

Reaktorkonzepte der 4. Generation

T. Schulenberg
Institut für Kern- und Energietechnik
Forschungszentrum Karlsruhe

Zusammenfassung

Vor ca. 5 Jahren gründeten 10 Nationen, darunter USA, Canada, Japan, Südkorea, Südafrika und Frankreich, das Generation IV International Forum mit dem Ziel, gemeinsam nukleare Systeme der 4. Generation zu entwickeln, die in 30 Jahren oder auch später benötigt werden könnten. Der Initiative schlossen sich später die Euratom-Länder und kürzlich China und Russland an. Die Systeme sollten wirtschaftlich, sicher und zuverlässig sein, sie sollten eine nachhaltige Versorgung mit Kernenergie ermöglichen und wenig Abfall erzeugen, aber nur ein geringes Risiko der Proliferation von Spaltmaterial haben.

In diesem weltweiten Forschungsprogramm werden heute 6 Reaktorkonzepte näher untersucht. Fortschrittliche Leichtwasserreaktoren mit überkritischen Dampfzuständen, analog der Weiterentwicklung fossil gefeuerter Dampfkraftwerke, sollen höhere Wirkungsgrade bei kleineren Anlagenkosten ermöglichen als heutige Druckwasserreaktoren. Helium gekühlte Hochtemperaturreaktoren, die neben Strom auch Prozesswärme bereitstellen können, setzen die Entwicklung des deutschen Kugelhaufenreaktors fort. Schnelle Reaktoren für eine nachhaltige Nutzung von Spaltmaterial, die alternativ mit Helium, Blei oder Natrium gekühlt werden, sollen Plutonium verwerten ohne waffentaugliches Spaltmaterial zu erzeugen. Schließlich ist noch ein recht innovatives Konzept zu erwähnen, bei dem Spaltmaterial in flüssigem Salz gelöst wird, um kontinuierlich Spaltstoff zuzuführen und Spaltprodukte abziehen zu können. Der Vortrag gibt eine kurze Einführung in jedes dieser Reaktorkonzepte und dessen Entwicklungsziele.

Einleitung

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 ersten 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 1000 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 Jahre 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 der 3. Generation mit optimierter Anlagensicherheit

Auch wenn der graphitmoderierte Reaktor des Typs RBMK in Tschernobyl technisch nicht mit diesen 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 1600MW und einem Nettowirkungsgrad von 36%. Er wurde erstmals Ende 2003 verkauft. Wirkungsgrad und Investitionskosten lassen Stromgestehungskosten von ca. 3-4 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 standhalten sollte, 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 ca. 1250MW 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 Siedewasserreaktoren 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?

Internationale Forschungsprogramme zur 4. Generation kerntechnischer Systeme

Zur Beantwortung dieser Frage schlossen sich in 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 Urans ermöglichen, wobei der dazu notwendige Brennstoffkreislauf proliferationssicher sein sollte. Das Ergebnis der Bewertung ergab 6 grundsätzlich verschiedene Reaktorkonzepte, die das Forum weiterhin gemeinsam untersuchen will. Unter der Federführung des US DOE entstand eine *Technology Roadmap* (2002), in der die Grundprinzipien und Forschungsziele dieser 6 Konzepte beschrieben wurden. Im Jahr 2003 schlossen sich die Euratom-Staaten als 11. Partner diesem Forum an, sowie China und Russland Ende 2006.

Leichtwasserreaktoren mit überkritischen Dampfzuständen

Der große Erfolg der Druck- und Siedewasserreaktoren in den letzten Jahrzehnten legt zunächst nahe, Leichtwasserreaktoren (LWR) weiter zu entwickeln. Hier zeigt sich bei der Anhebung der Frischdampfzustände noch ein erhebliches Entwicklungspotential. Während z.B. die Frischdampftemperatur kohlegefeuerter Dampfkraftwerke 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 Frischdampftemperaturen der LWR mit ca. 285°C noch fast unverändert auf dem Stand der 60er Jahre. Abb. 1 zeigt den Anstieg der Wirkungsgrade kohlegefeuerter Dampfkraftwerke im Vergleich zu Druckwasserreaktoren seit 1960. Eine Steigerung des Drucks im Reaktor auf überkritische Zustände (z.B. 25MPa), könnte eine Anhebung der Kernaustrittstemperatur eines DWR auf 380°C ermöglichen, wodurch der Wirkungsgrad um 2% Punkte und die Turbinenleistung bei gleichem Dampfmassenstrom um 20% gesteigert würde, während die Leistung der Pumpen im Primärsystem auf ¼ gesenkt würde. Da Wasser bei diesem Druck nicht siedet, wäre zudem das Risiko einer Siedekrise im Kern ausgeschlossen; ein weiteres Sicherheitsargument. Vogt et al. (2006) beschreiben weitere Einzelheiten dieses neuen Konzepts. Ein erster Reaktorentwurf wurde von Fischer et al. (2006) ausgearbeitet, Abb. 2. Ähnlich einem DWR wird der Kern von unten nach oben von Kühlmittel durchströmt. Steuerstäbe werden von oben in den Kern eingefahren.

Wesentlich größere Leistungs- und Wirkungsgradvorteile ergäben sich bei ca. 500°C Kernaustrittstemperatur und gleichem Druck. Der so erzeugte Hochdruckdampf könnte wie beim Siedewasserreaktor direkt der Turbine zugeführt werden, was erhebliche Kosteneinsparungen erwarten lässt. Abb. 3 zeigt das Prinzipschaltbild des Dampfkreislaufs. Bis auf den Reaktor selbst können alle Komponenten, insbesondere auch die Hoch-, Mittel- und Niederdruckturbinen von heutigen, fossil gefeuerten Dampfkraftwerken übernommen werden, die sogar noch höhere Temperaturen zulassen würden. Der Reaktorkern ist ähnlich einem Siedewasserreaktor aus Brennstäben in Brennelementkästen aufgebaut. Die dort notwendigen Dampfabscheider können bei überkritischem Wasser jedoch entfallen. Zusätzliches Moderatorwasser strömt in Wasserkästen und in Spalten zwischen den Brennelementkästen abwärts. Hofmeister et al. (2005) berichten über weitere konstruktive Einzelheiten.

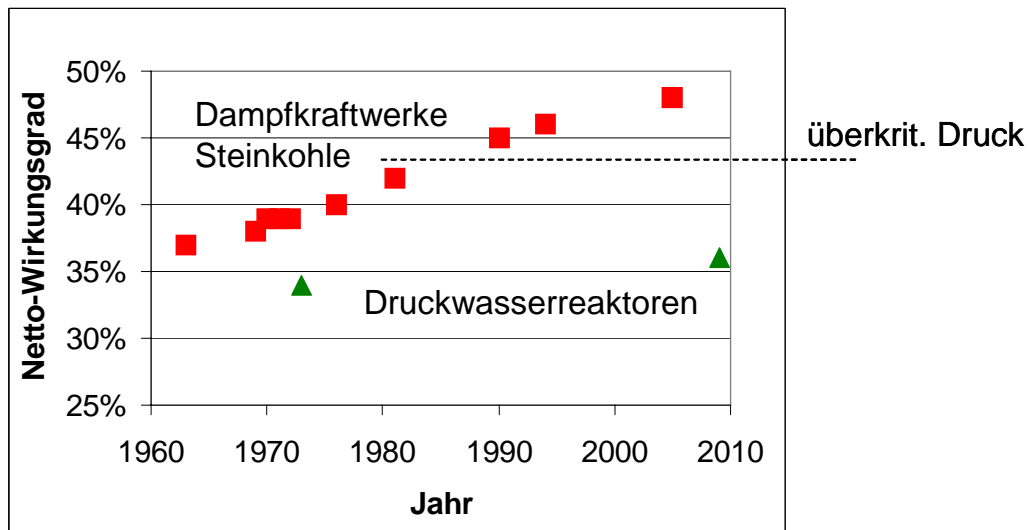


Abb. 1 Die kontinuierliche Verbesserung der Wirkungsgrade fossil gefeuerter Kraftwerke seit 1960 zeigt ein erhebliches Potential für Leichtwasserreaktoren.

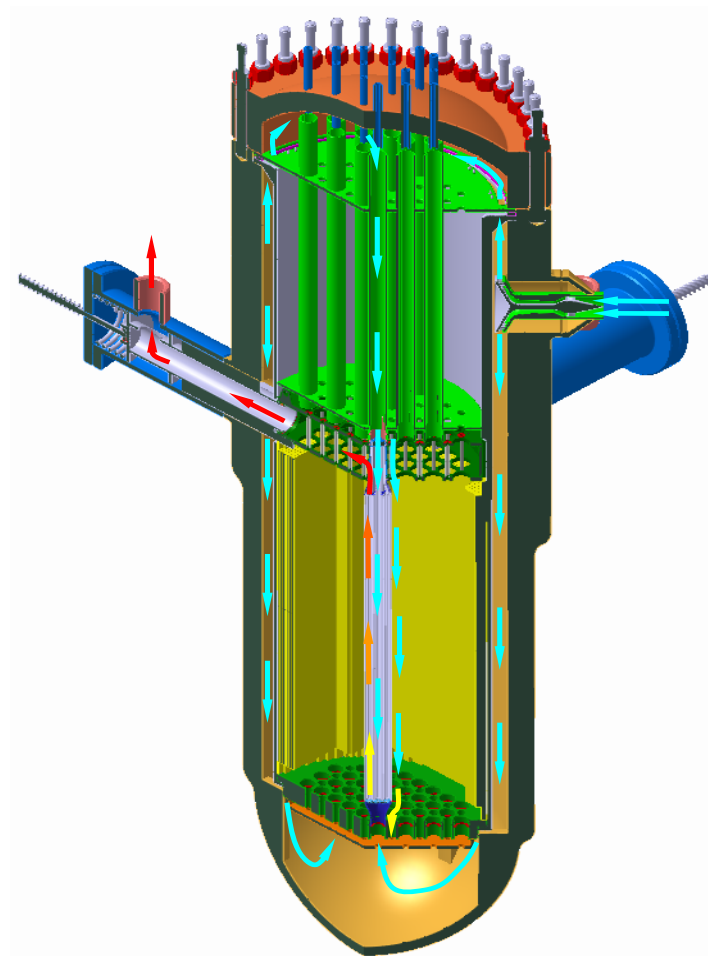


Abb. 2 Leichtwasserreaktoren mit überkritischem Druck ermöglichen höhere Wirkungsgrade bei geringeren Anlagekosten; aus Fischer et al. (2006).

Derzeit erarbeitet ein Konsortium aus Euratom-Mitgliedsländern ein derartiges High Performance Light Water Reaktor (HPLWR) Konzept. Ähnliche Ziele verfolgen Forschungsstellen in Japan und Korea. Als Beispiel kann das Reaktorkonzept von Yamaji et al. (2005) genannt werden, das eine Kernaustrittstemperatur von 530°C vorsieht. In Kanada wird das Ziel verfolgt, auch schwerwassermoderierte Druckröhrenreaktoren mit überkritischem Wasser zu betreiben.

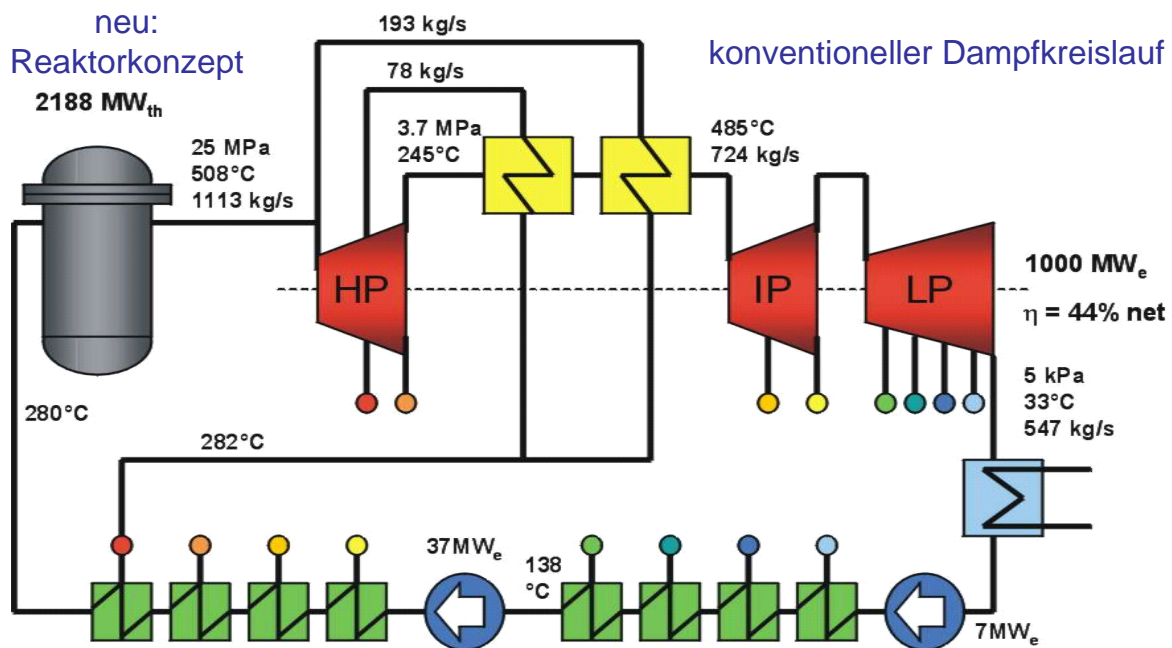


Abb. 3 Dampfkreislauf eines High Performance Light Water Reactors

Höchsttemperatur-Reaktoren

Ein zweites Reaktorkonzept umfasst Helium gekühlte Höchsttemperatur-Reaktoren, die mit Graphit moderiert werden und die Kernaustrittstemperaturen von ca. 900 bis 1000°C erreichen sollen. Neben dem Vorteil deutlich höherer Wirkungsgrade von bis zu 50% 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. 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 (mit ca. 250 MW thermischer 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, USA, England und China verfolgt.

Der südafrikanische Pebble Bed Modular Reaktor (PBMR), vorgestellt von Ion et al. (2003), verwendet UO_2 Brennstoffpartikel, die mit keramischen Schichten umhüllt als Coated Particles in Graphitkugeln von 60mm Durchmesser eingebettet wurden. Abb. 4 zeigt das Konstruktionsprinzip. Die Kugeln werden dem Reaktorkern während des Betriebs laufend von oben zugeführt und nach einem Durchlauf unten wieder abgezogen. Nach Prüfung des Abbrands werden sie ggf. für weitere Durchläufe wieder verwendet, bevor sie endgültig entsorgt werden. Da ein solcher Reaktor nur einen geringen Reaktivitätsüberschuss hat, reichen Steuerstäbe außerhalb des Kerns aus, um den Reaktor abzuschalten. Das PBMR Konzept setzt die thermische Leistung in einem rekuperativen Brayton-Prozess um. Das heiße Helium wird zunächst in einer Turbine entspannt und die anschließend verbleibende Wärme über einen Rekuperator wiederverwertet. Das kalte Ende des Kreisprozesses bildet ein Vorkühler und nach einer Niederdruckverdichtung des Heliums ein weiterer Zwischenkühler, bevor das Helium mit einem Hochdruckverdichter und anschließender Vorwärmung im Rekuperator wieder dem Reaktor zugeführt wird. Die kompakte Kraftwerksanlage ist in Abb. 5 dargestellt. Ein ähnliches Prinzip wurde im amerikanischen GT-MHR verwendet, wobei die Coated Particles in diesem Fall in prismatische Graphitblöcke eingebettet wurden, so dass Steuerstäbe in den Reaktorkern gefahren werden können. LaBar et al. (2003) geben eine Übersicht zu diesem Reaktortyp.

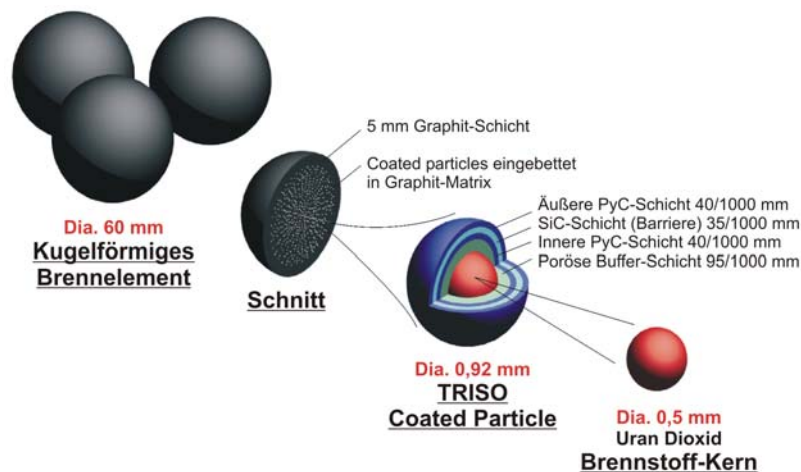


Abb. 4: Kugelförmige Brennelemente des PBMR Hochtemperaturreaktors

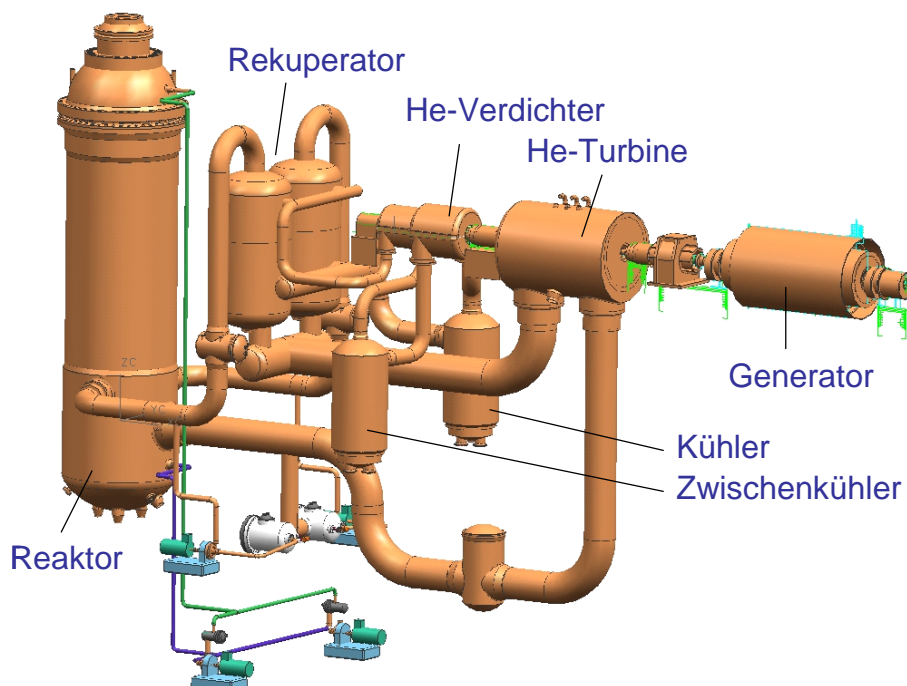


Abb. 5: Der Helium-Brayton-Kreislauf des Hochtemperaturreaktors PBMR, Ion et al. (2003)

Ebenfalls prismatische Brennelemente werden im französischen Hochtemperaturreaktor ANTARES verwendet. Das Kühlmittel Helium wird in diesem Fall jedoch nicht direkt auf eine Gasturbine gegeben, sondern in einem Zwischenwärmetauscher abgekühlt. Dieser heizt sekundärseitig ein Gas aus 80% Stickstoff und 20% Helium von 300°C auf 800°C, das dann in einer Gasturbine im geschlossenen Kreislauf entspannt und wiederverdichtet wird. Das kalte Ende dieses Kreislaufs bildet ein Abhitzeessel, der Dampf für einen konventionellen Dampfkreislauf erzeugt. Dieser Gas- und Dampfprozess erzeugt in Summe 300 MW elektrische Leistung aus 600 MW thermischer Leistung des Reaktors. Copsey et al. (2005) berichten über weitere Einzelheiten.

Schnelle Reaktorkonzepte

Unter einer nachhaltigen Nutzung des Brennstoff Uran wird im Internationalen Forum die Konversion des reichlich vorhandenen U-238 zu Plutonium-Isotopen 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 3000 Jahre. Während jedoch bei Wiederverwertung des Plutoniums als MOX-Brennstoff im thermischen Leichtwasserreaktor nur einen 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.

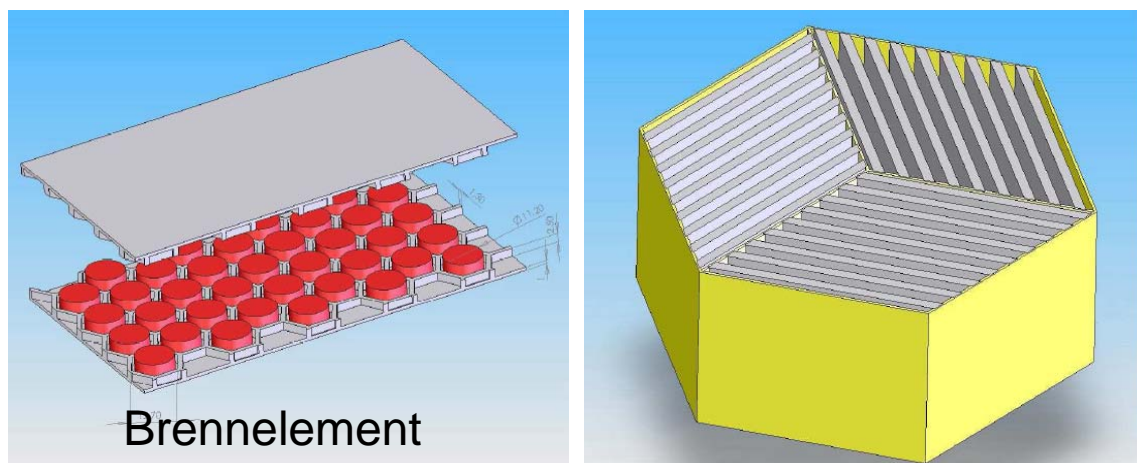


Abb. 6: Brennelement des schnellen, gasgekühlten Reaktors, aus Garnier et al. (2006)

Verzichtet man im gasgekühlten Hochtemperaturreaktor auf den Graphitmoderator 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

Konversion des U-238 nachgenerieren als auch Transurane, die als Abfallprodukt aller Reaktoren entstehen, durch Kernspaltung vernichten. Im Gegensatz zum thermischen gasgekühlten Reaktor ist dieser schnelle Reaktor jedoch leider nicht mehr inhärent sicher, so dass redundante Notkühlsysteme, Helium-Speichertanks und ein gasdichtes Containment notwendig werden, das im Falle eines Lecks einen totalen Verlust des Kühlmittels Helium verhindert. Dieses Reaktorkonzept wird derzeit insbesondere in Frankreich verfolgt. Garnier et al. (2006) berichten über weitere konstruktive Einzelheiten. Die Brennelemente bestehen aus Uran/Plutonium-Karbid auf einem plattenförmigen SiC-Träger, dargestellt in Abb. 6. Die thermische Energie wird über einen Gas- und Dampfprozess in mechanische Energie umgesetzt. Dazu sind, ebenso wie beim ANTARES Konzept, Zwischenwärmetauscher erforderlich, die den primärseitigen Heliumkreislauf vom sekundärseitigen Stickstoff-Helium-Kreislauf trennen. In Abb. 7 sind 2 dieser 3 Zwischenwärmetauscher beidseitig des Reaktors zu erkennen.

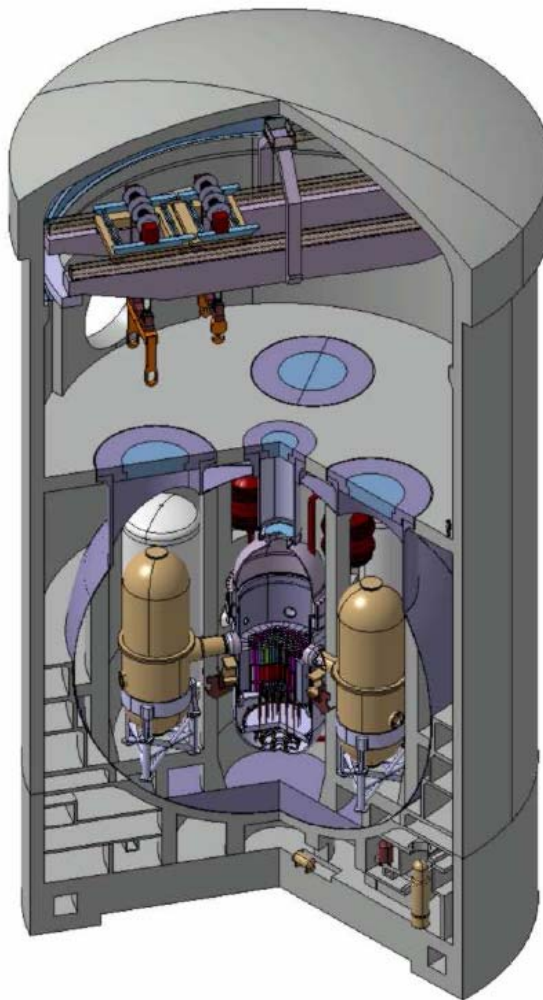


Abb. 7 Entwurf eines gasgekühlten schnellen Reaktors mit Zwischenwärmetauschern und Heliumspeichern innerhalb eines gasdichten Containments; aus Garnier et al. (2006).

Ein alternatives Konzept schneller Reaktoren basiert auf russischen Erfahrungen mit U-Boot Reaktoren, die mit Blei-Wismut 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. Das durch den hohen Abbrand erzeugte, radioaktive Nuklidspektrum gibt dem erzeugten Plutonium einen physikalischen Selbstschutz gegen Missbrauch in Kernwaffen. Erste Konzeptstudien wurden dazu in USA, Japan, Korea und Russland erstellt. Zu erwähnen ist insbesondere der russische BREST-Reaktor, beschrieben von Gabaraev und Filin (2003) und der amerikanische STAR-LM Reaktor, den Sienicki et al. (2003) näher erläutern. Letzteres Konzept verzichtet auf Umwälzpumpen im Primärkreis und in den Nachwärmeabfuhrsystemen. Die thermische Energie wird ausschließlich durch Naturkonvektion abgeführt, wodurch der Reaktor passive Sicherheitseigenschaften erhält. 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 im ELSY Projekt.

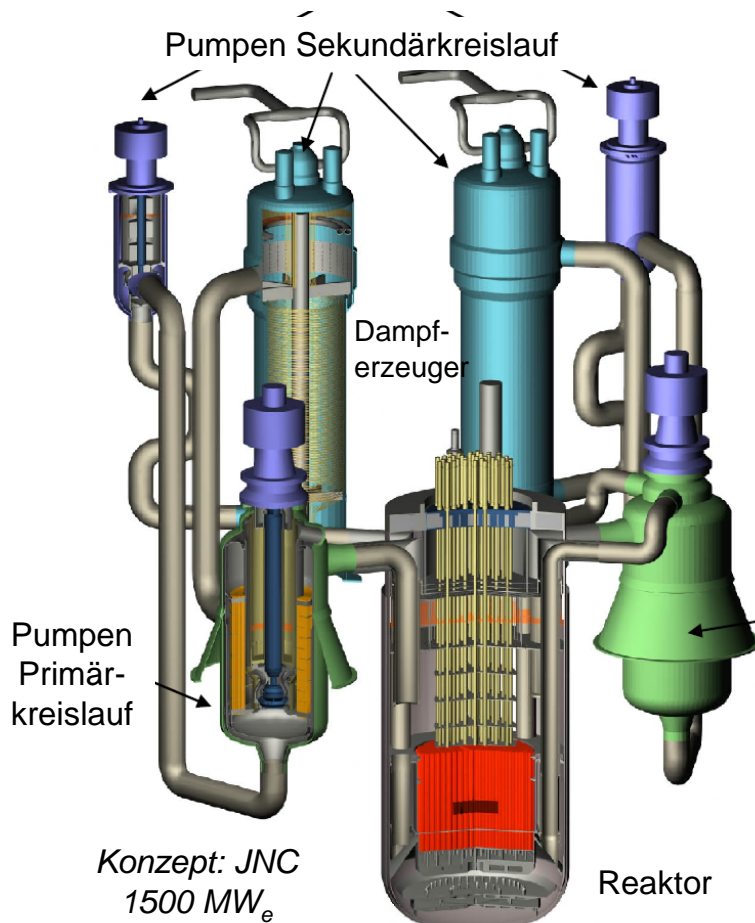


Abb. 8 Natrium gekühlter schneller Reaktor in Loop-Bauweise mit Natrium-Sekundärkreislauf zur Trennung des Dampferzeugers vom primärseitigen Natrium; aus Ichimiya et al. (2006)

Langjährige Erfahrungen mit schnellen Reaktoren liegen heute nur mit Natrium gekühlten Reaktoren vor, wie z.B. in 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 innerhalb des Generation IV International Forums soeben unterzeichnet. Die zu untersuchenden Konzepte werden von Ichimiya et al. (2005) beschrieben. Sowohl bei einer Loop-Anordnung der Komponenten des Primärkreises, wie in Abb. 8 dargestellt, als auch bei einer Pool-Anordnung in einem großen Natrium-Becken, wird ein Natrium-Zwischenkreislauf verwendet, der einen Dampferzeuger im Primärkreis vermeidet und somit die Folgen einer denkbaren chemischen Reaktion von Natrium und Dampf begrenzt.

Salzschmelzen-Reaktorkonzepte

Ein weiteres, sehr visionäres Konzept sieht vor, den Brennstoff Uran, Plutonium oder andere Transurane in flüssigem Salz zu lösen. Der Brennstoff ist in diesem Fall gleichzeitig das Kühlmittel. Das von Forsberg (2005) beschriebene Konzept ergibt einen thermischen Reaktor, der mit Graphitplatten moderiert wird, und der die erzeugte Wärme zur Stromerzeugung über einen Zwischenkreislauf mit flüssigem Salz an einen Helium-Brayton-Prozess übergibt. Das Salz soll kontinuierlich im Kraftwerk gereinigt werden, wodurch die Spaltprodukte entfernt werden, während der Brennstoff im Salz verbleibt. Auf diese Weise könnte eine Wiederaufarbeitung des Brennstoffs ebenso entfallen wie eine Brennelementherstellung. Eine Fülle offener Fragen und ungelöster Probleme macht dieses Konzept jedoch bis heute weniger ausgereift als die anderen 5 Konzepte.

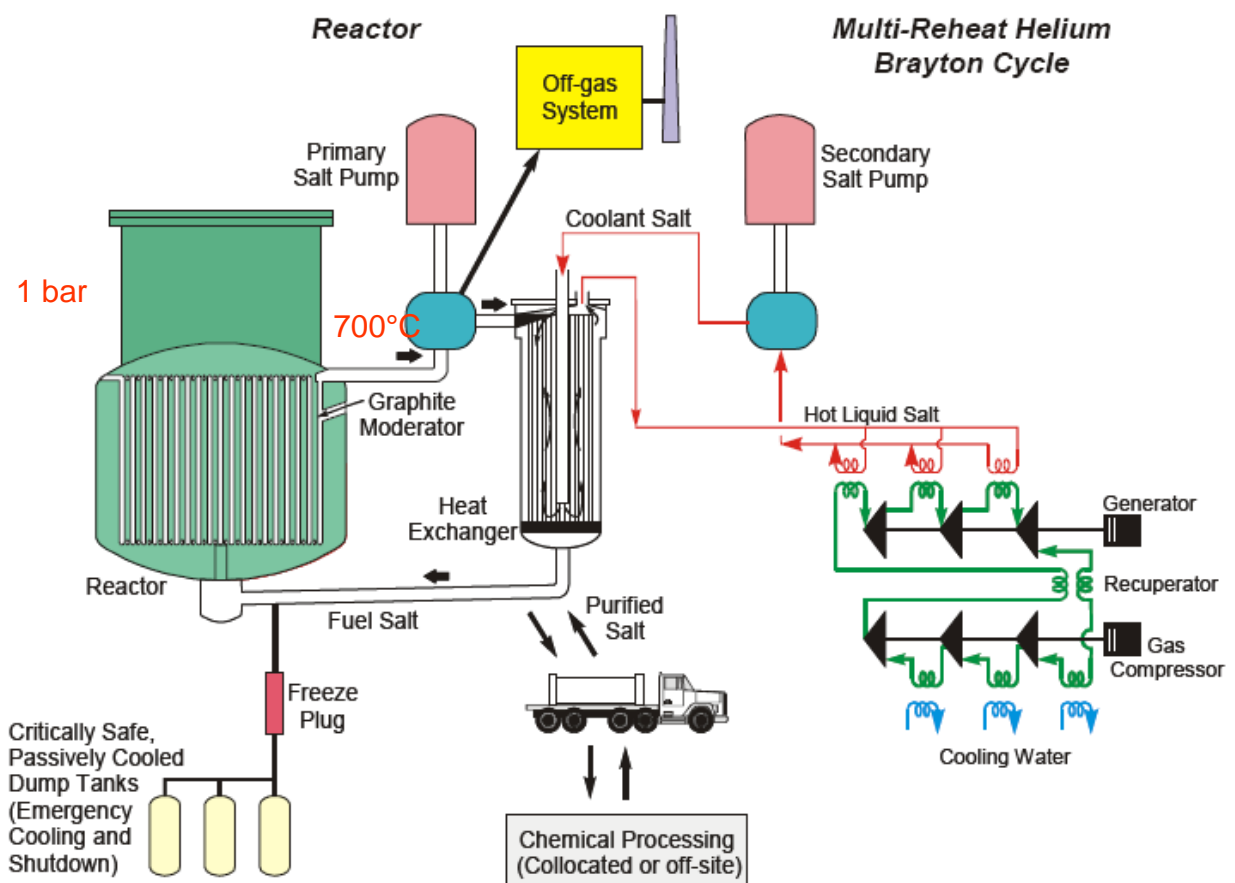


Abb. 9 Konzept eines Salzschnmelzenreaktors mit kontinuierlicher Salzreinigung; aus Forsberg (2006)

Schlussfolgerungen

Der weltweite Bedarf an Kernkraftwerken mit hoher Sicherheit, hoher Verfügbarkeit und geringem Kostenrisiko kann zumindest in den nächsten 30 Jahren mit Reaktoren der 3. Generation gedeckt werden, die schon heute kommerziell verfügbar sind. Sie unterscheiden sich von den bewährten Druck- und Siedewasserreaktoren der 2. Generation im Wesentlichen nur durch eine optimierte Sicherheitstechnik. Die 3. Generation ist also bewusst konservativ an eine langjährig bewährte Technik angelehnt. Der Marktbedarf der Folgejahre ist heute noch nicht absehbar. Das Spektrum der Reaktoren der 4. Generation deckt daher noch ein sehr weites Spektrum möglicher kerntechnischer Systeme ab. Ziel dieser Generation ist neben einer weiteren Verbesserung der Wirtschaftlichkeit heutiger Reaktoren eine Nutzung der Kernenergie für chemische Prozesse, wie etwa zur Wasserstoffherzeugung, sowie eine nachhaltige Verwertung des Brennstoffs Uran unter Wiederverwertung des erzeugten Abfalls.

Der kurzfristige Nutzen des internationalen Forschungsprogramms zur 4. Generation liegt in der Fokussierung der weltweiten Kernforschung auf wenige, gemeinsame Konzepte. Nach Ausbau der Kernenergie in den 70er Jahren wurden ab Mitte der 80er Jahre in vielen Nationen die Forschungskapazitäten zurückgefahren mit der Konsequenz, dass dort bis heute ein erhöhter Bedarf an kerntechnischem Nachwuchs entstand, der ausscheidende Experten ersetzen sollte. Die internationale Zusammenarbeit im Generation IV International Forum ermöglicht heute den Kompetenzerhalt und erleichtert jungen Wissenschaftlern und Ingenieuren den Einstieg in diese anspruchsvolle Technik.

Literatur

A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems, issued by the US DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum, Dec. 2002, <http://gif.inel.gov/roadmap>

B. Copsey, J.C. Gauthier, M. Lecomte, The Framatome ANP high temperature reactor concept, Proc. ICAPP 05, Seoul, Korea, May 15-19, 2005

K. Fischer, J. Starflinger, T. Schulenberg, Conceptual design of a reactor pressure vessel and its internals for a HPLWR, Proc. ICAPP 06, Reno, USA, June 4 – 8, 2006

C.F. Forsberg, Molten salt reactor technology gaps, Proc. ICAPP 06, Reno, USA, June 4-8, 2006

B.A. Gabaraev, A.I. Filin, Development of a BREST-OD-300 NPP with an on-site fuel cycle for the Beloyarsk NPP, ICON11-36410, Tokyo, Japan, April 20-23, 2003

JC. Garnier, C. Bassi, M. Blanc, JC. Bosq, N. Chauvin, P. Dumaz, JY. Malo, B. Mathieu, A. Messié, L. Nicolas, A. Ravenet, Contribution to GFR design option selection, Proc. ICAPP 06, Reno, USA, June 4-8, 2006

J. Hofmeister, T. Schulenberg, J. Starflinger, Optimization of a fuel assembly for a HPLWR, Paper 5077, Proc. ICAPP 05, Seoul, Korea, May 15-19, 2005

M. Ichimiya, J. Roglans, G. L. Fiorini, D. Hahn, T. Abram, Overview of an R&D plan for the development of a Generation IV sodium cooled fast reactor system, Proc. of ICAPP '05 Seoul, KOREA, May 15-19, 2005

S. Ion, D. Nicholls, R. Matzie, D. Matzner, Pebble bed modular reactor – the first generation IV reactor to be constructed, World Nuclear Association Symposium, London, Sept. 3-5, 2003

M.P. LaBar, A.S. Shenoy, W.A. Simon, E.M. Campbell, Status of the GR-MHR for electricity production, World Nuclear Association Annual Symposium, London, Sept. 3-5, 2003

J.J. Sienicki, A.V. Moiseyev, D.C. Wade, M.T. Farmer, C.P. Tzanos, J.A. Stillman, J.W. Holland, P.V. Petkov, I.U. Therios, R.F. Kulak and Q. Wu, The STAR-LM Lead-Cooled Closed Fuel Cycle Fast Reactor Coupled to a Supercritical Carbon Dioxide Brayton Cycle Advanced Power Converter, Global 2003, New Orleans

B. Vogt, J. Starflinger, T. Schulenberg, Near term application of supercritical water technologies, Proc. ICONE14, Miami, USA, July 17-20, 2006

A. Yamaji, T. Tanabe, Y. Oka, J. Yang, Y. Ishiwatari, S. Koshizuka, Evaluation of the nominal peak cladding surface temperature of the Super LWR with subchannel analysis, Proc. GLOBAL 05, Tsukuba, Japan, Oct. 9 - 13, 2005