heute bekannten Prognosen von derzeit ca. $10 \cdot 10^9$ t SKE/a in den nächsten Jahrzehnten auf rund $20 \cdot 10^9$ t SKE/a ansteigen. Eine starke Zunahme der CO₂-Freisetzung wird die Folge sein.
- Die einzige wirksame Maßnahme, um das Anwachsen des CO₂-Gehaltes in der Atmosphäre zu begrenzen, ist offenbar eine Energieversorgung ohne CO₂-Freisetzung in die Atmosphäre.

Zur Realisierung einer Energieversorgung ohne CO₂-Emission sind aus heutiger Sicht folgende **technischen Lösungsansätze** diskutabel:

- Geothermische Energie wird voraussichtlich nur an wenigen Stellen in der Welt nutzbar sein und damit insgesamt keine generelle Lösung darstellen.
- Solarenergie in ihren verschiedenen bekannten Anwendungsformen ist ebenfalls in den meisten Ländern noch für mehrere Jahrzehnte von einer wirtschaftlichen Nutzung in hinreichend großem Umfang entfernt.
- Die Nutzung der Kernfusion ist heute weder physikalisch absehbar, noch in technisch-wirtschaftlicher Hinsicht beurteilbar. In jedem Fall sind bis zu einer eventuellen großtechnischen Realisierung noch Entwicklungsarbeiten über mehrere Jahrzehnte erforderlich.
- Etliche Vorschläge zu Verfahren der CO₂-Endbeseitigung sind bekannt. Viele davon sind technisch-wirtschaftlich undurchführbar oder langfristig wahrscheinlich un-

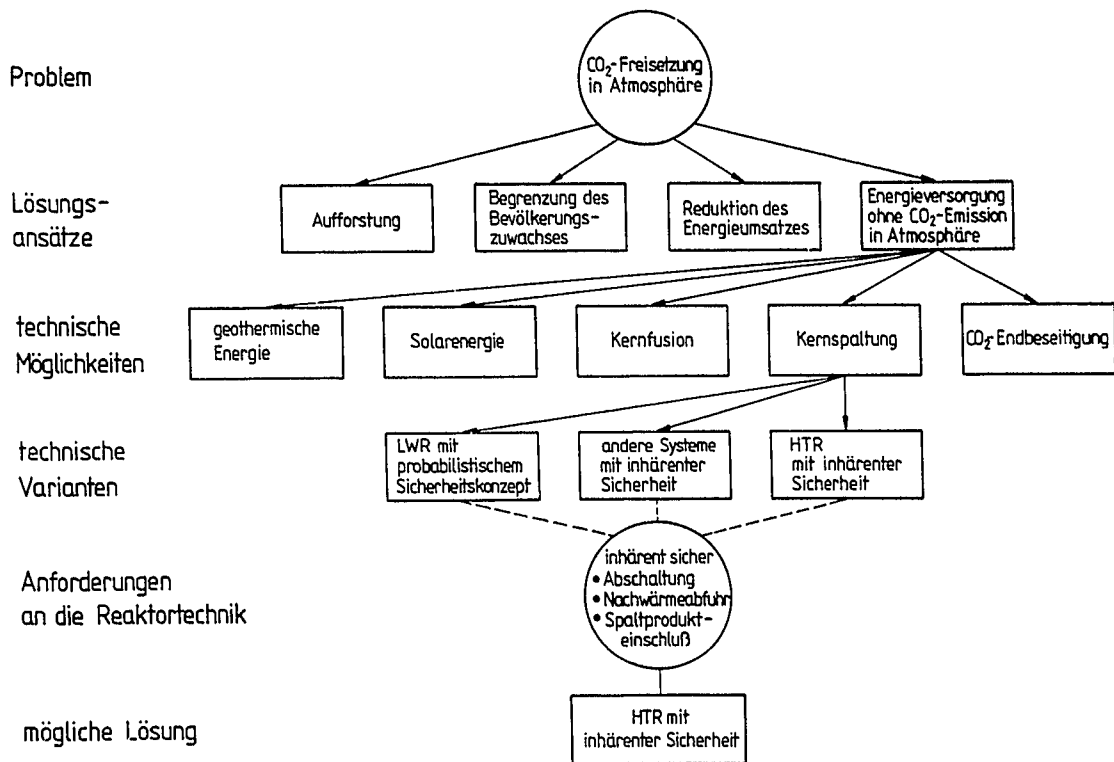


Abb. 1. Möglichkeiten zur Lösung des Problems der Kohlendioxid-Freisetzung in die Atmosphäre

wirksam. Es steht zu befürchten, daß auf diesem Wege kaum eine Chance bestehen wird, einen weiteren Anstieg der CO₂-Konzentration in der Atmosphäre in hinreichend großem Umfang zu verhindern.

- Die Kernenergie ist für die nächsten Jahrzehnte offenbar die einzige großtechnisch einsetzbare Energiequelle, wenn dem Gesichtspunkt der CO₂-Vermeidung Rechnung getragen werden soll.

Wenn diese Schlußfolgerung akzeptiert wird, bieten sich nach heutiger Kenntnis folgende **technische Varianten** zur Nutzung von Kernenergie an:

- Die etablierte Technik der Leichtwasser-Reaktoren arbeitet mit einem probabilistischen Sicherheitskonzept, welches bekanntlich in hypothetischen Störfällen das Schmelzen des Reaktorkerns und die eventuelle Freisetzung großer Mengen an Spaltprodukten in die Umgebung beinhaltet. Dieses Sicherheitsprinzip wird heute von vielen Menschen nicht akzeptiert. Die hierzu erforderliche Technik dürfte insbesondere bei der Anwendung in Entwicklungsländern auch nicht mit der bisher erreichten Zuverlässigkeit realisierbar sein.
- Im Zuge der Weiterentwicklung der Kerntechnik werden Verbesserungsmöglichkeiten für alle Reaktorsysteme im Hinblick auf die Realisierung möglichst weitreichender inhärenter Sicherheitsmerkmale untersucht. Auf dem Markt werden derzeit aber noch keine entwickelten Alternativen von Leichtwasser-Reaktorsystemen, Candu-Systemen oder Schnellen Reaktoren mit den geforderten Eigenschaften angeboten.

- Geeignet gestaltete Hochtemperatur-Reaktoren weisen die im folgenden näher angeführten inhärenten Sicherheitsmerkmale auf. Diese Systeme werden heute zu wirtschaftlichen Bedingungen angeboten und könnten nach Erstellung einer Referenzanlage weltweit gebaut und betrieben werden.

Wenn die Kernenergie weltweit bei ihrem zukünftigen Einsatz akzeptiert werden soll, müssen einige wesentliche Bedingungen erfüllt sein. Eine ganz entscheidende Anforderung hinsichtlich der inhärent sicheren Anlagenauslegung ist, daß die **Rückhaltung der radioaktiven Spaltprodukte in der Anlage** auch in extremen Störfällen gewährleistet sein muß. Daraus ergibt sich die Forderung, daß alle denkbaren Störfälle ohne katastrophale Folgen ablaufen müssen. Das heißt, es sind

- keine Soforttoten zu erwarten,
- keine Langzeitschäden zu erwarten,
- keine unzulässig hohen Landkontaminationen zu befürchten und
- keine Evakuierungen oder gar Umsiedlungen erforderlich.

Die Störfallfolgen müssen also eindeutig auf die Reaktoranlage beschränkt bleiben. Wenn die genannten Forderungen erfüllt werden können, ist ein weltweit akzeptierter Einsatz der Kernenergie zu erwarten. Gleichzeitig ist damit zu rechnen, daß dann auch kostengünstige nukleare Anlagen verwirklicht werden können.

In der BRD ist die gesetzliche Grundlage für die Nutzung der Kernenergie durch das Atomgesetz §7 Abs. 3 geregelt. Dort heißt es wörtlich:

„Die Genehmigung darf nur erteilt werden, wenn die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderlichen Vorsorgen gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage getroffen ist.“

Die auf der Grundlage dieses Gesetzes entwickelte Reaktorsicherheitstechnik hat in der BRD bekanntlich einen hohen Stand erreicht. Sicherheit unterliegt jedoch einem dynamischen Prozeß, Verbesserungen sind immer möglich und müssen das Ziel jeder Entwicklung sein. In diesem Sinne sollen auch viele Ansätze in dieser Arbeit verstanden werden.

Ziel der folgenden Ausführungen soll es sein, aufzuzeigen, inwieweit der HTR das Potential aufweist, die genannten Forderungen zu erfüllen. Im einzelnen lassen sich aus den zuvor aufgestellten allgemeinen Forderungen folgende konkreten **sicherheitstechnischen Anforderungen an die Reaktortechnik, hier speziell die HTR-Technik**, ableiten:

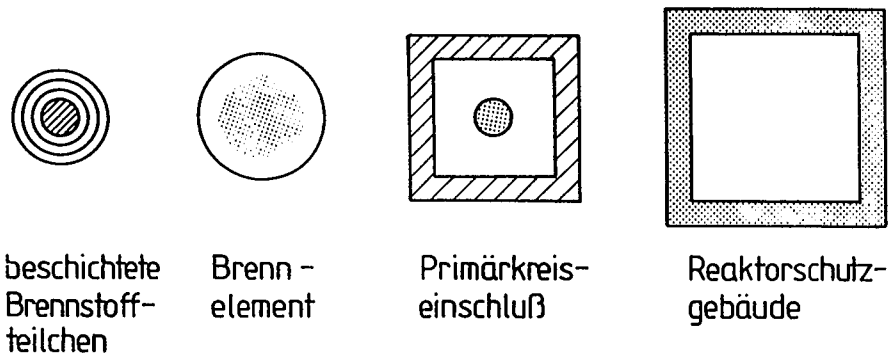
1. **Die Abschaltung der nuklearen Kettenreaktion muß naturgesetzlich erfolgen.**
2. **Die Nachzerfallwärme muß aus dem Reaktorkern passiv sicher abgeführt werden. Dabei muß die Temperatur der Brennelemente so niedrig bleiben, daß praktisch keine Spaltprodukte aus den Brennelementen austreten.**
3. **Die Integrität der Spaltproduktbarrieren und der Kernstrukturen muß in allen Störfallsituationen erhalten bleiben.**

Wenn diese Merkmale durch eine geeignete Gestaltung der HTR-Reaktoranlage realisiert sind, wird in allen denkbaren Störfallsituationen ein Verbleib der Spaltprodukte in

den Brennelementen garantiert sein. Die verschiedenen Barrieren eines HTR's gegen die Freisetzung der Spaltprodukte (Abb. 2)

- Coated Particle,
- Brennelementmatrix,
- Primärkreiseinschluß und
- Reaktorschutzgebäude

werden dann erhalten bleiben und einen Austritt von Spaltprodukten in die Umwelt zuverlässig verhindern. Für den Normalbetrieb ist eine anteilige Freisetzung in den Primärkreislauf von nur 10^{-6} der insgesamt erzeugten Spaltprodukte durch den langjährigen AVR-Betrieb, durch den THTR-Betrieb sowie durch Bestrahlungsexperimente belegt. Im Sinne der eingangs aufgestellten Anforderungen an eine zukünftige Kerntechnik darf im Störfall die relative Freisetzung in den Primärkreislauf z.B. maximal etwa 10^{-4} betragen, um die Auswirkungen auf die Umwelt zu begrenzen und die Dosisgrenzwerte entsprechend der Strahlenschutzverordnung einzuhalten.



Rückhaltung der Spaltprodukte:

(in den Brennelementen)

Freisetzung aus BE im Normalbetrieb	~ 10^{-6}
" " " " Störfall	~ 10^{-4}

Abb. 2. Spaltproduktbarrieren beim HTR

Das Core des Kugelhaufen-Hochtemperaturreaktors besteht aus einer losen Schüttung von graphitischen Brennelementkugeln mit 6 cm Durchmesser und ist allseits von einem Graphitreflektor umgeben (s. Abb. 3). Grundelemente der Wärmeerzeugung sind die in den Brennelementen enthaltenen mehrfach beschichteten Partikel aus Urandioxid (Coated Particle). Diese nach dem heutigen Stand der Technik dreifach beschichteten Partikel sind gleichmäßig in einer gepreßten Graphitmatrix verteilt, die ihrerseits von einer 5 mm dicken brennstofffreien Graphitschale umgeben ist. In einem Brennelement befinden sich rund 10 000 bis 30 000 dieser Partikel, so daß der Brennstoff in der Matrix fein dispergiert vorliegt. Gekühlt wird diese Schüttung durch Helium unter Druck, welches im Gleich- oder Gegenstrom mit den sich in Betrieb unter Schwerkraft nach unten bewegenden Kugeln strömt. Der Heliumkreislauf besteht aus dem Reaktorkern mit Boden- und Deckenreflektorstrukturen, die den Durchtritt von Kühlgas erlauben,

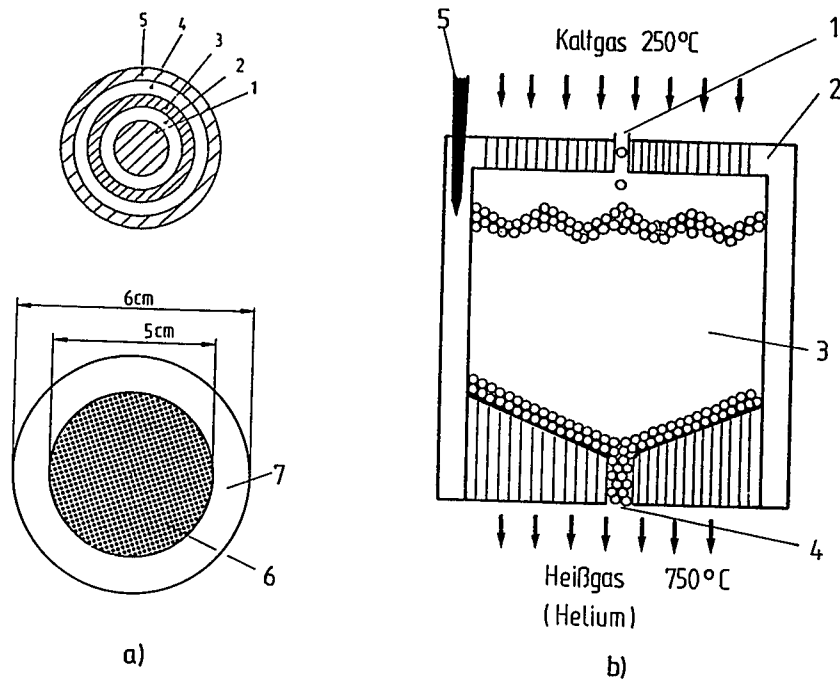


Abb. 3. Prinzip des Hochtemperaturreaktors:

- a: Coated Particle und Brennelement: 1 Brennstoffkern, 2 Pufferschicht, 3 innere Pyrokohlenstoffschicht, 4 Siliziumcarbid-schicht, 5 äußere Pyrokohlenstoffschicht, 6 Brennstoffzone, 7 brennstofffreie Graphitschale
- b: Coreaufbau: 1 Brennelementzugabe, 2 Graphitreflektor, 3 Kugelhaufencore, 4 Brennelementabzug, 5 Absorberstab im Reflektor

sowie aus den Gebläsen und Wärmetauschern, die bei den bislang gebauten Anlagen als Dampferzeuger ausgeführt sind. Die Gasführungen zwischen diesen Hauptkomponenten des Kühlkreislaufs werden teils durch Reaktoreinbauten gebildet, teils handelt es sich um spezielle gasführende Leitungen. Den Primärkreiseinschluß bildet ein in einem Reaktor-schutzgebäude angeordneter gasdichter Reaktordruckbehälter aus Spannbeton oder Stahl.

Im Fall des in Abb. 4 beispielhaft dargestellten MODUL-Reaktors durchströmt das Primärhelium das Reaktorcore von oben nach unten, gelangt dann durch die coaxiale Heißgasleitung zum Dampferzeuger und wird schließlich wieder durch den Seitenreflektor aufsteigend zum Deckenreflektor gefördert. Regelung und Abschaltung der nuklearen Kettenreaktion werden mittels im Reflektor verfahrbaren Absorberelementen sowie durch ein im Reflektor integriertes Kleinkugelabsorbersystem (KLAK) ausgeführt. Der im Normalbetrieb mit 60 bar Helium gefüllte Primärkreis wird durch zwei nebeneinander stehende, mit einer Heißgasleitung verbundene, Stahlbehälter eingeschlossen. Das gesamte Primärsystem ist seinerseits nochmals von einer Betonzelle umgeben, deren Wandung im Bereich des Reaktorcores mit einem wasserbetriebenen Flächenkühl-system versehen ist. Mehrere dieser MODULn können zu größeren Leistungseinheiten in einem Reaktorschutzgebäude untergebracht werden (s. Abb. 5).

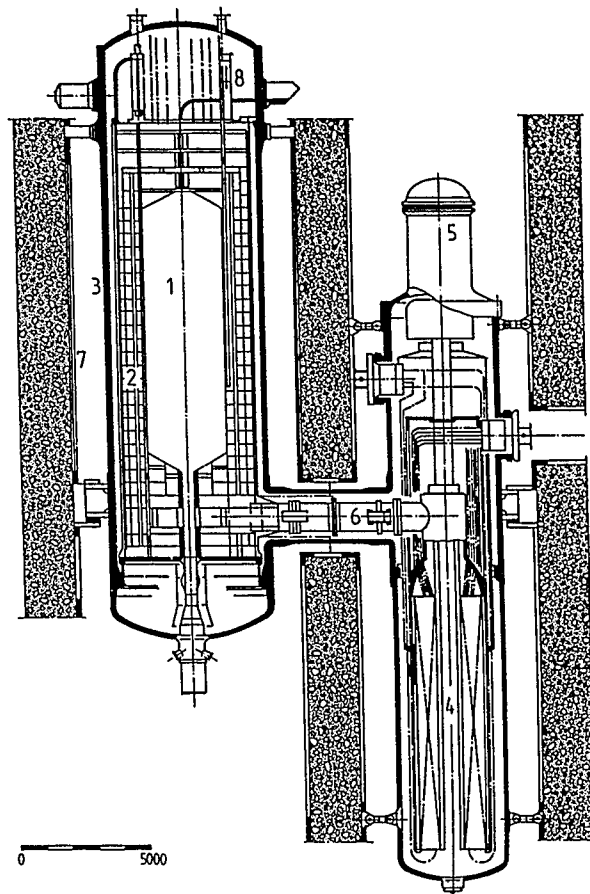


Abb. 4. Primärkreislauf des MODUL-Reaktors: [1]

1 Kugelhautencore, 2 Seitenreflektor, 3 Reaktordruckbehälter, 4 Dampferzeuger,
5 Gebläse, 6 Heißgasleitung, 7 Flächenkühlsystem, 8 Abschaltstabantrieb

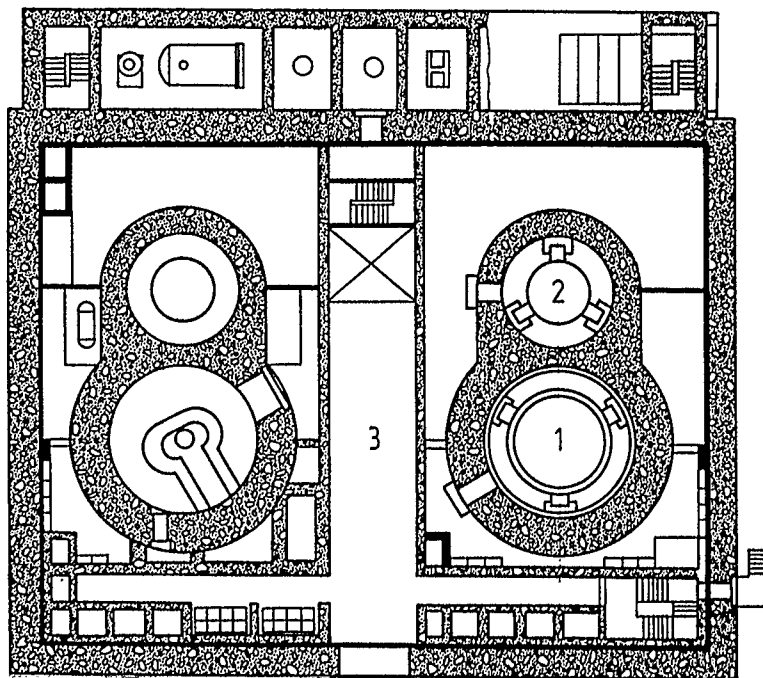


Abb. 5. Horizontalschnitt durch eine Zwillingsanlage: [1]

1 Reaktor, 2 Dampferzeuger, 3 Installationskanal

2.0 Passiv sichere Abschaltung der nuklearen Kettenreaktion

Die passiven Sicherheitseigenschaften bei der Regulierung der nuklearen Kettenreaktion werden bei thermischen Reaktorsystemen durch zwei unterschiedliche Mechanismen bewirkt: durch die verzögerten Neutronen und durch den negativen Temperaturkoeffizienten. Ihre Wirkung ist über den Neutronenfluß und damit über die Reaktorleistung gekoppelt.

2.1 Negativer Temperaturkoeffizient

Der negative Temperaturkoeffizient der Reaktivität setzt sich aus mehreren Einzelbeiträgen zusammen, deren wichtigster Anteil die Resonanzabsorption in den Brutstoffen (U-238 bzw. Th-232) ist. Das Zustandekommen dieses Koeffizienten soll anhand von Abb. 6 kurz erläutert werden. Ausgehend von einem zeitlich konstanten Neutronenfluß $\Phi(E)$ und einem Resonanzwirkungsquerschnitt für Absorption $\sigma_a(E, T_1)$ bei einer Temperatur T_1 ergibt sich durch Integration von $\sigma_a(E, T_1) N \Phi(E)$ im Energiebereich der Resonanzstelle von E_1 bis E_2 eine Absorptionsrate $R_1(T_1)$, die den Neutronenverlust durch Resonanzeinfang bestimmt. Der Verlustterm spiegelt sich in der Resonanzentkommwahrscheinlichkeit $p(T_1)$ wieder, deren Wert multiplikativ in die Berechnung des Kritikalitätswertes $k(T_1)$ eingeht.

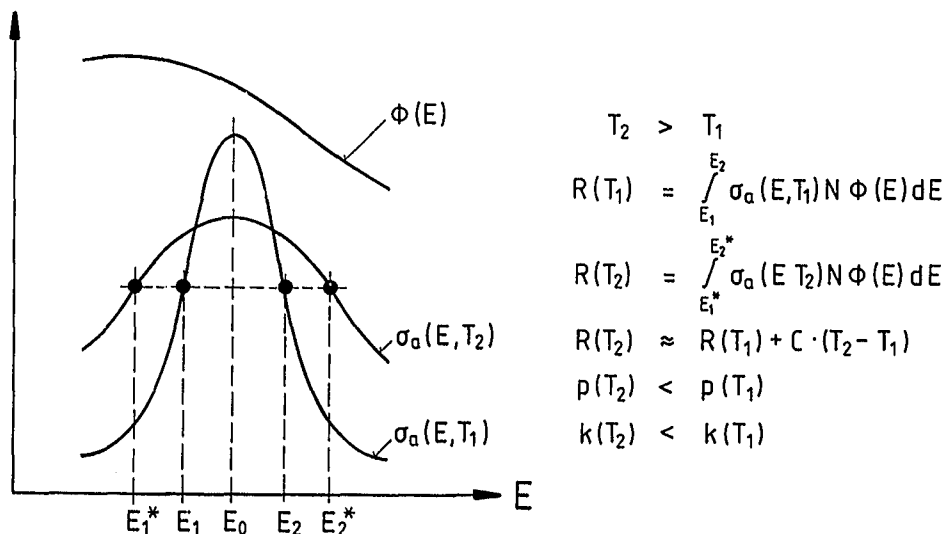


Abb. 6. Entstehung des negativen Temperaturkoeffizienten im Brutstoff

Es sei nun eine Erhöhung der Temperatur des Brennstoffs von T_1 auf T_2 unterstellt. Physikalisch betrachtet tritt eine Verbreiterung sowie eine Abflachung der Resonanzstelle ein. Dies führt zu einer Vergrößerung des von der Resonanz überdeckten Energiebereichs auf E_1^* bis E_2^* . Dies bewirkt bei der Integration der Absorptionsrate $R_2(T_2)$ über diesen Energiebereich ebenfalls eine Vergrößerung des Neutronenverlustterms, wodurch die Resonanzentkommwahrscheinlichkeit $p_2(T_2)$ kleiner wird. Folglich wird auch der Kritikalitätswert $k_2(T_2)$ kleiner als $k_1(T_1)$, so daß sich der Reaktor, der für eine Temperatur T_1 gerade kritisch war ($k_1(T_1) = 1$), bei Temperaturerhöhung selbsttätig

abschaltet. Daraus resultiert bei sonst gleichbleibenden Ausgangsbedingungen eine Abkühlung des Brennstoffs.

Dieser Selbstregelungsmechanismus kann anhand von Abb. 7 am Fall einer unterstellten ungewollten Leistungssteigerung im Kern verdeutlicht werden. Bei gleichbleibender Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern wird sich die erhöhte nukleare Leistung durch einen Temperaturanstieg im Brennstoff bemerkbar machen. Dieser Anstieg ruft seinerseits eine erhöhte Resonanzabsorption hervor, wodurch die Kritikalität sinkt und daran geknüpft sinken auch Neutronenfluß und Reaktorleistung. Somit wird die Brennstofftemperatur wieder niedriger, die Resonanzabsorption verringert sich, und die Reaktorleistung stabilisiert sich wieder bei einer Kritikalität von 1.

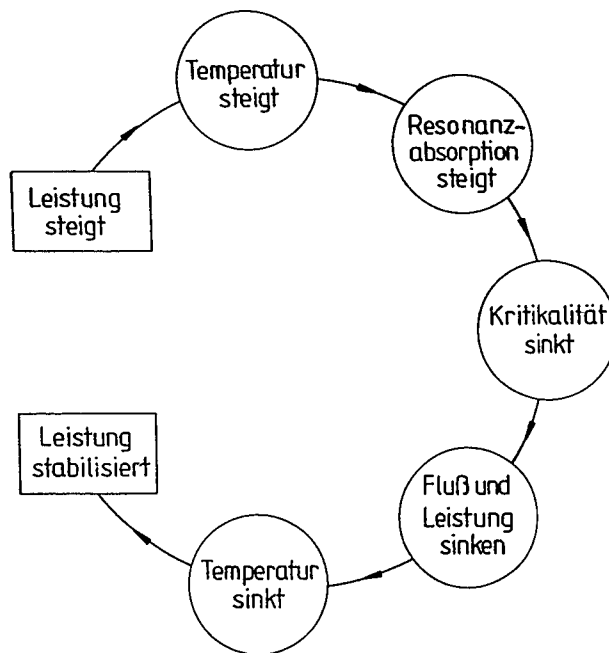


Abb. 7. Selbstregelungskreislauf eines Kernreaktors durch den negativen Temperaturkoeffizienten

Der systemimmanente Schutzmechanismus des negativen Temperaturkoeffizienten sorgt auch in den in Kapitel 3 diskutierten Fällen der Kernaufheizung als Folge eines unterstellten Versagens der aktiven Nachwärmeabfuhr, unabhängig vom Einfahren der durch das Reaktorschutzsystem gesteuerten Abschaltstäbe, für eine selbsttätige Abschaltung der Leistungsfreisetzung durch Kernspaltprozesse und ist damit ein entscheidender Faktor in der Beherrschung dieser Störfälle.

Alle sicherheitstechnisch richtig ausgelegten Leistungsreaktoren weisen in allen Betriebs- und Störfallsituationen einen hinreichend großen prompt wirkenden negativen Temperaturkoeffizienten auf.

2.2 Verzögerte Neutronen

Ein Anteil β (ca. 0,6 % bei U-235) aller durch Kernspaltung freigesetzter Neutronen wird mit einer Zeitverzögerung gegenüber den prompt freigesetzten Spaltneutronen erzeugt. Diese verzögerten Neutronen ermöglichen erst eine Regelung des Neutronenflusses - d.h. der Leistung - eines Kernreaktors. Üblicherweise wird die Leistung eines Reaktors durch Verfahren von Absorberstäben verändert. Durch die so bewirkte Veränderung des Kritikalitätswertes, der im stationären Reaktorbetrieb gleich 1 ist, wird sich ein definierter zeitlicher Verlauf der Reaktorleistung einstellen (s. Abb. 8).

Aus reaktorkinetischen Betrachtungen folgt, daß drei verschiedene Bereiche der aufgeprägten Änderungen der Kritikalität Δk berücksichtigt werden müssen. Ein zugeführter negativer Betrag Δk führt zu einer Reduktion der Reaktorleistung, da $k < 1$ wird; die nukleare Leistungsproduktion fällt exponentiell ab. Im Fall $\Delta k = 0$, d.h. $k = 1$, befindet sich der Reaktor im stationären Zustand; Neutronenfluß und Leistung sind zeitlich konstant. Bei positiven Änderungen der Kritikalität müssen zwei Bereiche unterschieden werden, nämlich $\Delta k \leq \beta$ und $\Delta k > \beta$. Änderungen $\Delta k < \beta$ fallen in den normalen Betriebsbereich eines Kernreaktors und sind gekennzeichnet durch einen schwach exponentiellen zeitlichen Anstieg der Reaktorleistung. Jede betriebliche Leistungserhöhung wird unter dieser Bedingung durchgeführt. Hier wirken die verzögerten Neutronen bremsend auf den Anstieg des Neutronenflusses, und eine Regelung ist mit technischen Mitteln möglich. Die Grenze zwischen diesem als verzögert kritisch bezeichneten Betriebsbereich und dem prompt kritischen, nicht mehr beherrschbaren, Bereich wird durch Änderungsbeträge $\Delta k = \beta$ gezogen. Für diesen Wert steigt die Reaktorleistung zeitlich linear an. Im prompt kritischen Bereich $\Delta k > \beta$ üben die verzögerten Neutronen keine ausreichend begrenzende Wirkung auf die Entwicklung der Neutronenpopulation aus; eine derartig hohe Reaktivitätszufuhr ist regelungstechnisch nicht mehr beherrschbar und führt zu einer Zerstörung des Reaktorkerns durch eine nukleare Leistungsexkursion.

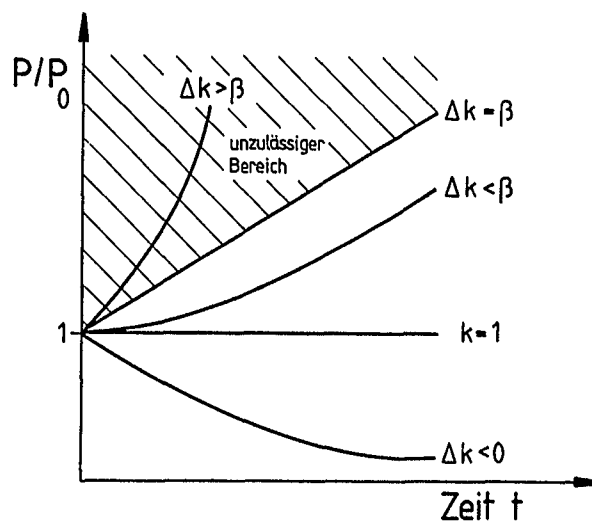


Abb. 8. Leistungsverlauf bei unterschiedlich großer Kritikalitätsänderung Δk

Aus dem Dargestellten muß für Störfallbetrachtungen der Schluß gezogen werden, daß unfallbedingte Kritikalitätserhöhungen unbedingt geringer als der Anteil der verzögerten Neutronen sein müssen.

Die Wirkung z.B. eines unfallbedingten Stabauswurfs aus einem kritischen Leistungsreaktor ist in Abb. 9 schematisch anhand der Temperatur- und Leistungsentwicklung dargestellt. Nach einem derartigen Störfall erfolgt in der Regel die Abschaltung des Reaktors über das Reaktorschutzsystem mit Hilfe der noch vorhandenen Abschaltelemente. Sollte diese Aktion nicht eintreten, so erfolgt eine Begrenzung der Leistung durch den negativen Temperaturkoeffizienten.

Beim Zeitpunkt t_0 ist die Zufuhr einer positiven Reaktivität $\Delta k < \beta$ bei sonst gleichbleibenden Anlagenparametern unterstellt. Als direkte Folge erhöhen sich Neutronenfluß und Reaktorleistung. Die Leistung bewirkt solange eine Erhöhung der Brennstofftemperatur, bis der zugeführte Betrag der Reaktivität durch Steigerung der Resonanzabsorption verbraucht ist, d.h. bis $k = 1$ wieder erreicht ist. Wenn der Auslegungsbereich der Brennelemente durch diese schnelle Temperatursteigerung nicht überschritten wird, stabilisiert sich der Reaktor bei einer erhöhten Brennstofftemperatur und einer erhöhten Leistungsproduktion. Andernfalls kommt es zu einem Versagen der Brennelemente und zu Spaltproduktfreisetzungen. Daher muß die oben genannte Forderung nach einer Begrenzung von unfallbedingten Reaktivitätssteigerungen noch strenger gefaßt werden:

Durch die Anlagenauslegung und -gestaltung muß jede Reaktivitätszufuhr verhindert werden, die zu einem temperaturbedingten Versagen der Spaltproduktbarrieren führen könnte.

Durch die gewählte Konzeption der Anlage ist dabei nicht nur ein zu schnelles Entfernen von Absorbern aus dem Core zu verhindern, sondern auch das Eindringen zu großer

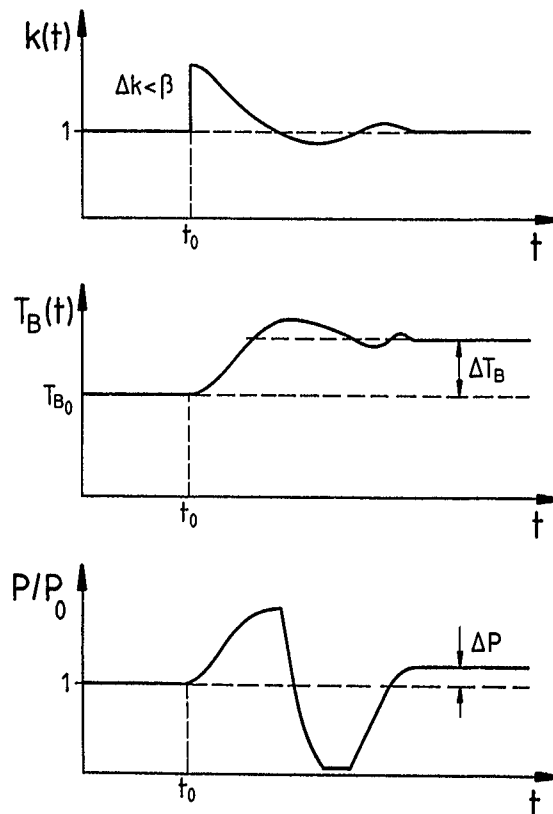


Abb. 9. Verlauf von Brennstofftemperatur und Leistung eines Reaktorcores bei Reaktivitätszufuhr

Mengen von gut moderierenden Fremdmedien wie Wasserdampf [22] oder Synthesegas mit Sicherheit zu vermeiden (vgl. Abschnitt 4.2).

2.3 Betrachtungen zur selbsttätigen Abschaltung von HTR-Anlagen

Die zuvor theoretisch diskutierten Effekte sollen nun anhand einiger konkreter Zahlenangaben und experimenteller Ergebnisse bezüglich ihrer Gültigkeit für HTR-Anlagen belegt werden. Tab. 1 enthält dazu die ermittelten negativen Temperaturkoeffizienten von drei Reaktoranlagen im kalten und im heißen Zustand. In allen Normalbetriebs- und Störfallsituationen weisen diese Anlagen stark negative Zahlenwerte auf.

Anlage	thermische Leistung [MW]	Brennstoff	Schwermetallgehalt [g/Kugel]	Temperaturkoeffizient [1/K]		Beschilderung
				ca. 350°C	ca. 800°C	
AVR	45	Th-232 U-238	6	$-1,7 \cdot 10^{-4}$	$-6 \cdot 10^{-5}$	MEDUL
THTR	750	Th-232	11	$-3,7 \cdot 10^{-5}$	$-2 \cdot 10^{-5}$	MEDUL
MODUL	200	U-238	7	$-6,1 \cdot 10^{-5}$	$-4,3 \cdot 10^{-5}$	MEDUL

Tab. 1. Werte des negativen Brennstofftemperaturkoeffizienten für verschiedene HTR-Anlagen

Diese Temperaturkoeffizienten sind natürlich temperaturabhängig, in Tab. 1 sind Werte für eine Brennstofftemperatur von 350°C bzw. 800°C ausgewiesen. Unterstellt man nun z.B. Reaktivitätsänderungen von 0,5 %, so erfolgt bei einem Temperaturkoeffizienten von $3 \cdot 10^{-5} \text{ K}^{-1}$ eine Erhöhung der mittleren Brennstofftemperatur um etwa 170°C. Derartige Temperatursteigerungen sind für die Brennelemente und für die Corestrukturen wegen der alleinigen Verwendung von keramischen Materialien völlig unkritisch. Die Abschaltung der nuklearen Kettenreaktion erfolgt dann prompt und ohne negative Konsequenzen für die Reaktoranlage.

Am AVR wurden seiner Bestimmung gemäß auch eine Vielzahl von Versuchen zum dynamischen Anlagenverhalten durchgeführt. Zunächst sei hier der Versuch zum Ausfall aller Abschaltstäbe (Vierstab-Klemmversuch) dargestellt [11]. Hierdurch wurde ein sehr unwahrscheinlicher Störfall - der Ausfall des gesamten Abschaltsystems eines HTR - simuliert. Dazu wurden unter Vollast beide Gebläse abgeschaltet, die Abschaltstäbe blieben in ihrer Ausgangsposition und der Dampferzeuger wurde über die Speisewasserregelung unter Einhaltung von Temperaturgrenzwerten abgefahren. Die Reaktion des Reaktors ist in Abb. 10 skizziert. Da aufgrund des Kühlausfalls keine Wärme mehr aus dem Core abgeführt wird, schaltet sich die nukleare Kettenreaktion wegen der einsetzenden Temperaturerhöhung und wegen der Wirkung des negativen Temperaturkoeffizienten selbsttätig ab. Nach 23,5 h wird der Reaktor auf dem zwischenzeitlich niedrigeren Temperaturniveau wieder kritisch und stabilisiert sich bei einer Leistungsproduktion von ca. 300 kW. Dies entspricht der über die Coreberandungen abgegebenen Verlustwärme. Somit bleibt nachgewiesenermaßen selbst dieser schwere Störfall ohne Konsequenzen für die Reaktoranlage oder gar für die Umgebung.

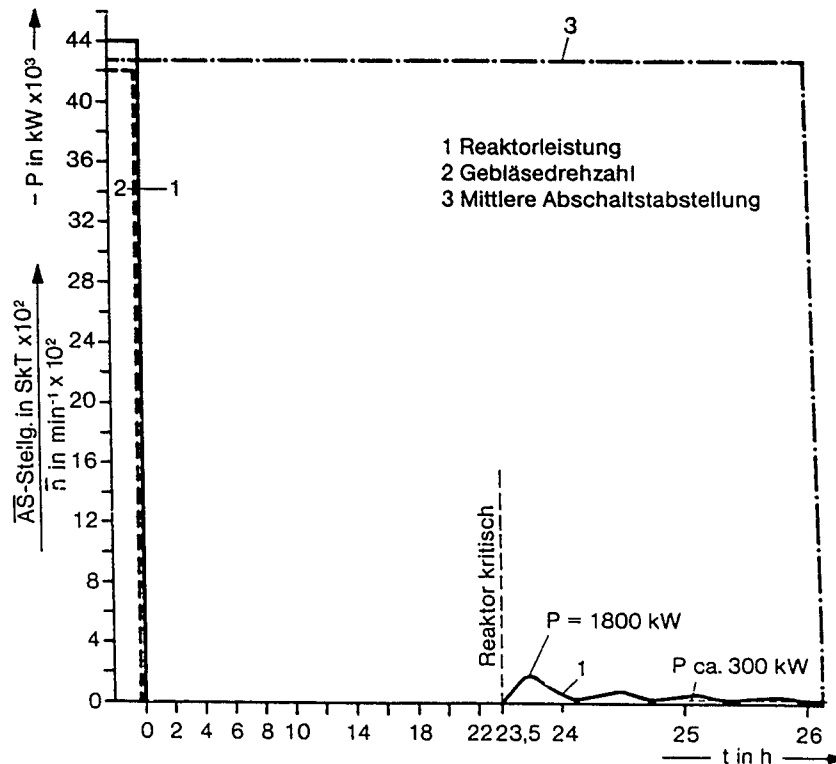


Abb. 10. Zeitlicher Verlauf wichtiger Betriebsparameter während des Versuchs "Ausfall der Abschalteinrichtung" am AVR: [nach 11]

Dieses gutmütige Verhalten der Anlage wird vielfach zur Regelung der erzeugten nuklearen Leistung durch Änderung der Gebläsedrehzahl verwendet und wurde 1985 experimentell untersucht. Aus Vollast wird die Gebläsedrehzahl innerhalb von 40 Sekunden auf 48 % reduziert. Die dadurch reduzierte Wärmeabfuhr aus dem Core führt zu einer geringfügigen Temperaturerhöhung und durch die Rückkopplung über den negativen Temperaturkoeffizienten zu einer Absenkung des Neutronenflusses - er ist proportional zur erzeugten Leistung - (s. Abb. 11). Die Anlage schwingt sich nach kurzer Zeit auf dem neuen Leistungssollwert von 48 % ein. Eine halbe Stunde nach Beginn der Drehzahlabenkung wird diese wieder auf 79 % erhöht. Das zunächst durch den erhöhten Kühlgasstrom abgekühlte Core reagiert mit einem durch den negativen Temperaturkoeffizienten bewirkten Leistungsanstieg und erreicht ca. 8 min später das erhöhte stationäre Leistungsniveau.

Die Reaktion der Reaktoranlage auf die Zufuhr einer positiven Reaktivität durch Verfahren eines Absorberstabes ist in Abb. 12 verdeutlicht. Nach einem Überschwingen der Leistung um ca. 25 % über den neuen Sollwert pendelt sie sich nach 5 min auf den neuen Sollwert ein.

Insgesamt haben die experimentellen Ergebnisse am AVR gezeigt, daß bei HTR-Anlagen durch Ausnutzung des negativen Temperaturkoeffizienten in Verbindung mit dem durch seine große Graphitmasse trägen Temperaturverhalten selbst unterstellte gravierende Reaktivitätsstörfälle beherrschbar sind. Die beiden zuletzt diskutierten Abbildungen verdeutlichen ebenfalls, daß das theoretische Instrumentarium zur numerischen Simulation derartiger Störfälle vorliegt und an Experimenten verifiziert ist.

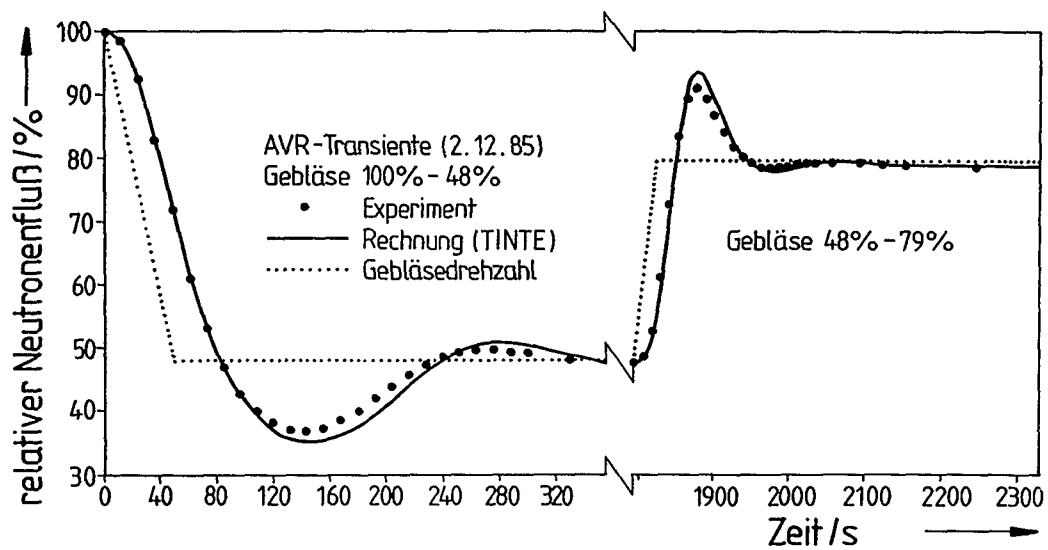


Abb. 11. Änderung der Reaktorleistung des AVR durch Variation des Kühlgasdurchsatzes infolge einer Änderung der Gebläsedrehzahl: [nach 18]

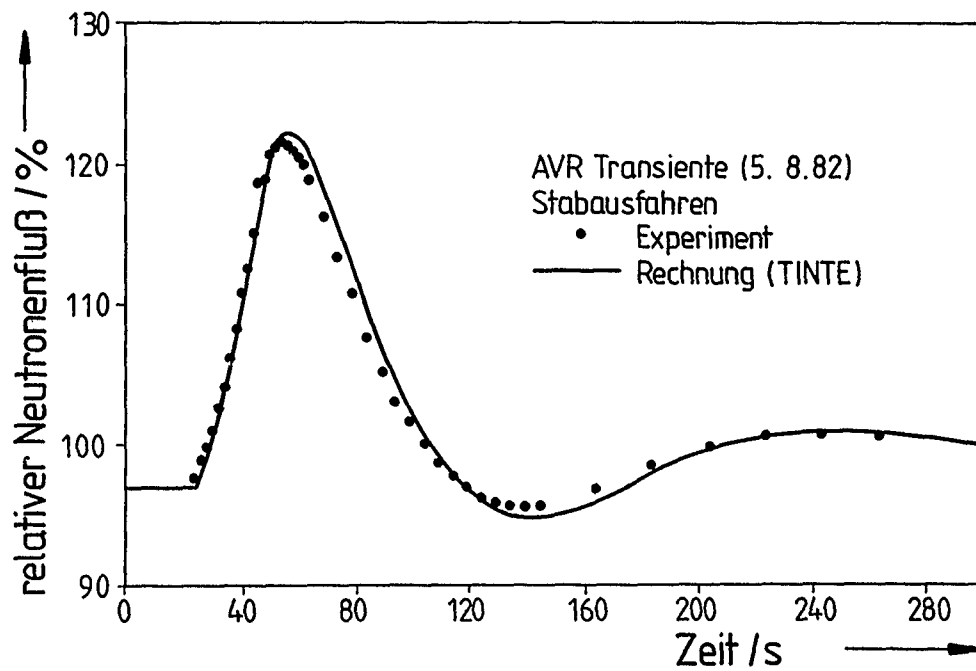


Abb. 12. Zufuhr einer positiven Reaktivität von 0,06 Nile innerhalb von 45 s durch Ausfahren eines Absorberstabes des AVR: [nach 18]

3.0 Passiv sichere Nachwärmeabfuhr

3.1 Prinzipielle Überlegungen

In jedem Reaktor wird auch nach der Abschaltung der nuklearen Kettenreaktion über β -Zerfall und γ -Zerfall der Spaltprodukte Nachwärme freigesetzt. Die relative Nachwärmeleistung beträgt so nach 1 Stunde noch gut 1 % der Nominalleistung des Reaktors, selbst nach 100 Stunden beträgt sie noch fast 4 ‰ (s. Abb. 13).

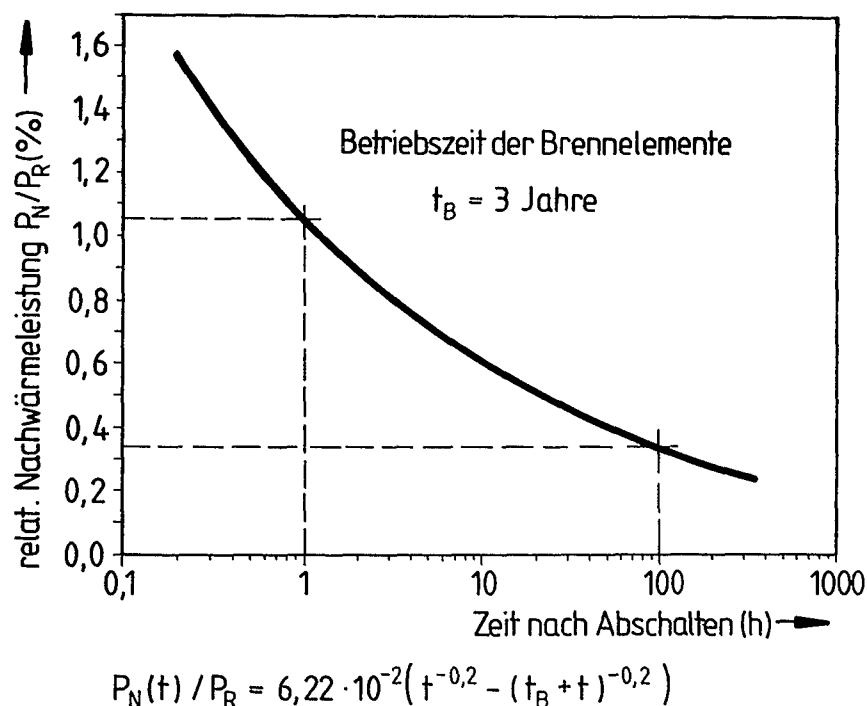


Abb. 13. Zeitverlauf der relativen Nachwärmeleistung:

$P_N(t)$ = Nachwärmeleistung

P_R = thermische Reaktorleistung vor dem Abschalten

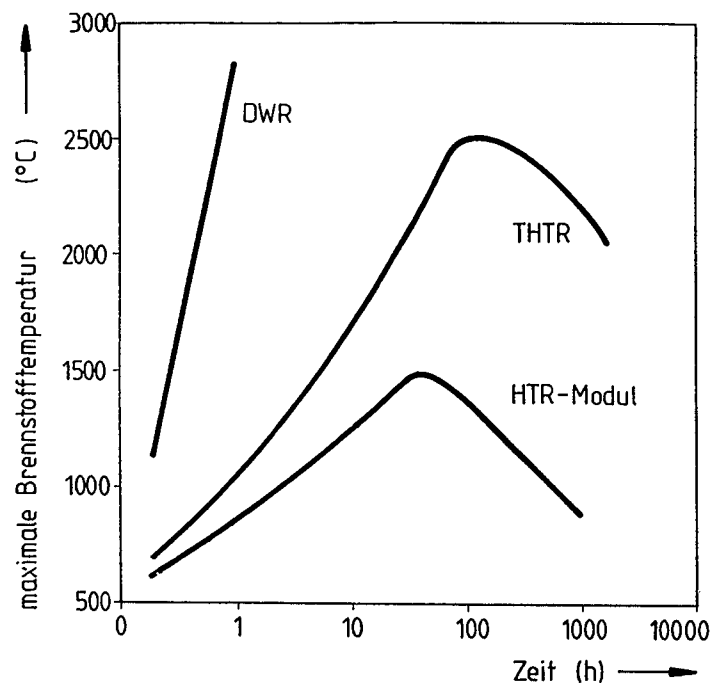
Die sichere Abfuhr dieser Nachwärme aus dem Reaktorkern ist eine der wesentlichen Aufgaben in der Reaktorsicherheitstechnik.

Dies wird besonders deutlich, wenn man untersucht, welche Folgen ein heute als hypothetischer Störfall eingestuft vollständiger Ausfall der Nachwärmeabfuhr hätte. In einem derartigen Störfall wird zunächst die Nachwärme im Reaktorkern selbst gespeichert werden. Dies führt zu einer Aufheizung des Reaktorkerns, wobei die Geschwindigkeit der Aufheizung von der Leistungsdichte im Kern, von den vorhandenen Speichermassen sowie von den Möglichkeiten einer späteren Wärmeabfuhr durch Leitung und Strahlung über die äußere Oberfläche des Reaktorkerns abhängt.

So findet man mit Hilfe einfacher Energiebilanzen etwa für den Druckwasserreaktor, daß ein Zusammenschmelzen des Reaktorkerns (T_{Schmelz} von $\text{UO}_2 = 2850^\circ\text{C}$) nach etwa einer Stunde auftreten wird. Dies ist bedingt durch die hohe Kernleistungsdichte sowie durch die geringen Mengen an Speichermaterial im Kern dieses Reaktortyps (s. Abb. 14). Bei Hochtemperaturreaktoren stellen sich wegen der vergleichsweise niedrigen Kernlei-

stungsdichte sowie der großen Graphitmengen im Kernbereich die Temperaturentwicklungen bei hypothetischen Störfällen (Druckentlastung und Ausfall der Nachwärmeabfuhr) wesentlich anders dar. Beim THTR-300 wird nach rund 100 Stunden in einigen Prozent der Brennelemente eine Spitzentemperatur von 2500°C erreicht [8], danach erfolgt ein Abtransport der Nachwärme durch Strahlung und Leitung aus dem Kernbereich. Ein wesentlicher Unterschied zum Druckwasserreaktor besteht darin, daß es **nicht** zum Schmelzen des Kerns kommen kann. Bei neueren Reaktorkonzepten für den HTR, z.B. MODUL [1], kann im hier diskutierten hypothetischen Störfall ein wesentlich günstigeres Temperaturverhalten realisiert werden. Nach etwa 30 Stunden wird in wenigen Prozent der Brennelemente für kurze Zeit eine maximale Temperatur von rund 1500°C erreicht. Danach kommt es durch passiven Wärmetransport wieder zu einer Reduktion der Brennelementtemperaturen [1]. Die störfallbedingten Spaltproduktfreisetzungen aus den Brennelementen sind beim HTR aufgrund dieses völlig anderen Störfallverhaltens um mehrere Größenordnungen geringer als beim Druckwasserreaktor und gestatten offenbar die Entwicklung von Anlagen ohne die Möglichkeit katastrophaler Spaltproduktfreisetzungen.

Die hier geschilderte extreme Störfallsituation wird beim Leichtwasserreaktor bekanntlich durch ein aufwendiges System von Sicherheitseinrichtungen so unwahrscheinlich wie möglich gemacht. Vielfältige Notkühleinrichtungen zur Abfuhr der Nachwärme sind vorhanden und in redundanter und diversitärer Ausführung realisiert. Derartige



$$\int_0^{\tau} P_N(t) dt = m_c \cdot c_c (\bar{T}_B(\tau) - \bar{T}_0), \quad P_N(t) = P_R \cdot f_N(t),$$

$$\bar{T}_B(\tau) = \bar{T}_0 + \frac{\bar{L}}{g_c \cdot c_c (1-\epsilon)} \int_0^{\tau} f_N(t) dt$$

Abb. 14. Maximale Brennstofftemperaturen beim Störfall:
Ausfall der aktiven Nachwärmeabfuhr und Druckentlastung

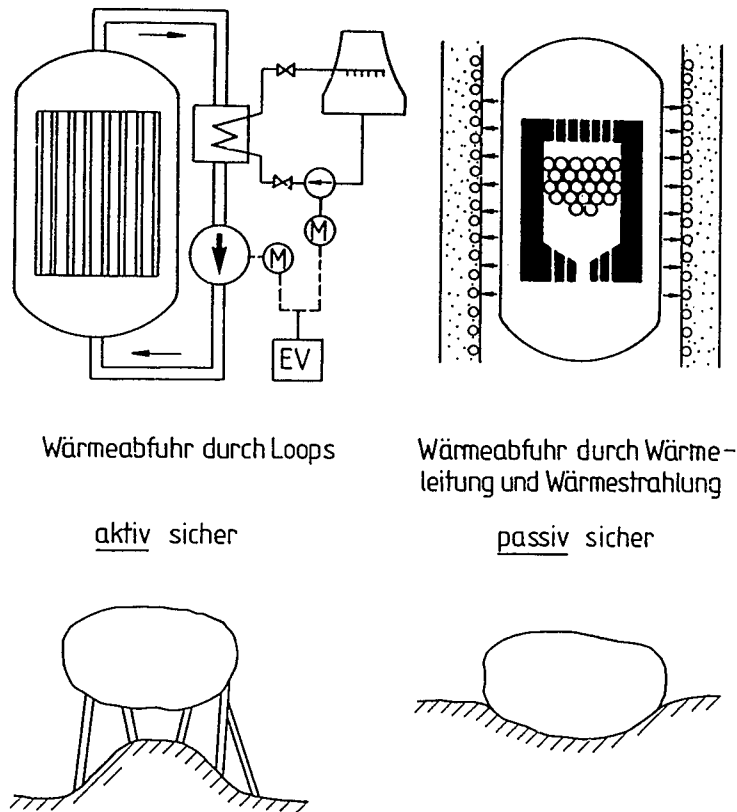


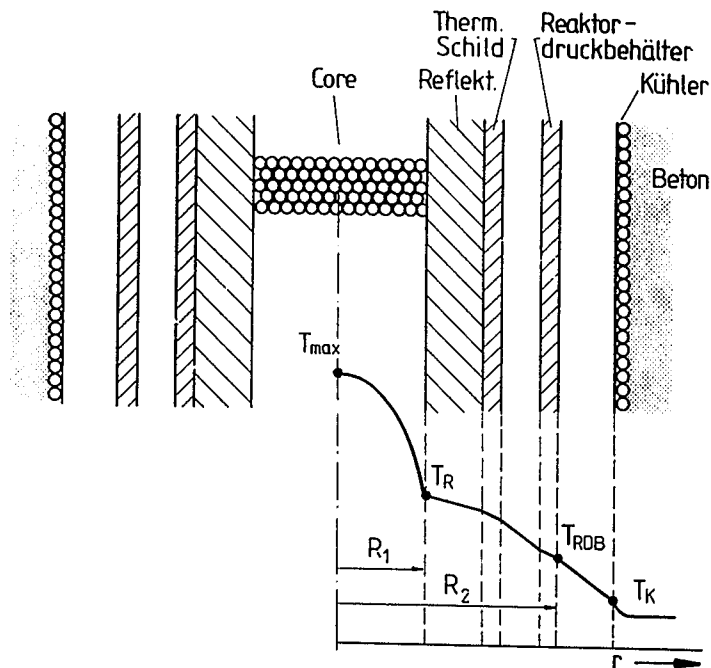
Abb. 15. Aktive und passive Nachwärmeabfuhr und ihre Analogie [2] zur Lagerung eines Körpers

Notkühlketten bestehen in der Regel aus Wärmetauschern, Pumpen, Rohrleitungen, Ventilen, Kühltürmen, Systemen zur Energieversorgung sowie Einrichtungen der Meß-, Steuer- und Regeltechnik (s. Abb. 15). Wie alle technischen Einrichtungen weisen derartige Loops eine Nichtverfügbarkeit auf, die größer als null ist. Man kann derartige Kühlsysteme auch als **aktiv sicher** bezeichnen. Ein Versagen eines derartigen ingenieurtechnischen Systems ist, wenn auch mit äußerst geringer Wahrscheinlichkeit, nicht auszuschließen.

Völlig anders stellt sich die Situation bei einem Nachwärmeabfuhrsystem dar, welches nur auf physikalisch wirkenden Prinzipien beruht. Die Nachwärme wird hier durch Wärmeleitung und Wärmestrahlung aus dem Kern über die Oberfläche des Reaktor-druckbehälters zu einer äußeren Wärmesenke transportiert. Normalerweise ist diese Wärmesenke ein einfaches Wasserkühlsystem. Sollte auch dieses ausfallen, was im Sinne finaler Betrachtungen zu unterstellen ist, so dringt die Nachwärme über Wärmeleitung in die den Reaktordruckbehälter umgebenden äußeren Strukturen (Beton, Guß) ein. Ein derartiges System ist immer verfügbar. Es wird, da keinerlei Maschinen eingesetzt werden, als **passiv sicher** bezeichnet. Das Konzept aktiver und passiver Sicherheit kann übrigens durch ein simples Beispiel aus dem täglichen Leben verdeutlicht werden [2]. Die Lagerung eines Körpers mit äußerst sicher und redundant ausgeführten Stützen kann als allgemein akzeptierte ingenieurtechnische Lösung angesehen werden, deren Wirkung wir in allen Bereichen unseres täglichen Lebens in höchstem Maße vertrauen. Hinsichtlich der Anwendung dieses Prinzips in der Kerntechnik haben offenbar viele Menschen Vorbehalte gegenüber diesem Auslegungskonzept. Anders verhält es sich mit dem

Analogon einer naturgesetzlich sicheren Lagerung des Körpers. Hier kommt eine stabile Lagerung ohne Mitwirkung ingenieurtechnischer Maßnahmen zustande; die Lagerung kann als inhärent sicher bezeichnet werden.

In der Kerntechnik können passive Systeme der Wärmeableitung für den HTR realisiert werden, wie die folgenden Ausführungen belegen mögen. Wie Abb. 16 ausweist, wird zunächst die Nachwärme im Bereich der Brennelement-Kugelschüttung durch Wärmeleitung und Wärmestrahlung zum inneren Rand des Graphitreflektors transportiert. Hierbei bildet sich ein annähernd parabolisches Temperaturprofil über dem Kernradius aus. Wichtig ist eine gute effektive Wärmeleitfähigkeit der Kugelschüttung, da diese reziprok in die Temperaturdifferenz zwischen Coreachse und Corerand ($T_{\max} - T_R$) eingeht. Man ersieht an Hand der einfachen Formel auch direkt, daß die nukleare Kernleistungsdichte möglichst klein gewählt sein sollte und daß die Transportwege im Core so kurz wie möglich sein sollten, um niedrige Werte von T_{\max} zu realisieren. Im Graphitreflektor, im Bereich des thermischen Schildes sowie im Reaktordruckbehälter wird die Nachwärme bis zur Oberfläche des Druckbehälters wiederum durch Wärmeleitung und Wärmestrahlung transportiert. Von der Behälteroberfläche erfolgt der Abtransport der Wärme schließlich durch Wärmestrahlung und Konvektion. Die Höhe der abführbaren Nachwärme hängt im wesentlichen von der Wärmeübergangszahl $\bar{\alpha}$ auf der Druckbehälteraußenseite und von der treibenden Temperaturdifferenz ($T_{RDB} - T_K$) ab.



$$P_N(t) = P_R \cdot f_N(t)$$

$$T_{\max} - T_R = \frac{\bar{L} \cdot f_N \cdot R_1^2}{4 \lambda}$$

$$P_N = 2\pi \cdot R_2 \cdot H \cdot \bar{\alpha} (T_{RDB} - T_K)$$

$$P_R / H \leq 20 \text{ MW/m (Modulreaktor)}$$

Abb. 16. Prinzip der passiven Wärmeableitung aus dem Kern von HTR's

Für den Modulreaktor [1] findet man so z.B., daß rund 20 MW als thermische Leistung pro laufenden Meter Reaktorhöhe erzeugt werden dürfen, um unter den vorliegenden technischen Bedingungen noch eine Abfuhr der Wärme von der Behälteroberfläche realisieren zu können. Bei einer Kernhöhe von ≈ 10 m ergibt sich insgesamt eine thermische Leistung von 200 MW. Im ungünstigsten Fall, daß auch das Zellenkühlsystem ausgefallen ist, wird die Wärme vom Beton oder von den Gußstrukturen der äußeren Zelle aufgenommen. Natürlich ist eine gute Temperaturleitfähigkeit und ein gutes Wärmeeindringvermögen der in diesem Bereich eingesetzten Materialien wesentlich. Guß hat hier gegenüber Beton große Vorteile. Während die Wandtemperaturen des Reaktor-druckbehälters sehr stark von den Wärmeabfuhrbedingungen an der Oberfläche beeinflußt werden, sind die Rückwirkungen auf die maximalen Brennstofftemperaturen nur schwach.

Zusammenfassend sei nochmals betont, daß das hier vorgestellte Nachwärmeabfuhrsystem vollständig **passiv** ausgeführt, d.h. ohne Maschinen, **immer** verfügbar sein wird.

Eine wichtige Voraussetzung für diese Aussage ist die in allen Störfallsituationen zu fordernde Integrität der Kernstrukturen, da nur dann der zuvor beschriebene passive Mechanismus der Wärmeabfuhr wirksam werden kann. Die Integrität der Corestrukturen ist besonders durch ein spontanes Versagen des Reaktordruckbehälters gefährdet, da dies mit einer Veränderung der Coregeometrie einhergehen würde (vgl. Abb. 16). Diese Gefahr kann durch den Übergang vom Stahlbehälter zu einem vorgespannten Behältersystem entscheidend reduziert werden. Eine zweite Möglichkeit des Integritätsverlustes ist durch die Korrosion des Brennelementsgraphits (s. Abb. 3) gegeben. In diesem Fall würden sich die nachwärmeerzeugenden Brennstoffpartikel rund 100-mal dichter im Core anordnen, was mit einer Steigerung der Leistungsdichte \bar{L} (s. Abb. 16) um den gleichen Faktor einherginge. Dadurch würde die Partikeltemperatur über die im folgenden Abschnitt näher erläuterten Grenzwerte ansteigen und einen Großteil ihrer Spaltprodukte freigeben. Dieser Integritätsverlust kann durch die Beschichtung der Brennelemente mit korrosionsresistenten Stoffen vermieden werden (s. Abschnitt 4.1).

3.2 Betrachtungen zur passiven Nachwärmeabfuhr bei HTR-Anlagen

Es wurde erwähnt, daß eine maximale Brennelementtemperatur T_{\max} nicht überschritten werden darf. Diese Temperatur wird heute auf der Basis umfangreicher Ausheiztests an bestrahlten Brennelementen zu 1600°C angesetzt (s. Abb. 17). Man ersieht etwa für das für Langzeitkontaminationen wichtige Spaltprodukt Cs-137, daß nach 500 h Ausheizzeit bei 1600°C nur ein Anteil von 10^{-3} bis 10^{-4} der Spaltprodukte ausgetreten wären. Ausheizexperimente bei 2000°C haben für das gleiche Isotop schon nach wesentlich kürzerer Ausheizzeit Freisetzungen von 10^{-1} erbracht. Ein ähnliches Freisetzungsverhalten ist heute auch für andere sicherheitsrelevante Spaltprodukte bekannt.

In Kenntnis dieser Zusammenhänge wird heute für HTR-Anlagen mit passiver Nachwärmeabfuhr vorgesehen, daß die maximale Störfalltemperatur in hypothetischen Störfällen auch in kleinen Kernbereichen, die nur wenige Prozent des gesamten Cores ausmachen würden, einen Wert von 1600°C nicht überschreiten darf.

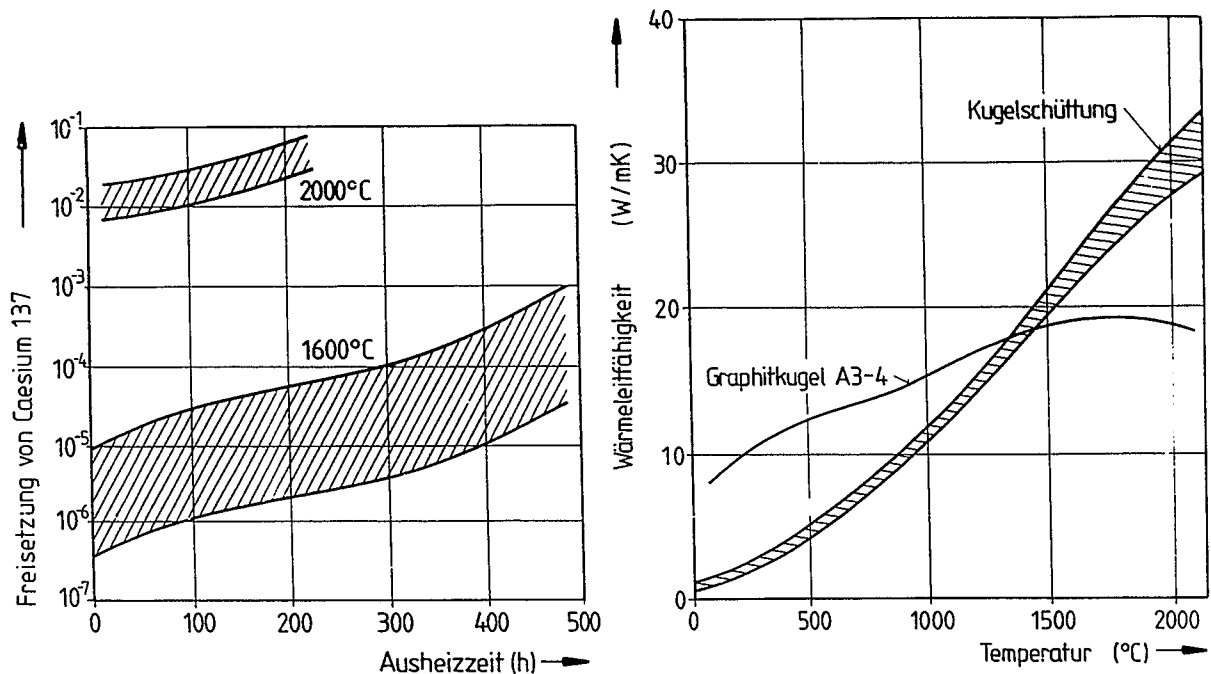


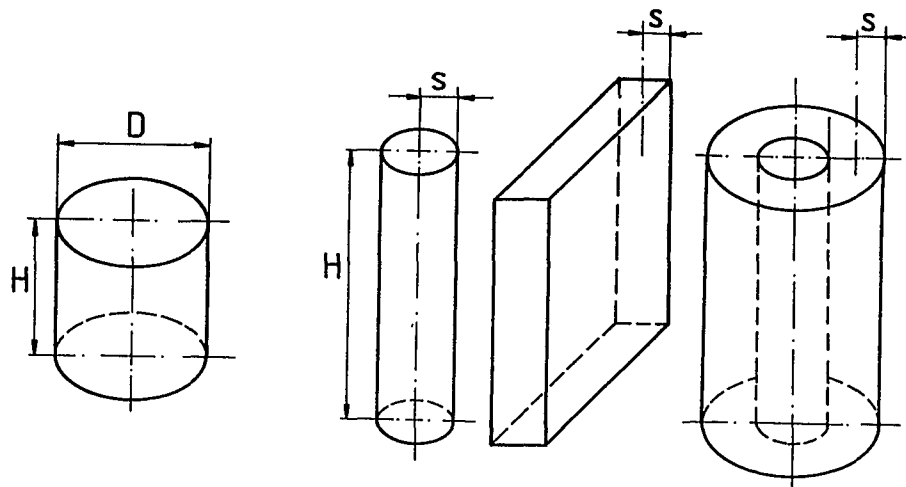
Abb. 17. Temperaturabhängige Spaltprodukt-rückhaltung und Wärmeleitfähigkeit:
 links: Rückhaltung der Spaltprodukte in den Brennelementen [nach 3]
 rechts: Wärmeleitfähigkeit der Kugelschüttung im Vergleich zu Graphit [4]

Wie schon vorher erwähnt, ist eine gute Wärmeleitfähigkeit im Corebereich wesentliche Voraussetzung für eine passive Wärmeableitung. Graphit-Kugelschüttungen besitzen im Vergleich zum Graphit selbst oberhalb von 1300°C teils erheblich höhere Wärmeleitfähigkeiten (s. Abb. 17). Dies beruht auf dem Wärmetransport durch Strahlung durch die Lücken der Kugelschüttung [4]. Im unteren Temperaturbereich ist insbesondere durch zusätzliche Naturkonvektionsphänomene eine Verbesserung der Leitfähigkeit zu erwarten.

Coreauslegungen mit passiver Wärmeabfuhr machen eine neue Optimierung der Kerngeometrie notwendig. Entsprechend der bisherigen Optimierung im Hinblick auf die Neutronenbilanz weisen die Kerne aller Reaktoren ein Höhe zu Durchmesser-Verhältnis von annähernd 1 auf. In diesem Fall wird das Oberflächen/Volumen-Verhältnis des Kerns, d.h. die Neutronenverluste durch Ausfluß aus dem Corebereich, minimal (s. Abb. 18). Wenn dagegen die Nachwärmeabfuhr im hypothetischen Störfall optimal, d.h. passiv, erfolgen soll, muß das Oberflächen/Volumen-Verhältnis hoch werden. Werte des Durchmesser/Höhe-Verhältnisses von 1/3 bis 1/4 werden bei zylindrischen Cores angesichts dieser Forderung von Vorteil sein. Große bezogene Oberflächen werden bei Verwendung langgestreckter Zylinder, Platten oder ringförmiger Anordnungen erreicht.

Durch die Wahl einer günstigen Kerngeometrie wird somit eine Entkopplung von Reaktorleistung und maximaler Störfalltemperatur erreicht.

Als hypothetischer und in seinen Auswirkungen alle weiteren Ereignisse einschließender Störfall wird heute bei HTR-Anlagen die Druckentlastung des Primärkreises in Kombination mit dem Versagen aller aktiven Einrichtungen zur Nachwärmeabfuhr angesehen. Die Beschreibung des dann einsetzenden Geschehens erfordert eine Vielzahl von kom-



bisherige Optimierung

Neutronenbilanz
optimal, wenn

A/V klein

$H/D \approx 0,95$

neue Optimierung

Wärmeabfuhr im hypoth.
Störfall optimal, wenn

A/V groß

$(S/H \approx 1/6 \dots 1/8)$

Durch günstige Kerengeometrie wird eine Entkopplung von Reaktorleistung und maximaler Störfalltemperatur möglich.

Abb. 18. Optimierung der Coreabmessungen unter dem Gesichtspunkt der passiven Wärmeableitung

plexen mehrdimensionalen und zeitabhängigen Rechnungen (s. Abb. 19). So wird mit Hilfe von aufwendigen Berechnungsmethoden zunächst die räumliche Neutronenfluß- und Leistungsdichteverteilung ermittelt. Mit Hilfe der räumlich variablen Strömungsfelder sowie unter Benutzung charakteristischer Daten für den Wärmetransport, wie Wärmeleitfähigkeit des Graphits, Wärmeübergangszahlen an Brennelement- und Strukturoberflächen des Kernaufbaus, werden zunächst die Temperaturverteilungen im Normalbetrieb ermittelt. Ausgehend von diesen Startwerten sowie von der räumlichen und zeitlichen Verteilung der Nachwärmeproduktion werden dann zeit- und raumabhängige Verteilungen für die Temperaturen in den Brennelementen sowie in den Strukturmaterialien errechnet. Hierzu ist es notwendig, ergänzende Informationen über die Wärmetransportvorgänge im Gesamtsystem, insbesondere über Wärmeleitung und Wärmestrahlung, hinzuzufügen. Auch Informationen über zusätzliche Wärmequellen und Wärmesenken durch exotherme und endotherme Reaktionen von Fremdmedien im Corebereich fließen an dieser Stelle in den Berechnungsablauf ein. Als Ergebnis dieser äußerst aufwendigen mehrdimensionalen Berechnungsverfahren stehen maximale Brennstofftemperaturen sowie Histogramme über die anteilige Verteilung der Corevolumina auf bestimmte Temperaturintervalle in Abhängigkeit von der Zeit zur Verfügung. Die maximale Störfalltemperatur wird oft zur Beurteilung der Frage, ob die Coreanordnung passiv sicher ausgelegt ist, herangezogen. Die Histogramme werden schließlich, wie noch dargelegt wird, als Eingabeinformation zur Ermittlung der Spaltproduktfreisetzung im Störfallablauf herangezogen und liefern ein endgültiges Bild zur Berechnung der radiologischen Belastung.

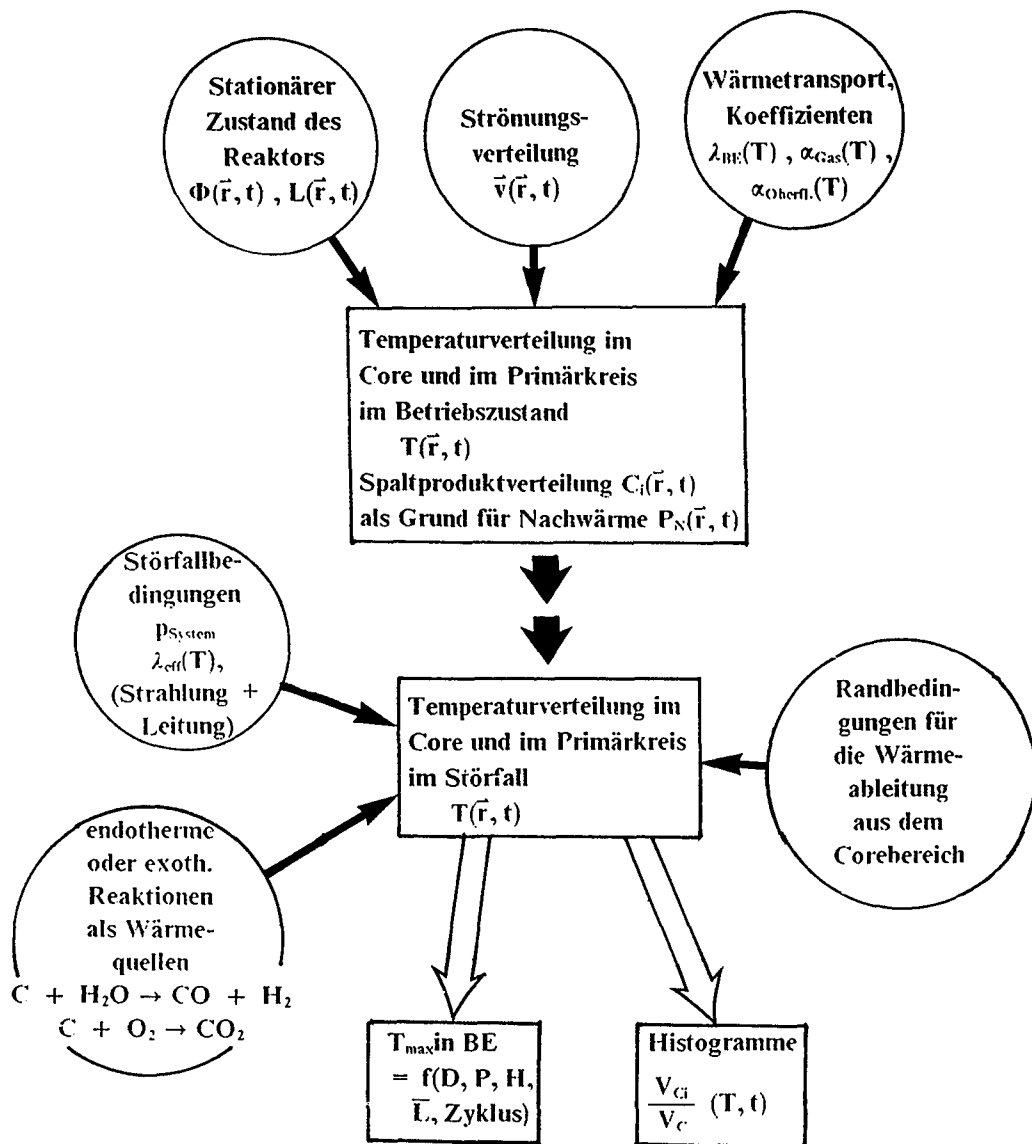
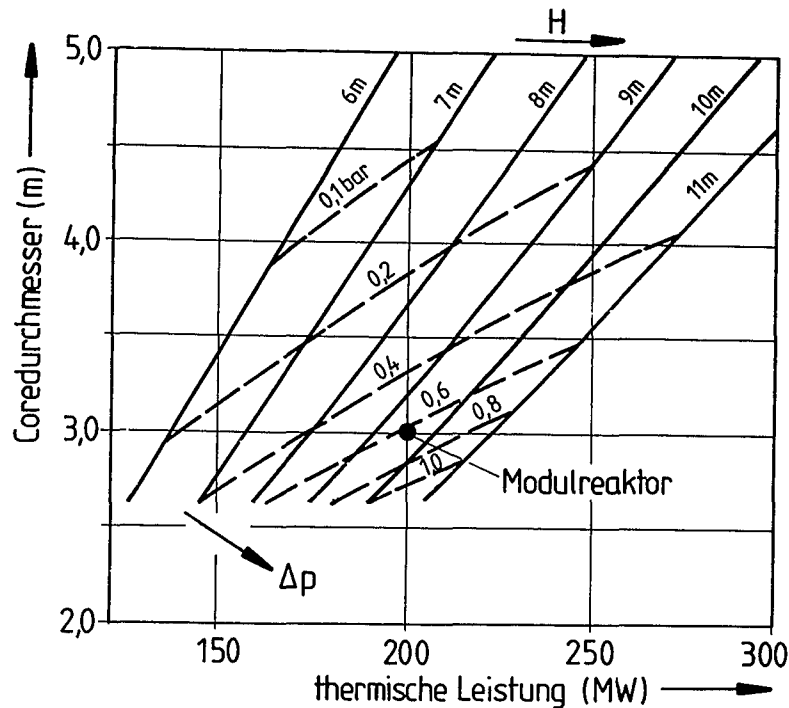


Abb. 19. Berechnungsablauf zur Ermittlung von zeitlich variablen Temperaturfeldern im Reaktorsystem für Störfallanalysen

Eine speziell für das zylindrische Core durchgeführte Analyse des möglichen Auslegungsbereichs [5] hat folgendes Ergebnis erbracht (vgl. Abb. 20): Wenn die maximale Störfalltemperatur bei einem HTR-Core mit Mehrfachdurchlauf der Brennelemente (MEDUL-Core) auf 1500°C beschränkt bleiben soll und wenn der Coredurchmesser nicht größer als 3 m gewählt werden darf, kann eine thermische Leistung von 200 MW realisiert werden, falls zusätzlich der Coredruckverlust auf weniger als 0,7 bar limitiert ist. Die genannte Grenze von 3 m resultiert aus der Forderung, daß in Zukunft bei HTR-Anlagen auf Corestäbe verzichtet werden sollte und daher alle Regel- und Abschaltvorgänge vom Reflektorrand her auszuführen sind. Die Begrenzung des Coredruckverlustes auf unter 0,7 bar folgt aus der Forderung nach Verwendung einstufiger Radialgebläse für die Überwindung der Kreislaufdruckverluste. Dabei beträgt der Gesamtdruckverlust des Primärkreislaufs rund 1,3 bar. Insofern wird die beim MO-DUL-Reaktor mit $200 \text{ MW}_{\text{th}}$ gewählte Leistung allen Anforderungen gerecht.



Randbedingung für technische Auslegung:

Abschaltung vom Reflektor her : $D \leq 3\text{m}$

tolerabler Coredruckverlauf: $\Delta p \leq 0,7\text{ bar}$

Abb. 20. Auslegungsbereich zylindrischer HTR-Cores unter dem Gesichtspunkt der passiven Nachwärmeabfuhr: [5]

(Voraussetzungen: $T_{\text{Brennstoff}} \leq 1500^\circ\text{C}$, Zylindercore, MEDUL-Beschickung, Heliumdruck 60 bar, Kühlgasaufheizung $250^\circ\text{C} \rightarrow 700^\circ\text{C}$)

Eine Steigerung der Reaktorleistung bei Verwendung zylindrischer Cores ist nicht ohne Überschreitung der heute als vertretbar angesehenen maximalen Störfalltemperatur von 1500°C (nominell) möglich. Beim AVR-Reaktor mit einem Coredurchmesser von 3 m und einer mittleren Kernleistungsdichte von $2,5\text{ MW/m}^3$ wurde übrigens schon vor fast 30 Jahren das Konzept der passiven Wärmeabfuhr intuitiv richtig verwirklicht. Es ist vielfach praxisnah im Betrieb erprobt worden. Beim PR-500 [6] wurde in der KFA bereits 1970 eine Kernauslegung im Hinblick auf die passive Wärmeabfuhr in Anlehnung an die AVR-Technik erarbeitet. Allerdings konnte die damals als Entwicklungsziel unterstellte zulässige maximale Brennstofftemperatur von 2000°C seitens der Brennelementtechnologie - noch - nicht realisiert werden. Die Industrie hat schließlich im Jahre 1978 den Gedanken der passiven Sicherheit aufgenommen und in Form des MODUL-Reaktors zu einem gewissen technischen Reifegrad gebracht [1].

Beim THTR-300- sowie beim HTR-500-Reaktor wird das Konzept der passiven Nachwärmeabfuhr im Prinzip auch, allerdings erst nachdem vergleichsweise hohe Temperaturen im Core erreicht worden sind, wirksam [7, 8]. Daher hatte sich die Meinung verfestigt, daß nur HTR-Anlagen kleiner Leistung mit ausreichenden passiven Sicherheitseigenschaften ausgestattet werden könnten. Diese Ansicht ist jedoch falsch. Beim Übergang auf andere Coregeometrien, die ein günstigeres Oberflächen- zu Volumen-

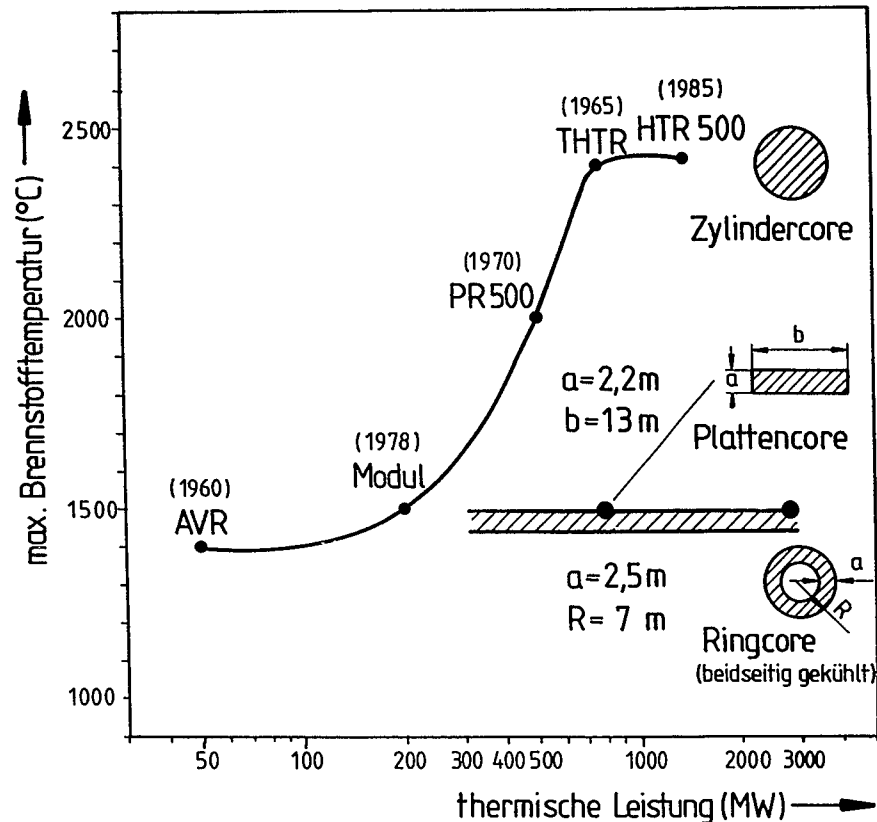


Abb. 21. Zusammenhang zwischen thermischer Leistung, Coregeometrie und maximaler Brennstofftemperatur im Störfall:
Druckentlastung und Ausfall der aktiven Nachwärmeabfuhrsysteme

Verhältnis als Zylindergeometrien aufweisen, lassen sich sehr große Leistungen mit hinreichender passiver Nachwärmeabfuhr realisieren (s. Abb. 21). Die Grenze wird hier durch die Technik des Reaktordruckbehälters gesetzt. Bei Einsatz z.B. des THTR-Spannbetonbehälters ließe sich bei Verwendung eines Plattencores eine Leistung von $750 \text{ MW}_{\text{th}}$ mit passiver Wärmeabfuhr realisieren [9]. Die notwendigen günstigen Voraussetzungen für den Transport der Wärme vom Core bis hin zur Kühleinrichtung des Spannbetonbehälters würden durch große Mengen von Strukturgraphit im Behälterinnenraum geschaffen. Bei Ausführung des Reaktorcores als Kreisring sind bei beidseitiger Kühlung des Ringes und hinreichendem Durchmesser Leistungen bis $3000 \text{ MW}_{\text{th}}$ vorstellbar [10]. Die notwendigen Breiten der Platte oder des Ringes lägen bei rund 2,5 m. Bei beiden hier erwähnten Lösungen bleibt die maximale Brennstofftemperatur im hypothetischen Störfall auf 1500°C begrenzt..

Die zuletzt genannten Lösungen für HTR-Anlagen großer Leistung erlauben es, wie dies auch beim AVR- und beim MODUL-Reaktor äußerst vorteilhaft erprobt bzw. vorgesehen ist, alle Abschalt- und Regelvorgänge vom Reflektorrand her vorzunehmen. Aufwendige Lösungen für Corestäbe mit allen bekannten Implikationen können damit auch für HTR-Anlagen großer Leistung vermieden werden. Ein zylindrisches Core kann nach den vorliegenden Erfahrungen dagegen nur bis zu einem Durchmesser von 3 m ohne Corestäbe ausgelegt werden (vgl. Abb. 22).

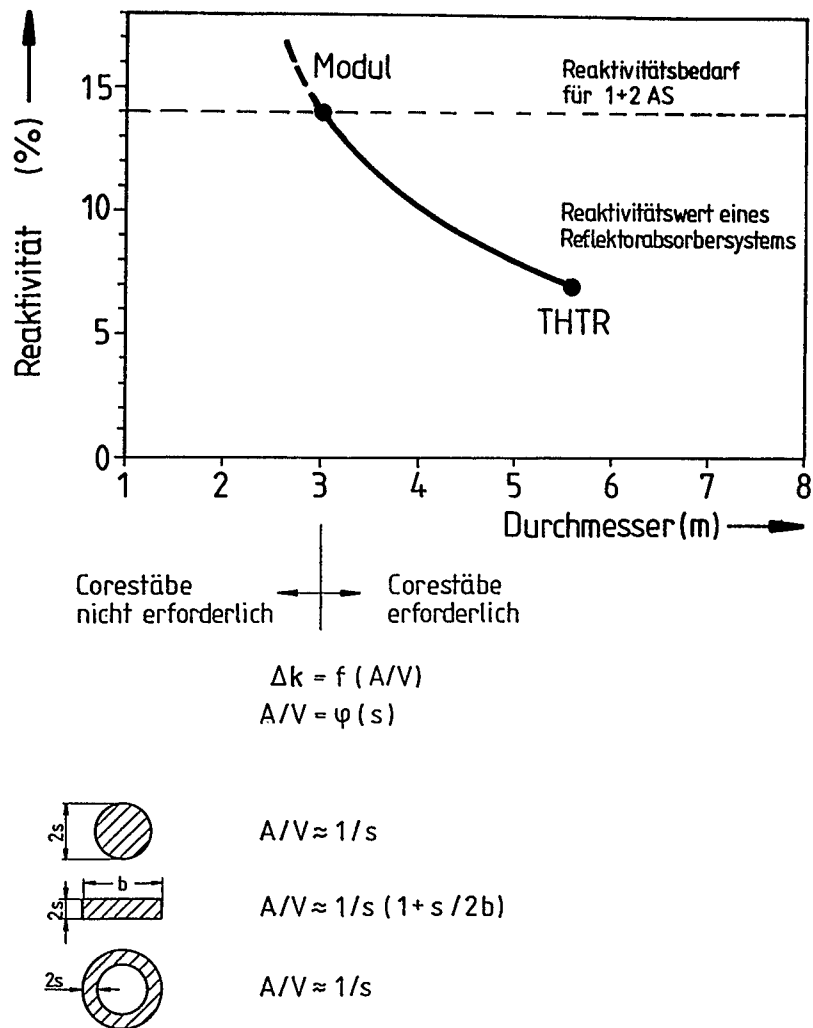


Abb. 22. Reaktivitätsbeiträge durch im Reflektor angeordnete Absorbersysteme

Insgesamt sind heute die technischen Anforderungen, die im Hinblick auf eine passive Abfuhr der Nachwärmeabfuhr zu erfüllen sind, klar erkennbar:

1. Die Wärmetransportwege im Corebereich müssen unterhalb von etwa 1,5 m liegen.
2. Der Schichtenaufbau im Reaktorbereich muß gut wärmeleitend ausgeführt sein.
3. Die Wärmeabgabe von der Oberfläche des Reaktordruckbehälters muß ausreichend wirksam gestaltet werden.
4. Die den Reaktordruckbehälter umgebenden Strukturen müssen die Wärme schnell genug aufnehmen können, d.h. das Temperaturleit- und Wärmeeindringvermögen der in diesem Bereich verwendeten Materialien müssen ausreichend hoch sein.

Als Beispiel für den zuletzt genannten Aspekt seien die Unterschiede zwischen der Wärmeaufnahme einer reinen Betonzelle, wie sie derzeit beim MODUL-Reaktor vorgesehen ist, und einer modifizierten Zelle mit Gußeisen betrachtet. Im hypothetischen Fall, daß auch das Flossenkühlsystem versagt, wird die Temperatur der Reaktordruckbehälterwand bei Verwendung einer Betonzelle auf ca. 600°C ansteigen [1], während bei Ver-

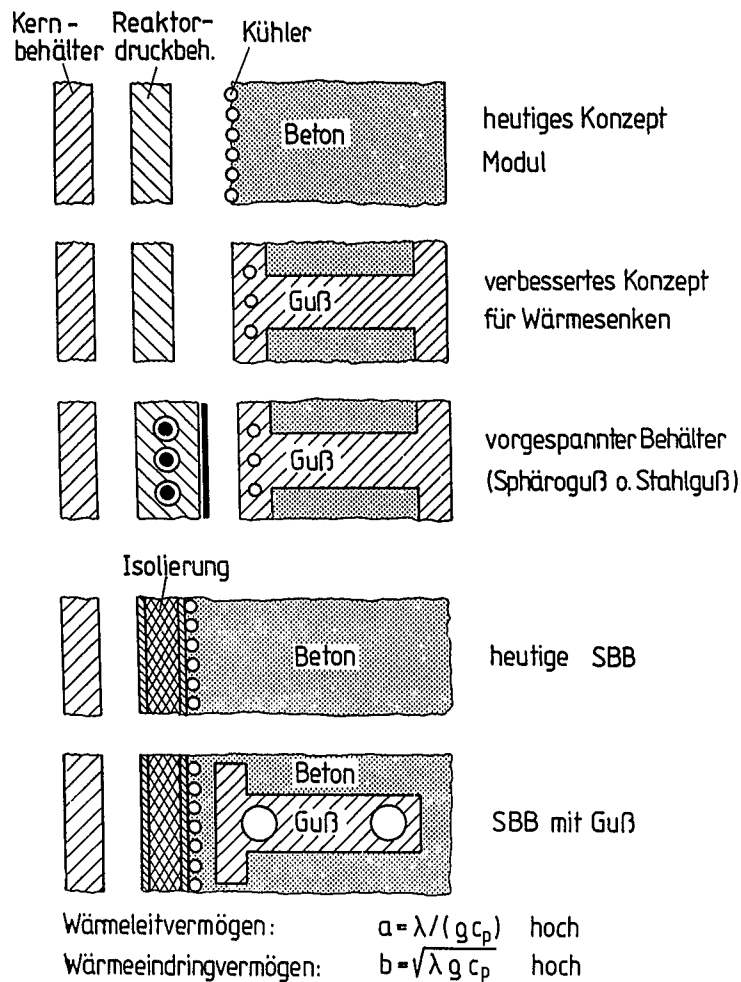


Abb. 23. Konzepte äußerer Wärmesenken zur Aufnahme der aus dem Reaktorcore abgeleiteten Nachwärme

wendung von Guß mit weitaus besserem Wärmeeindringvermögen die Wand des Reaktordruckbehälters bei einer Temperatur von rund 400°C liegen würde. Durch eine vergleichsweise geringfügige Modifikation bliebe so die Belastung des Reaktordruckbehälters erheblich geringer (vgl. Abb. 23).

Die Technik der Reaktordruckbehälter besitzt eine zentrale Bedeutung in der gesamten Reaktortechnik, so auch in der HTR-Technik. Insbesondere vorgespannte, als konstruktiv berstsicher eingeschätzte Konzepte, wie z.B. der Spannbetonbehälter, sorgen auch in hypothetischen Störfällen für eine strukturelle Stabilität des Cores und bringen, wie später noch ausgeführt wird, Vorteile im Hinblick auf den Einbruch von großen Luftmengen. Im Sinne einer Verbesserung der passiven Wärmeabfuhr, selbst nach Ausfall der mehrfach redundant ausgeführten Linerkuhlung, können in die Druckbehälterwand Gußblöcke mit Luftführungs Kanälen eingebaut werden. Im hypothetischen Störfall wird damit zunächst das Eindringen der Nachwärme in die Behälterwand stark erleichtert, weiterhin wird die Nachwärme später konvektiv durch eine Naturzugkuhlung mit Luft passiv sicher abgeführt [9]. So wird die Freisetzung von großen Mengen an Kristallwasser aus dem Betonkörper verhindert, und der Erhalt des Spannbetonbehälters kann wahrscheinlich auch nach hypothetischen Störfällen nachgewiesen werden (vgl.

Abb. 24). Seitens der Behältertechnik wären somit in heute realisierbaren Reaktor-druckbehältern Zylindercores bis 200 MW_{th} und Platten- oder beidseitig gekühlte Ringcores bis 750 MW_{th} im THTR-300-Spannbetonbehälter mit passiver Nachwärme-abfuhr realisierbar. Zukünftige Entwicklungen in der Behältertechnik werden unter An-wendung der beiden zuletzt genannten Coreformen auch wesentlich größere Einheitslei-stungen ermöglichen. Hier sei auf die Realisierbarkeit von vorgespannten berstsicheren Druckbehältern aus Sphäroguß oder Stahlguß hingewiesen.

Das hier vorgestellte System der passiven Wärmeabfuhr ist im Grundsatz durch Experi-mente am AVR belegt [11]. Zur genauen Quantifizierung der Rechenverfahren und auch für das kerntechnische Genehmigungsverfahren wird ein 1/1-Experiment von Vor-teil sein. So könnte etwa ein 30°-Sektor des MODUL-Cores von rund 2 m Höhe mit Graphitreflektor, Kernbehälter, Druckbehälter und äußerer Wärmesenke aufgebaut und mit einer geeigneten elektrischen Widerstandsheizung aufgeheizt werden. Hier kann dann das räumlich-zeitliche Temperaturgeschehen genau nachgebildet und messend verfolgt werden (Abb. 25). Ein derartiges Großexperiment kann auch dazu dienen, Vertrauen in das Konzept der passiven Sicherheit zu schaffen.

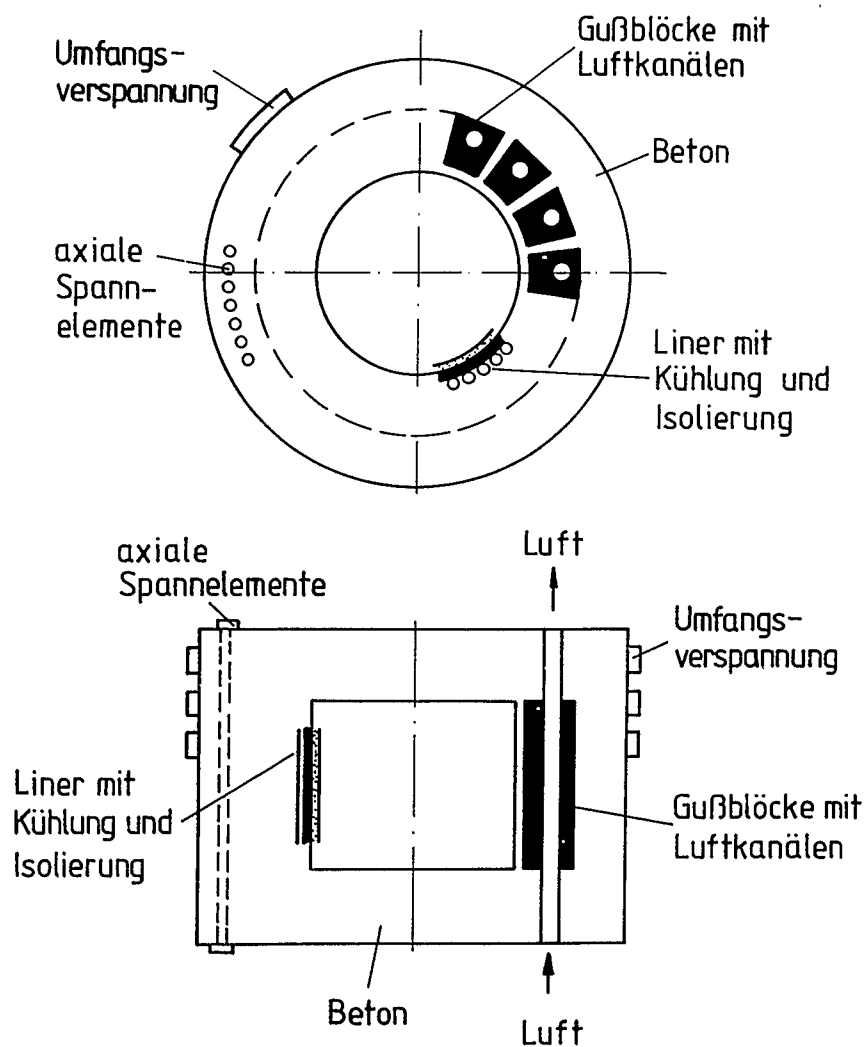


Abb. 24. Modifizierter Spannbetonbehälter mit passiven Nachwärmeabfuhr-Eigenschaften

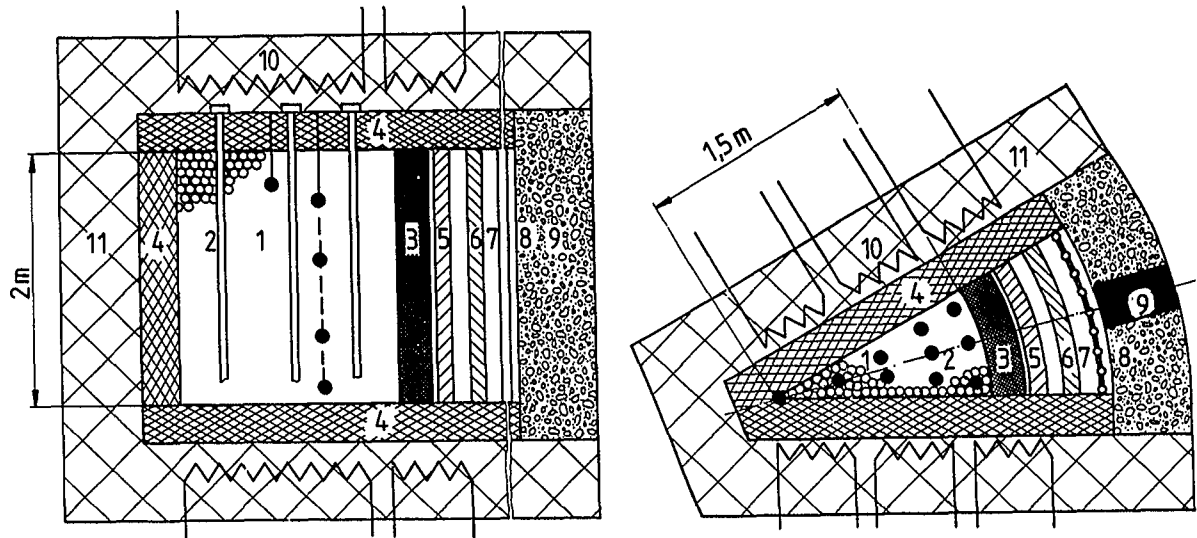


Abb. 25. Vorschlag für ein Bestätigungs- und Demonstrationsexperiment zur passiven Nachwärmeabfuhr beim MODUL-Reaktor:

- 1 Graphitkugelschüttung, 2 Heizelemente in der Schüttung, 3 Graphitreflektor,
- 4 keramische Einfassung, 5 thermischer Schild, 6 Reaktordruckbehälterwand,
- 7 Flächenkühler, 8 Betonzelle, 9 Gußblöcke, 10 Zusatzheizung, 11 Isolation

3.3 Spaltproduktfreisetzung

Hinter den Bemühungen, die Brennstofftemperaturen im Störfall möglichst niedrig zu halten, steht immer die Zielsetzung, in Störfällen möglichst niedrige Spaltproduktfreisetzungen zu erreichen. Die Berechnung der Freisetzung aus den Brennelementen über den Pfad Primärkreis-Reaktorschutzgebäude-Umgebung stellt ein ausgesprochen schwieriges Problem dar. Im allgemeinen wird heute ausgehend von der zeitlich räumlichen Entwicklung der Temperaturen in den Brennelementen im Verbund mit detaillierten Kenntnissen aus Freisetzungsexperimenten mit bestrahlten Brennelementen die Verteilung der Spaltprodukte im Primärkreislauf berechnet. Absorptions- und Desorptionsvorgänge an Brennelement-, Graphit- und anderen Oberflächen innerhalb des Primärkreises gehen ebenso wie die Kenntnisse über kontaminierten Staub und Ansätze zum allgemeinen Transportverhalten im Primärkreis in die gewonnenen Ergebnisse ein. Anhand spezieller Störfallannahmen über Lage und Größe von Lecks sowie über den Verlauf möglicher Druckentlastungen des Primärkreises kann dann der zeitliche Verlauf der Aktivität einzelner Isotope im Reaktorschutzgebäude berechnet werden (vgl. Abb. 26).

Geht man z.B. für eine $200 \text{ MW}_{\text{th}}$ -Anlage von einem Spaltproduktinventar von $7 \cdot 10^5$ Ci Cs-137 aus, so würden nach Durchführung der vorher erwähnten Rechnungen etwa 150 Ci aus den Brennelementen in den Primärkreis freigesetzt (s. Abb. 27). Dies entspricht bei Erhalt der strukturellen Integrität der Brennelemente einem Freisetzunganteil von $2 \cdot 10^{-4}$ als Gesamtwert für das Core. Rechnet man weiterhin entsprechend den heute üblichen Modellvorstellungen damit, daß sowohl für den Primärkreis als auch für das Reaktorschutzgebäude ein Faktor von 0,1 für den Austritt der Spaltprodukte in die nachfolgenden Bereiche angesetzt werden muß, so ist im hypothetischen Störfall außerhalb des Reaktorschutzgebäudes mit dem Freiwerden einer Aktivität von 1,5 Ci Cs-137

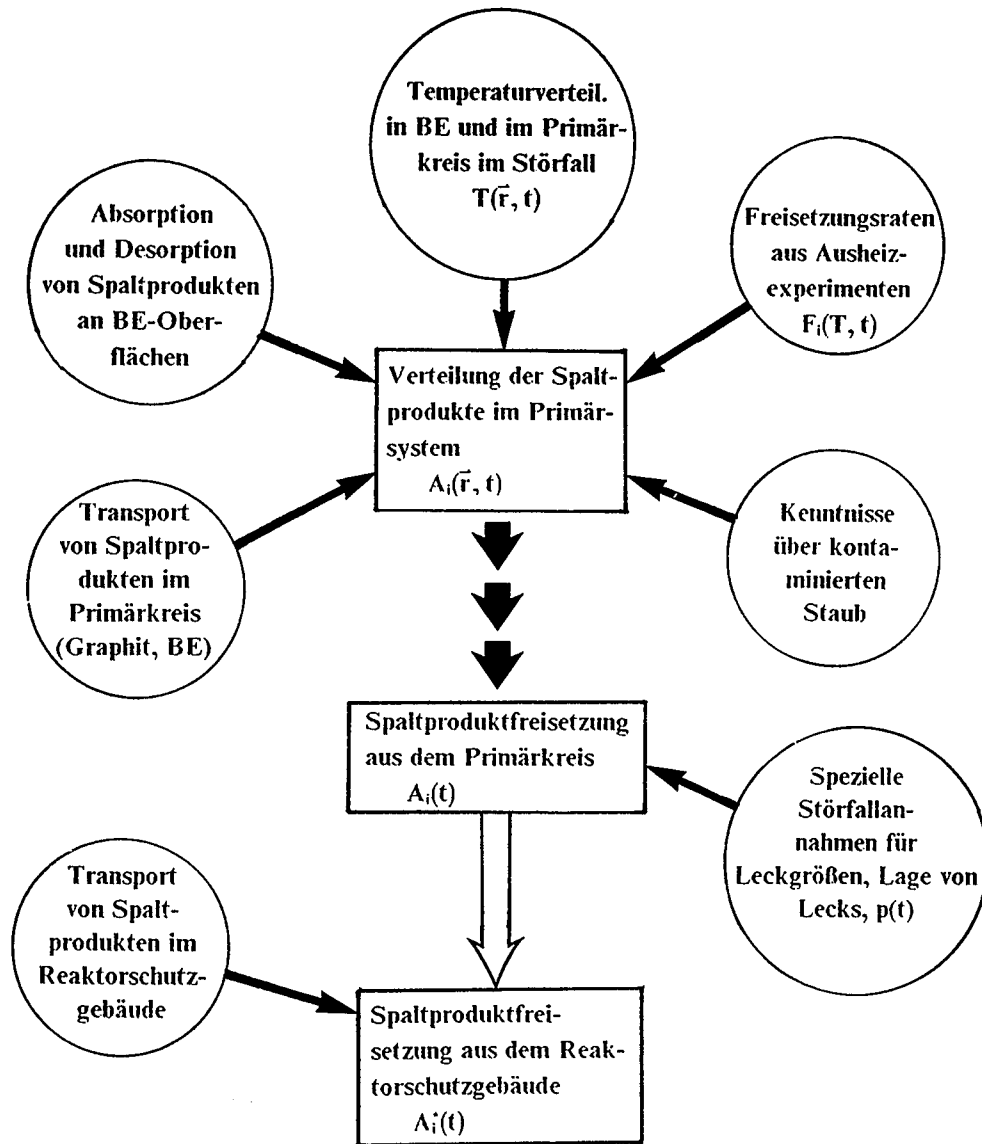
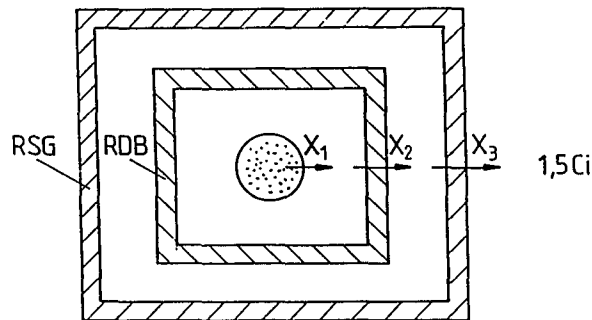
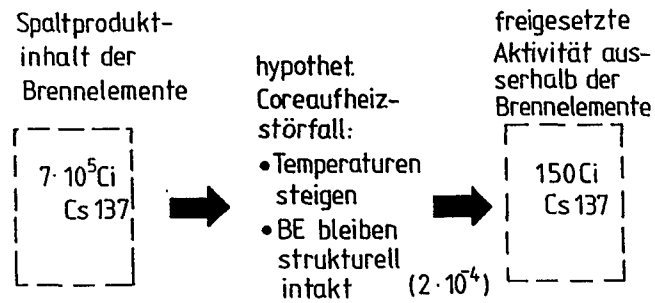


Abb. 26. Vorgehensweise bei der Berechnung von Spaltproduktfreisetzungen aus dem Primärkreis in die Umgebung

zu rechnen. Beispielsweise würde 1 Ci Cs-137 auf 1 km² Boden gleichmäßig verteilt die Menschen zusätzlich mit ca. 20 mrem/a belasten, wobei die Halbwertszeit von Cs-137 rund 30 Jahre beträgt.

Eine weitere Reduktion dieser, im Vergleich zu gleichgelagerten Störfällen bei Leichtwasserreaktoren, sehr niedrigen Umgebungsbelastung, ist aber im Sinne der eingangs aufgestellten Forderungen an eine zukünftige Kerntechnik geboten und möglich. Die Austrittsraten der Spaltprodukte aus den Brennelementen können durch eine weitere Reduktion der Coretemperaturen während hypothetischer Störfälle deutlich vermindert werden. Dieses Vorgehen erfordert jedoch eine Reduktion der Kernleistungsdichte und/oder eine weitere Verminderung der horizontalen Coreabmessungen. Dies bedeutet für Zylindercores eine weitere Reduktion der Reaktorleistung. Bei platten- oder ringförmigen Kerngeometrien kann die Leistung vergleichsweise hoch bleiben, da die Leistung unabhängig von den Sicherheitseigenschaften durch die Plattenlänge bzw. den



$$\frac{A_{\text{Umgebung}}}{A_{\text{Brennelemente}}} \approx X_1 \cdot X_2 \cdot X_3 \approx 2 \cdot 10^{-4} \cdot 10^{-1} \cdot 10^{-1} \approx 2 \cdot 10^{-6}$$

Abb. 27. Anteile der im Coreaufheizstörfall freigesetzten Spaltprodukte durch die einzelnen Barrieren am Beispiel des Isotops Cs-137

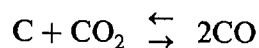
Ringumfang festgelegt wird. Eine Alternative, die möglicherweise auch attraktiv sein würde, ist der Einbau eines Störfallfilters ähnlich denen, die beispielsweise bei schwedischen Leichtwasserreaktoren zur Minderung der Auswirkungen möglicher Kernschmelzunfälle eingebaut werden [12]. Dort werden Rückhaltefaktoren von über 99 % für feste und aerosolgetragene Stoffe angestrebt, Edelgase werden nicht zurückgehalten. Während eines hier diskutierten HTR-Störfalls würde dann das aus dem Reaktorschutzgebäude an die Umgebung abzugebende Gasgemisch zunächst durch das Filter geleitet, dort gereinigt und schließlich über den Kamin abgegeben. So würde z.B. die in der zuvor diskutierten Abschätzung angegebene Cs-137-Freisetzung in die Umgebung nochmals stark reduziert. Ähnliche Überlegungen gelten auch für andere sicherheitsrelevante Spaltprodukte.

Insgesamt bleibt festzuhalten, daß HTR-Lösungen für alle Leistungsbereiche angegeben werden können, bei denen die Brennelemente auch in hypothetischen Kühlstörfällen intakt bleiben und bei denen nur äußerst geringe Spaltproduktfreisetzungen in die Umgebung resultieren.

4.0 Einbruch von Fremdmedien ins Core eines HTR

4.1 Lufteinbruch

Voraussetzung für die Funktion des Prinzips der passiven Nachwärmeabfuhr in der in Kapitel 3 diskutierten Form ist, daß die Brennelemente strukturell intakt bleiben. Insbesondere ist in diesem Zusammenhang der Einbruch von großen Mengen an Luft ins Core zu untersuchen. Die einsetzenden Korrosionsreaktionen laufen nach folgenden chemischen Gleichungen ab:



Hierdurch könnten beispielsweise

- korrosive Beschädigungen von Brennelementen und Strukturgraphit eintreten,
- Austragungen von kontaminierten Stäuben und radioaktiven Spaltprodukten erfolgen,
- die Bildung von explosiblen Gasmischungen begünstigt werden, die möglicherweise im Reaktorschutzgebäude zünden, und
- eine Verschlechterung der passiven Wärmeableitung aus dem Core bei extremem Abbrand der Brennelemente eintreten.

Die in zahlreichen Versuchen ermittelten Reaktionsraten [13] hängen insbesondere von der Temperatur, vom Sauerstoffpartialdruck und von einem evtl. vorhandenen Vorabbrand (Abb. 28) sowie bei Temperaturen oberhalb 800°C stark von der Strömungsgeschwindigkeit der Luft ab. So kann etwa ein Brennelement unter sehr ungünstigen Bedingungen in 10 Stunden bei 1000°C einen Massenverlust von 50 % entsprechend einer Abnahme des Kugelradius von 3 cm auf 2 cm erleiden. In Experimenten wurde auch die Ausbildung von Strömungskanälen beim Luftdurchzug durch Kugelschüttungen beobachtet, wodurch ein ungleichmäßiger Abbrand über der Kugeloberfläche resultiert. Durch Aerosolbildung kann zudem der Austrag kontaminierter Stäube zum Problem werden [14].

Als Maßnahmen gegen den Einbruch großer Luftmengen in den HTR-Kern kommen folgende Lösungen in Frage:

- Inertisierung des Reaktorschutzgebäudes,
- basissichere Auslegung des Primärkreises,
- Verwendung von vorgespannten Behältern für den Primärkreiseinschluß,
- Einsatz von korrosionsresistenteren Brennelementen.

Während die erste Maßnahme oft nicht praktikabel sein wird, erfordert die zweite Maßnahme besonders hohe Aufwendungen und stellt große Anforderungen an Herstell-

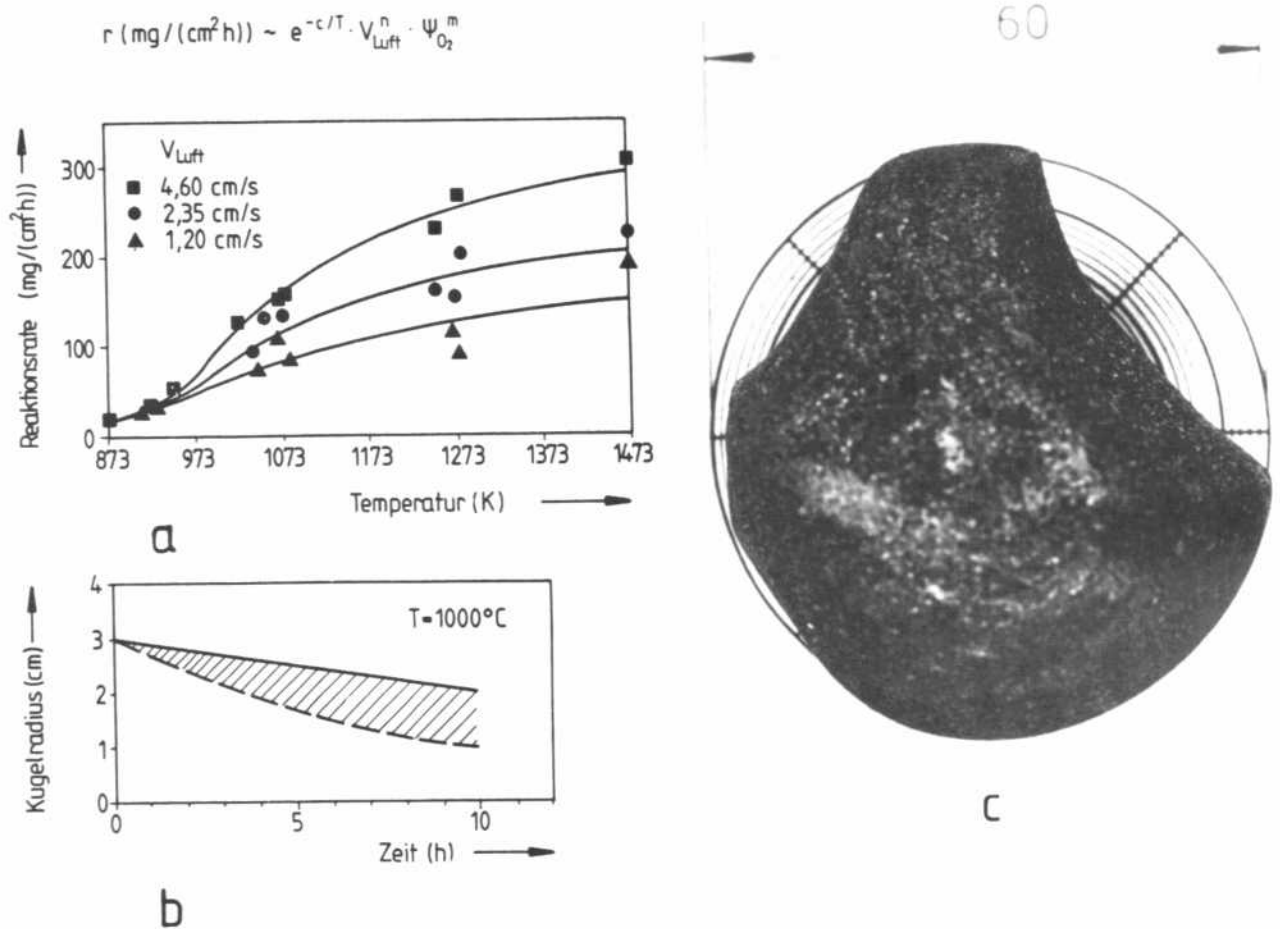


Abb. 28. Korrosion von kugelförmigen Graphitbrennelementen durch Luft:

- a: Reaktionsraten in Abhängigkeit von der Temperatur und von der Strömungsgeschwindigkeit der Luft
- b: Reduktion des Kugelradius in Abhängigkeit von der Dauer des Korrosionsangriffs sowie Bereich eines ungleichförmigen Abbrandes
- c: Graphitkugel nach einer Korrosion mit Luft in einer Schüttung bei 1000°C

ler und Betreiber. Insbesondere bei zukünftigen Auslieferungen von HTR-Anlagen in Entwicklungsländer dürfte dieser Punkt besondere Schwierigkeiten bereiten. Vorgespannte konstruktiv berstsicher gestaltete Reaktordruckbehälter dürften dagegen für einen weltweiten Einsatz wesentliche Vorteile bieten.

Bei dem in der Technik am weitesten verbreiteten innendruckbelasteten Stahldruckbehälter erfolgt die Lastaufnahme durch Zugspannungen in der Behälterwand, die gleichzeitig auch als Trennung zwischen dem Behälterinnern und der zu schützenden Umgebung fungiert (Abb. 29). Die Lasten werden durch ein Element, die monolithische Behälterwand, aufgenommen, deren Versagen unter allen Umständen vermieden werden muß. Jedoch ist wie bei jedem auf Zug beanspruchten Bauteil auch hier ein spontanes

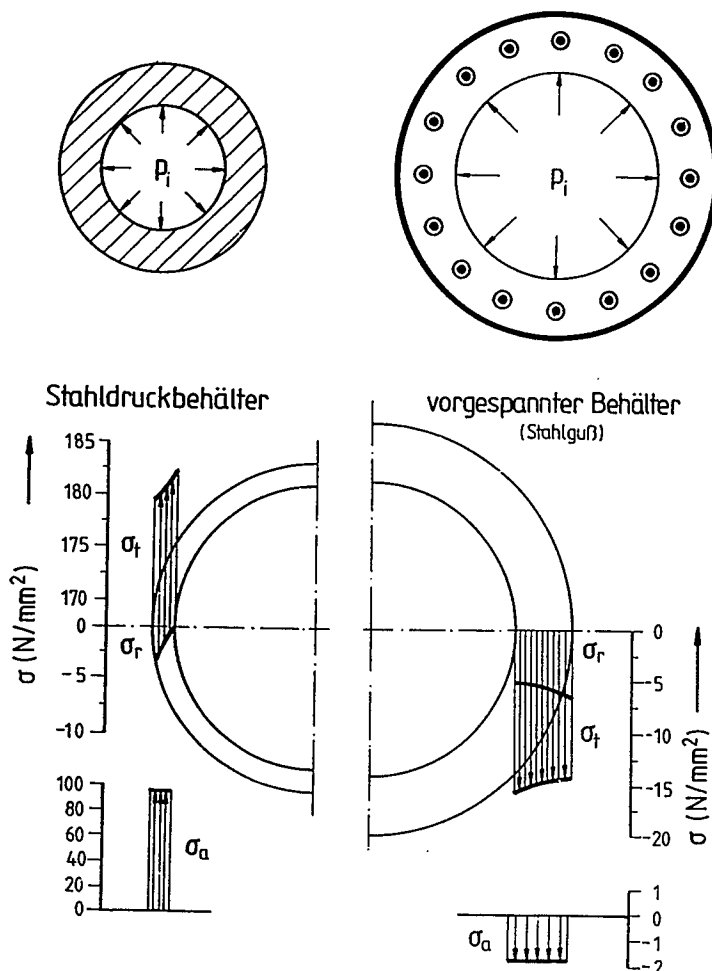


Abb. 29. Prinzipien für Reaktordruckbehälter:

- links: auf Zug belasteter Stahldruckbehälter
- rechts: mit Spannelementen vorgespannter Druckbehälter aus Spannbeton, Sphäroguß oder Stahlguß

Wachsen eines vorhandenen die kritische Größe überschreitenden Risses grundsätzlich möglich. Zur Reduktion der Wahrscheinlichkeit eines spontanen Behälterversagens werden umfangreiche regelmäßige Wiederholungsprüfungen notwendig. Bei der Wahl einer vorgespannten Behälterbauweise werden die beiden Funktionen Einschluß und Lastaufnahme voneinander getrennt. Die durch den Innendruck hervorgerufene Belastung wird durch einen als Trennwand zur Umgebung dienenden Behälterkörper auf ein Spannsystem übertragen, welches die Belastungen ebenfalls als Zugspannungen aufnimmt. In den Wandungen des Behälters herrschen aber stets Druckspannungen, so daß folglich kein spontanes Rißwachstum, d.h. kein Bersten, möglich ist. Im Gegensatz zum Stahldruckbehälter besteht das Spannsystem aus **vielen einzelnen Elementen**, die von außen auf den Behälterkörper aufgebracht oder in einen dickwandigen Behälterkörper integriert werden können. Die Umfangs- und Axialspannelemente sind zwar hoch belastet, jedoch ist ein Aufbau aus sehr vielen Einzelementen, z.B. Drähten, eine Garantie dafür, daß es nie zum spontanen Versagen des gesamten Spannsystems kommen kann. Das spontane Versagen einzelner lasttragender Elemente ist nicht sicherheitsrelevant und daher tolerabel.

Vorgespannte Behälter sind in der Ausführungsvariante des Spannbetonbehälters (SBB), nicht zuletzt wegen des großen realisierbaren Innenvolumens, seit mehr als zwei Jahrzehnten bei den AGR-Reaktoren in England und Frankreich im Einsatz. Ebenso sind die beiden gebauten Hochtemperaturreaktoren Fort St. Vrain (USA) und THTR-300 (BRD) mit einem derartigen Behälter ausgerüstet. Vorgespannte Druckbehälter mit einem Körper aus Sphäroguß kommen bereits als Druckgasspeicher für Notabschaltsysteme moderner Siedewasserreaktoren und beim THTR-300 zum Einsatz. Vorgespannte Behälter sind heute als Spannbetonbehälter mit Innendurchmessern bis zu rund 25 m in Betrieb. Als Sphäroguß- oder Stahlgußbehälter können Systeme bis etwa 6,5 m Innendurchmesser ausgeführt werden. Zukünftig werden Behälter aus diesen Materialien mit 10 m Innendurchmesser oder als ringförmige Behälter mit noch größeren Abmessungen möglich sein. Abb. 30 zeigt den Stahldruckbehälter des MODUL-Reaktors im Vergleich zu einem Lösungsvorschlag in vorgespannter Stahlgußbauweise, wobei auch im Bereich des seitlichen Abschlusses der Koaxialleitung eine Vorspannung in Umfangs- und Achsrichtung realisiert wird.

Die Begrenzung möglicher freier Strömungsquerschnitte am Behälter nach schweren Störfällen führt auch zu einer Begrenzung von eintretenden Luftmengen und damit zur Reduktion von Graphitkorrosionsraten. Üblicherweise werden vorgespannte Behälter mit Anschlüssen der Nennweite 65 mm versehen, so daß die eintretenden Luftmengen in der Tat äußerst gering sein würden.

Die vierte Möglichkeit zur Reduzierung der Auswirkungen eines Lufteinbruchs besteht in der Entwicklung und im Einsatz korrosionsresistenterer Brennelemente. Hierdurch könnte die Brennelementkorrosion durch Luft zu einer völlig unbedeutenden Fragestellung werden. Zur Realisierung dieses Zieles bestehen grundsätzlich drei Möglichkeiten:

- Beschichtung herkömmlicher Brennelement-Kugeln mit einem korrosionsbeständigen Überzug von einigen 100 μm Dicke
- teilweise oder vollständige Fertigung der brennstofffreien Zone aus einem korrosionsbeständigen Material
- Füllen der Poren im Graphit mit einem korrosionsresistenteren Werkstoff, beispielsweise durch Tränken und anschließender Wärmebehandlung

Jede nach diesen Verfahren hergestellte Beschichtung muß neben einer möglichst geringen Neutronenabsorption noch einer Vielzahl anderer Anforderungen genügen. Einige wichtige Kriterien zur Beurteilung der Einsetzbarkeit von Beschichtungen seien hier genannt:

- Das Verhalten aufgebrachtter Schichten unter Bestrahlung ist zu beachten. Auftretende Dimensionsänderungen können zu Abplatzungen führen, die einerseits die korrosionshemmende Wirkung beeinflussen und andererseits unerwünschte Materialien in den Kreislauf bringen würden. Die Haftung der Schicht auf der porösen Brennelement-Oberfläche ist genau zu analysieren.
- Mechanische und thermische Spannungen sind zu analysieren. Letztere werden besonders durch evtl. unterschiedliche lineare Ausdehnungskoeffizienten zwischen Graphit und Schutzschicht induziert.

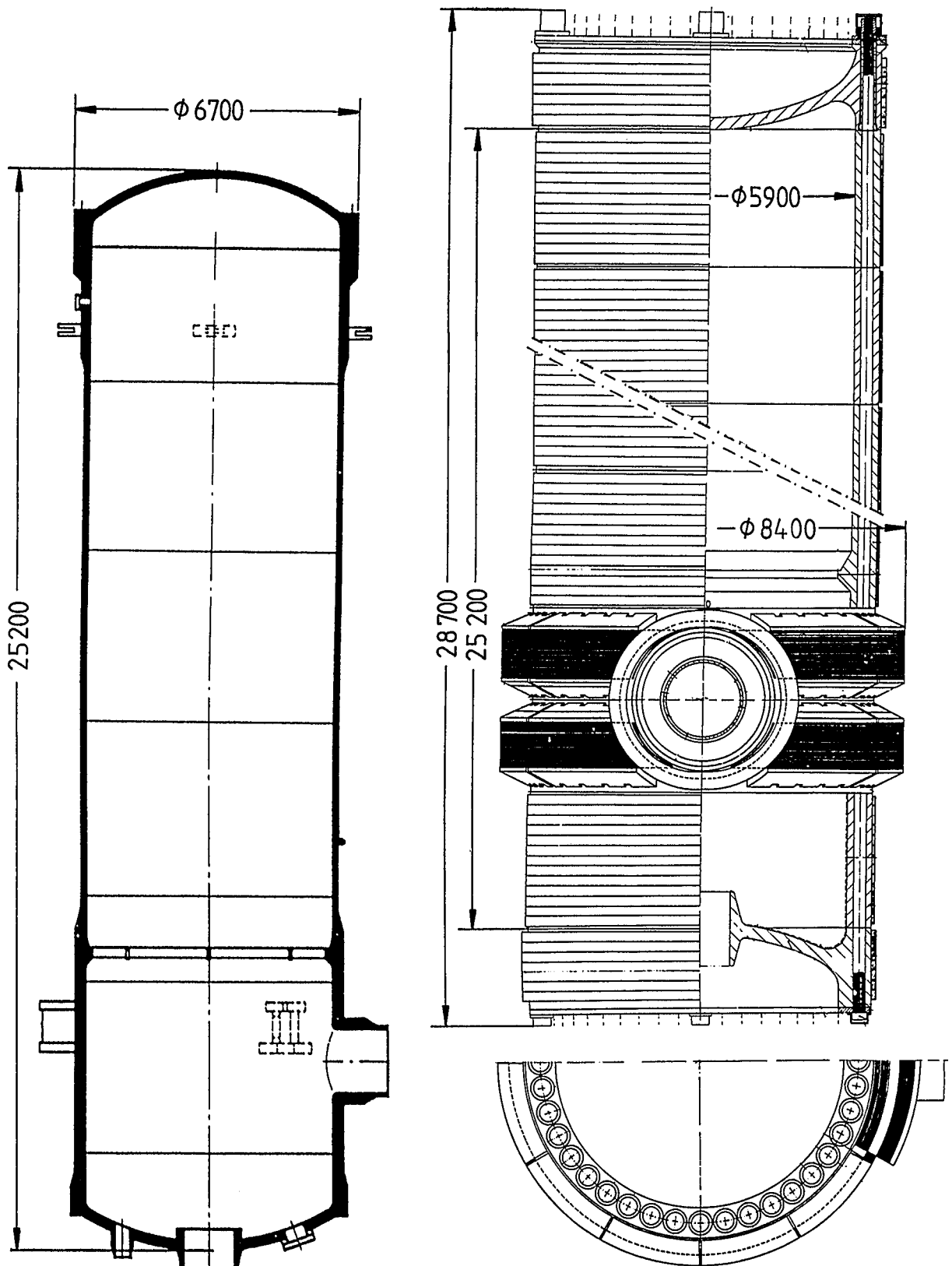


Abb. 30. Reaktordruckbehälter des MODUL-Reaktors:

links: basissicher ausgelegter Stahldruckbehälter [20]

rechts: berstsicher vorgespannter Druckbehälter aus Stahlguß [21]

- Die effektive Wärmeleitfähigkeit der Kugelschüttung kann beeinflusst werden durch geänderte Strahlungszahlen oder Leitfähigkeiten der Schicht. Dies hat unter Umständen einen wesentlichen Einfluß auf die passive Wärmeableitung aus dem Core.
- Durch Verändern der Brennelement-Oberfläche kann der Abrieb und das Kugelfließen beeinflusst werden.
- Die Rückhaltung der Spaltprodukte im Brennelement kann durch äußere Schalen verändert werden. Absorptions- und Resorptionsvorgänge an den Brennelement-Oberflächen werden durch geschlossene Schalen wesentlich beeinflusst.
- Die Fall- und Zerdrückfestigkeit der Beschichtung muß durch Versuche bestimmt und mit den Reaktoranforderungen abgestimmt werden.
- Das Zwischen- und Endlagerverhalten beschichteter Brennelemente ist zu untersuchen.
- Herstellungs- und Qualifizierungsverfahren für die Produktion beschichteter Brennelemente sind zu konzipieren.

Aus den Untersuchungs- und Entwicklungsarbeiten zur Siliziumkarbidbeschichtung (SiC) der TRISO-Brennstoffpartikel wurden umfangreiche Kenntnisse zu Si und SiC zum Verhalten unter Bestrahlungs- und Temperaturbelastungen erworben. Daher liegt es nahe, zunächst diese Stoffe zu untersuchen. Aus neutronenphysikalischen Berechnungen ist bekannt, daß der Einfluß von Silizium auf die Neutronenbilanz relativ gering ist. Hierzu sind aber nach der Festlegung der Schichtdicke genauere Analysen notwendig.

Erste ermutigende Teilergebnisse zum Korrosionsverhalten an Luft wurden bereits anhand von Si-beschichteten A3-Graphitkugeln erzielt (Schichtdicke kleiner 2 mm). Eine Kugel wurde mehrere Tage lang in einem Ofen unter Luftatmosphäre im Bereich von 700°C bis 1400°C ausgeheizt, davon 54 h bei 1400°C. Abb. 31 zeigt die eingesetzte Kugel im Vergleich mit einer unbeschichteten sowie mit einer Al₂O₃-beschichteten vor und nach der Temperaturbelastung. Die unbeschichtete Kugel ist erwartungsgemäß vollständig wegkorrodiert. Bei der Al₂O₃-beschichteten zeigten sich bereits kurz nach dem Aufheizen Risse in der Beschichtung, die schließlich ebenfalls zu einer vollständigen Korrosion des enthaltenen Graphits führten. Die Si-beschichtete Kugel überstand die Belastungen unbeschadet.

Ein ebenso positives Ergebnis erbrachte ein Abschreckversuch mit einer Si-beschichteten Kugel aus 1400°C in kaltem Wasser, was innerhalb von 20 s zu einer Angleichung von Wasser- und Kugeltemperatur führte. Auch nach zehnmaligem Wiederholen der Aufheizung und Abschreckung blieb die Beschichtung unversehrt. Aus diesen Ergebnissen ist zu schließen, daß auch eine ausreichend gute Haftung von Matrix und Si-Schicht vorliegt. Dies ist scheinbar eine unabdingbare Voraussetzung zur Vermeidung von Rissen in der Beschichtung, wie das Beispiel der Al₂O₃-Kugel zeigt. Abb. 32 verdeutlicht anhand von Schliffbildern der Si-beschichteten Kugeln die Verzahnung der Schicht in den Poren der Graphit-Oberfläche. Auch nach dem mehrmaligen Abschrecken in Wasser zeigt diese die Haftung entscheidend bestimmende Verzahnung keine Schäden.

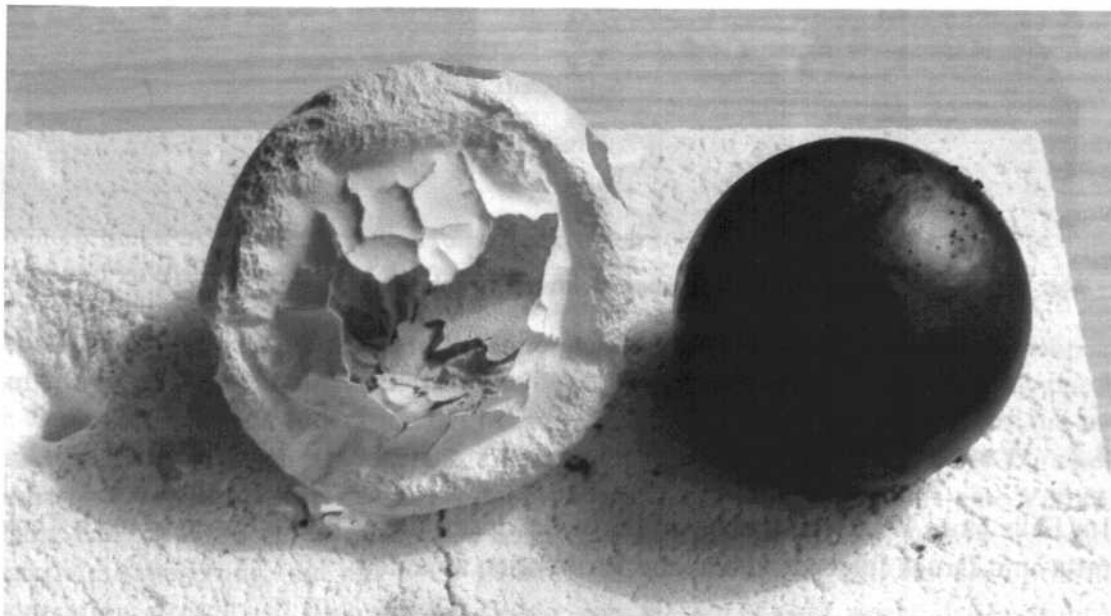
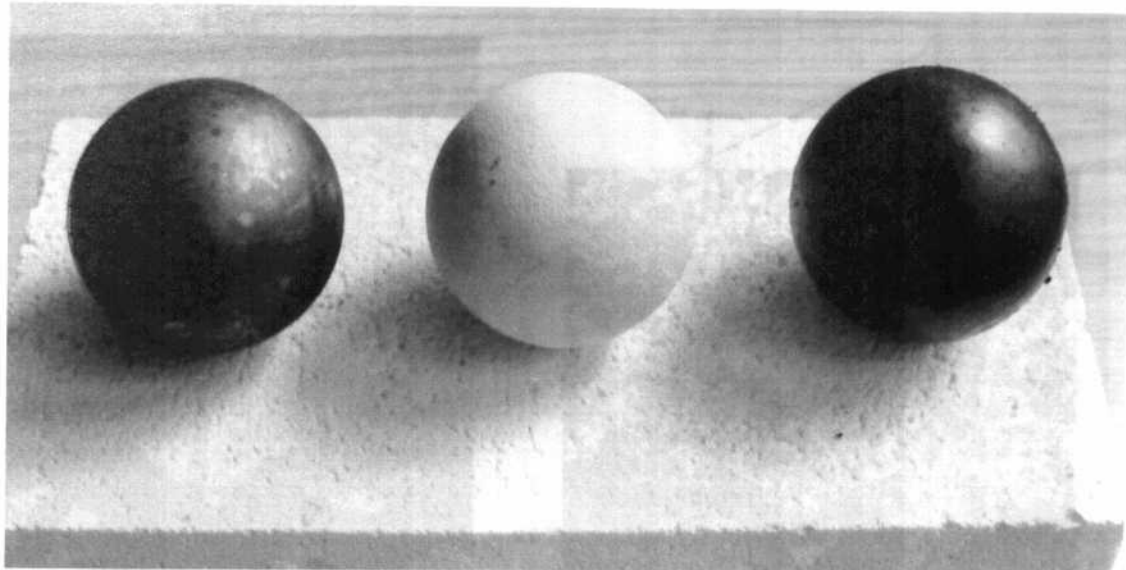


Abb. 31. Graphitkugeln vor bzw. nach der Korrosion in Luft:

- oben: A3-Graphitkugeln vor dem Einsatz im Ofen; links: unbeschichtete Kugel; mitte: Al_2O_3 beschichtete Kugel mit einer Kontaktschicht aus Ni, Cr; rechts: mit Si-beschichtete Kugel
- unten: Kugeln nach 110-stündigem Heizen in Luftatmosphäre zwischen 700°C und 1400°C , 54 h bei 1400°C , gleiche Reihenfolge wie zuvor

Bei erfolgreicher Entwicklung derartig oder ähnlich korrosionsgeschützter Brennelemente kann das Problem des Luftenbruchs auch im hypothetischen Bereich wohl als gelöst angesehen werden. Selbst der Einbruch großer Mengen an Luft in das Reaktorcore wird dann nicht zur Beschädigung der Brennelementmatrix und der Partikel führen.

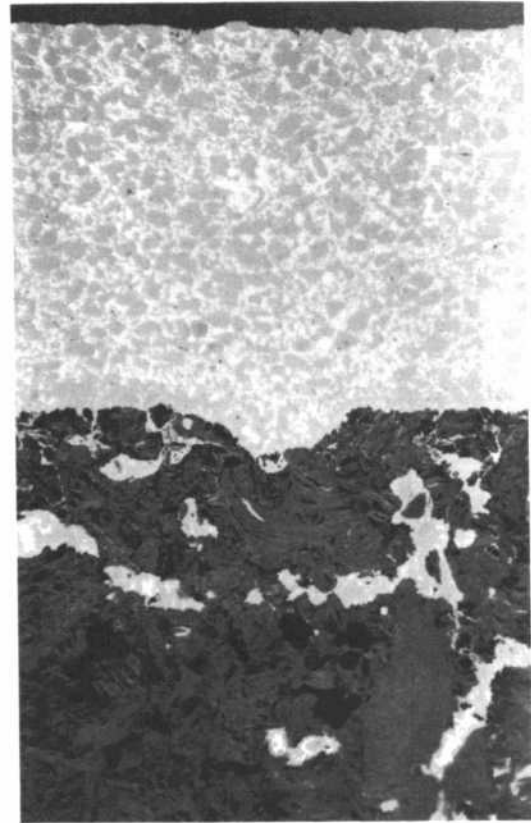
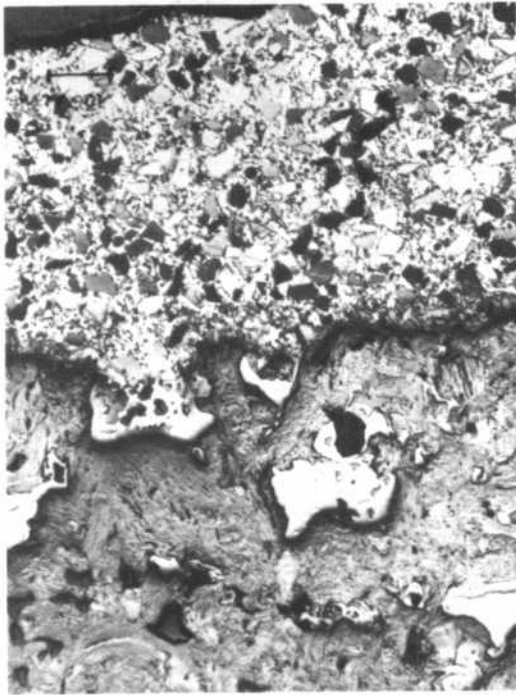
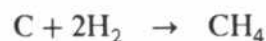


Abb. 32. Schliffbilder einer siliziumbeschichteten Graphitkugel:

links: nach der Beschichtung
rechts: nach zehnmalem Abschrecken von 1400°C in Wasser

4.2 Wassereinbruch

Im Falle eines Wassereinbruchs in das heiße Core eines HTR's können je nach Temperatur und Druck folgende chemische Reaktionen ablaufen:



Auch bei der heterogenen Wassergasreaktion ist die Reaktionsgeschwindigkeit stark von der Temperatur abhängig, wie Abb. 33 zeigt. Infolge der angeführten Reaktionen ist ebenso wie beim Lufteinbruch eine korrosive Schädigung von Brennelementen und Strukturgraphit zu beachten [15, 17]. Allerdings liegen die Reaktionsraten im Vergleich zur Korrosion durch Luft um einen Faktor 10...20 niedriger (s. Abb. 28). Ebenso ist der Austrag von Aktivität beispielsweise durch im System vorhandenen kontaminierten Staub oder durch neu gebildete Aerosole möglich [16]. Da bei den genannten Reaktionsabläufen CO, CH₄, H₂ entstehen, ist die Bildung von explosiblen Gasmischungen

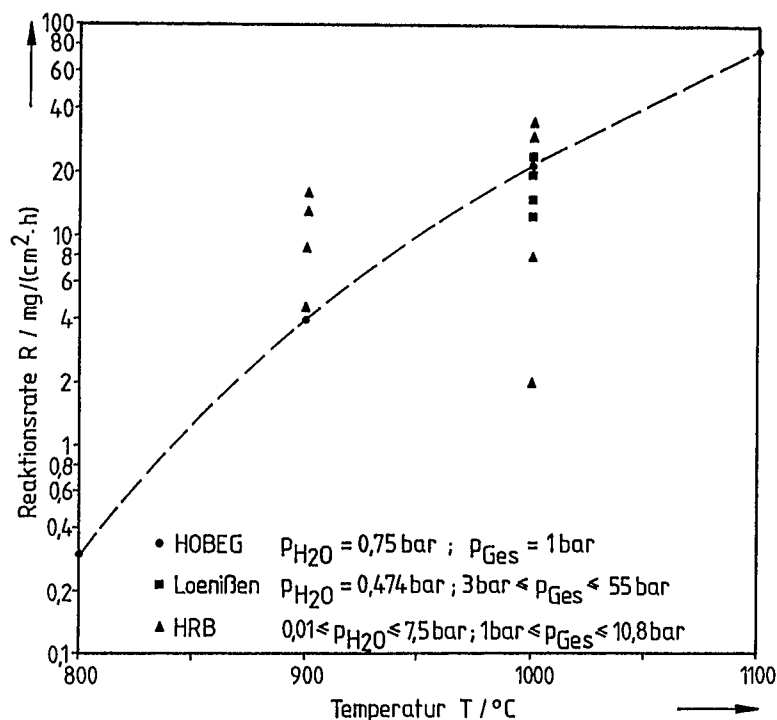


Abb. 33. Reaktionsgeschwindigkeit von Brennstoffgraphit (A3-Graphit) in Wasserdampf:
[nach 19]

möglich, deren Auswirkungen auf das Reaktorschutzgebäude im Falle einer Zündung eingehend zu prüfen sind.

Neben der möglicherweise mit dem Wassereintritt einhergehenden Drucksteigerung im Primärkreis, die mit den üblichen Sicherheitseinrichtungen beherrscht wird, ist den durch die wesentlich bessere Moderation des Wasserstoffs im Vergleich zum Graphit bedingten Reaktivitätssteigerungen besondere Aufmerksamkeit zu widmen. Da der HTR-Kern aus ökonomischen Gründen in der Regel untermoderiert ausgelegt wird, führt eine Verbesserung der Moderation, beispielsweise durch den Zutritt von Wasser, solange zu einer Reaktivitätssteigerung, die mit einer Leistungssteigerung einhergeht, bis die optimale Moderation erreicht ist. Eine weitere Zufuhr von Wasser bewirkt wegen der nun überwiegenden Neutronenabsorption des Wassers wieder einen Rückgang der Reaktivität, der für heute diskutierte HTR's bei vollständiger Ausfüllung des Lückenvolumens im Kugelhaufen bis weit unter den kritischen Zustand reichen würde. Unter der Annahme einer gleichmäßigen Verteilung des Wassers innerhalb des Cores - ungeachtet der physikalisch-technischen Realisierbarkeit - ergibt sich für den eingangs vorgestellten MODUL-Reaktor der in Abb. 34 dargestellte Verlauf über der Wassermasse im Core [22], der das zuvor beschriebene Verhalten sehr deutlich erkennen läßt. Es geht klar hervor, daß die moderationsbedingte Rückkopplung beim abgeschalteten kalten Reaktor den größten Wert erreichen kann, der allerdings einer Reaktivität des unterkritischen Reaktors von -9 % gegenüberzustellen ist. Trotz des kleineren Reaktivitätswerts sind die Beiträge des Wassers im heißen Core, d.h. im kritischen Zustand des Reaktors, diejenigen mit den größten Auswirkungen. Denn bei einem hypothetisch unterstellten Versagen der Abschaltung müßte der wasserbedingte Reaktivitätsanstieg durch den negativen Temperaturkoeffizienten, also durch ein Ansteigen der Brennstofftemperatur, kompensiert werden, ohne daß die spezifizierten Temperaturen und Transienten im

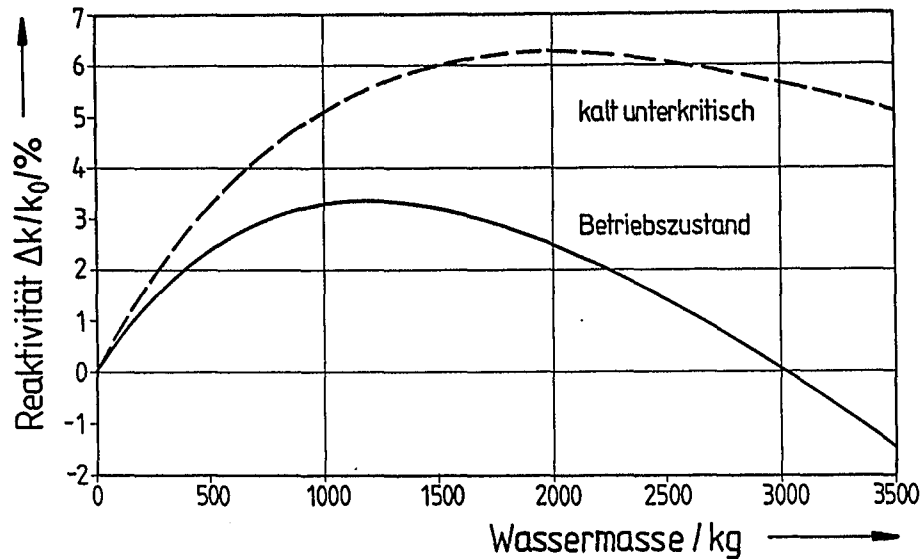


Abb. 34. Reaktivitätseffekt von gleichmäßig im Core des HTR-MODULS verteiltem Wasser: [22]

Brennstoff überschritten werden (vgl. hierzu Abschnitt 2.1). Zur Klärung dieses Sachverhalts bedarf es noch weiterer theoretischer Untersuchungen.

Ungeachtet der Ergebnisse der detaillierten Untersuchungen sind mögliche Gegenmaßnahmen zur Minderung der Auswirkungen von Wassereintrüben ins Reaktorcore denkbar. Durch geeignete Konstruktion des Dampferzeugers und des Primärkreislaufs kann die eintretende Wassermenge begrenzt werden. Beispielsweise wird durch Bildung von getrennt bespeisten Sektionen innerhalb des Dampferzeugers die eintretende Wassermenge bei einem Rohrreißer nach dem Abschalten der Speisewasserezufuhr auf die in der Sektion gespeicherte Menge begrenzt. Die Empfindlichkeit der Reaktivität bezüglich Erhöhungen des Wasserstoffgehaltes im Kern kann durch eine geringere Spaltstoffbeladung der Brennelemente, also durch eine Annäherung an das optimale Moderationsverhältnis, abgeschwächt werden.

Ebenso wie beim zuvor diskutierten Lufteinbruch kann auch beim Wassereintruch das Problem des korrosiven Angriffs durch den Einsatz korrosionsresistenterer Brennelemente abgeschwächt oder gar ganz vermieden werden. Schließlich kann in Zukunft der Ersatz des Dampfkraftprozesses durch einen Gasturbinenprozeß zur Stromerzeugung alle genannten Probleme des Wassereintruchs ausschließen.

5.0 Folgerungen

Zusammenfassend lassen sich aus den hier zur passiven Sicherheit von Hochtemperaturreaktoren dargelegten Ausführungen folgende Aussagen für geeignet ausgelegte und gestaltete Anlagen ableiten:

- Die Abschaltung der nuklearen Kettenreaktion ist durch einen stark negativen Temperaturkoeffizienten der Reaktivität naturgesetzlich gegeben.
- Die Nachzerfallswärme wird bei geeigneter Kernausslegung und zweckentsprechendem Aufbau der Reaktorstrukturen passiv sicher aus dem Core abgeführt. Dabei bleiben die maximalen Brennstofftemperaturen derart niedrig, daß mögliche Spaltproduktfreisetzungen nicht zu katastrophalen Folgen für die Umgebung führen können. Dabei ist vorauszusetzen, daß die Brennelement- und Kernstrukturen in ihrer Form erhalten bleiben.
- Die Wahl anderer als zylindrischer Coreformen erlaubten eine Entkopplung von Reaktorleistung und maximaler Störfalltemperatur. Daher können auch Anlagen großer Leistung mit passiver Nachwärmeabfuhr und Abschaltung vom Reflektor her ausgeführt werden.
- Die Zufuhr von Fremdmedien kann mengenmäßig durch eine geeignete Gestaltung des Primärkreiseinschlusses ausreichend begrenzt werden, so daß hierdurch keine Zerstörung der Brennelemente eintreten kann. Dies wird durch Verwendung berstsicherer vorgespannter Reaktordruckbehälter garantiert.
- Bei Verwendung korrosionsresistenterer Brennelemente wird deren Zerstörung durch Fremdmedien völlig auszuschließen sein. Eine derartige technische Möglichkeit zeichnet sich ab und wird in Zukunft verfügbar sein.

Aufgrund dieser passiven Sicherheitsmerkmale ist zu erwarten, daß die Spaltprodukte bei allen Störfällen in den Brennelementen verbleiben und praktisch keine Kontamination der Umwelt eintritt.

Deshalb wird Kernenergie mit derartigen passiven Sicherheitsmerkmalen in Zukunft weltweit einsetzbar sein und allgemein akzeptabel werden.

6.0 Literaturverzeichnis

- [1] Hochtemperaturreaktor MODUL zur Strom- und Prozeßdampf- und/oder Fernwärmeerzeugung. Anlagen und Sicherheitskonzept, Kraftwerk Union AG, August 1983, Nr. 78.10108.1
- H. Reutler:
Plant Design and Safety concept of the HTR Modul, SMIRT Post Conference on Small and Medium Sized Nuclear Reactors, Lausanne, Aug. 1987
- [2] Liu:
Tsinghua Universität Beijing, private Mitteilung, 1987
- [3] W. Schenk, et al:
Spaltproduktfreisetzungsvorlauf von Kugelbrennelementen bei Störfalltemperaturen, KFA Jülich, JÜL-2091, Oktober 1986
- [4] H. Barthels, M. Schürenkrämer:
Die effektive Wärmeleitfähigkeit in Kugelschüttungen unter besonderer Berücksichtigung des Hochtemperaturreaktors, KFA Jülich, JÜL-1893, Februar 1984
- G. Breitbach:
Wärmetransportvorgänge in Kugelschüttungen unter besonderer Berücksichtigung der Strahlung, KFA Jülich, JÜL-1564, Dezember 1978
- K. Robold:
Wärmetransport in Inneren und in der Randzone von Kugelschüttungen, KFA Jülich, JÜL-1796, Juli 1982
- [5] U. Fricke:
Untersuchungen zur Leistungssteigerung von inhärent sicheren Hochtemperaturreaktoren durch Optimierung der Coreauslegung, Dissertation Universität Duisburg, 1987
- [6] R. Schulten et al:
Industriekernkraftwerk mit Hochtemperaturreaktor PR-500 - "Otto-Prinzip" - zur Erzeugung von Prozeßdampf, JÜL-941-RG, KFA-Jülich, April 1973
- [7] J. Altes et al:
Zum Störfallverhalten des HTR-500. Eine Trendanalyse, KFA Jülich, JÜL-Spez-220, September 1983
- [8] K. W. Otto:
Untersuchungen zum sicherheitstechnischen Potential des Hochtemperaturreaktors bei Ausfall der Nachwärmeabfuhr, Dissertation, RWTH Aachen, 1978
- J. Lukaszewicz:
Das Temperaturverhalten eines Hochtemperaturreaktors nach Ausfall der gesamten Kühlung, KFA Jülich, JÜL-1112-RG, 1974
- [9] K. Kugeler, P.-W. Phlippen, R. Swatoch, P. Schmidlein:
Passiv heat removal from the core of small and medium sized pebble bed reactors, SMIRT Post Conference on Small and Medium Sized Nuclear Reactors, San Diego, Aug. 21-23, 1989.

- [10] R. Schulten:
Vortrag anlässlich der VDI-Tagung "AVR - 20 Jahre Betrieb", Aachen, 17. und 18. Mai 1989
- [11] W. Dering et al:
Verhalten des AVR-Reaktors bei simulierten Störfällen, Reaktortagung 1971, Bonn, S. 478ff.
- [12] R. Espefält, I. Persson:
Water Scrubbers as New Mitigating Devices in Swedish Reactors, Nuclear Europe, No. 10, 1988, S. 19f.
- II.-G. Dillmann et al.:
Containment venting filter designs incorporating stainless-steel fiber filters, Kerntechnik 53(1988) No. 1, S. 75-80
- [13] K. Kugeler, P. Schreiner, Ch. Epping:
Untersuchungen zur Graphitkorrosion durch Luft, Kerntechnik 53(1988) No 2, S. 155-160
- H. K. Hinssen, W. Katcher, R. Moormann:
Kinetik der Graphit/Sauerstoff-Reaktion im Porendiffusionsbereich, Teil 1: Matrixmaterialien A3-3 und A3-27, JÜL-1875, November 1983, Teil 2: Graphite V483T, ASR-1RS, ASR-1RG und ATR-2E, JÜL-2052, April 1986
- R. Moormann et al:
Verhalten eines HTR-Kugelhaufens bei massivem Lufteinbruch, Atomkernenergie-Kerntechnik 35(1980), S. 270-274
- [14] K. Kugeler, Ch. Epping, J. Roes:
Aerosol formation during air ingress into the core of a pebble bed high temperature reactor, J. Aerosol Sci, 19(1988) No. 7, S. 1343-1346
- [15] U. Wawrzik:
Numerische Simulation des Anlagenverhaltens eines Hochtemperaturreaktors bei Wassereintruchstörfällen am Beispiel des AVR, KFA Jülich, JÜL-1908, März 1984
- [16] K. Kugeler, A. Stulgies, Ch. Epping:
Aerosol formation during water ingress into the core of a pebble bed high-temperature reactor, Aerosol Science and Technology, 9(1988), S. 177-187
- [17] K. Kugeler, A. Stulgies, P. Schreiner, Ch. Epping:
Untersuchung zum Verhalten von Wasser im Kern von Kugelhaufen-Hochtemperaturreaktoren, Kerntechnik 53(1988) No. 4, S. 291-296
- [18] H. Gerwin:
Zweidimensionales Reaktordynamikprogramm TINTE. Teil 2: Anwendungsbeispiele, KFA Jülich, JÜL-2266, Februar 1989
- [19] K.J. Loenßen:
Untersuchungen zur Druckabhängigkeit der Graphit-Wasserdampfreaktion im Porendiffusionsbereich im Zusammenhang mit Wassereintruchstörfällen in Hochtemperaturreaktoren, KFA-Jülich; JÜL-2159, September 1987

- H. Huschka:
Hochtemperaturreaktor-Sicherheitssofortprogramm (SSP), Abschlußbericht zum
BMFT-Vorhaben FuE-83 007, Hobeg GmbH, Hanau, Juli 1983
- B. Heinrich, H. Jauer:
Zur Bestimmung der Oxidationsgeschwindigkeit von A3-Graphit bei hohen
Wasserdampfpartialdrücken, HRB-Arbeitsbericht E2-72/23, Mannheim, Februar 1972
- [20] G. Neumann et al.:
The HTR-MODUL pressure vessel unit, design criteria and safety philosophy,
Workshop on Structural Design Criteria for High Temperature Reactors, Jülich,
31.1-1.2 1989
- [21] A. Stoltz, K. Kugeler, P.-W. Phlippen:
Vorgespannter Stahlguß-Druckbehälter für den HTR-MODUL, Universi-
tät-GH-Duisburg, Interner Bericht, Mai 1989
- [22] W. Scherer:
Zur Physik des Kugelhaufen-Hochtemperaturreaktors bei massiven Wasserein-
bruchstörfällen, KFA Jülich, JÜL-2316, Oktober 1989