

Internationale Teams erarbeiten Konzepte für die Reaktoren der 4. Generation

Kaum eine Technik hat sich im vergleichbar knappen Zeitraum von 40 Jahren so rasant weiterentwickelt wie die Kernenergie. Von den Prototypen und Demonstrationskraftwerken der 60er-Jahre mit nur wenigen Watt ging der Weg bis zum heutigen EPR der 3. Generation. Inzwischen arbeiten zahlreiche Nationen schon an Konzepten für die 4. Generation. Die wesentlichen Schritte dahin zeichnet Prof. Dr.-Ing. Thomas Schulenberg vom Institut für Kern- und Energietechnik am Forschungszentrum Karlsruhe nach.

Die weltweite Entwicklung von Kernkraftwerken lässt sich grob in die folgenden Generationen gliedern: Prototypen und Demonstrationskraftwerke, die bereits in den 60er-Jahren gebaut wurden, typischerweise mit nur wenigen 100 MW Leistung, zählen zur 1. Generation. Sie demonstrierten die technische Machbarkeit, wobei wirtschaftliche Aspekte zunächst von sekundärem Interesse waren. Seit Anfang der 70er-Jahre erreichten Druck- und Siedewasserreaktoren eine elektrische Leistung von mehr als 1.000 MW. Durch Standardisierung und größere Blockleistungen wurden die Anlagenkosten minimiert und die Wirtschaftlichkeit erhöht. Wir zählen diese Reaktoren zur 2. Generation. Sie bilden heute den weitaus größten Anteil der Stromversorgung aus Kernenergie in Europa.

Der schwere Störfall im Druckwasserreaktor Three Mile Island in Harrisburg im Jahr 1978 mit einer weitgehenden Zerstörung des Reaktorkerns initiierte eine weltweite Reaktorsicherheitsforschung insbesondere für Leichtwasserreaktoren, die Nachrüstungen vorhandener Reaktoren und konstruktive Verbesserungen zur Folge hatte. Dadurch konnte die Eintrittswahrscheinlichkeit schwerer Störfälle erheblich reduziert werden. Wir verdanken dieser Entwicklung den geradezu legendären Sicherheitsstandard deutscher Druck- und Siedewasserreaktoren sowie eine Zuverlässigkeit, die konventionelle Kraftwerke bei Weitem überragt.

Leichtwasserreaktoren mit optimierter Anlagensicherheit

Auch wenn der grafitmoderierte Reaktor des Typs RBMK in Tschernobyl technisch nicht mit Leichtwasserreaktoren vergleichbar ist, begründete die folgenschwere Zerstörung dieses Reaktors im Jahr 1986 die Neuentwicklung einer 3. Generation von Kernkraftwerken, die selbst im noch so unwahrscheinlichen Fall einer Kernzerstörung keine Gefahr für die umgebende Bevölkerung darstellen können. In Europa entstand so in deutsch-französischer Zusammenarbeit der europäische Druckwasserreaktor EPR mit einer elektrischen Nettoleistung von 1.600 MW und einem Nettowirkungsgrad von 36 Prozent. Er wurde erstmals Ende 2003 verkauft. Wirkungsgrad und Investitionskosten lassen Stromgestehungskosten von circa 3 bis 4 cent/kWh erwarten. Das Kraftwerkskonzept beruht auf über 40 Jahren Erfahrung mit mehr als 270 Druckwasserreaktoren, die weltweit gebaut wurden, ist also bewusst konservativ an bisherige DWR-Konzepte angelehnt. Mehr als 20 Jahre Reaktorsicherheitsforschung sind in dieses Reaktorkonzept eingeflossen. Kein anderer Reaktortyp ist je derart intensiv auf seine Sicherheit untersucht worden. Charakteristische Merkmale des EPR sind ein doppelwandiges Betoncontainment, das auch Einwirkungen von außen noch besser standhält, die vierfach redundanten Notkühlsysteme, die zum Schutz vor inneren und äußeren Einwirkungen in getrennten Gebäudeteilen untergebracht wurden, ein Sprühsystem zur Druckreduzierung im Containment für den Fall eines Leitungsbruchs im Primärsystem sowie ein Kernfänger, der im unwahrscheinlichen Fall einer Kernzerstörung auch ein Durchdringen der Kernschmelze nach unten verhindert.

Ein weiteres Beispiel für Kernkraftwerke der 3. Generation ist der Siedewasserreaktor SWR1000, der heute mit einer elektrischen Leistung von circa 1.250 MW angeboten wird. Auch dieser Kraftwerkstyp beruht auf mehr als 40 Jahren Erfahrung mit 93 Siedewasserreaktoren, die weltweit gebaut wurden. Charakteristisches Merkmal dieses Reaktors ist eine passive Nachwärmeabfuhr nach einem Kühlmittelverluststörfall, die es ermöglicht, den Reaktor über mehrere Tage selbst ohne menschliches Eingreifen oder ohne eine elektrische Regelung hinreichend zu kühlen. In Weiterentwicklung bestehender SWR wurde dies durch ein höher liegendes Flutbecken ermöglicht, in das Notkondensatoren die Nachwärme auch ohne Pumpen abführen können und das bei Bedarf als Wasserreservoir für eine passive Flutung des Reaktordruckbehälters dient. Eine längerfristige passive Kühlung wurde durch Gebäudekondensatoren ermöglicht, die die Nachzerfallswärme in das Absetzbecken über dem Reaktor abführen, ohne die Sicherheitsbarriere des Containments zu verletzen. Auch der amerikanische Druckwasserreaktor AP1000 verwendet passive Kühlkonzepte, weshalb auch dieser Reaktor zur 3. Generation gezählt wird.

Aus Sicht der Forschung ist die Entwicklung der 3. Generation heute weitgehend abgeschlossen. Sichere, zuverlässige und kostengünstige Kernkraftwerke sind kommerziell verfügbar. Worin liegt dann der Forschungsbedarf der kommenden Jahrzehnte?

Wege zur 4. Generation kerntechnischer Systeme

Zur Beantwortung dieser Frage schlossen sich 2001 zehn Nationen zum Generation IV International Forum zusammen mit dem Ziel, in gemeinsamer Forschung die 4. Generation kerntechnischer Systeme vorzubereiten. Eine erste, weltweite Umfrage nach denkbaren Systemen ergab über 100 Rückmeldungen, die nach festgelegten Kriterien bewertet wurden: Die Systeme sollten sicher und zuverlässig sein, sie sollten eine wirtschaftliche Stromerzeugung ermöglichen und minimalen Abfall produzieren. Besonderen Wert wurde auch auf Konzepte gelegt, die eine nachhaltige Nutzung des Brennstoffs Uran ermöglichen, wobei der dazu notwendige Brennstoffkreislauf proliferationssicher sein sollte. Das Ergebnis der Bewertung ergab sechs grundsätzlich verschiedene Reaktorkonzepte, die das Forum

weiterhin gemeinsam untersuchen will und über die nachfolgend kurz berichtet wird. Im Jahr 2003 schlossen sich die Euratom-Staaten als 11. Partner diesem Forum an sowie China und Russland Ende 2006.

Der große Erfolg der Druck- und Siedewasserreaktoren in den letzten Jahrzehnten legt zunächst nahe, Leichtwasserreaktoren weiterzuentwickeln. Hier zeigt sich bei der Anhebung der Frischdampfzustände noch ein erhebliches Entwicklungspotenzial. Während z. B. für kohlebefeuerte Dampfkraftwerke die Frischdampf-temperatur seit den 60er-Jahren auf bis zu 600 °C angehoben werden konnte, wobei seit etwa 1990 der Frischdampfdruck über dem kritischen Druck lag, sind die Frischdampf-temperaturen der LWR mit circa 285 °C noch fast unverändert auf dem Stand der 60er-Jahre. Eine Steigerung des Drucks im Reaktor auf überkritische Zustände (z. B. 25 MPa), könnte eine Anhebung der Kernaustritts-temperatur eines DWR auf 380 °C ermöglichen, wodurch der Wirkungsgrad um zwei Prozentpunkte und die Turbinenleistung bei gleichem Dampfmassenstrom um 20 Prozent gesteigert würde, während die Leistung der Pumpen im Primärsystem auf ein Viertel gesenkt würde. Da Wasser bei diesem Druck nicht siedet, wäre zudem das Risiko einer Siedekrise im Kern ausgeschlossen; ein weiteres Sicherheitsargument. Wesentlich größere Leistungs- und Wirkungsgradvorteile ergäben sich bei circa 500 °C Kernaustritts-temperatur und gleichem Druck. Der so erzeugte Hochdruckdampf könnte wie beim Siedewasserreaktor direkt der Turbine zugeführt werden, was erhebliche Kosteneinsparungen erwarten lässt. Derzeit erarbeitet ein Konsortium aus Euratom-Mitgliedsländern ein derartiges HPLWR-Konzept. Ähnliche Ziele verfolgen Forschungsstellen in Japan und Korea. In Kanada wird das Ziel verfolgt, auch Druckröhrenreaktoren mit überkritischem Wasser zu betreiben.

Ein zweites Reaktorkonzept umfasst heliumgekühlte Höchsttemperaturreaktoren, die mit Grafit moderiert werden und die Kernaustrittstemperaturen von circa 900 bis 1.000 °C erreichen sollen. Neben dem Vorteil deutlich höherer Wirkungsgrade von bis zu 50 Prozent könnte so auch Hochtemperaturwärme für chemische Prozesse nuklear erzeugt werden, etwa zur Wasserstoffproduktion für den Verkehr. Die derzeitigen Konzepte beruhen auf Erfahrungen mit dem deutschen Kugelhaufenreaktor und britischen gasgekühlten Reaktoren. Während in der Vergangenheit die geringe Leistungsdichte des Kerns die Wirtschaftlichkeit eher benachteiligte, könnten sich deutliche Kostenvorteile aus der inhärenten Sicherheit dieses Reaktors ergeben. Da die Nachwärme des Kerns in kleineren Reaktoren (bis zu circa 250 MW thermische Leistung) allein durch Wärmeleitung abgeführt werden kann, können Notkühlsysteme entfallen. Andererseits sind jedoch Kernaustrittstemperaturen jenseits 850 °C noch eine Herausforderung für die Werkstofftechnik. Neuere Konzepte werden vor allem in Südafrika, Frankreich, den USA, England und China verfolgt.

Unter einer nachhaltigen Nutzung des Brennstoffs Uran wird im Internationalen Forum die Konversion des reichlich vorhandenen U-238 zu Plutoniumisotopen verstanden sowie die Wiederaufarbeitung des Brennstoffs im geschlossenen Brennstoffkreislauf. Dadurch wird einerseits weit mehr als das selten vorhandene U-235 zur Kernspaltung bereitgestellt, andererseits das Endlager von langfristig strahlendem radioaktivem Abfall entlastet. Die technische Machbarkeit dieses Prozesses wurde schon in den 80er-Jahren demonstriert. Die Technik ermöglicht schon allein mit dem bereits geförderten Uran sowie mit den heute vorhandenen abgebrannten Brennelementen eine Stromversorgung für mindestens 3.000 Jahre. Während jedoch bei Wiederverwertung des Plutoniums als MOX-Brennstoff im thermischen Leichtwasserreaktor nur ein Teil des Plutoniums gespalten werden kann, können schnelle Reaktoren sämtliches Plutonium verwerten und sogar noch die deutlich geringere Menge an erzeugtem Americium. Schnelle Reaktoren spielen deshalb im Generation-IV-Programm eine wichtige Rolle. Drei der ausgesuchten sechs Konzepte verwenden schnelle Reaktoren.

Verzichtet man im gasgekühlten Hochtemperaturreaktor auf den Grafitmoderator und ersetzt die geringe Urananreicherung durch eine höhere Beimischung von Plutonium, entsteht ein gasgekühlter schneller Reaktor mit einer hohen Leistungsdichte im Kern, die ähnlich einem Druckwasserreaktor ist. Ein derartiger Reaktor kann sowohl das verbrauchte Plutonium durch Kon-

version des U-238 nachgenerieren als auch Transurane, die als Abfallprodukt aller Reaktoren entstehen, durch Kernspaltung vernichten. Im Gegensatz zum thermischen Reaktor ist dieser schnelle Reaktor jedoch leider nicht mehr inhärent sicher, sodass redundante Notkühlsysteme, Heliumspeichertanks und ein gasdichtes Containment notwendig werden, das im Fall eines Lecks einen totalen Verlust des Kühlmittels Helium verhindert. Dieses Reaktorkonzept wird derzeit insbesondere in Frankreich verfolgt.

Ein alternatives Konzept schneller Reaktoren basiert auf russischen Erfahrungen mit U-Boot-Reaktoren, die mit Bleiwismut gekühlt werden. Bei geeigneter Auslegung könnte ein schneller Reaktor, mit flüssigem Blei gekühlt, für 15 bis 20 Jahre betrieben werden, ohne dass er geöffnet werden muss. Wird ein solcher Reaktor, gekapselt mit Brennstoff versehen, an einen Betreiber geliefert und nach 15 Jahren komplett ausgetauscht, könnte nicht nur das Proliferationsrisiko erheblich reduziert werden, sondern darüber hinaus auch die Servicekosten. Erste Konzeptstudien wurden dazu in den USA, Japan, Korea und Russland erstellt. Offen ist bei diesem Konzept allerdings noch der zuverlässige Korrosionsschutz von Brennstäben und von Strukturmaterialien im Kern über derart lange Standzeiten. Ein Konsortium aus Euratom-Mitgliedsländern untersucht derzeit weitere Einzelheiten des Konzepts.

Langjährige Erfahrungen mit schnellen Reaktoren liegen heute nur mit natriumgekühlten Reaktoren vor, wie z. B. in den USA, Japan oder Frankreich. Obwohl die heftige Reaktion von Natrium mit Wasser oder Luft besondere konstruktive Maßnahmen erfordert, hat sich dieses Konzept bisher am besten bewährt. Selbst nach 30 Jahren Betrieb traten keine Korrosionsprobleme auf. Es erschien einigen Partnerländern des Internationalen Forums aussichtsreicher, die verbleibenden Probleme der Wirtschaftlichkeit oder der Servicefreundlichkeit zu beheben, als auf ein neues Konzept schneller Reaktoren umzusteigen. Ein entsprechendes internationales Forschungsprojekt wurde soeben unterzeichnet.



Der Autor: Prof. Dr.-Ing. Thomas Schulenberg
Institut für Kern-
und Energietechnik
Forschungszentrum Karlsruhe