

Gibt es den katastrophensfreien Kernreaktor?

Beim Hochtemperaturreaktor mit kugelförmigen graphitischen Brennelementen ist eine Kernschmelze ausgeschlossen

Kurt Kugeler

Die Bedeutung der Kernenergie wird weltweit wieder zunehmen, wenn die Frage der CO₂-Emissionen wirklich ernst genommen und die langfristig zu erwartende Verteuerung und Erschöpfung der fossilen Rohstoffe bedacht wird. Dies setzt allerdings voraus, dass höchste Sicherheitsstandards sowohl bei den Kraftwerken als auch bei der Entsorgung gewährleistet werden. Reaktoren, bei denen es nachweislich nicht zu katastrophalen Unfällen kommen kann, sind heute möglich.

Innerhalb weniger Jahrzehnte sind weltweit 440 Kernkraftwerke großer Leistung in Betrieb gegangen, die heute etwa 17 % des Bedarfs an elektrischer Energie decken. Weitere 40 Anlagen sind im Bau. Einige Länder hängen bereits stark von der Kernenergie ab, so zum Beispiel Frankreich mit 75 % der elektrischen Energieversorgung oder Deutschland mit etwa 30 %. Die deutschen Kernkraftwerke liefern eine elektrische Leistung von etwa 20 000 MW. Die Anlagen arbeiten mit sehr hoher Verfügbarkeit – sie liegen seit vielen Jahren weltweit an der Spitze –, die Wirtschaftlichkeit ist gut und bislang gab es keine wirklich nennenswerten Störeignisse. Dennoch ist die Zukunft der Kernenergie insbesondere in einigen westeuropäischen Ländern in Frage gestellt, so etwa in Deutschland durch den Beschluss der derzeitigen Regierung, innerhalb der nächsten 20 Jahre aus der Nutzung der Kerntechnik auszusteigen.

Ein wesentlicher Grund für die Rückschläge in der Akzeptanz ist der katastrophale Unfall in Tschernobyl, bei dem 1986 ein falsch ausgelegter Reaktor im Ablauf eines unzulässig durchgeführten Experiments vollständig zerstört wurde. Der so genannte RBMK-Reaktor von Tschernobyl war ein Siedewasserreaktor mit zusätzlichem Graphitmoderator (siehe Infokasten „Reaktortypen“). Der Verlust von Kühlmittel (Siedewasser) erhöhte die Spaltleistung enorm, da die absorbierende Wirkung des Siedewassers entfiel und gleichzeitig die moderierende Wirkung des Graphits zwischen den Brennelementen erhalten blieb und so vermehrt Neutronen produziert wurden. Die Folge: Der Reaktorkern schmolz, große Mengen an Wasserstoff wurden gebildet und der Graphit geriet in Brand. Ein großer Teil des Brennstoffs und der Spaltprodukte wurde in die Umwelt abgegeben und aufgrund des Graphitbrandes und besonderer Wetterverhältnisse über weite Teile der



Die zwei 1,344-MW-Blöcke des Kernkraftwerkes Gundremmingen erzeugen etwa 30 % des jährlichen Strombedarfs in Bayern. Wenn auch äußerst unwahrscheinlich, so lässt sich bei den heutigen Reaktortypen ein Unfall mit Kernschmelze nicht gänzlich ausschließen. (Foto: RWE)

Ukraine und Russlands bis hin nach West- und Nord-europa verteilt. Viele Todesfälle, auch als Spätfolgen, waren zu beklagen, bei vielen Menschen in der Umgebung des Reaktors sind Gesundheitsschäden zu beobachten und künftig noch zu erwarten. Große Landstriche wurden radioaktiv verseucht, viele Menschen mussten evakuiert und später umgesiedelt werden. Die Konsequenzen eines katastrophalen kerntechnischen Unfalls wurden allseits deutlich und bewusst.

Bereits der Unfall in Harrisburg (Three Mile Island, USA), bei dem der Kern eines Druckwasserreaktors durch einen Kühlungsstörfall partiell schmolz, hatte 1979 das Vertrauen in die Sicherheit kerntechnischer Anlagen erheblich beeinträchtigt. Wenn auch der damalige Störfall für die Umwelt sehr glimpflich verlief – der Kern konnte doch noch gekühlt werden und das Reaktorschutzgebäude hielt die aus dem Primärkreis freigesetzten radioaktiven Stoffe weitgehend zurück –, wurden seither keine neuen Kernreaktoren mehr in den USA gebaut. Die zuvor als hypothetisch eingeschätzte Gefahr schwerer Kernschmelzunfälle war bewusst geworden. Der Störfall „Kernschmelzen“ hat offenbar in der Vergangenheit auch bereits zum Verlust mehrerer U-Boote mit Kernenergieantrieb geführt.

Der gegenwärtige teils sehr schlechte Zustand offenbar vieler Nuklearanlagen in der Welt gibt weiterhin Anlass zu großer Besorgnis. Forderungen, Anlagen abzuschalten, die den hohen, in modernen westlichen Anlagen realisierten Sicherheitsstandards nicht genügen, sind sicher berechtigt. Diese Anlagen sollten, wenn Nachrüstungen nicht möglich sind, baldmöglichst stillgelegt werden. Allerdings scheitern derartige Maßnahmen derzeit zumeist daran, dass die betreffen-

Prof. Dr.-Ing. Kurt Kugeler, Lehrstuhl für Reaktorsicherheit und -technik, RWTH Aachen, 52056 Aachen, und Institut für Sicherheitsforschung und Reaktortechnik, Forschungszentrum Jülich GmbH

den Länder auf den Nuklearstrom angewiesen sind und nicht über die notwendigen finanziellen Mittel für die Umrüstung verfügen.

Die meisten Länder aber, die über Kernkraftwerke verfügen, betreiben diese auch weiter. Viele Staaten, wie Japan, China, Korea, Taiwan, Indien und Russland, bauen die Kerntechnik weiter aus. Dort finden im Augenblick auch wesentliche Weiterentwicklungen der Reaktortechnik sowie der Reaktorsicherheit statt.

Sicherheitsanforderungen an zukünftige Kernkraftwerke

Für neu zu errichtende Kernkraftwerke in Deutschland hat der Gesetzgeber 1994 einen Rahmen geschaffen, der ein Höchstmaß an Sicherheit fordert und weltweit wohl die höchsten Maßstäbe setzt. Die modifizierte Fassung des Deutschen Atomgesetzes fordert, dass bei Störfällen keine nennenswerten Schäden durch Radioaktivität außerhalb der Reaktoranlage auftreten dürfen.^{*)} Diese Forderung muss ohne Angabe irgend einer Wahrscheinlichkeit erfüllt sein. In der Einzelbegründung dieses Gesetzes für die parlamentarische Beratung wurde die Sicherheitsanforderung näher bestimmt. Darin wird weltweit erstmals gefordert, dass „Unfälle mit Kernschmelze“ beherrscht werden müssen und dass „Evakuierungen“ bei derartig schweren Störfällen nicht notwendig sein dürfen.

So beinhaltet diese neue Forderung, dass bei allen Störereignissen die radioaktiven Spaltprodukte und Spaltstoffe praktisch vollständig innerhalb der Reakto-

ranlage verbleiben müssen. Es darf dann nur ein Anteil von weniger als 10^{-6} des Spaltproduktinventars der Anlage in die Umgebung freigesetzt werden. Die Störfälle folgen bleiben somit auf die Reaktoranlage beschränkt; außerhalb der Reaktoranlage darf es keine Toten, keine nachweisbaren Spätfolgen, keine Evakuierungen, keine Umsiedlungen und wohl auch keine gravierenden Anforderungen im Hinblick auf Änderungen der Verzehrgewohnheiten geben. Die Notwendigkeit von Katastrophenschutzplänen entfällt damit. Im Gegensatz hierzu kann es bei derzeitigen Reaktoren mit einer wenn auch sehr kleinen Wahrscheinlichkeit zum Schmelzen des Reaktorkerns und damit dann auch zur Freisetzung von großen Mengen an Radioaktivität in die Umwelt kommen.

Diese neuartige Sicherheitsanforderung gilt für alle anlageninternen und alle externen Störfälle. So dürfen vollständiger Kühlmittelverlust, vollständiges Versagen der aktiven Nachwärmeabfuhrsysteme, Ausfall der Abschaltssysteme sowie Schäden am Primärkreis nicht zur Freisetzung nennenswerter Mengen von Spaltprodukten aus der Reaktoranlage führen. Bei externen Einwirkungen sind der Absturz von Großraumflugzeugen, Brände, Stürme, Gaswolkenexplosionen und schwere Erdbeben zu berücksichtigen.

Es ist weiterhin zu fordern, dass der hier formulierte Sicherheitsanspruch einer Kerntechnik, die keine katastrophalen Schäden in der Umwelt verursachen kann, nicht nur bei Reaktoranlagen, sondern auch bei der Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente oder bei der Endlagerung von hochradioaktiven Abfällen nachweislich verwirklicht sein muss. Bislang bezieht sich das modifizierte deutsche Atomgesetz allerdings nicht auf Entsorgungseinrichtungen.

Wege zur Umsetzung

Ein wesentliches Sicherheitsproblem heutiger Kernreaktoren besteht darin, dass es nach dem Abschalten zu einem Verlust der aktiven Kühlung kommen könnte, die notwendig ist, um die Nachwärme aus dem β - und γ -Zerfall der Spaltprodukte sicher abzuführen. Das Schmelzen des Kerns (*core*) bei Druck- und Siedewasserreaktoren könnte die Folge sein (siehe Infokasten „Kernschmelzen ...“). Neue Reaktoren lassen sich hingegen so konzipieren, dass eine eingetretene Kernschmelze entweder beherrscht wird oder dass eine Kernschmelze grundsätzlich ausgeschlossen wird.

Radioaktive Freisetzungen bei schweren Störfällen sind grenzüberschreitend. Deshalb ist es notwendig, einheitliche Sicherheitsstandards und Sicherheitstechniken in Frankreich und Deutschland sowie in Europa generell zu entwickeln. Bei einem von Frankreich und Deutschland gemeinsam verfolgten Konzept für einen Druckwasserreaktor wird zwar bei vollständigem Ausfall der aktiven Kühlung auch

^{*)} 7. Gesetz zur Ändg. d. AtG vom 28.07.1994; § 7 Abs. 2a

Merkmale einiger Reaktortypen

Druckwasserreaktoren (DWR)

Leichtes Wasser dient als Moderator und Kühlmittel. Brennstoff ist UO_2 mit rund 4 % Anreicherung in Form von Tabletten mit 1 cm Durchmesser. Diese sind in Zirkaloyrohren von 4 m Länge angeordnet. Etwa 250 Stäbe bilden ein Brennelement, rund 200 Brennelemente das Core eines DWR großer Leistung (1300 MW elektrisch, 3800 MW thermisch). Die Kernleistungsdichte ist mit 100 MW/m^3 hoch. Im Kern ist überschüssiger Brennstoff für ein Jahr Vollastbetrieb eingesetzt. Die maximale Kühlmitteltemperatur beträgt etwa $325 \text{ }^\circ\text{C}$ bei einem Kühlmitteldruck von 160 bar. Die Wärme des Primärkühlmittels wird über einen Dampferzeuger an den Sekundärkreislauf übertragen. Ein Sattdampfzustand von 70 bar erlaubt einen Nettowirkungsgrad von etwa 34 %.

Siedewasserreaktoren (SWR)

Diese arbeiten ohne Einschaltung eines Dampferzeugers. Im Reaktorkern (Kernleistungsdichte rund 50 MW/m^3) wird das Wasser bei 70 bar weitgehend verdampft und nach Wasserabscheidung und Dampftrocknung direkt zur Turbine geleitet. Die Brennelemente des SWR sind ähnlich denen des DWR gestaltet (Stabdurchmesser 1,4 cm). Der Nettowirkungsgrad dieser Kraftwerke liegt bei rund 33 %, die elektrische Leistung dieser Anlagen beträgt 1300 MW.

RBMK-Reaktoren

In senkrecht angeordneten Druckröhren befinden sich stabförmige Brennelemente, mit UO_2 -Tabletten gefüllt, und durch Siedewasser gekühlt. Das entstandene Dampfgemisch wird in einer äußeren Dampftrommel separiert, der produzierte Sattdampf direkt zur Dampfturbine geleitet, das abgeschiedene Wasser zurück in die Siederöhre geführt. Viele Druckröhren bilden den Reaktorkern,

die Neutronenkopplung erfolgt durch Graphitblöcke zwischen den Druckröhren. Große Reaktorleistungen (bis zu 4500 MW thermisch) werden ohne Verwendung großvolumiger Reaktordruckbehälter realisiert. Die Sattdampfzustände sind ähnlich den von „normalen“ Siedewasserreaktoren und lassen Wirkungsgrade von etwa 33 % zu. Dieser Reaktortyp hat nur in der ehemaligen UdSSR große praktische Bedeutung erreicht. In einer dieser Anlagen (Tschernobyl) kam es zur vollständigen Zerstörung des Reaktors und damit zur bislang größten Katastrophe der Nukleartechnik.

Hochtemperaturreaktor (HTR)

Helium dient als Kühlgas, Graphit als Moderator und alleiniges Strukturmaterial im Kernbereich. Der Kernbrennstoff wird in Form sehr kleiner UO_2 -Partikeln (0,5 mm Durchmesser), die mit mehreren Schichten aus pyrolytischem Graphit und Siliziumcarbid umgeben sind, eingesetzt. Diese *coated particles* (Durchmesser 1 mm) haben ein extrem großes Rückhaltevermögen für Spaltprodukte bis zu sehr hohen Temperaturen ($1600 \text{ }^\circ\text{C}$). Die Anreicherung liegt bei etwa 8 %. Die *coated particles* sind in eine Brennelement-Graphitmatrix eingepresst (z. B. Kugeln mit 6 cm Durchmesser). Die Heliumtemperaturen erreichen $700 \text{ }^\circ\text{C}$. Die Leistungsdichte des Cores ist aus Sicherheitsgründen mit 3 MW/m^3 relativ gering. Die Leistung modularer HTR beträgt 200 bis 400 MW thermisch. Im angeschlossenen Dampferzeuger wird Heißdampf ($530 \text{ }^\circ\text{C}/200 \text{ bar}$) erzeugt, der Dampfturbinenprozess arbeitet mit einem Wirkungsgrad von über 40 %. Bei Gasturbinenprozessen und Anhebung der Heliumtemperatur auf $900 \text{ }^\circ\text{C}$ werden Wirkungsgrade von 45 % möglich. Modulare HTR kleiner Leistung können nach Verlust der Kühlung niemals schmelzen.

nach wie vor ein Kernschmelzen möglich sein, allerdings wird versucht, mithilfe geeigneter technischer Einrichtungen die Kernschmelze in einem so genannten *Corecatcher* aufzufangen, zu kühlen und das Reaktorschutzgebäude gegen die Folgen des Ereignisses auszulegen. Ein neues doppelschaliges Reaktorgebäude (*containment*) ist Bestandteil dieses EPR-Reaktors (*European Pressurized Water Reactor*), der von Siemens und Framatome für eine elektrische Leistung von ca. 1700 MW entwickelt wird.

Hier wird nachzuweisen sein, dass der *Corecatcher* unter allen Störfallbedingungen funktioniert, dass sich die Entstehung großer Wassermengen im *Containment*, eine denkbare Dampfexplosion, ein grundsätzlich nicht ausschließbares Behälterbersten und der so genannte Hochdruckpfad (Kernschmelzen unter hohem Druck mit interner Wasserstoffbildung) beherrschen lassen. Auch wird es notwendig sein, eine weitestgehende Dichtheit des Reaktorschutzgebäudes über sehr lange Zeiträume nachzuweisen. Wenn dieser Nachweis gelingen sollten, wären die Bedingungen des novellierten deutschen Atomgesetzes beim EPR erfüllt.

Alternativ zu dieser Linie gibt es Kernreaktoren, bei denen ein Schmelzen der Brennelemente und des Kerns auch nach vollständigem Kühlmittelverlust und nach Ausfall jeglicher Kühlung naturgesetzlich ausgeschlossen ist. Eine mögliche Umsetzung wird im Folgenden beschrieben.

Der katastrophenfreie Hochtemperaturreaktor

Bei Kernreaktoren, deren Kern nicht schmelzen kann, müssen sowohl die Brennelemente als auch der gesamte Reaktorkern neutronenphysikalisch und wärmetechnisch geeignet ausgelegt sein. Es ist heute erwiesen, dass sich mit kugelförmigen keramischen Brennelementen die radioaktiven Spaltprodukte und Spaltstoffe bis zu einer Temperatur von 1600 °C im Störfall zurückhalten lassen. Ein Reaktorkonzept mit Freisetzungen von weniger als 10^{-6} des Spaltproduktinventars aus den Brennelementen ist damit realisierbar.

Die Nachzerfallswärme bei diesem Reaktorsystem wird selbsttätig allein durch Wärmeleitung, Wärmestrahlung und durch Naturkonvektion aus dem Reaktor abgeführt, ohne dass unzulässige Brennstofftemperaturen auftreten. Schließlich dürfen die Brennelemente und damit das *Core* keinen unzulässigen chemischen oder mechanischen Belastungen ausgesetzt werden, durch die eine Rückhaltung der radioaktiven Spaltstoffe in den Brennelementen gefährdet würde.

Der Hochtemperaturreaktor (HTR) wurde in Deutschland entwickelt und erprobt und wird jetzt in China, Südafrika und in den USA weiter vorangetrieben. Eine erste modulare Anlage mit 200 MW (thermisch) je Modul wurde in den 80er Jahren von Siemens bis zur industriellen Reife im Detail geplant und im Genehmigungsverfahren äußerst positiv begutachtet. Doch die rückläufige Akzeptanz der Kerntechnik in Deutschland vereitelte die Realisierung dieses damals äußerst fortschrittlichen Konzepts.

Die kugelförmigen graphitischen Brennelemente enthalten dreifach beschichtete UO_2 -Kerne, sog. *TRISO-coated particles* als Brennstoff (Abb. 1a). Die Brennstoffkerne sind sehr klein (0,5 mm Durchmesser) und mit dichten Schichten aus pyrolytischem Graphit und Siliziumcarbid umhüllt, sodass Spaltstoffe und Spaltprodukte dreifach eingeschlossen sind. In diesen

vollkeramischen Brennelementen werden die Spaltprodukte bis zu einer Temperatur von 1600 °C praktisch vollständig über sehr lange Zeiten zurückgehalten. Abbildung 1c zeigt als Beispiel die Freisetzung des bei der Spaltung entstehenden Isotops Krypton 85. Für andere Spaltprodukte gelten vergleichbare Kurven.

Die Aufgabe besteht also darin, einen HTR zu konzipieren, bei dem aus inneren oder absehbaren äußeren

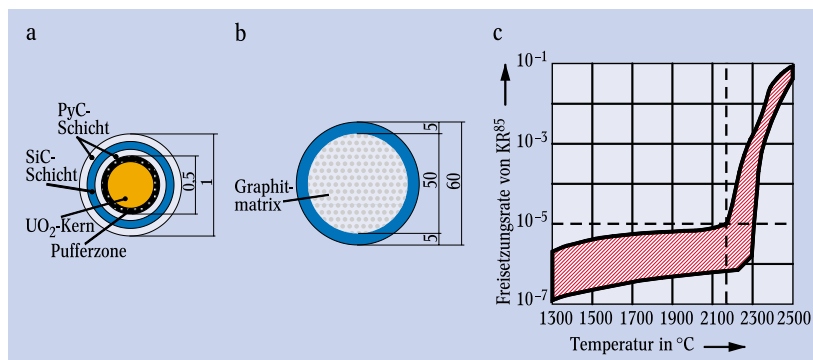


Abb. 1: Zentrales Element des katastrophenfreien Hochtemperaturreaktors sind kugelförmige keramische Brennelemente. Jedes Element besteht aus rund 10 000 nur 1 mm großen Teilchen mit einem UO_2 -Kern, die mit drei Schichten aus Siliziumcarbid und pyrolytischem Graphit umgeben sind (a). Diese Kügelchen werden in einer Graphitmatrix zum 6 cm großen Brennelement gepresst (b). Durch diese Einkapselung werden die Spaltprodukte bei Aufheizstörungen zuverlässig zurückgehalten, wie am Beispiel von Krypton-85 gezeigt (c).

Ursachen bei Störungen nie eine höhere Brennstofftemperatur als 1600 °C auftreten kann. Ein ringförmiger Kern mit einer Breite von etwa 1,5 m und einer mittleren Kernleistungsdichte von 3 MW/m^3 (Abb. 2) erfüllt diese Anforderung auch beim extremen Störfall – sowohl bei vollständigem Kühlmittelverlust als auch bei Totalausfall jeglicher aktiver Nachwärmeabfuhr.

Ein solcher Reaktor verfügt über zwei unabhängige Abschaltssysteme, die in dem aus Graphit bestehenden Seitenreflektor angeordnet sind. Der Seitenreflektor umgibt den *Core*-Bereich und sorgt im Normalbetrieb für eine Reflexion der Neutronen. Im Störfall lässt sich durch das Einfahren von acht Absorberstäben, die in Bohrungen des Seitenreflektors angeordnet sind, die Neutronenreflexion unterbinden und somit der Reaktor abschalten. Aber selbst wenn dieses erste Abschaltssystem vollständig ausfällt, steigen die Temperaturen der Brennelemente niemals über den genannten zulässigen Wert von 1600 °C an. Das zweite Abschaltssystem besteht in kleinen Absorberkugeln aus Borcarbid (1 cm Durchmesser), die durch Bohrungen im Seitenreflektor in den Kern fallen und damit den Reaktor zuverlässig und für lange Zeit unterkritisch machen und abschalten. Ein stark negativer Temperaturkoeffizient der Reaktivität sorgt unabhängig von der Wirkung der Abschaltssysteme immer für eine Abschaltung der Kettenreaktion bei ungewollten Leistungssteigerungen.

Die Nachwärme wird beim Störfall allein durch Wärmeleitung, Wärmestrahlung und freie Konvektion aus dem *Core* und durch die Reflektorstrukturen an ein äußeres Flächenkühlsystem abgegeben, das den Reaktordruckbehälter umgibt. Wenn auch dieses einfache, redundant ausgeführte wassergekühlte System ausfällt, wird die Nachwärme von einer Betonzelle, die den Reaktordruckbehälter umgibt, aufgenommen und dort gespeichert bzw. später an die *Containment*-Atmosphäre

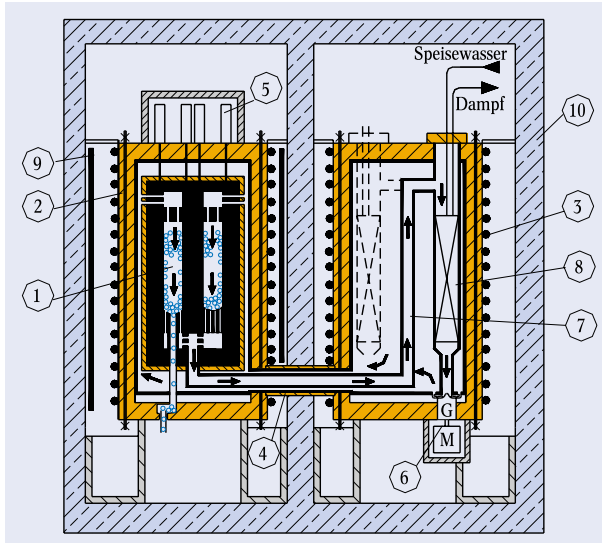


Abb. 2: Konzept eines inhärent sicheren Hochtemperaturreaktors mit einem ringförmigen Kern und einem Primärkreis, der sich in einem vorgespanntem berstsicheren Behälter befindet (s. Text). 1: Kern, 2: Reaktorbehälter, 3: Spannkabel, 4: Koaxialleitung, 5: Abschaltstäbe, 6: Heliumgebläse, 7: Heißgasleitung, 8: Dampferzeuger, 9: Oberflächenkühler, 10: innere Betonzelle

re abgegeben, ohne dass das heißeste Brennelement jemals den genannten Temperaturwert überschreitet.

Der Reaktor wird kontinuierlich von oben mit frischen kugelförmigen Brennelementen beladen, vollständig abgebrannte Brennelemente werden am *Core*-Boden durch ein Abzugssystem kontinuierlich entnommen. Teilweise abgebrannte Brennelemente werden bis zu 10-mal durch den Reaktor rezykliert. Diese Technik wurde beim Atomversuchsreaktor (AVR) in Jülich, der eine thermische Leistung von 50 MW und eine Heliumaustrittstemperatur von 950 °C aufweist, 20 Jahre lang erfolgreich praktiziert. Sie gewährleistet, dass immer nur soviel Spaltstoff im Kern enthalten ist, dass das System gerade kritisch ist – eine wesentliche Eigenschaft für die inhärente Sicherheit des Reaktors.

Die Kühlung des Reaktors und damit die Abfuhr der Wärme aus dem *Core* zum Dampferzeuger erfolgt durch Helium, welches bei 60 bar von einer Temperatur von 250 °C auf 700 °C im Kern aufgeheizt wird. Da die Brennstofftemperaturen in den Brennelementen bei diesen Prozessbedingungen unterhalb von 900 °C liegen, treten im Normalbetrieb praktisch keine Spaltprodukte aus den Brennelementen aus und der Kühlkreislauf ist frei von nennenswerten Kontaminationen. Dies wurde durch den langjährigen Betrieb des AVR sogar bei einer Heliumtemperatur von 950 °C nachgewiesen.

Im Dampferzeuger wird Frischdampf mit konventionellen Werten von 530 °C/200 bar erzeugt. Steigerungen der Frischdampf Temperatur auf 600 °C und damit eine Anhebung des Kraftwerkswirkungsgrades auf rund 43 % sind mit der heutigen Materialtechnik der Dampferzeuger möglich. Die Verbindung zwischen *Core* und Dampferzeuger wird durch eine innen isolierte Koaxialleitung hergestellt, in der das Heißgas durch einen inneren isolierten Kanal geführt wird und bei der das rückströmende Kaltgas das Heißgasrohr von außen sehr wirksam kühlt.

Der gesamte Primärkreis ist in einem System vorgespannter Behälter angeordnet. Die zur Vorspannung verwendeten axialen und radialen Spannkabel sind so ausgelegt, dass in den Wandungen der Behälter nur

Druckspannungen herrschen. Ein Bersten des Behälters ist dadurch unmöglich – eine wichtige Voraussetzung für inhärent sichere Reaktoren. Wesentlich ist hierbei, dass die Belastung für das radiale und axiale Vorspannungssystem auf eine Vielzahl hochredundant ausgeführter Kabel mit sehr vielen einzelnen Drähten verteilt ist und dass damit das Versagen einzelner oder mehrerer Kabel völlig unbedeutend wäre. Bei einem normalen mit Innendruck beaufschlagten Behälter wird die Sicherheit hingegen nur durch eine Behälterwand gewährleistet. Vorgespannte Behälter nutzen die Kabel ähnlich wie Spannbetonbrücken zum Erreichen hoher Sicherheit. Als heliumdichtes Behältermaterial ist Stahlguss besonders gut geeignet. Des Weiteren kommen auch speziell gearbeitete Behälter aus Sphärogussblöcken, Spannbeton und Schmiedestahl in Frage.

Die beiden Hauptbehälter des Primärkreises mit dem Verbindungsbehälter für die Koaxialleitung befinden sich in einer inneren Betonzelle, die ein einfaches Flächenkühlungssystem besitzt. Der Beton selbst dient als finale Wärmesenke zur Aufnahme der Nachwärme.

Der Primärkreis ist in einem speziell an die Bedürfnisse des modularen Hochtemperaturreaktors angepassten *Containment* untergebracht, es dient im Wesentlichen der Beherrschung äußerer Einwirkungen. Die innere Betonzelle ist mit einem einfachen Störfallfilter nach außen abgeschlossen. Die thermische Leistung einer derartigen Reaktoreinheit ist durch die Größe der heute verfügbaren vorgespannten Behälter auf 300 MW begrenzt. Große heutige Leistungsreaktoren weisen dagegen thermische Leistungen bis zu 4000 MW auf. Größere Leistungen beim Hochtemperaturreaktor sind durch die modulare Parallelschaltung mehrerer Reaktoren möglich. Während in Abb. 2 ein Dampferzeuger zur Nutzung der Wärme gezeigt ist, lassen sich ebenso ein Gasturbinensystem oder die Komponenten eines Kombizyklus (kombinierter Gasturbinen- und Dampfturbinenprozess) im zweiten Behälter anordnen. Die

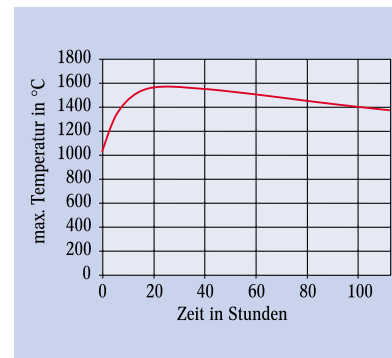


Abb. 3: Selbst bei dem gleichzeitigen vollständigen Verlust des Kühlmittels, dem Ausfall der aktiven Nachwärmeabfuhr und dem Versagen des gesamten Abschaltsystems bleibt die maximale Brennelementtemperatur im *Core* unter 1600 °C.

Austrittstemperatur des Heliums aus dem Reaktorkern beträgt bei diesen Anwendungen 900 °C. Ein HTR eignet sich damit zur Erzeugung von elektrischer Energie mit hohem Wirkungsgrad (bis zu 45 %), für Kraft-Wärme-Kopplungsanlagen mit sehr hohen Energienutzungsgraden (rund 85 %), zum Einsatz in Netzen mit geringer Kapazität sowie zur Bereitstellung von Prozesswärme zur Versorgung energiewirtschaftlich bedeutsamer Prozesse.

Sicherheitstechnische Bewertung

► **Thermische Stabilität:** Wie Abb. 3 zeigt, wird beim Störfall „vollständiger Kühlmittelverlust plus Ausfall jeglicher aktiver Nachwärmeabfuhr plus vollständiger Verlust des 1. Abschaltsystems“ niemals eine maximale

Temperatur der Brennelemente von 1600 °C überschritten. Dieser Wert tritt auch nur in einem sehr kleinen *Core*-Bereich über eine vergleichsweise kurze Zeit auf. Ein Kernschmelzen ist völlig ausgeschlossen. Die Nachwärme wird in einer ersten Phase von rund 25 Stunden vornehmlich in den keramischen Strukturen der Brennelemente und in den dickwandigen Graphitreflektoren, die den Reaktorkern umschließen, gespeichert, danach überwiegt die Wärmeabgabe über die Oberfläche des Reaktordruckbehälters an die Umgebung. Auch die Temperatur der Wand des Reaktordruckbehälters bleibt unter 300 °C, solange das äußere Flächenkühlsystem, welches den Reaktordruckbehälter umgibt und aus einfachen wasserdurchströmten Rohren besteht, funktioniert. Fällt auch dieses mehrfach redundant ausgeführte System aus, so bleibt die maximale Brennelementtemperatur praktisch unverändert, die Temperatur der Behälterwand steigt auf 450 °C. Die integrale Spaltproduktfreisetzung aus den Brennelementen im gesamten Störfallablauf ist kleiner als 10^{-6} des *Core*-Inventars.

► **Nukleare Stabilität:** Das *Core* hat wegen der kontinuierlichen Beladung mit frischen Brennelementen praktisch keine Überschussreaktivität zur Abbrandkompensation, die bei allen heutigen Leichtwasserreaktoren notwendig ist, um etwa einen Betrieb über ein Jahr bis zum nächsten Brennelementwechsel durchführen zu können. Die Temperaturkoeffizienten des Hochtemperaturreaktors sind stark negativ. Auch bei Wassereintrich hat das *Core* einen negativen Rückkopplungskoeffizienten, d. h. eine ansteigende Leistung wird inhärent durch vermehrte parasitäre Neutronenabsorption begrenzt, wenn durch geeignete Brennelementauslegung (50 % Graphitkugeln im *Core*) eine Übermoderierung eingestellt wird.

Ein Austreiben der Abschalt Elemente aus dem *Core* ist wegen der Verwendung eines vorgespannten berstsicheren Reaktordruckbehälters völlig unmöglich. Das *Core* eines HTR wäre aber selbst gegen prompte Reaktivitätsstöße sicher ausgelegt, wenn diese auftreten könnten. Bei diesem Reaktor würde dann auch bei Annahme ungünstigster Umstände eine selbsttätige Begrenzung der nuklearen Leistung und der Brennelementtemperatur auf Werte kleiner als 1600 °C eintreten.

► **Chemische Stabilität:** Der Einbruch größerer Mengen von Luft in den Primärkreis ist wegen der Verwendung einer vorgespannten berstsicheren Konstruktion für den Primärkreis unmöglich. Kleine Luftmengen, die durch kleine Leckageöffnungen (Nennweite < 65 mm) eintreten könnten, sind im Hinblick auf Brennelementbeschädigungen unbedeutend. Der Luftinhalt in der inneren geschlossenen Betonzelle des Reaktors ist auf so geringe Mengen beschränkt, dass keine unzulässigen Beschädigungen der Brennelemente,

die zu radiologischen Belastungen führen könnten, auftreten können.

Folgen eines massiven Wassereintrichs in den Primärkreis wären eine Steigerung des Systemdrucks, Korrosion des Graphits und Bildung von Wasserstoff und Kohlenmonoxid. Das Eindringen von Wasser in den Primärkreis wird durch die vorhandenen Sicherheitseinrichtungen wie Absperrventile, Sicherheitsventile und Berstscheiben beherrscht. Selbst extrem große Wassermengen, die nach Versagen all dieser Sicherheitseinrichtungen grundsätzlich in den Primärkreis einströmen könnten, stellen die Integrität des Reaktorkerns nicht infrage.

► **Mechanische Stabilität:** Die mechanische Stabilität wird durch das vorgespannte Behältersystem erreicht. Bei einer an sich unzulässigen Erhöhung des Druckes, die nicht schon vorher durch Sicherheitsventile oder Berstscheiben abgebaut worden ist, öffnet eine Schweißlippe am Behälter und baut den Überdruck über diese Öffnung ab. Die Integrität des Reaktordruckbehälters wird niemals infrage gestellt. Schäden an Kerneinbauten bei Kühlmittelverluststößen sind bei Verwendung eines vorgespannten Behälters unmöglich, da die Drucktransienten auf sehr kleine Werte beschränkt bleiben. Dieses Überdruckverhalten vorgespannter Druckbehälter wurde vielfach für vorgespannte Behälter getestet.

Die Qualitätssicherung der Brennelemente geschieht vor dem Einsatz in den Reaktor und wird während des Betriebes stichprobenartig weitergeführt. Im übrigen

Kernschmelzen und Folgen bei heutigen Leichtwasserreaktoren

Nachwärme entsteht auch nach Abschalten der Kettenreaktion durch β - und γ -Zerfall der Spaltprodukte. Sie beträgt nach dem Abschalten rund 6 % der Nominalleistung, nach einer Stunde noch etwa 1 %. Große Wärmemengen müssen daher zuverlässig aus dem Reaktorkern abgeführt werden, um Schäden zu vermeiden. Wegen der hohen Werte der Kernleistungsdichten heutiger Leichtwasserreaktoren muss die Kühlung nach dem Abschalten weiter betrieben werden.

Reaktoren verfügen über umfangreiche Kühleinrichtungen. Neben den betrieblichen Kreisläufen (Dampferzeuger und Kühlmittelpumpen) sind weitere redundante und diversitäre Kühlsysteme installiert, die auch nach Störfällen am primären Kühlsystem eine Kernkühlung bewirken. Diese Kühlkreisläufe werden mit möglichst hoher Zuverlässigkeit ausgeführt. Dennoch weist dieses System, da alle Komponenten eine gewisse Ausfallrate haben, eine endliche Ausfallrate auf.

Nach Ausfall der Nachwärmeabfuhr kommt es bei Leichtwasserreaktoren zum Verdampfen des Restwassers im Kernbereich sowie zum Aufheizen des Brennstoffs und der Kernstrukturen bis zum Schmelzen. Gleichzeitig bilden sich durch Reaktion des Zirkons der Brennstabhüllen mit Wasserdampf große Wasserstoffmengen unter Freisetzung von zusätzlicher exothermer Reaktionswärme.

Nach etwa einer Stunde kann unter ungünstigen Bedingungen der Kern zerstört sein und sich ein 2500 °C heißes sog. *Corium*-Gemisch (geschmolzenes UO_2 , ZrO_2 , Stahl, Spaltprodukte) in der Bodenkalotte des Reaktordruckbehälters ansammeln. Kurz danach würde dann auch der Boden des Reaktordruckbehälters durchschmelzen und das heiße *Corium* – bis zu 300 t – ins Reaktorgebäude abstürzen. Danach kann eine Beschädigung des Reaktor-*Containments* eintreten. Hier

baut sich ein hoher Störfalldruck auf, der nach etwa vier Tagen zum Überdruckversagen führt. In deutschen Anlagen ist inzwischen für diesen Fall die Öffnung eines Entlastungsventils mit Abgabe über ein Filtersystem und den Kamin vorgesehen. Feste Spaltprodukte und Aerosole würden hier weitestgehend zurückgehalten, nur die gasförmigen Spaltprodukte würden entweichen.

Der entstandene Wasserstoff könnte nach Zündung und evtl. Detonation ebenfalls zur Beschädigung des *Containments* führen. Inertisierung sowie Wasserstoffabbau über geeignete Rekombinatoren sind gezielte Gegenmaßnahmen. Die heiße Kernschmelze mit Nachwärmeerzeugung kann nach rund vier Tagen den Betonboden des *Containments* durchdringen und eine Grundwasserseuchung bewirken. Wegen dieses Phänomens ist bei zukünftigen Anlagen ein sog. *Core-catcher* im Bereich unterhalb des Reaktordruckbehälters vorgesehen, der die *Core*-Schmelze auffängt und kühlt.

Bei Sicherheitsanalysen werden auch noch zwei weitere Möglichkeiten einer Beschädigung des Reaktorgebäudes erörtert:

► **Der Hochdruckpfad des Kernschmelzens:** Hierbei würde das *Core* unter hohem Druck und Wasserstoffbildung im Reaktordruckbehälter schmelzen. Nach Versagen des Behälters könnte der Wasserstoff zünden, die Bruchstücke des Behälters könnten das Reaktorgebäude beschädigen.

► **Die Dampfexplosion:** Hierbei könnte *Corium* feinverteilt in Wasser einfallen. Schlagartig ablaufende Verdampfungsprozesse würden dann eine starke Drucksteigerung bewirken.

Als Folge des Kernschmelzens und anschließenden Versagens des Reaktor-*Containments* würden große Mengen an Radioaktivität in die Umgebung freigesetzt.

hätten selbst einzelne nicht spezifikationsgerechte Brennstoffchargen keine katastrophalen Auswirkungen bei Störfällen, da die angegebenen hohen Störfalltemperaturen von 1600 °C nur bei wenigen Prozenten der Brennelemente für wenige Stunden erreicht würden. Dies ist eine Folge des speziellen Konzeptes der selbsttätigen Nachwärmeabfuhr.

Einflüsse von außen, die vorhersehbar sind und im Genehmigungsverfahren erörtert werden (Flugzeugabsturz, Gaswolkenexplosion, Erdbeben), werden durch das dickwandige Reaktorgebäude (2 m Wandstärke) und die geschilderte sehr robuste Konstruktion des Primärsystems beherrscht. Selbst wenn ein extremes Erdbeben das Reaktorgebäude zerstören würde und Bauschutt den Reaktordruckbehälter bedeckte, wirkte die selbsttätige Nachwärmeabfuhr und kühlte das System schließlich auf unkritische Werte ab. Auch bei diesem extremen Störeeignis würde eine maximale Brennstofftemperatur von 1600 °C nicht überschritten werden. Schon vor dreißig Jahren wurde die unterirdische Bauweise kleiner schmelzsicherer HTR vorge schlagen und als sehr vorteilhaft bewertet.

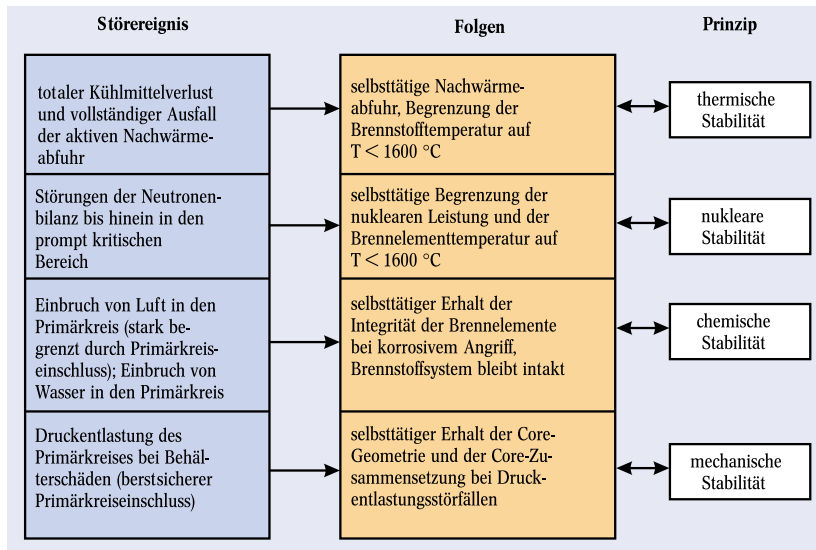


Abb. 4: Übersicht über das Störfallverhalten eines inhärent sicheren Hochtemperaturreaktors

Insgesamt ist festzustellen, dass – soweit Ereignisse betrachtet werden, die aus vorhersehbaren inneren oder äußeren Ursachen eintreten – offenbar kein Störeeignis zu erkennen ist, das unzulässige Freisetzungen verursachen könnte. Die Anforderungen einer katastrophensicheren Nukleartechnik sind somit erfüllt (Abb. 4). Das hier geschilderte Systemverhalten lässt sich schließlich in einem realen Versuch an einem Reaktor nachweisen, da ein Kernschmelzen nicht eintreten kann. Die Nachwärme kann zunächst an einem Modell durch elektrische Widerstandheizung simuliert werden und alle Störfälle, außer nuklear bedingten Exkursionen, lassen sich unter wirklich zu erwartenden Bedingungen untersuchen.

Am AVR-Reaktor in Jülich sind die relevanten Sicherheitsexperimente durchgeführt worden. Die Abschaltungssysteme wurden vollkommen außer Betrieb gesetzt, dennoch schaltete sich der Reaktor aufgrund seines stark negativen Temperaturkoeffizienten automatisch ab. Die aktive Kühlung wurde vollständig unterbrochen, und der Reaktor führte seine Nachwärme selbsttätig ab, ohne dass die Brennelementtemperaturen Werte von 1300 °C überschritten. Diese Sicherheitstests sind einmalig in der Welt. Ein erster Kugelhafenreaktor in China, der jüngst kritisch wurde, wird

nochmals zum Nachweis dieses Systemverhaltens eingesetzt werden. Hier wird das gesamte denkbare Störfallspektrum im Detail experimentell verfolgt werden.

Gesamtbewertung

Die bisherige Entwicklung der HTR-Technik hat gezeigt, dass eine Kerntechnik mit hohem Wirkungsgrad, hoher inhärenter Sicherheit sowie sehr guter Brennstoffausnutzung möglich ist. Weltweit gibt es eine Reihe von Projekten, dieses Reaktorkonzept zukünftig in den Markt einzuführen. Damit lautet die Antwort auf die eingangs gestellte Frage: Ja, ein katastrophensicherer Reaktor lässt sich entsprechend dem angegebenen Konzept realisieren.

Ergänzend sei hier darauf hingewiesen, dass nach den Untersuchungen weltweit führender Hersteller und Betreiber von Kernkraftwerken modulare Hochtemperatur-Kernkraftwerke wirtschaftlich konkurrenzfähig sowohl im Vergleich zu anderen Nukleartechniken als auch zu fossil befeuerten Kraftwerken sein werden. Voraussetzungen werden Serienherstellung, modularer Aufbau großer Leistungen und nachgewiesene Sicherheit sein. Wegen der kleinen Leistung und der damit auch begrenzten Höhe der Investitionskosten im Vergleich zu Großanlagen werden Kernkraftwerke wieder baubar und finanzierbar. All dies ist sicherlich eine Voraussetzung dafür, dass die Kerntechnik ihre Akzeptanz zurückerlangt.

Auch für die Zwischen- und Endlagerung abgebrannter Brennelemente gilt der hohe Stand der Sicherheit. Wenn vollkeramische Abfallgebinde, die die abgebrannten Brennelemente des HTR enthalten, endgelagert werden, ist eine Auslaugung von Spaltprodukten durch die Einwirkung von Wasser oder Laugen nicht möglich.

Sehr langfristig lassen sich voraussichtlich Verfahren des *Partitioning* und der Transmutation einsetzen, um die langlebigen Isotope in den Abfällen, insbesondere Aktiniden, zu vernichten und damit die Endlagerung im Hinblick auf die Mengen noch weiter zu verbessern und stark zu entlasten. Aus dem Nachweisproblem für ein Endlager mit derzeit rund einer Million Jahren wird dann ein solches für etwa 1000 Jahre. Danach wäre die Radiotoxizität der endgelagerten Reststoffe unter diejenige einer natürlichen Uranlagerstätte gesunken. An diesen Verfahren wird weltweit intensiv gearbeitet.

Der Autor

Kurt Kugeler hat nach seinem Physikstudium 1968 zum Dr.-Ing. an der RWTH Aachen promoviert. Bis 1979 war er wissenschaftlicher Mitarbeiter und Abteilungsleiter in der KFA Jülich am Institut für Reaktorentwicklung. Kugeler habilitierte sich 1976 an der RWTH Aachen und erhielt 1979 einen Ruf an die Universität-GH Duisburg für das Gebiet Energietechnik. Seit 1990 hat er den Lehrstuhl für Reaktorsicherheit und -technik an der RWTH Aachen inne und ist Direktor am Institut für Sicherheitsforschung und Reaktortechnik des Forschungszentrums Jülich GmbH. Kugeler ist Mitglied der Deutschen Reaktor-Sicherheitskommission und im Kerntechnischen Ausschuss. Er gilt als Verfechter der friedlichen Nutzung der Kerntechnik – allerdings unter Einhaltung strengster Sicherheitsauflagen.

