

## DER HOCHTEMPERATURREAKTOR – SICHERHEITSEIGENSCHAFTEN UND LAUFENDE PROJEKTE

**Peter.-W. Phlippen, K. Kugeler**  
Forschungszentrum Jülich GmbH  
Institut für Sicherheitsforschung und Reaktortechnik

### Kurzfassung

Zunächst werden die Sicherheitseigenschaften von Leichtwasserreaktoren mit denen von Hochtemperaturreaktoren (HTR) mit kugelförmigen Brennelementen exemplarisch für extreme Situationen gegenübergestellt. Die wichtigsten physikalischen und technischen Gründe für das vergleichsweise gutmütige Verhalten des HTRs werden erläutert. Anhand ausgewählter Simulationsergebnisse wird die Reaktion des HTR-Cores auf Störungen der Abfuhr der Nachzerfallswärme sowie des Regelsystems dargestellt. Sodann werden die wichtigsten Auslegungsdaten, Konzepte bzw. Konzeptvorstellungen und Ziele zu den weltweit betriebenen bzw. untersuchten HTR-Projekten diskutiert. Den Abschluss bildet die Einordnung der Kernenergienutzung in die zukünftigen weltweiten Erfordernisse der Energieversorgung.

### 1. Die heutige Situation der Kernenergienutzung

Die sicherheitstechnische Auslegung von Kernkraftwerken dient dem zuverlässigen Einschluss der durch die Kernspaltung erzeugten radioaktiven Stoffe sowohl während des bestimmungsgemäßen Betriebs als auch in Störfallsituationen. Je nach physikalischer und technischer Auslegung der Kernreaktoranlage führt diese Anforderung zu sehr unterschiedlichen Maßnahmen zur Gewährleistung des Aktivitätseinschlusses.

Die heute weltweit betriebenen ca. 430 Kernkraftwerke arbeiten zum überwiegenden Teil mit (leichtem) Wasser als Kühlmittel und Neutronenmoderator in der Ausführung des Druckwasser- oder Siedewasserreaktors. Die zuvor genannte Sicherheitsanforderung kann bei dieser Reaktorauslegung auf die zuverlässige Abfuhr der Nachzerfallswärme aus dem Reaktorkern zurückgeführt werden; denn durch den radioaktiven Zerfall der Spaltprodukte werden auch nach Beendigung der nuklearen Kettenreaktion noch erhebliche Wärmemengen im Kernbrennstoff freigesetzt (Abb. 1), die sicher abgeführt werden müssen. Beispielsweise werden in einem Reaktorkern mit 3800 MW thermischer Leistung unmittelbar nach Abschalten der Kettenreaktion ca. 250 MW an Nachzerfallswärme freigesetzt. Diese Wärmefreisetzung klingt zeitlich zwar schnell ab, aber sie beträgt 1 Stunde nach Abschaltung immer noch ca. 1% der Nennleistung, d. h. 40 MW! Diese Wärmeleistungen können aus den stabförmigen Brennelementen der Leichtwasserreaktoren nicht ohne eine ausreichende Kühlung durch Wasser abge-

führt werden, so dass es beim Ausfall der Wasserkühlung zwangsläufig zu einer Zerstörung käme (Abb. 2). Fällt die aktive Wasserkühlung unmittelbar bei Volllast aus, so ist nach ca. einer Stunde von einer Kernschmelze im Reaktordruckbehälter auszugehen, die in der Folge den Boden des Reaktordruckbehälters durchdringt und im Betonfundament des Sicherheitsbehälters aufgefangen wird. Da bei derzeit betriebenen Leichtwasserreaktoren keine Vorkehrungen zur Kühlung einer Kernschmelze im Sicherheitsbehälter vorhanden sind, wird die Kernschmelze das Fundament je nach Anlagenausführung in wenigen Tagen durchdringen.

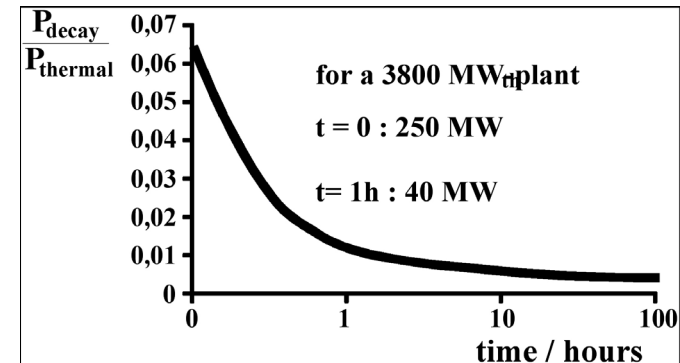


Abb.1:  
Zeitliche Entwicklung der Nachzerfallswärmeleistung in Kernreaktoren

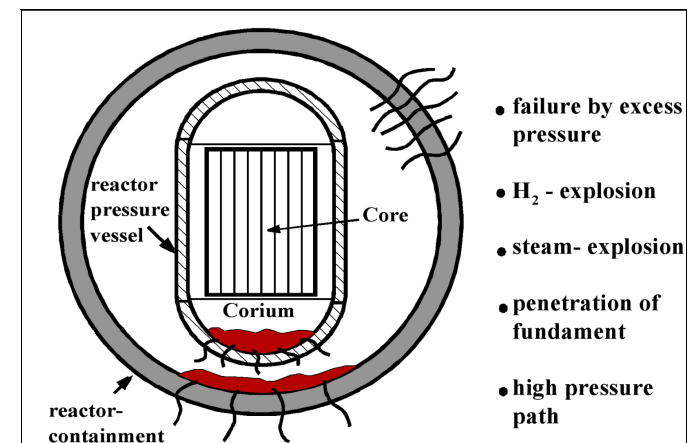


Abb. 2:  
Entwicklung und mögliche Konsequenzen eines Kernschmelzunfalls im Druckwasserreaktor

Daher sind bei modernen Leichtwasserreaktoren die Kühlkreisläufe mit den zugehörigen Energieversorgungen und Leittechniken vielfach redundant und teilweise diversitär aufgebaut. Hierdurch werden selbst große Wasserleckagen durch beispielsweise defekte Primärkreisumschließungen zuverlässig kompensiert, so dass eine ausreichende Kühlung des Reaktorkerns aufrecht erhalten werden kann. Dennoch ist mit einer geringen Wahrscheinlichkeit ein Ausfall der Kernkühlung infolge von propagierenden Einzelversagen oder gemeinsamer Ursache nicht auszuschließen. In Kenntnis der katastrophalen Auswirkungen eines Kernschmelzunfalls auf die Umgebung wurden in den vergangenen Jahrzehnten erhebliche Anstrengungen unternommen, die Eintrittswahrscheinlichkeit zu reduzieren (Abb. 3). Während in den 80er Jahren eine erwartete Kernschmelzhäufigkeit von bis zu 0,001/Jahr noch als zufriedenstellend eingestuft wurde, zielen Anlagenkonzepte wie der europäische Druckwasserreaktor (EPR) auf Kernschmelzhäufigkeiten von 0,000001/Jahr und weniger ab; außerdem wird insbesondere beim EPR zusätzlich eine Kernauffangeinrichtung vorgesehen, die eine Kernschmelze nach ihrem Auftritt kühlen und im Sicherheitsbehälter zurückhalten soll.

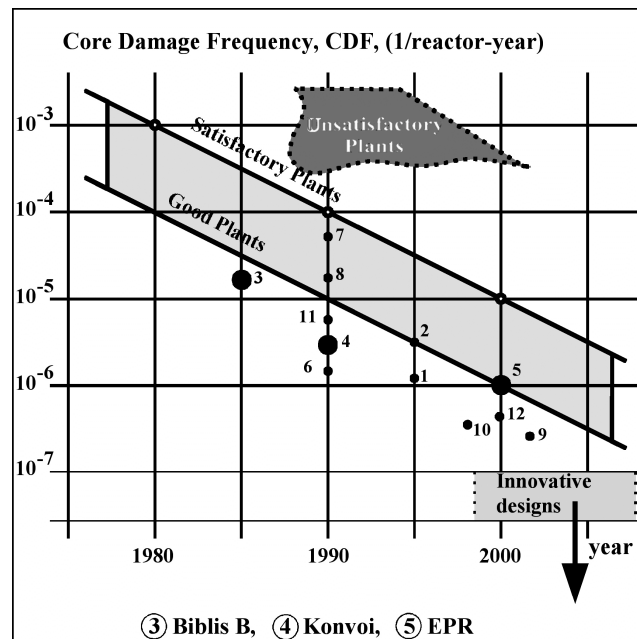


Abb. 3: Zeitliche Entwicklung der weltweit erwarteten Kernschmelzhäufigkeit bei Leichtwasserreaktoren

Diese Weiterentwicklung des probabilistischen Sicherheitskonzepts führt zu einer Reduktion der Kernschmelzhäufigkeit, kann sie aber nicht ausschließen, was neben anderen Gründen in

vielen Gesellschaften zu einer Ablehnung der Kernenergienutzung beigetragen hat. Die monetären Auswirkungen eines Kernschmelzunfalls wurden vielfach analysiert und sind in Abb. 4 exemplarisch zusammengestellt; dabei charakterisieren die Punkte „LWR heute (1)“ und „LWR heute (2)“ die Bandbreite der Schätzungen für laufende Leichtwasserreaktoren.

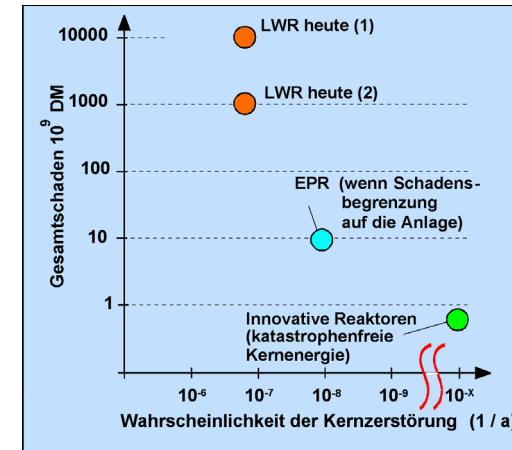


Abb. 4: Erwartetes Schadensausmaß bei Kernzerstörungen

Begründet sind diese hohen Schäden nicht nur durch den Anlagenverlust und zahlreiche Todesfälle in der Bevölkerung, sondern wesentlich durch langandauernde Flächenkontaminationen in der Umgebung und daraus resultierende Umsiedlungen. Diese Schäden werden heute als nicht versicherbar eingestuft. Ein bedeutender Gewinn wäre mit der EPR-Entwicklung erreicht, falls es gelingt, die Kernschmelze innerhalb des Sicherheitsbehälters zu kühlen; in diesem Falle würde der Schadensumfang auf die Anlage sowie die Beseitigungskosten begrenzt bleiben (Anlagenverlust). Allerdings wäre eine Versicherbarkeit hier nur in einem internationalen Versicherungsverband gegeben. Anders würde sich die Situation darstellen, falls die durch „Innovative Reaktoren“ gekennzeichnete Situation realisiert wäre. Ein Weg zum Erreichen dieses Zieles, das als „katastrophenfreie Kernenergienutzung“ bezeichnet wird, soll im folgenden diskutiert werden.

## 2. Anforderungen an die zukünftige Kernenergienutzung

Eine katastrophenfreie Kernenergienutzung ist dadurch charakterisiert, dass infolge von Störfällen oder Unfällen (1) keine Todesfälle außerhalb des Anlagenzaunes auftreten, (2) keine unzulässige Freisetzung von Radioaktivität in die Umgebung stattfindet, die eine unzulässig hohe Landkontamination oder gar Umsiedlung bewirkt, und (3) keine volkswirtschaftliche

Katastrophe hervorruft, denn die Schäden bleiben auf die Anlage begrenzt und werden damit versicherbar. Diese Situation wird anhand von Abb. 5 am Beispiel des freigesetzten Caesium-Anteils verdeutlicht, dessen Isotop Cs-137 mit 30 Jahren Halbwertszeit dominant für die langandauernde Kontamination ist. Die „Umsiedlungsfläche“ bleibt auf das Anlagengelände beschränkt, falls nicht mehr als ein Anteil von 0,001% des Cs-137-Inventars aus dem Reaktorkern in die Umgebung gelangt.

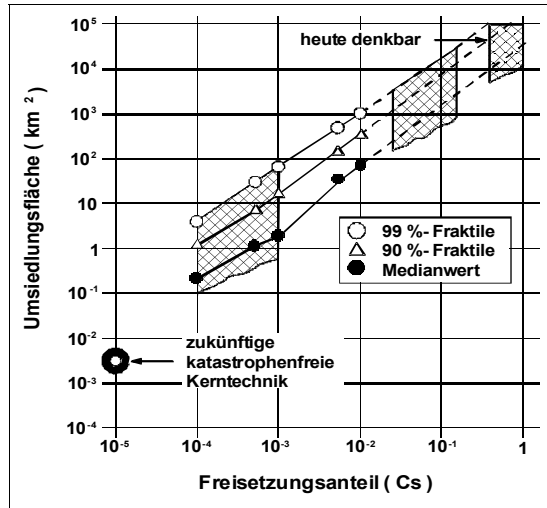


Abb. 5: Umsiedlungsfläche in Abhängigkeit von der unterstellten Freisetzung von Cäsium aus dem Kern eines Druckwasserreaktors in die Umgebung

Ausgehend von der International Nuclear Event Scale (INES) der internationalen Atomenergiebehörde ist diese Forderung gleichbedeutend mit der Vermeidung von radioaktiven Freisetzungen, die oberhalb der Kategorie 3 einzuordnen wären (Abb. 6).

Dieses Ziel wird heute durch verschiedene Richtungen der sicherheitstechnischen Entwicklung von zukünftigen Kernreaktoren angestrebt (Abb. 7). Eine Entwicklungsrichtung betreibt die Reduktion der Kernschmelzhäufigkeit (z.B. AP-1000, ABWR, SWR-1000), ggfs. in Kombination mit einer Kernschmelzeinrichtung (EPR), mit dem Ziel, die Freisetzung radioaktiver Stoffe auch bei gravierenden Unfällen im wesentlichen auf die Reaktoranlage zu beschränken. Hier kommt dem Containment eine wesentliche Aufgabe zu, denn es muss trotz möglicher Wasserstoffverbrennung, Druckaufbau oder äußerer Einwirkung auch langfristig ausreichend dicht bleiben. Die zweite Entwicklungsrichtung ist dadurch charakterisiert, dass die Spaltprodukte in allen Störfallsituationen in ausreichendem Maße innerhalb des Reaktorkerns bzw. innerhalb der Brennelemente zurückgehalten werden (HTR). Durch Dimensionierung und Werkstoffwahl ist eine Kernschmelze physikalisch ausgeschlossen.

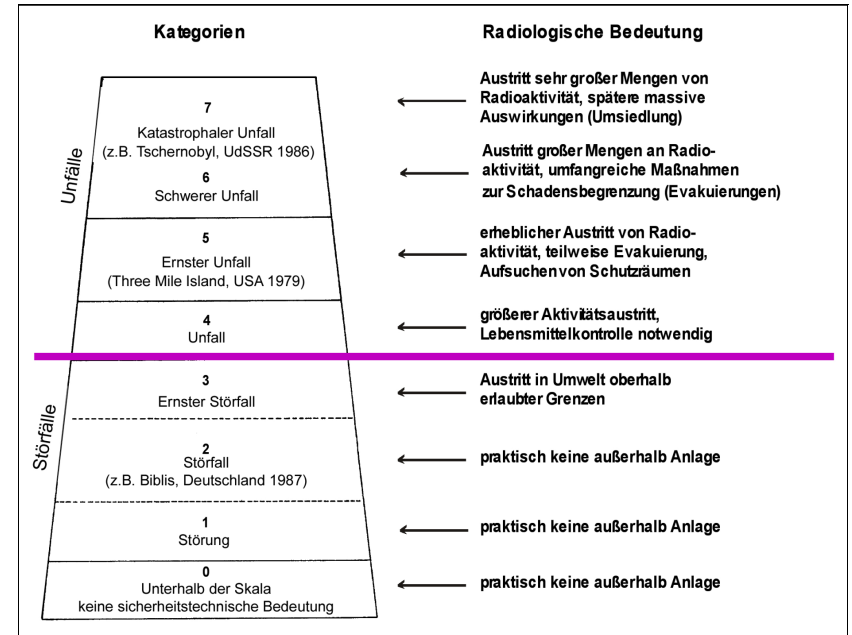


Abb. 6: International Nuclear Event Scale (INES) der internationalen Atomenergiebehörde zur Kategorisierung von Störfällen und Unfällen in kerntechnischen Anlagen

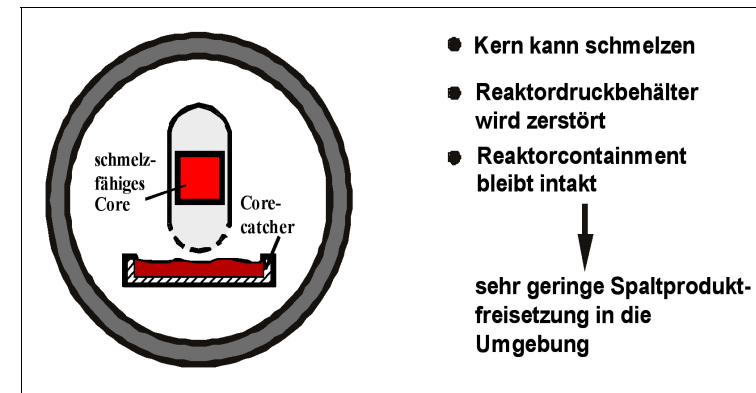


Abb. 7a: Entwicklungsrichtungen zur Realisierung „katastrophenfreier Kerntechnik“: Ertüchtigung von LWR durch Einführung einer Kernauffangeinrichtung

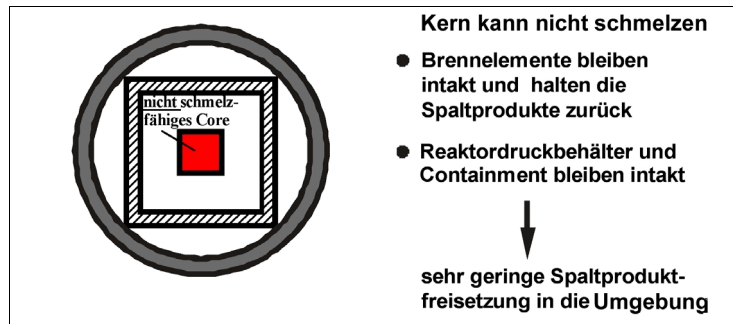


Abb. 7b: Entwicklungsrichtungen zur Realisierung „katastrophensicherer Kernenergie“:  
Realisierung von nicht schmelzfähigen Reaktorkernen

Details zum Hochtemperaturreaktor und dessen grundlegenden Eigenschaften werden im Folgenden näher erläutert.

### 3. Sicherheitseigenschaften des Hochtemperaturreaktors

#### 3.1 Stabilitätskriterien

Es kann gezeigt werden, dass eine katastrophensichere Kernenergienutzung durch Einhaltung von vier Stabilitätskriterien realisiert werden kann, falls diese durch selbsttätige Eigenschaften oder Mechanismen erfüllt werden bzw. gewahrt bleiben:

1. **Thermische Stabilität:** Das System des Radioaktivitätseinschlusses darf nicht durch thermische Einwirkungen zerstört werden. Hier ist sicherzustellen, dass durch geeignete Wahl bestimmter Parameter, wie z. B. Leistungsdichte im Reaktorkern, Kerngeometrie, Werkstoff der Brennelemente und der Kernstrukturen, nur solche Temperaturen erreicht werden, die einen Spaltprodukteinschluss sicherstellen.
2. **Nukleare Stabilität:** Nukleare Transienten, die in jedem Kernreaktor auftreten können, dürfen nicht zu einer Zerstörung der Brennelementintegrität führen, so dass die in 1. genannten Kriterien verletzt werden.
3. **Mechanische Stabilität:** Komponenten und Strukturen müssen derart ausgelegt werden, dass sie nicht durch ihr Versagen die beiden zuvor genannten Stabilitätskriterien verletzen. So müsste beispielsweise ein Versagen von Rohrleitungen vermieden werden, falls hierdurch unzulässige nukleare oder thermische Rückwirkungen auf den Einschluss der radioaktiven Stoffe resultieren.

4. **Chemische Stabilität:** Die zuvor genannten Stabilitätsanforderungen dürfen nicht durch chemische Reaktionen oder Reaktionsprodukte gefährdet werden. Beispielsweise könnte im Falle eines Kernschmelzunfalls beim Druckwasserreaktor die mechanische Integrität des Containments durch das Reaktionsprodukt Wasserstoff (aus der Zirkonreaktion mit Wasserdampf) und dessen Zündung durch den entstehenden Überdruck mechanisch versagen.

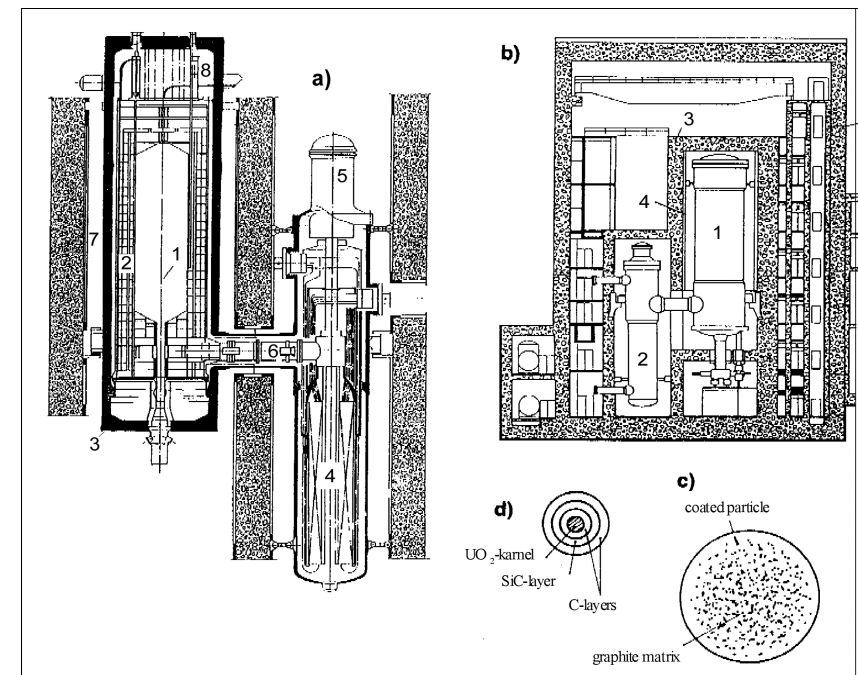


Abb. 8:  
Modul-HTR-Anlage mit 200 MW thermischer Leistung: 1 Kugelhaufenkern, 2 Kerneinfassung, Graphitreflektor, 3 vorgespannter Reaktordruckbehälter, 4 Dampferzeuger, 5 He-Gebläse, 6 Verbindungsbehälter, 7 Zellenkühler, 8 Abschalt- und Regeleinrichtung

Die Stabilitätskriterien werden von HTR-Anlagen (vgl. Abb. 8) durch die Gestaltung und die Auslegung eingehalten, indem der Kernaufbau und die Brennelemente keramisch (Graphit) ausgeführt werden, indem die mittlere Leistungsdichte im Reaktorkern begrenzt bleibt und die bestimmende Dimension (Kerndurchmesser) auf eine zulässige Größe limitiert bleiben, indem mit Helium ein chemisch und neutronenphysikalisch inertes Kühlmittel zum Einsatz kommt

sowie indem durch die Wahl des Primärkreiseinschlusses (vorgespannter Behälter) eine mechanische Stabilisierung bei gleichzeitiger Limitierung des Zutritts korrosiver Medien (Luft, Wasser) erfolgt. Diese Maßnahmen begrenzen die möglichen Temperaturen im Verlauf von Störfällen auf solche Größen, dass die Brennelemente nicht in ihrer Rückhaltefähigkeit für Spaltprodukte beeinträchtigt werden.

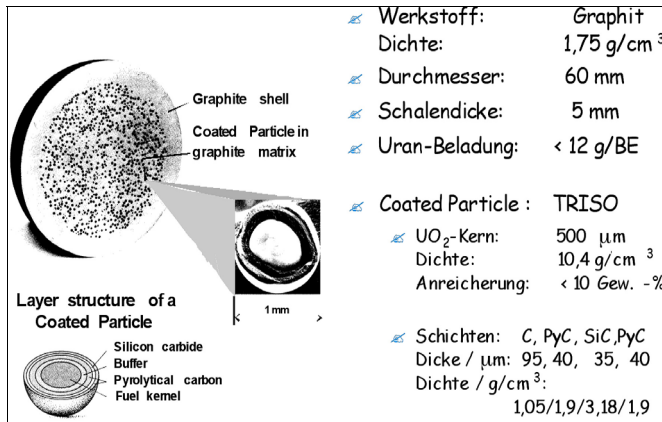


Abb. 9: Kugelförmiges-HTR-Brennelement mit charakteristischen Daten

Das Brennelement (Abb. 9) bildet das wichtigste Element für die Spaltprodukt-rückhaltung eines HTR. In einer Graphitmatrix sind beschichtete Partikel von ca. 1 mm Durchmesser (Coated Particle) eingebettet, die den Kernbrennstoff und die darin durch Kernspaltung gebildeten Spaltprodukte einschließen. Innerhalb der zentralen Matrixzone von 5 cm Durchmesser sind je nach Schwermetallgehalt bis zu 30.000 Coated Particle eingebettet. Jedes Coated Particle besteht aus einem Urandioxidkern, der von vier Schichten bestehend aus porösem Kohlenstoff (Pufferschicht), hochdichtem pyrolytisch abgeschiedenem Kohlenstoff, Siliziumcarbid und hochdichtem pyrolytisch abgeschiedenem Kohlenstoff umgeben ist. In umfangreichen Einzeltests von beschichteten Partikeln sowie in integralen BE-Bestrahlungstests hat dieser Spaltprodukteinschluss seine hervorragende Rückhaltefähigkeit bis zu Temperaturen von 1600°C experimentell nachgewiesen (Abb. 10).

Statistisch signifikantes Überdruckversagen (Strukturversagen) der Partikel infolge der eingeschlossenen (gasförmigen) Spaltprodukte hat sich auch bei sehr hohen Abbränden erst bei Temperaturen oberhalb 2000°C gezeigt. Die diffusionsbedingte Freisetzung von Spaltprodukten während Störfällen wurde durch Heizversuche untersucht. Hier hat sich gezeigt, dass das Leitnuklid Cs-137 erst nach Haltezeiten von über 200 Stunden bei 1600 °C aus dem Partikel diffusionsbedingt zu signifikanten Anteilen entweicht. Aus diesen Versuchsergebnissen kann die Aussage abgeleitet werden, dass die Spaltprodukte bei Störfalltemperaturen bis zu

1600°C nur zu weniger als  $10^{-5}$  des Inventars aus den Partikeln in die Brennelementmatrix freigesetzt werden können. Bezieht man jeweils eine Konzentrationsminderung um den Faktor 10 (das ist ein konservativer Ansatz) für die vorhandenen Strukturelemente Primärkreis mit Graphiteinbauten und Reaktorschutzgebäude mit in die Betrachtung ein, so kann unter der zuvor genannten Temperaturrandbedingung von einer Freisetzung von weniger als  $10^{-7}$  des Anfangsinventars ausgegangen werden (Abb. 11).

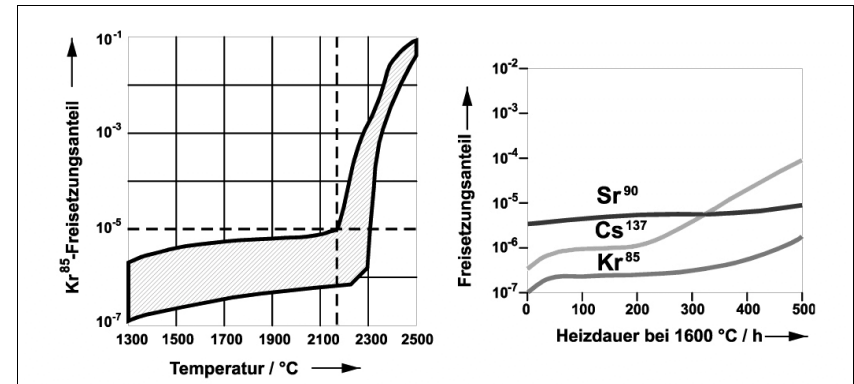


Abb. 10: Spaltprodukt-rückhaltung in HTR-Brennelementen mit Coated Particle als Funktion der Temperatur

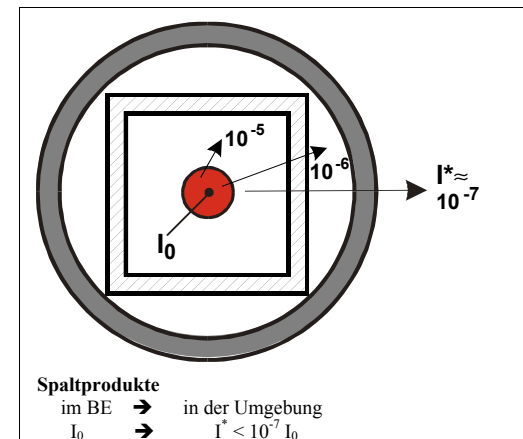


Abb. 11: Limitierung der Spaltproduktfreisetzung bei katastrophenfrem Kernreaktoren am Beispiel des HTR

Unter diesen Freisetzungsbedingungen wird die Dosisleistung durch die freigesetzten radioaktiven Stoffe in der Umgebung sehr gering sein, so dass unmittelbar durch Strahleneinwirkung keine Todesfälle auftreten werden; folglich wird auch keine Evakuierung oder gar Umsiedlung wegen dauerhafter radioaktiver Belastung erfolgen müssen.

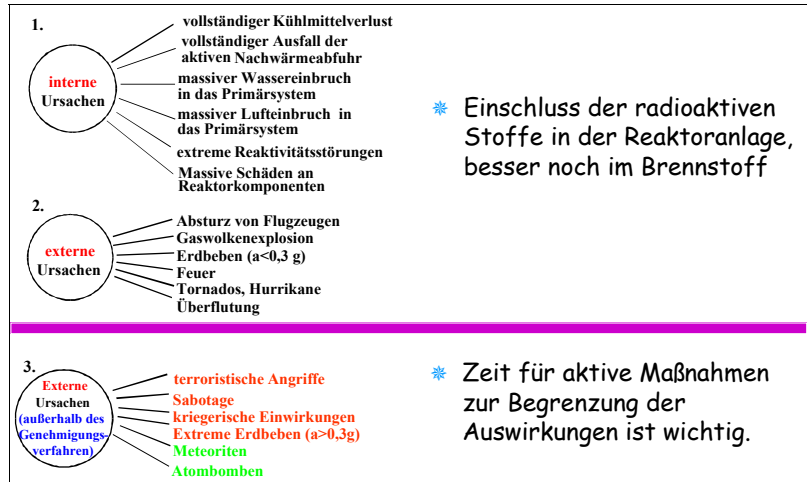


Abb. 12: Eingrenzung des Begriffs „katastrophenfrei“ mit Blick auf die einbezogenen Störfälle aus der Sicht von HTR-Anlagen

Dieses katastrophenfreie Verhalten der Reaktoranlage muss bei allen Störereignissen aus inneren und absehbaren äußeren Ursachen sichergestellt sein (Abb. 12). Gegen die Folgen extremer äußerer Einwirkungen kann nur bedingt Vorsorge getroffen werden. Hier bieten jedoch Reaktorkonzepte, die bei Fremdenergie- und/oder Kühlausfall vergleichsweise langsame Transienten hervorbringen (z.B. HTR) Vorteile gegenüber solchen, bei denen die Transienten schnell ablaufen.

### 3.2 Beispiel: Thermische Stabilität

Die Anwendung sowie die Erfüllung des Kriteriums „Thermische Stabilität“ wird im folgenden beispielhaft erläutert (Abb. 13). Nach dem angenommenen Ausfall aller aktiven Wärmeabfuhrvorrichtungen schaltet sich der Reaktor durch die negative Temperaturrekopplung der Reaktivität nuklear ab, so dass nach dem Auslaufen der Kettenreaktion nur noch die Nachzerfallswärme im Reaktorkern freigesetzt wird. Als einzige Wärmesenke steht neben den Strukturmaterialien nur noch die äußere Oberfläche des Reaktordruckbehälters zur Verfügung. Bei einem thermisch instabilen System kann die Summe aus gespeicherter Wärme und

über die Oberflächen abgegebener Wärme die maximalen Brennstofftemperaturen nicht auf einem für die Strukturwerkstoffe tolerierbaren Niveau begrenzen. Es tritt nach kurzer Zeit Kernschmelzen ein (z. B. DWR nach ca. 1-2 Stunden). Bei einem thermisch stabilen Reaktorsystem wird die maximale Brennstofftemperatur ebenfalls ansteigen, aber die Wärmeproduktion und die Wärmeabgabe aus dem Reaktorkern kommen ins Gleichgewicht, bevor unzulässig hohe Temperaturen erreicht werden; bei HTRs wird die maximale Brennstofftemperatur ( $< 1600^\circ\text{C}$ ) je nach Auslegung nach ca. 40 – 120 Stunden erreicht. Infolge der zeitlich sinkenden Nachwärmeproduktion sinken auch die sich einstellenden maximalen Temperaturen in den Komponenten.

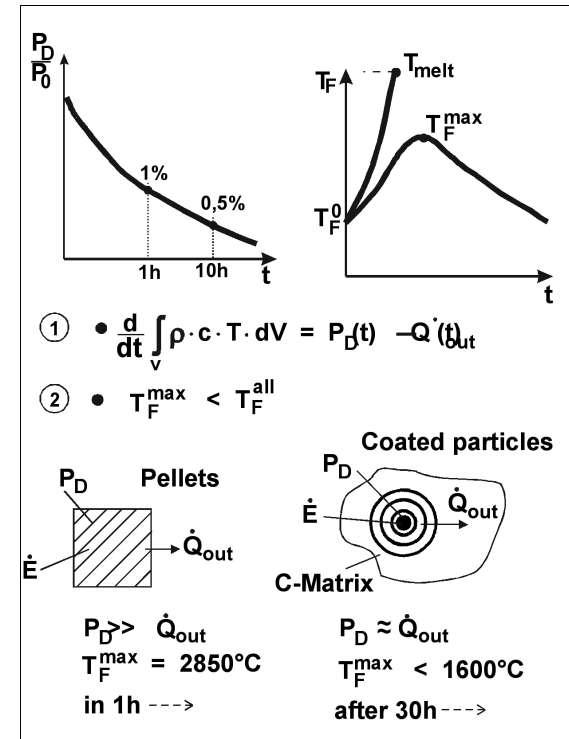


Abb. 13: Qualitative Entwicklung der Temperaturen bei einem thermisch instabilen und einem thermisch stabilen Kernreaktor

In Abb. 14 sind einige Ergebnisse von Analysen für den HTR-Modul (vgl. Abb. 9) für den Störfall des gleichzeitigen Ausfalls der Kühlgasumwälzung und Druckentlastung dargestellt.

Unabhängig von der äußeren Wärmeabfuhrbedingung in der Reaktorzone (surface cooler) bleibt die maximale Brennstofftemperatur unterhalb 1600°C. Die Anlage bleibt also intakt.

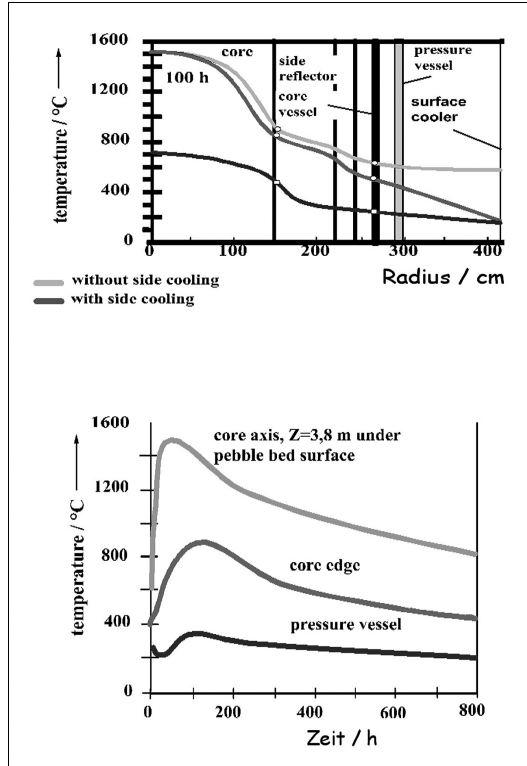


Abb. 14: Zeitliche Temperaturentwicklung für ausgewählte Komponenten des Modul-HTR mit 200 MW thermischer Leistung (Annahme: Ausfall der Kühlgasumwälzung und Druckentlastung des Primärkreises)

### 3.3 Beispiel: Nukleare Stabilität

Die Anwendung sowie die Erfüllung des Kriteriums „Nukleare Stabilität“ wird im folgenden beispielhaft anhand der schnellen Zufuhr von Reaktivität in einen Reaktorkern erläutert (Abb. 15). Ausgehend von kritischen Zustand wird die Zufuhr einer großen positiven Reaktivität unterstellt. Zunächst steigt infolge des überkritischen Zustandes der Neutronenfluss bzw. die nukleare Leistung. Da die Kühlungssituation unverändert geblieben ist, führt das Überangebot an Spaltenergie zu einer Temperatursteigerung im Kernbrennstoff. Dieser Temperatur-

anstieg führt die Überschussreaktivität durch die vorhandene negative Temperaturreckkopplung wieder auf Null zurück. Infolge parallel ablaufender Zerfallsprozesse (Xe-135) schaltet sich der Reaktor schließlich selbst nuklear ab. Bei einem nuklear instabilen System werden im Verlauf des Störfalls zulässige Brennstoff- und Strukturmaterialtemperaturen überschritten, so dass der Kernbrennstoff und die Reaktorstrukturen thermisch versagen, was beim LWR zu einer Kernschmelze führen würde. Bei einem nuklear stabilen Kernreaktor bleiben die Brennstoff- und Strukturmaterialtemperaturen unterhalb zulässiger Werte, so dass die Integrität gewährleistet bleibt.

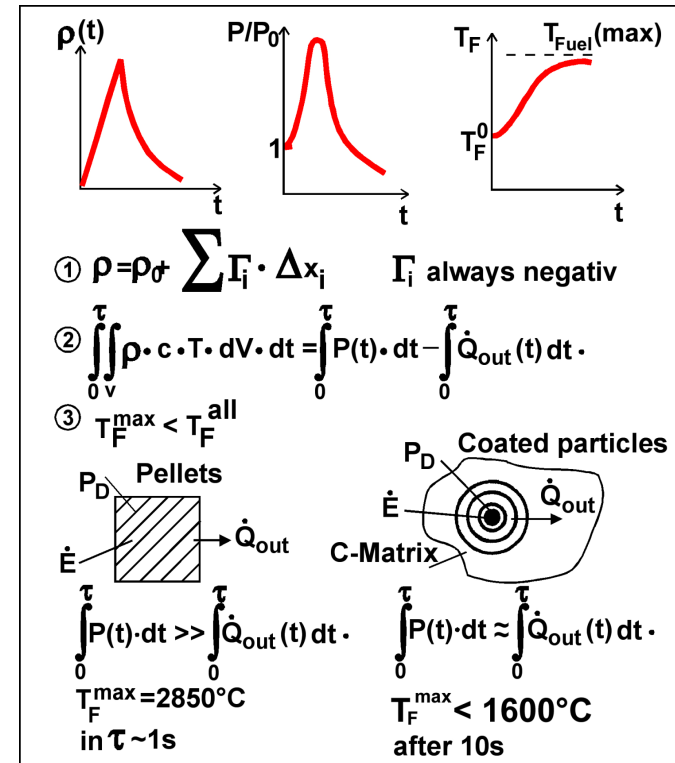


Abb. 15: Qualitative Entwicklung der Temperaturen bei einem thermisch instabilen und einem thermisch stabilen Kernreaktor

In Abb. 16 sind einige Ergebnisse von Analysen für den HTR-Modul (vgl. Abb. 9) für den Störfall des schnellen Verlustes des 1. Abschaltsystems bei Volllastbetrieb dargestellt. In Abhängigkeit von der unterstellten Reaktivitätszugabe steigt die nukleare Leistung kurzfristig bis

auf den 55-fachen Nennwert. Die Reaktivität wird durch Temperaturanstieg im Brennstoff innerhalb von 5 bis 20 Sekunden rückgekoppelt und so kompensiert. Gleichzeitig steigt die maximale Brennstofftemperatur schnell an; sie bleibt aber weit unterhalb des Temperaturgrenzwertes von 1600°C, so dass die Reaktoranlage bei diesem in LWR nicht unterstellten (und nicht beherrschbaren) Störfall voll intakt bleibt.

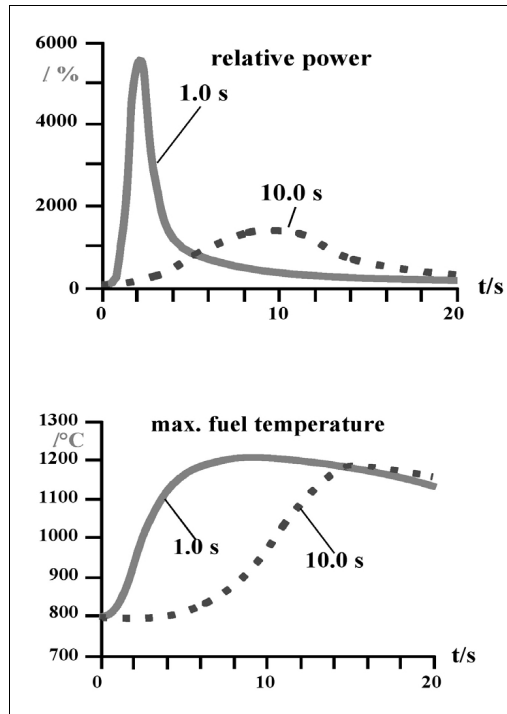


Abb. 16: Zeitliche Entwicklung der nuklearen Leistung und der maximalen Brennstofftemperatur im Modul-HTR mit 200 MW thermischer Leistung beim schnellen Ausfahren (0,1 s oder 10 s) des 1. Abschaltsystems (1,3 nile) ohne aktive Gegenmaßnahmen

#### 4. Entwicklungslinien des Hochtemperaturreaktors

##### 4.1 Historie

Die technische Entwicklung des HTR-Prinzips ging im Jahr 1965 in die Demonstrations- und Weiterentwicklungsphase mit der Inbetriebnahme des AVR in Deutschland sowie dem Peach Bottom-Reaktor in den USA, dem ein Jahr später der Dragon-Reaktor in Großbritannien

folgte. Der AVR bildet den Beginn der Entwicklungslinie des Kugelhaufen-Hochtemperaturreaktors während die Anlagen Peach Bottom und Dragon die Vorläufer des HTR mit prismatischen Brennelementen darstellen (Tabelle 1, Abb. 17). Diesen experimentell ausgerichteten Anlagen folgten in den 80iger Jahren die Pilotanlagen THTR-300 in Deutschland und Fort St. Vrain (FSV) in den USA. Alle genannten Anlagen befinden sich derzeit außer Betrieb und werden/sind entweder zurückgebaut oder in den sicheren Einschluss überführt.

Diese Demonstrationsprojekte des HTR-Prinzips haben entscheidende Erkenntnisse und Impulse für die derzeit laufenden experimentellen Reaktoren bzw. Projekte generiert.

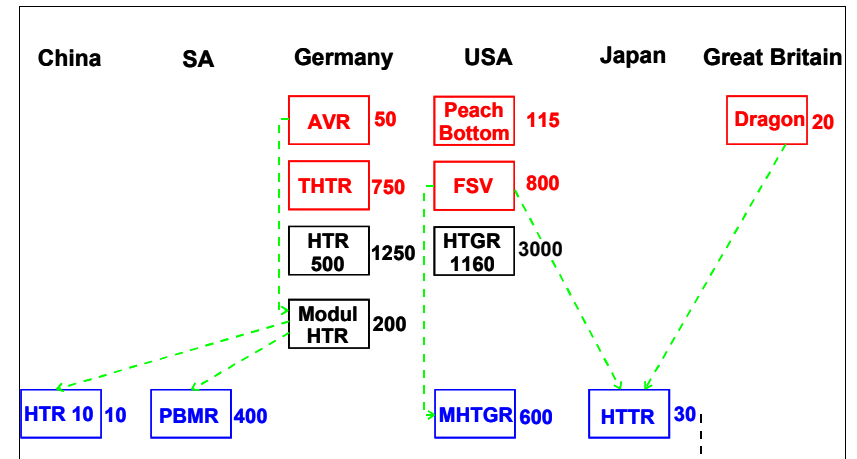


Abb. 17: Wurzeln und Entwicklungslinien von HTR-Anlagen (Zahlenangaben: MW thermische Leistung)

plant	thermal power	electrical power	fuel element	site	operation	status
AVR	46 MW	15 MW	pebble shaped fuel elements	Jülich/ Germany	1965- 1988	decommissioning in preparation
DRAGON	20 MW	-	tubular fuel elements	Winfrith/ Great Britain	1966- 1975	safe enclosure
Peach Bottom	115 MW	40 MW	tubular fuel elements	Susquehanna/ USA	1965- 1988	safe enclosure
THTR	750 MW	308 MW	pebble shaped fuel elements	Schmehausen/ Germany	1985- 1988	safe enclosure
Fort St. Vrain	852 MW	342 MW	block type fuel elements	Platteville/ USA	1976- 1989	partly decommissioned

Tabelle 1: Zusammenstellung betriebener und stillgelegter HTR-Anlagen



## 4.2 Laufende Projekte

Aufbauend sowohl auf den gewonnenen Erfahrungen als auch auf den Lehren aus Fehlern werden heute in beiden Entwicklungslinien kleine, weniger komplexe Anlagen mit thermischen Leistungen deutlich unterhalb 1000 MW unter weitgehender Ausnutzung der HTR-spezifischen Sicherheitseigenschaften konzipiert. Als eine Fehlansicht kann man aus heutiger Sicht den Versuch bewerten, HTR-Anlagen mit ähnlich hohen thermischen Einheitsleistungen wie große LWRs zu konzipieren (HTR-500, HTGR-1160) (Abb. 17), denn hierbei konnten die HTR-spezifischen Sicherheitscharakteristika nur sehr unzulänglich ausgenutzt werden. Ferner führte die vergleichsweise niedrige Kernleistungsdichte zu großen Primärkreiseinschlüssen, die wiederum die Anlagenkosten sehr in die Höhe trieben.

Mit dem HTR-10 arbeitet in China derzeit ein Kugelhaufenreaktor und mit dem HTTR in Japan ein HTR mit prismatischen Brennelementen (Tabelle 2). Beide Anlagen dienen heute als nukleare Testeinheiten für komplexe neutronische, strukturmechanische und thermohydraulische Untersuchungen sowie zum integralen Komponententest.

		Modul	HTR-10	PBMR	HTTR	MHTGC
country		Germany	China	South Africa	Japan	USA/Russia
thermal power	MW	200	10	400	30	600
electrical power	MW	80	3	110	-	286
purpose of plant	-	cogeneration, electricity production	experimental, electricity production	demonstration, electricity production	experimental, electricity production	demonstration, electricity production
type of fuel element	-	spherical	spherical	spherical	block	block
max. helium temperature	°C	700	700...900	900	850...900	850
max. temp. in case of accident	°C	< 1500	< 1100	< 1600	< 1600	< 1600
status	-	detailed engineering finished	operating	detailed engineering proceeding	operating	detailed engineering proceeding

Tab. 2: Zusammenstellung derzeit betriebener bzw. verfolgter HTR-Konzepte

Mit dem MHTGR-Projekt verfolgen die USA, Russland und Frankreich gemeinsam die Kommerzialisierung des HTR mit prismatischen Brennelementen. Die Kugelhaufen-HTR-Technologie wird heute aufbauend auf dem deutschen HTR-Modul-200-Projekt der Siemens/Interatom mit dem PBMR-Projekt in Südafrika verfolgt. Ziel ist die konkurrenzfähige Stromerzeugung in Südafrika im Vergleich zur einheimischen Steinkohle. Vorteilhaft wird dort die vergleichsweise niedrige Einheitsleistung bewertet, die sich gut in kleine dezentrale Versorgungsnetze integrieren lässt. Durch modularen Aufbau können größere Leistungen

realisiert werden, bei gleichzeitiger Vermeidung großer Lasteinbrüche bei störungsbedingtem Ausfall eines einzelnen Reaktors.

Abb. 18 gibt einen Vertikalschnitt durch den chinesischen HTR-10 wieder und enthält die wichtigsten Auslegungscharakteristika. Vom Konzept bildet diese Anlage einen Kernausschnitt des geplanten HTR-Modul-200-Konzeptes ab und übernimmt im Wesentlichen die Anordnung und Auslegung des Primärkreises. In China dient diese Anlage zur lokalen Know-How-Generierung mit dem Ziel, die Kugelhaufen-HTR-Technik für zukünftige Nutzungen zu etablieren.

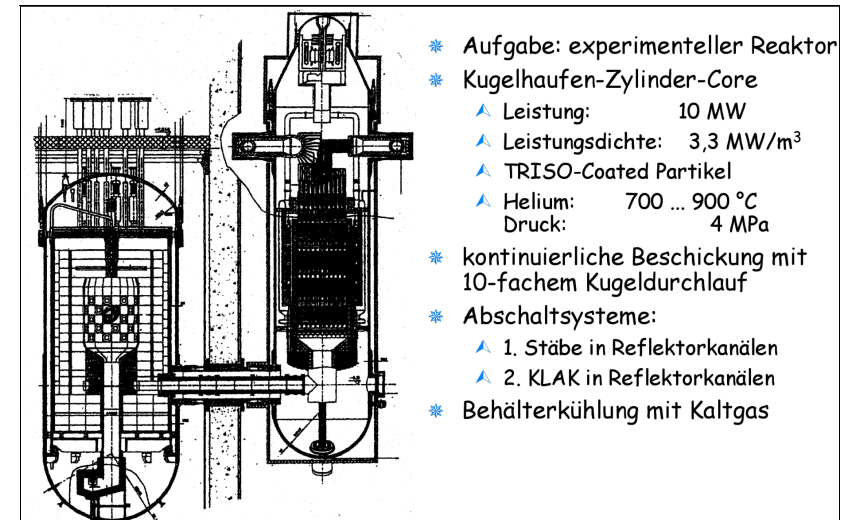


Abb. 18: Aufbau und wichtigste Kenndaten zum HTR-10 Kugelhaufen-HTR in China

Die Abb. 19 verdeutlicht den generellen Aufbau des südafrikanischen PBMR und gibt wichtige Auslegungsdaten wieder. Im Vergleich zu bisher konzipierten HTRs besteht der Reaktorkern aus einer zentralen Graphitsäule, die mit dem Seitenreflektor einen ringförmigen Reaktorkern bildet. Hierdurch werden die in Abschnitt 3 beschriebenen maximalen Störfalltemperaturen in den Brennelementen auch bei gesteigerter Einheitsleistung nicht überschritten. Ein Novum stellt die vorgesehene Dreiwellen-Gasturbinenanlage dar, in der das im Reaktorkern auf 900°C aufgeheizte Primärgas zunächst in zwei Turbokompressoren und schließlich in einer mit dem Generator gekoppelten Arbeitsturbine abgearbeitet wird. Der Primärkreiseinschluss soll wie beim HTR-Modul-200 vorgesehen und beim HTR-10 ausgeführt ebenfalls aus Schmiedestahlbehältern bestehen.

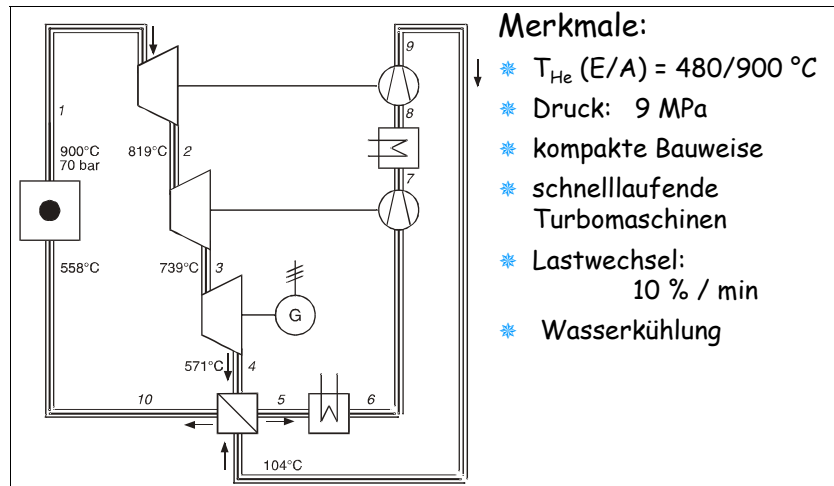
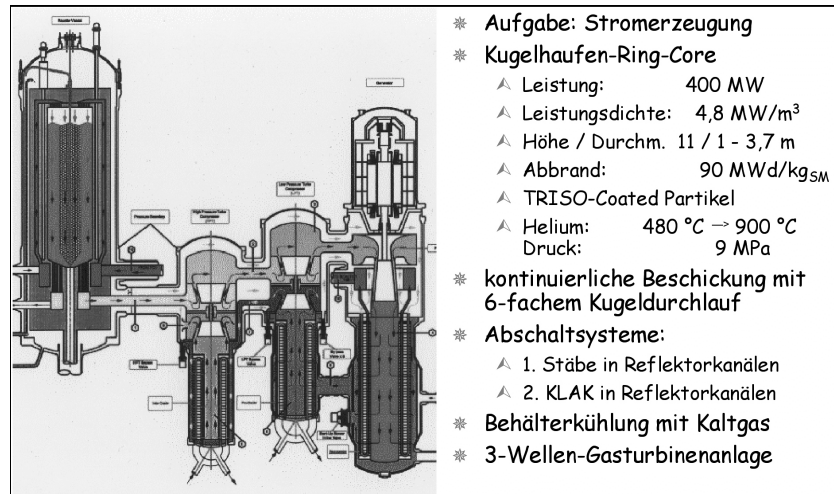


Abb. 19: Aufbau und wichtigste Kenndaten zum PBMR Kugelhaufen-HTR in Südafrika (oben) und Schaltungsschema der Gasturbinenanlage im Direktkreislauf (unten)

## 5 Abschließende Bemerkungen

Mit Blick auf das Ausstiegsgesetz aus der Kernenergienutzung zur Stromerzeugung in Deutschland entsteht die Frage, warum weiterhin Kernenergienutzung in Deutschland erforscht werden soll. Hier sollen einige Aspekte angeführt werden, die nach Meinung der Autoren in einer emotionslosen realistischen Betrachtung wichtig sind.

- Es ist unstrittig, dass der Primärenergiebedarf weltweit in den nächsten Dekaden stark ansteigen wird. Im Wesentlichen wird der Anstieg in den Entwicklungs- und Schwellenländern stattfinden, die heute noch einen Abstand zum Lebensstandard in den Industriestaaten haben. Daher ist der Anstieg des Primärenergiebedarfs dort unvermeidbar.
- Es wird von vielen Energiepolitikern und Wissenschaftlern gefordert, dass die Industriestaaten Energie zugunsten der Entwicklungs- und Schwellenländer einsparen sollen. Trotz offensichtlicher Möglichkeiten zur rationelleren Energienutzung werden die erwarteten Effekte überschätzt. Die Entwicklungen der letzten beiden Dekaden belegen dies deutlich, so dass seitens der Industriestaaten kein signifikanter Beitrag zur Energieeinsparung mit Blick auf den steigenden Energieverbrauch anderswo erwartet werden kann.
- Als Primärenergie stehen auf jeweils sehr unterschiedlichem technischen Entwicklungsstand grundsätzlich fossile Energieträger, Kernfusion, Solarenergie und Kernspaltung bereit. Da heute die anthropogene Kohlendioxid-Emission in die Atmosphäre als ein wesentlicher Beitrag zum Treibhauseffekt eingestuft wird, muss die Nutzung fossiler Energieträger drastisch eingeschränkt werden.

Die technisch-wirtschaftliche Realisierung der kohlendioxidfreien Primärenergienutzung steht jedoch auf sehr unterschiedlichen Entwicklungsstufen. Bei der Energienutzung aus Kernfusion sind sowohl die technische als auch die wirtschaftliche Realisierung noch nicht belegt. Solarenergienutzung als Windenergie, Photovoltaik oder Solarthermie sind heute wirtschaftlich nicht konkurrenzfähig darstellbar; hier bedarf es noch einer langfristigen Weiterentwicklung, um deren wirtschaftliche und technisch zuverlässige Nutzbarkeit zu erreichen bzw. zu demonstrieren. Die Nutzungsmöglichkeiten der Wasserkraft sind lokal begrenzt und in den Industriestaaten zum überwiegenden Teil ausgeschöpft. Die Nutzung der Kernspaltung zur Energieerzeugung ist seit langem technisch-wirtschaftlich entwickelt und weltweit in den Energiemarkt eingeführt; hier stehen die Sicherheit bei schweren Störfällen und bei der Endlagerung radioaktiver Abfälle – insbesondere hinsichtlich des Langzeiteinschlusses – kontrovers in der öffentlichen Diskussion.

Insbesondere zu den beiden letztgenannten Problemkreisen der Kernenergienutzung werden weltweit Anstrengungen zur Etablierung einer Kernenergienutzung unternommen, die dem

Anspruch der Nachhaltigkeit gerecht wird. Dafür sind die in Abb. 20 zusammengestellten Anforderungen zu erfüllen.



Abb. 20: Anforderungen an eine nachhaltige Kernenergienutzung

Eine Möglichkeit zur Realisierung katastrophensicherer Kernreaktoren wurde zuvor am Beispiel des HTR detailliert dargestellt. Hinsichtlich des Langzeitproblems bei der Endlagerung radioaktiver Abfälle werden weltweit intensiv Forschungen zu „Partitioning“ und „Transmutation“ durchgeführt mit dem Ziel, die langlebigen Isotope durch Kernumwandlung/-spaltung in kurzlebige umzuwandeln. Der normale Betrieb der Kernkraftwerke hat weltweit eindrucksvoll belegt, dass von ihnen keine Erhöhung der radioaktiven Belastung ausgeht.

Zur Darlegung der wirtschaftlichen Konkurrenzfähigkeit sei auf Tab. 3 verwiesen, in der die spezifischen Investitionskosten und die resultierenden Stromerzeugungskosten verschiedener Wandlungsverfahren gegenüber gestellt sind. Hier wird eindrucksvoll deutlich, dass die Nutzung der Kernspaltenergie einerseits gegenüber fossilen Energieträgern und andererseits gegenüber regenerativen Techniken konkurrenzfähig ist. Die dort genannten regenerativen Energieträger weisen noch einen sehr großen Abstand zu konkurrenzfähigen Stromerzeugungskosten auf. Diese Situation verschärft sich noch, wenn man die Anforderung einer un-

terbrechungsfreien Energiebereitstellung – wie für einen dominanten Erzeuger zwingend erforderlich – mit in die Betrachtung einbezieht (z.B. durch Wasserstoffspeicherung).

Primary energy	Specific investment (\$/kW <sub>el</sub> )	Fuel costs (ct/kWh <sub>th</sub> )	Production costs of electricity (ct/kWh <sub>el</sub> )
Coal (world market)	1000	1	4
Natural gas	400	2	4.5
Wind power	1000	0	5...10
Photovoltaic (direct use)	7000	0	70
Photovoltaic (H <sub>2</sub> -storage)	7000 ++.....	0	300
Nuclear (old plants)	600	0.5	2.5
Nuclear (new plants)	1500	0.5	3.5

Tab. 3: Stromerzeugungskosten aus unterschiedlichen Primärenergieträgern

Eine langfristig sichere Brennstoffversorgung ist bei der Kernspaltung einerseits durch die relativ großen Uran- und Thoriumvorkommen und andererseits durch die Option des Erbrütens von Spaltstoff gegeben. Hinsichtlich der Sicherung gegen Spaltstoffmissbrauch (Proliferation) hat sich weltweit ein durch die Internationale Atomenergiebehörde durchgeführtes Kontrollregime erfolgreich sowohl mit Blick auf die Akzeptanz bei kernenergienutzenden Staaten als auch mit Blick auf die Effizienz der Kontrollen etabliert.

Unter Berücksichtigung dieser Gesichtspunkte kann die Nutzung der Kernspaltung zur Energiebereitstellung verantwortbar weltweit in Zukunft einen weitaus größeren Anteil als derzeit bereitstellen. Der Einsatz katastrophensicherer Kerntechniken kann dabei helfen, die öffentliche Akzeptanz zur Nutzung der Kernenergie wieder zu gewinnen. Mit der Technologie des Kugelhaufen-HTR ist heute bereits ein Kernreaktorsystem verfügbar, das die Kriterien der katastrophensicheren Kernenergienutzung erfüllt. Wesentliche Sicherheitseigenschaften, wie thermische und nukleare Stabilität, wurden experimentell am AVR-Reaktor in Jülich demonstriert.

