



BASE – FORSCHUNGSBERICHTE ZUR
SICHERHEIT DER NUKLEAREN ENTSORGUNG

Analyse und Bewertung des Entwicklungsstands, der Sicherheit und des regulatorischen Rahmens für sogenannte neuartige Reaktorkonzepte

Vorhaben 4721F50501

Zusammenfassung

AUFTRAGNEHMER:INNEN:

Öko-Institut e.V., Darmstadt

Dr. Christoph Pistner

Dr. Matthias Englert

TU-Berlin, Fachgebiet Wirtschafts- und Infrastrukturpolitik (WIP)

Prof. Dr. Christian von Hirschhausen

Fanny Böse

Björn Steigerwald

Lukas Gast

Physikerbüro Bremen

Richard Donderer



Analyse und Bewertung des Entwicklungsstands, der Sicherheit und des regulatorischen Rahmens für sogenannte neuartige Reaktorkonzepte

Dieser Band enthält einen Ergebnisbericht eines vom Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung in Auftrag gegebenen Untersuchungsvorhabens. Verantwortlich für den Inhalt sind allein die Autor:innen. Das BASE übernimmt keine Gewähr für die Richtigkeit, die Genauigkeit und Vollständigkeit der Angaben sowie die Beachtung privater Rechte Dritter. Der Auftraggeber behält sich alle Rechte vor. Insbesondere darf dieser Bericht nur mit seiner Zustimmung ganz oder teilweise vervielfältigt werden.

Der Bericht gibt die Auffassung und Meinung der Auftragnehmer:in wieder und muss nicht mit der des BASE übereinstimmen.

BASE-018/24

Bitte beziehen Sie sich beim Zitieren dieses Dokumentes immer auf folgende URN:
urn:nbn:de:0221-2024030542046

Berlin, März 2024

Impressum

**Bundesamt
für die Sicherheit
der nuklearen Entsorgung
(BASE)**

Wegelystraße 8
10623 Berlin

Telefon: 030 184321 0
E-Mail: info@base.bund.de
www.base.bund.de

BASE – FORSCHUNGSBERICHTE ZUR
SICHERHEIT DER NUKLEAREN ENTSORGUNG

Auftragnehmer:innen

Öko-Institut e.V., Darmstadt
Dr. Christoph Pistner
Dr. Matthias Englert

TU-Berlin, Fachgebiet Wirtschafts- und Infrastrukturpolitik (WIP)
Prof. Dr. Christian von Hirschhausen
Fanny Böse
Björn Steigerwald
Lukas Gast

Physikerbüro Bremen
Richard Donderer

Stand: März 2024

Sogenannte „neuartige“ Reaktorkonzepte - Zusammenfassung

Darmstadt, 27.02.2024

Das diesem Bericht zu Grunde liegende FE-Vorhaben wurde im Auftrag des Bundesamtes für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung durchgeführt. Der Bericht gibt die Auffassung und Meinung des Auftragnehmers wieder und muss nicht mit der Meinung der Auftraggeberin übereinstimmen.

Autorinnen und Autoren

Dr. Christoph Pistner
Dr. Matthias Englert
Öko-Institut e.V.

Prof. Dr. Christian von Hirschhausen
Fanny Böse
Björn Steigerwald
Lukas Gast
TU-Berlin, Fachgebiet Wirtschafts- und Infrastrukturpolitik (WIP)

Richard Donderer
Physikerbüro Bremen

Kontakt

info@oeko.de
www.oeko.de

Geschäftsstelle Freiburg

Postfach 17 71
79017 Freiburg

Hausadresse

Merzhauser Straße 173
79100 Freiburg
Telefon +49 761 45295-0

Büro Berlin

Borkumstraße 2
13189 Berlin
Telefon +49 30 405085-0

Büro Darmstadt

Rheinstraße 95
64295 Darmstadt
Telefon +49 6151 8191-0

Partner



Zusammenfassung

International werden seit Jahrzehnten sogenannte „neuartige“ Reaktorkonzepte (SNR) diskutiert, erforscht und entwickelt. Im Fokus stehen dabei häufig sechs Technologielinien, deren Entwicklung von einem internationalen Forschungsverbund, dem „Generation IV International Forum“ (GIF) verfolgt wird. Daneben gibt es aber auch andere Entwicklungen, die nicht unmittelbar den Technologielinien des GIF zugeordnet werden können. Hierzu zählen insbesondere beschleunigergetriebene Reaktoren. Innerhalb der Technologielinien wird zum Teil eine größere Anzahl verschiedener konkreter Reaktorkonzepte von unterschiedlichen Staaten oder Firmen verfolgt.

SNR sollen nach Ansicht ihrer Entwickler gegenüber heutigen in Betrieb befindlichen Kernkraftwerken in Bezug auf Kriterien wie Brennstoffausnutzung, Sicherheit und Zuverlässigkeit, Wirtschaftlichkeit sowie nuklearer Nichtverbreitung (Non-Proliferation) im Vorteil sein. Ebenso wird ein reduzierter Anfall von hochradioaktiven Abfällen als möglicher Vorteil benannt sowie ein Einsatz zum Management radioaktiver Abfälle (Transmutation). Diesen Ankündigungen steht gegenüber, dass solche SNR, trotz zum Teil jahrzehntelanger Entwicklung, bisher entweder technologisch noch nicht ausgereift sind oder sich aus kommerziellen oder sicherheitstechnischen Gründen nicht durchgesetzt haben.

SNR werden häufig auch als eine „vierte Generation“ von Reaktorkonzepten bezeichnet. Im Rahmen des GIF wurde dazu ein Generationenbegriff eingeführt, der sich auf eine erste Generation früherer Prototypreaktoren, eine zweite Generation großer Leistungsreaktoren und eine dritte Generation fortgeschrittener Leistungsreaktoren bezieht. Diesen stellt das GIF die sechs verschiedenen Technologielinien gegenüber, die es unter dem Begriff einer „vierten Generation“ zusammenfasst.

Diese Technologielinien unterscheiden sich jedoch in wesentlichen Merkmalen von den heute weltweit in Betrieb befindlichen Kernkraftwerken (überwiegend Leichtwasserreaktoren, LWR). Im Sinne eines technologischen Generationenbegriffs ist eher eine Einteilung der Entwicklung innerhalb einer Technologielinie sinnvoll, beispielsweise in erste Experimentalreaktoren, erste Demonstrationsreaktoren, erste Leistungsreaktoren und weiterentwickelte Leistungsreaktoren. Bei einer derartig differenzierten Betrachtung des Forschungsstandes innerhalb der verschiedenen Technologielinien müsste für SNR von Reaktorkonzepten einer ersten oder zweiten Generation gesprochen werden, da typischerweise bisher nur erste Experimentalreaktoren bzw. Demonstrationsreaktoren gebaut wurden. Aus diesem Grund wird im Rahmen der hier vorgenommenen Untersuchung der Generationenbegriff des GIF nicht verwendet und stattdessen weiterhin von sogenannten „neuartigen“ Reaktorkonzepten (SNR) gesprochen.¹

Im Rahmen dieser Untersuchung werden relevante SNR mit Blick auf verschiedene Kriterien analysiert und bewertet. Von besonderem Interesse für eine Einschätzung von SNR sind der technische Entwicklungsstand der Konzepte, Fragen zur kerntechnischen Sicherheit, Fragen der Brennstoffver- und -entsorgung, Proliferationsrisiken sowie ökonomische Aspekte. Weiterentwicklungen heutiger Leicht- und Schwerwasserreaktoren sind nicht Gegenstand der hier vorgenommenen Untersuchungen. Weiterhin werden Entwicklungen im Bereich sogenannter „Small Modular Reactors (SMR)“ nicht vertieft betrachtet.

¹ Nicht zu verwechseln mit der Abkürzung für das in Deutschland in den 1970er Jahren entwickelte und dann verworfene Demonstrationsprojekt eines Schnellen natriumgekühlten Reaktors.

Länderspezifische Betrachtung

Weltweit gibt es zahlreiche Forschungs- und Entwicklungsaktivitäten sowie Pilotprojekte für SNR. Für ausgewählte Länder werden sie detailliert dargestellt. Heute als „neuartig“ bezeichnete Technologielinien wurden bereits in der Anfangsphase kerntechnischer Entwicklungen in den 1940er und 1950er Jahren erforscht und entwickelt, vor allem die Schnellen Reaktoren, aber auch Hochtemperaturreaktoren und Salzschnmelzereaktoren. Weltweit hat sich der Leichtwasserreaktor durchgesetzt, während SNR im innovationsökonomischen „Tal des Todes“ landeten, d. h. die Inventionen wurden nicht durch anschließende Innovationen und Ausbreitung der Technologie weitergeführt. Die damit produzierte Pfadabhängigkeit für das Systemgut Leichtwasserreaktor legt nahe, dass kurz- und mittelfristig diese Technologielinie dominant bleibt. SNR können in diesem Umfeld höchstens als Nischentechnologie verfolgt werden.

Motive der Länder zur Entwicklung von SNR beinhalten geopolitische und militärische Aspekte, die Dekarbonisierung des Energiesystems, die Entwicklung eines sogenannten geschlossenen Brennstoffkreislaufs auch mit Blick auf das Abfallmanagement sowie den Innovationswettbewerb. In einigen Ländern stellen aktuelle Anstrengungen im Bereich SNR eine Möglichkeit dar, nach mehreren erfolglosen Anläufen das Innovationssystem Kernkraft wieder zu stabilisieren. Dies ist z. B. in den USA der Fall, wo SNR bislang wenig ausgeprägt sind und inzwischen sogar der Bau von Leichtwasserreaktoren praktisch zum Erliegen gekommen ist. Für potenzielle Einstiegsländer stellen sich SNR als zu anspruchsvoll heraus, sodass überwiegend auf den Bau von importierten Leichtwasserreaktoren gesetzt wird, z. B. in Polen bzw. den Vereinigten Arabischen Emiraten.

Den drei Atom-Supermächten (USA, Russland, China) ist eine Innovationsdynamik gemeinsam: In den jeweiligen Anfangsphasen der Kernkraftentwicklung wurden erhebliche Ressourcen in die Entwicklung von Leichtwasser- und Nicht-Leichtwasserreaktoren investiert, jedoch setzten sich in der weiteren Entwicklung nur die Leichtwasserreaktoren kommerziell durch.

Die Vorstellung von der Plutoniumwirtschaft und dem „geschlossenen Brennstoffkreislauf“ unter Verwendung von Schnellen Reaktoren eint die Innovationsstrategien in allen betrachteten Ländern. Die USA brachen diese Entwicklung in den 1970er Jahren aufgrund fehlender Diffusionsperspektiven und der Proliferationsrisiken ab und konnten beispielsweise durch bilaterale Abkommen auch andere Länder davon überzeugen. In China werden im Bereich der SNR auch Schnelle Reaktoren als eine Perspektive unter anderen verfolgt. Russland verfügt heute über zwei, als kommerziell eingestufte Schnelle Reaktoren, von denen aber keiner den Weg zur Serienreife geschafft hat.

Im Gutachten wurden die Forschungsaktivitäten von sechs ausgewählten Ländern genauer analysiert, die sich folgendermaßen zusammenfassen lassen:

Die **USA** waren seit den 1950er Jahren durch das Manhattan-Projekt weltweit führend in der Entwicklung von Reaktortechnologie. Jedoch erfolgte die Diffusion, sowohl in den USA als auch international, lediglich bei Leichtwasserreaktoren und nicht, wie ursprünglich erwartet, auch in den anderen Technologielinien. Mit der weitgehenden Einstellung von Aufträgen für den Bau von Leichtwasserreaktoren seit den 1980er Jahren befindet sich die US-Kernkraftwerkstechnik im Rückgang, den auch das Energiegesetz von 2005 bisher nicht aufgehalten hat. Die seit ca. zehn Jahren beobachteten Aktivitäten zur Förderung sowohl von Leichtwasserreaktoren mit geringen Leistungen (SMR-Konzepte) als auch von SNR, sind ein Versuch, für die US-Kernkraftwerkstechnik wieder einen Anspruch auf internationale Technologieführerschaft zu entwickeln. Derzeit ist kein kommerzieller Durchbruch abzusehen.

In **Russland** lag in der Anfangszeit der kerntechnischen Entwicklung der Schwerpunkt bei Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum (SFR, später auch LFR) in Verbindung mit Wiederaufarbeitung (Mayak, Pilotanlage sowie Brennelemente-Fabrik Uran-Plutonium-Mischoxidbrennstoffe in Zheleznogorsk). In der Folge wurde dieser Schwerpunkt vertieft (BN-600, BN-800). Aktuell befindet sich das russische Innovationssystem bzgl. SNR in einer Phase, in der die Forschungsinfrastruktur älter wird (BOR-60, seit 1969 in Betrieb) und Projekte aufgeschoben werden (z. B. BN-1200), derzeit wird der BREST-OD-300 priorisiert. Russland hält an der Langzeitstrategie fest, einen geschlossenen Brennstoffkreislauf mit Hilfe von Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum zu erreichen und parallel die Entwicklung von Leichtwasserreaktoren voranzutreiben.

China hat seit den 1960er Jahren sein nukleares Innovationssystem durch eine Importstrategie vorangetrieben. Nach militärischen Entwicklungen in den 1950er Jahren wurden sowohl bei Leichtwasserreaktoren als auch bei SNR Fortschritte erzielt. SNR werden parallel zum Ausbau der Leichtwasserreaktoren entwickelt. Dabei hat China ein breites Spektrum von Technologielinien aufgebaut, insbesondere Schnelle Reaktoren und Hochtemperaturreaktoren. Derzeit befinden sich die Projekte noch im Bereich der Grundlagenforschung bzw. von Prototypen, ein kommerzieller Roll-Out ist noch nicht abzusehen.

Südkorea ist eines der führenden Industrieländer und hat sich, ursprünglich mit Unterstützung der USA, zu einem der wenigen Anbieter für Reaktortechnik entwickelt. Südkorea verfügt über ein umfangreiches eigenes kommerzielles Kernkraftprogramm, welches in den 2000er Jahren auch Exporte verzeichnen konnte. Das Land unterhält bezüglich Forschung und Entwicklung besonders intensive Beziehungen mit den USA. Im Bereich SNR intensiviert Südkorea die Beteiligung an ausländischen, insbesondere amerikanischen SNR-Entwicklungen. Darüber hinaus werden eigene Entwicklungen vorangeführt, z. B. von Wiederaufarbeitungstechnologien in Verbindung mit Schnellen Reaktoren. Eine kommerzielle Nutzung der SNR ist derzeit nicht absehbar.

Nachdem **Belgien** historisch bedingt in den 1950er Jahren zu den ersten Ländern mit kommerzieller Kernkraftwerksnutzung wurde, hat es seit dieser Anfangsphase ein kleines nationales Innovationssystem entwickelt. Belgiens Aktivitäten für die Entwicklung von SNR fokussieren sich auf die Entwicklung und Internationalisierung des Forschungsprojektes MYRRHA, einer Kombination von einem beschleunigergetriebenen unterkritischen Reaktor (ADS) und einem Blei-Bismutgekühlten Schnellen Reaktor (LFR). Initiale Zeitpläne und Kostenschätzungen wurden überschritten und es bestehen Schwierigkeiten bei der Finanzierung des Projekts.

In **Polen** wird seit mehreren Jahrzehnten der Einstieg in die kommerzielle Kernenergie diskutiert. Dieser ist jedoch bis heute noch nicht umgesetzt. Seit den 1950er Jahren wird in geringem Maßstab an Reaktortechnik geforscht, vor allem am Forschungsreaktor MARIA (seit 1974 in Betrieb). Für SNR ist zu beobachten, dass Polen Wissen aufbaut, indem sich polnische Wissenschaftlerinnen und Wissenschaftler an europäischen Forschungsprojekten beteiligen. Insbesondere wird ein Fokus auf die Entwicklung von Hochtemperaturreaktoren gesetzt, u. a. mit Erwägungen zum Bau eines gasgekühlten Hochtemperatur-Forschungsreaktors (TeResa).

Insbesondere zeigen die Länderstudien, dass ein Systemwechsel von Leichtwasserreaktoren zu serienreifen SNR nicht absehbar ist. Selbst die Entwicklungsperspektiven von bestehenden Leichtwasserreaktoren sind durch den Durchbruch kostengünstiger, erneuerbarer Energiesysteme in Verbindung mit Flexibilitätsoptionen als sehr gering einzuschätzen.

Technologiespezifische Betrachtung

Im Rahmen dieser Untersuchung werden die heute verfolgten SNR in sieben verschiedene Technologielinien eingeteilt. Dabei handelt es sich um natriumgekühlte Schnelle Reaktoren (Sodium-cooled Fast Reactor, SFR), bleigekühlte Schnelle Reaktoren (Lead-cooled Fast Reactor, LFR), gasgekühlte Schnelle Reaktoren (Gas-cooled Fast Reactor, GFR), Hochtemperaturreaktoren (Very High Temperature Reactor, VHTR), mit superkritischem Wasser gekühlte Reaktoren (Supercritical Water-cooled Reactor, SCWR), Salzschnmelzereaktoren (Molten Salt Reactor, MSR) sowie beschleunigergetriebene unterkritische Reaktoren (Accelerator Driven System, ADS).

Die untersuchten Technologien wurden hinsichtlich des bislang erzielten technologischen Reifegrades, Sicherheitsaspekten, Ver- und Entsorgungsaspekten, Proliferationsfragen sowie Kosten betrachtet.

Konzepte für **natriumgekühlte Schnelle Reaktoren (SFR)** werden seit Beginn der Nutzung der Kernenergie diskutiert. Wesentliches Entwicklungsziel ist dabei die Erzeugung von Plutonium aus dem eingesetzten Uranbrennstoff und die weitere Nutzung dieses Plutoniums als Spaltstoff zur Energieerzeugung. Zusätzlich wird heute oft ihr Potenzial zur Partitionierung und Transmutation radioaktiver Abfallnuklide (P&T) angeführt. Daher steht eine mögliche Nutzung von SFR immer auch im Zusammenhang mit der Entwicklung plutoniumhaltiger Brennstoffe (MOX) und von Anlagen zur Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennstoffe sowohl aus LWR wie aus SFR.

Wie bei LWR erfolgte die Entwicklung von SFR in drei Phasen von experimentellen Reaktoren über Prototyp- und Demonstrationsreaktoren bis hin zu kommerziellen Anlagen. Die bisherige Betriebserfahrung mit SFR reicht dabei vom Auftreten ernster Stör- und Unfälle mit teils jahrelangen Stillstandzeiten bis zu einem über Jahrzehnte hinweg weitgehend störungsfreien Betrieb. Neben einer größeren Zahl bereits wieder stillgelegter Anlagen befinden sich noch drei experimentelle SFR sowie drei von der Internationalen Atomenergieorganisation (IAEA) als kommerziell geführte Reaktoren in Betrieb. SFR sind neben den VHTR von allen Technologielinien der SNR die am weitesten technisch entwickelte. Die Forschungs- und Entwicklungsbemühungen konzentrieren sich daher weitgehend auf die Optimierung eines ökonomischen und zuverlässigen Betriebs sowie eine weitere Erhöhung der Sicherheit. Weiterhin sind Entwicklungen im Bereich der Wiederaufarbeitung und Brennstoffherstellung für SFR erforderlich.

Mit Blick auf die Sicherheit weist Natrium als Kühlmittel den Vorteil auf, dass es im Normalbetrieb nur in geringem Umfang zu Korrosion an Strukturmaterialien oder Hüllrohren führt. Dem steht gegenüber, dass Natrium ein opakes (undurchsichtiges) Kühlmittel darstellt, Inspektionen und Instandhaltungsvorgänge des Reaktors daher aufwändiger sind und Be- und Endladevorgänge nicht visuell kontrolliert werden können. Die Reaktivitätskontrolle stellt an SFR grundsätzlich höhere Anforderungen als an LWR. Vor allem bei Einsatz von Plutoniumbrennstoffen reagieren Schnelle Reaktoren sehr sensitiv, dies stellt besondere Anforderungen an das Abschaltssystem, um einen unkontrollierbaren Leistungsanstieg zu verhindern. Insgesamt stellen die höheren Anforderungen an die Reaktivitätskontrolle bei SFR einen intrinsischen Nachteil gegenüber heutigen LWR dar. Anders als bei LWR steht der Primärkühlkreislauf nicht unter hohem Druck. Große Kühlmittelverluststörfälle sind daher unwahrscheinlicher als bei Leichtwasserreaktoren. Ein Sicherheitsnachteil von SFR gegenüber LWR ist dagegen, dass das Kühlmittel Natrium exotherm bei Kontakt mit Wasser reagiert und bei Kontakt mit Sauerstoff bei hohen Temperaturen entflammt. Beim Betrieb von Schnellen Reaktoren kam es immer wieder zu Natriumbränden, was zu Betriebsausfällen führte.

Die meisten SFR sehen die Nutzung von MOX-Brennstoffen vor. MOX-Brennstoffe müssten nach dem Einsatz im Reaktor ebenfalls in ein Endlager verbracht werden. Sie weisen eine erhöhte Wärmeenergieerzeugung und einen hohen Spaltmaterialanteil im abgebrannten Brennstoff im Vergleich zu Uran-Brennstoffen aus LWR auf. Dies hat Einfluss auf den Flächenbedarf im Endlager und erhöht Anforderungen bei der Handhabung von MOX bezüglich der Kritikalitätssicherheit und des Strahlenschutzes. Alternativ wäre eine Multirezyklierung industriell zu entwickeln, wie dies ursprünglich in einer Plutoniumökonomie vorgesehen war, bzw. in P&T-Szenarien angedacht wird, was aus heutiger Sicht jedoch nicht zu erwarten ist. Die Nutzung von SFR hat insgesamt nur marginalen Einfluss auf die notwendigen Kriterien für ein geologisches Endlager. Die Notwendigkeit für ein geologisches Endlager kann durch keine Variante eines geschlossenen Brennstoffzyklus oder einer P&T-Strategie vermieden werden.

Neue Brennstoffe für SFR wie Carbid- und Nitridbrennstoffe werden für die Erreichung hoher Abbrände erforscht, weisen aber auch neue Besonderheiten auf wie die Entstehung großer Mengen an radioaktivem Kohlenstoff (Kohlenstoff-14), ein langlebiges mobiles Aktivierungsprodukt mit Auswirkung auf die Langzeitsicherheit in der Entsorgung. SFR-Konzepte enthalten große Mengen an Natriumkühlmittel im Primärkreislauf, das gereinigt und anschließend konditioniert und als mittelradioaktiver Abfall entsorgt werden muss. Problematisch sind auch Kühlmittelrückstände im Reaktor beim Austausch von Komponenten und beim Rückbau. Die Rückstände müssen aufgrund der hohen chemischen Reaktivität entfernt werden und erzeugen zusätzliche natriumhaltige Abfälle.

In Hinblick auf die Proliferation ist für SFR besonders die Eigenschaft relevant, dass in Uran-Brutblankets von Schnellen Reaktoren waffengrädiges Plutonium entsteht beziehungsweise SFR mit Brutmantel grundsätzlich dafür gedacht sind, zusätzliche Mengen an spaltbarem Material zu erzeugen. Zusammen mit der angedachten Separierung des Plutoniums zum Wiedereinsatz in MOX-Brennstoffen macht dies SFR wesentlich proliferationsrelevanter als LWR mit einem offenen Brennstoffkreislauf. Ein ökonomischer Vorteil wurde in der Vergangenheit für SFR erwartet, wenn sich durch eine Knappheit von Uran sehr hohe Preise für Spaltstoffe ergeben würden und damit die Nutzung von Plutonium als alternativer Spaltstoff attraktiv würde. Hierzu wären jedoch extrem hohe Uranpreise erforderlich. Diese sind aus heutiger Sicht für die nächsten Jahrzehnte nicht zu erwarten. Die Investitionskosten von SFR werden typischerweise höher als diejenigen heutiger LWR eingeschätzt. Gleichzeitig sind die bislang erreichten Verfügbarkeiten von SFR geringer als bei LWR. Insgesamt ist damit für SFR mit Blick auf die Wirtschaftlichkeit von einem intrinsischen Nachteil gegenüber LWR auszugehen.

Die **bleigekühlten Schnellen Reaktoren (LFR)** gehören neben SFR zu den mit Flüssigmetallen gekühlten Schnellen Reaktoren, so dass die Vor- und Nachteile von SFR weitgehend auf LFR übertragen werden können. Ebenso wie bei SFR wird für LFR ein Betrieb in einem geschlossenen Brennstoffkreislauf vorgesehen, mit dem angestrebten Vorteil der Nutzung von MOX-Brennstoffen und damit einem geringeren Natururanverbrauch. Ebenfalls soll der LFR für die Transmutation Minorer Aktinide genutzt werden. Ein Nachteil des LFR ist, dass gegenüber dem SFR wesentlich weniger Betriebserfahrungen vorliegen und außerhalb des sowjetischen Programms zur Nutzung von bleigekühlten U-Bootreaktoren bisher noch kein größerer Prototyp eines LFR betrieben wurde. Die Entwicklung des LFR liegt hinter der Entwicklung von SFR weit zurück.

Gegenüber SFR hat die Nutzung von Blei bzw. einer Blei-Bismut-Legierung den Vorteil, dass das Kühlmittel chemisch nicht reaktiv ist, einen hohen Siedepunkt aufweist und thermisch träge reagiert. Die Leistungsdichte im Kern ist geringer. Dem steht gegenüber, dass Blei ein erheblich höheres Korrosions- und Erosionspotenzial aufweist und aufgrund der hohen Masse des Bleis besonders auf

eine robuste Auslegung mit Blick auf Erdbeben geachtet werden muss. Neben der Hauptrolle des LFR zur Stromerzeugung kommt aufgrund der Betriebstemperaturen zwischen 400 und 620°C ebenfalls die Nutzung der Prozesswärme als Anwendung in Betracht, zukünftig sollen auch höhere Temperaturen in LFR erreicht werden. Kostenvorteile gegenüber SFR sind durch eine einfachere Konstruktion und durch Verzicht eines Zwischenkühlkreislaufes möglich.

Die **gasgekühlten Schnellen Reaktoren (GFR)** unterscheiden sich von den flüssigmetallgekühlten Schnellen Reaktoren (SFR, LFR) im Wesentlichen durch die anderen Eigenschaften des Kühlmittels, wobei heute vor allem Helium als Kühlmittel diskutiert wird. Ein wesentlicher potenzieller Vorteil eines GFR liegt darin, dass über die Gaskühlung mit Helium grundsätzlich besonders hohe Betriebstemperaturen im Bereich von 800-850°C möglich sind. Bis heute wurde aber noch kein heliumgekühlter Schneller Reaktor gebaut und betrieben. Um einen ersten Versuchsreaktor realisieren zu können, sind noch umfangreiche Weiterentwicklungen im Bereich von Brennstoffen und Hochtemperaturmaterialien erforderlich, insbesondere um Temperaturen im Bereich jenseits von 800°C zu realisieren. Weiterhin sind noch technologische Entwicklungen im Bereich der Systeme und Komponenten zur Heliumkühlung sowie von betrieblichen und Sicherheitssystemen notwendig. Bevor ein größerer Demonstrationsreaktor gebaut und betrieben werden könnte, ist der Bau und Betrieb eines kleineren Experimentalreaktors als notwendiger Zwischenschritt anzusehen. GFR werden innerhalb des GIF vor allem auch als längerfristige Alternative zu flüssigmetallgekühlten Schnellen Reaktoren angesehen.

Helium als Kühlmittel weist günstige intrinsische Eigenschaften mit Blick auf die Sicherheit auf. So ist es chemisch inert, optisch transparent und bildet keine radioaktiven Aktivierungsprodukte. Diesen günstigen Eigenschaften stehen allerdings intrinsische Nachteile mit Blick auf andere Sicherheitsfunktionen entgegen, die sich vor allem aus den schlechteren Eigenschaften von Helium zur Wärmeabfuhr ergeben. Anders als bei den ebenfalls Helium-gekühlten VHTR-Konzepten weisen GFR eine hohe Leistungsdichte im Kern bei gleichzeitig nur geringer Wärmeleitfähigkeit und Wärmekapazität der Kernstrukturen auf. Aufgrund der geringen Dichte und Wärmeleitfähigkeit von Helium sind für eine ausreichende Kernkühlung bei GFR daher ein hoher Kühlmitteldruck und ein hoher Kühlmitteldurchsatz im Kern notwendig, die bei allen Ereignisabläufen aufrechterhalten werden müssen. Eine Gesamtbewertung des zukünftig erreichbaren Sicherheitsniveaus ist vor diesem Hintergrund nicht eindeutig möglich. Aufgrund der Probleme bezüglich der Sicherstellung einer ausreichenden Kernkühlung ist insgesamt jedoch eher von einem Nachteil im Bereich der Sicherheit auszugehen. Mit Blick auf Ver- und Entsorgungsaspekte sowie Proliferationsrisiken hängen diese bei GFR genau wie bei den flüssigmetallgekühlten Schnellen Reaktoren entscheidend von der konkreten Ausgestaltung des Brennstoffkreislaufs ab. Hier ergeben sich keine wesentlichen technologiespezifischen Unterschiede zu diesen. Die höhere Effizienz von GFR gegenüber LWR kann zu Kostenvorteilen gegenüber heutigen LWR führen. Inwieweit sich diese allerdings realisieren lassen, hängt von der Verfügbarkeit geeigneter Brennstoffe und Strukturmaterialien ab und muss aus heutiger Sicht als weitgehend offen eingestuft werden.

Die grundsätzliche Idee von **Salzschmelzereaktoren (MSR)** ist es, spaltbare und fertile Stoffe in flüssigem Fluorid- oder Chloridsalz aufzulösen, so dass die Spaltung und das Brüten neuen Spaltmaterials im flüssigen Brennstoffsalz erfolgt. Im Prinzip ist durch einen flüssigen Brennstoff eine flexible Handhabung der nuklearen und chemischen Prozesse durch kontinuierliche Veränderung der Brennstoffzusammensetzung möglich. Bei MSR ist eine Vielzahl unterschiedlichster Reaktorkonzepte denkbar, da unterschiedliche Salze, Spaltstoffe, Moderatormaterialien und Systemkonfigurationen miteinander kombiniert werden können. Erste Versuchsanlagen wurden in den 1950er und 1960er Jahren in den USA betrieben, größere

Demonstrationsanlagen wurden bisher nicht gebaut. Für die weitere Entwicklung von MSR sind noch umfangreiche Arbeiten in den Bereichen der Materialentwicklung von Brennstoffsalzen und Strukturmaterialien – vor allem in Bezug auf Korrosion –, der Entwicklung integrierter Modelle zum Reaktorverhalten für Sicherheitsanalysen sowie der Systeme für Produktion, Verarbeitung, Transport und Lagerung radioaktiver Salze erforderlich. Bevor ein größerer Demonstrationsreaktor gebaut und betrieben werden könnte, ist der erneute Bau und Betrieb eines kleineren Experimentalreaktors als notwendiger Zwischenschritt anzusehen.

Die Eigenschaften von MSR hängen sehr stark von den konkreten Eigenschaften eines jeweiligen Reaktorkonzepts ab. MSR können günstige intrinsische sicherheitstechnische Eigenschaften wie beispielsweise eine stark negative Rückkopplung der Reaktivität mit der Temperatur aufweisen. Solchen Eigenschaften stehen allerdings wiederum umfangreiche neue sicherheitstechnische Fragestellungen, beispielsweise im Zusammenhang mit dem kontinuierlichen Zu- und Abfluss von Reaktivität in bzw. aus dem Reaktorkern gegenüber. Auch Aspekte des Brennstoffkreislaufs von MSR sind aus heutiger Sicht noch weitgehend offen, da umfangreiche Fragestellungen zur chemischen Prozessführung (sowohl hinsichtlich der Brennstoffzusammensetzung als auch von Wiederaufarbeitungstechnologien) ungeklärt sind.

In einem MSR fallen deutlich andere Abfallströme an als in einem LWR. Im Unterschied zu LWR werden in MSR, bezogen auf die produzierte Energie, deutlich größere Mengen an Radioaktivität in völlig unterschiedlichen Prozessströmen behandelt. Die Konditionierung der Abfälle muss den unterschiedlichen Abfallströmen gerecht werden. Aus heutiger Sicht ist unklar, ob eine direkte Entsorgung des Brennstoffsalzes möglich ist, eine Immobilisierung notwendig wird und ob die Abfälle gemeinsam mit heutigen hochradioaktiven Abfällen endgelagert werden können. Die Evaluation der Funktionsfähigkeit von Abfallbinden und von Separationsprozessen weist sowohl für Chlorid- als auch für Fluoridsalze heute noch zu große Lücken auf, um das langfristige Verhalten der Abfallformen in einer Endlagerumgebung vorherzusagen. MSR werden hohe Anforderungen an die Spaltmaterialüberwachung stellen, da der Brennstoff in freifließender Form vorliegt. Hinsichtlich der Kosten ist aufgrund des sehr frühen Entwicklungsstands dieser Technologielinie noch keine zuverlässige Aussage zu treffen, die Risiken für Kapitalgeber sind hoch. Welche der potenziellen Vor- oder Nachteile in einem konkreten Reaktorkonzept realisiert werden, ist aus heutiger Sicht offen. Inwieweit sich damit gegenüber heutigen LWR insgesamt Vor- oder Nachteile ergeben, kann daher zum derzeitigen Zeitpunkt nicht beantwortet werden.

Die Grundidee eines mit **superkritischem Wasser gekühlten Reaktors (SCWR)** ist es, eine gegenüber heutigen LWR höhere Arbeitstemperatur zu erreichen und dadurch die Effizienz des Reaktorsystems zu erhöhen. Dazu soll das Kühlmittel im Reaktor auf Temperaturen jenseits des sogenannten kritischen Punkts von Wasser aufgeheizt werden, welcher bei 374°C und 22,1 MPa Druck liegt. Ansonsten ähneln SCWR sehr weitgehend den heutigen LWR und weisen daher auch die geringsten Unterschiede zu diesen auf. Bis heute wurde dennoch kein mit superkritischem Wasser gekühlter Reaktor gebaut. Um einen ersten Versuchsreaktor realisieren zu können, sind noch umfangreiche Weiterentwicklungen insbesondere im Bereich von Hochtemperaturmaterialien erforderlich.

Die sicherheitstechnischen Eigenschaften und das Sicherheitskonzept von SCWR sind weitgehend vergleichbar zu heutigen LWR, es ist insgesamt nicht von einem signifikanten Vor- oder Nachteil gegenüber heutigen LWR auszugehen. Die höhere Effizienz von SCWR gegenüber LWR kann zu einer um ca. 25-30% reduzierten Masse an abgebranntem Brennstoff führen. Mögliche

Einsparungen im Bereich der Investitionskosten sowie die höhere Effizienz im Betrieb können weiterhin zu Kostenvorteilen gegenüber heutigen LWR führen.

Die Grundidee des **Hochtemperaturreaktors (Very High Temperature Reactor, VHTR)** ist es, durch die hohen Temperaturen entsprechend hohe Wirkungsgrade zur Stromproduktion zu erzielen und/oder Prozesswärme zu nutzen. Um den hohen Temperaturen Stand zu halten, wird Graphit sowohl als Strukturmaterial und gleichzeitig zum Einschluss des Brennstoffs in Kugeln oder Stäben verwendet. Hochtemperaturreaktoren werden seit mehr als 60 Jahren entwickelt. Bisher konnte in keinem Forschungs- und Entwicklungsprogramm ein Reaktor über einen längeren Zeitraum mit hoher Auslastung betrieben werden. Die meisten intensiven Entwicklungsprogramme (Deutschland, USA, Südafrika) brachen bisher in der Phase des Demonstrationskraftwerks ab, aufgrund des Desinteresse seitens der Betreiber wegen Bedenken bezüglich eines zuverlässigen und ökonomischen Betriebs. Aktive Forschungs- und Entwicklungsprogramme finden derzeit vor allem in China, den USA und in Japan statt. Besonders für Reaktorkonzepte mit Temperaturen zwischen 750°C und 950°C sind noch wesentliche Entwicklungsarbeiten, vor allem hinsichtlich von Materialien und der Instrumentierung zu leisten. Je nach Reaktorkonzept ist auch die derzeitige maximal zulässige Brennstofftemperatur von 1600°C nicht ausreichend und es ist eine weitere Brennstoffentwicklung notwendig.

Hochtemperaturreaktoren sind besonders mit dem Schlagwort der „inhärenten Sicherheit“ verbunden. Aufgrund der geringen Leistungsdichte im Reaktor und aufgrund des trägen Temperaturverhaltens sind Kühlmittelverluststörfälle nicht das hauptsächliche Risiko, dies ist ein Vorteil gegenüber LWR. Selbst bei Ausfall der aktiven Kühlung kann der abgeschaltete Reaktor sich selbst kühlen, solange er eine Leistungsgröße im Bereich von wenigen hundert Megawatt thermischer Leistung nicht überschreitet. Die relevanten Unfallszenarien für eine radioaktive Freisetzung sind daher nicht die Kernschmelze wie beim LWR, sondern das Eindringen von Wasser und/oder Luft in den Reaktorkern. Wasser kann ab einer bestimmten Menge einen Reaktivitätsstörfall auslösen. Der Graphit des Brennstoffs und von Reaktorstrukturen wie der Reaktorwand kann oxidieren und sich bei Kontakt mit Wasser zersetzen bzw. in Verbindung mit Sauerstoff brennen. Eine massive Freisetzung von Radioaktivität ist daher bei Hochtemperaturreaktoren keinesfalls prinzipiell (durch inhärente Eigenschaften) ausgeschlossen.

VHTR verwenden beschichtete TRISO-Brennstoffpartikel in einer Graphitmatrix, die den Großteil des radioaktiven Inventars enthalten. Aufgrund der Graphitmatrix entstehen wesentlich höhere Volumen an abgebrannten Brennelementen als bei LWR. TRISO-Brennstoffpartikel sind widerstandsfähig und vom Prinzip her für die Endlagerung geeignet. Allerdings sind weitere Forschungsarbeiten notwendig, um die Effektivität der Beschichtung als Barriere in einer Endlagerumgebung zu bestimmen und nachzuweisen. Eine Abtrennung der TRISO-Partikel aus dem Graphit zur Volumenreduktion wird erforscht, es gibt bisher keine allgemein anerkannte Methode zur Graphitbehandlung. Einfacher wäre daher ein Konditionierungskonzept für eine direkte Entsorgung. Weitere Graphitabfälle neben der Graphitmatrix und der Partikelbeschichtung entstehen durch Strukturelemente im Reaktorkern und Graphitstaub, der durch anhaftende Spaltprodukte Reaktorbauteile kontaminiert.

In Hinsicht auf die Proliferation ist beim Einsatz von Uranbrennstoffen ebenfalls die Technik der Urananreicherung notwendig. Mit dem VHTR ist ebenfalls eng die Idee der Nutzung von Thoriumbrennstoffen verbunden. Kugelhaufenreaktoren sind wegen des laufenden Austauschs des Brennstoffes anfälliger gegenüber der Abzweigung von Brennstoff als LWR. Der große potenzielle

Vorteil eines VHTR ist die Möglichkeit für Kraft-Wärme-Kopplung und zur Produktion von Prozesswärme, die je nach Temperatur auch zur Wasserstoffherzeugung genutzt werden könnte.

Die Grundidee **beschleunigergetriebener, unterkritischer Reaktoren (Accelerator-Driven System, ADS)** ist es, einen Schnellen Reaktor mit einem unterkritischen Reaktorkern zu betreiben. Da ein solcher Reaktor von selbst keine stationäre (d. h. zeitlich konstante) Neutronenpopulation aufrechterhalten kann, ist er auf eine „externe“ Neutronenquelle angewiesen. Die externe Neutronenquelle wird typischerweise durch einen Protonen-Beschleuniger realisiert, dessen Teilchenstrahl im Innern des Reaktorkerns auf ein Schwermetalltarget aufprallt und über einen Spallationsprozess hochenergetische Neutronen erzeugt. Die ursprüngliche Idee, große Beschleuniger und Neutronen aus dem Spallationsprozess für die Transmutation von Radionukliden zu nutzen, entstand in den 1950er Jahren. Seit den 1990er Jahren erleben Pläne zur Energieerzeugung mit ADS neuen Auftrieb. Bisher gibt es weltweit keine laufende Prototypanlage eines ADS. Die Entwicklung befindet sich derzeit noch in der Konzept- und Planungsphase. Neben der Notwendigkeit, ein unterkritisches Schnelles Reaktorsystem zu entwickeln (geplant sind bleigekühlte Systeme), kommt die Entwicklung einer zuverlässigen Spallationsneutronenquelle hinzu. Der Beschleuniger muss über Monate hinweg ohne Unterbrechung arbeiten. Beschleuniger sind immer noch kostspielig und groß. Daneben bestehen technische Schwierigkeiten bei der Wärmeabfuhr aus dem Schwermetalltarget.

ADS könnten durch die unterkritische Anordnung deutliche Sicherheitsvorteile haben. ADS werden auch zur Transmutation von radioaktiven Abfällen diskutiert. Sie haben Vorteile für die Transmutation aufgrund des schnellen Neutronenspektrums und der im Vergleich zu kritischen Reaktoren größeren Flexibilität bezüglich der Brennstoffzusammensetzung. Da viele Details von ADS-Konzepten und den dazugehörigen Brennstoffkreisläufen im derzeitigen Stadium des Entwicklungsprozesses noch nicht festgelegt sind, verbleiben viele offene Fragen bezüglich der Analyse der letztlich zu entsorgenden Abfallinventare. Für den Bau des Beschleunigers und der Spallationsneutronenquelle und deren Betrieb fallen Kosten an, ebenfalls wird ein Teil des erzeugten Stroms für den Betrieb der Anlage verwendet. Ein ADS ist daher teurer als ein vergleichbarer LFR.

Technologieübergreifende Schlussfolgerungen

Für alle betrachteten Technologielinien finden seit mehreren Jahrzehnten, zum Teil bereits seit der Mitte des letzten Jahrhunderts, umfangreiche **Forschungs- und Entwicklungsarbeiten** statt. Dabei wurden je nach Technologielinie bereits technische Versuchsstände für Einzelphänomene, kleinere experimentelle Reaktoren (für SFR beispielsweise die US-amerikanischen Anlagen EBR-I und II oder die russischen BR-10 und Bor-60) sowie größere Demonstrationsreaktoren (für den SFR beispielsweise die französischen Anlagen Phénix und Super-Phénix oder die russischen Anlagen BN-350 oder BN-600) errichtet und betrieben. Dennoch existiert bis heute kein kommerziell konkurrenzfähiges Reaktorkonzept im Bereich der SNR.

Die umfangreichsten technischen Erfahrungen liegen für die Technologielinien der SFR und der VHTR vor. Ihre technische Machbarkeit im Sinne des Baus und Betriebs eines Demonstrationsreaktors zur Stromproduktion ist erfolgt. Um jedoch die mit diesen Technologielinien verbundenen Vorteile gegenüber heutigen LWR vollumfänglich zu realisieren bzw. mögliche Nachteile soweit möglich auszuschließen, sind auch für SFR und VHTR noch umfangreiche technologische Weiterentwicklungen und insbesondere der Nachweis eines zuverlässigen Betriebs unter wirtschaftlichen Randbedingungen erforderlich. Für andere Technologielinien ist bislang weder die technische Machbarkeit in Form eines Demonstrationsreaktors gezeigt worden (LFR, MSR),

noch liegen umfangreichere Erkenntnisse aus kleineren Experimentalreaktoren vor (GFR, SCWR, ADS).

Für Planung, Genehmigung, Bau und Betrieb solcher Experimental- und Demonstrationsreaktoren muss je Reaktorprojekt ein Zeitraum von mindestens ein bis zwei Jahrzehnten, aufgrund der historischen Erfahrungen wahrscheinlich erheblich mehr, angenommen werden. Die mit diesen Einrichtungen gewonnenen Erkenntnisse müssen ausgewertet werden und in die technische Auslegung eines letztendlichen Prototypreaktors einfließen.

Insbesondere für die Entwicklung beziehungsweise Weiterentwicklung von Brennstoffen und Strukturmaterialien sind umfangreiche Programme notwendig: grundlegende Labor- und Forschungsarbeiten, das Testen der Materialeigenschaften in geeigneten Versuchsständen und der Einsatz der Materialien in Forschungsreaktoren mit repräsentativen technischen Randbedingungen (Temperaturen, Drücke, Kühlmittel, Neutronenspektrum etc.) sowie anschließende Nachbestrahlungsuntersuchungen. Solche Entwicklungen erfordern selbst bei Einsatz umfangreicher Mittel typischerweise ebenfalls einen Zeitraum von vielen Jahren bis zu einigen Jahrzehnten. Da die Anforderungen an die Werkstoffe etwa durch Korrosion mit der Temperatur bei gleichzeitiger Bestrahlung steigen, sehen etliche Entwicklungsprogramme auch mehrere Stufen der Entwicklung vor, mit einer Phase, die weniger Anforderungen an heutige Werkstoffe stellt, und späteren Phasen unter höheren Temperaturen. Höhere Temperaturen sind für die Effizienz der Stromgewinnung und die Nutzung von Prozesswärme ein Kernpunkt von Wirtschaftlichkeitsüberlegungen.

Vereinzelt planen Entwickler von konkreten Reaktorkonzepten aus Zeitgründen auf den Zwischenschritt des Baus und Betriebs von Experimental- oder Demonstrationsreaktoren zu verzichten. Hiermit gehen allerdings hohe Risiken einher, sowohl bezüglich der Genehmigungsfähigkeit als auch der tatsächlichen späteren Funktionsfähigkeit und Zuverlässigkeit solcher Reaktorkonzepte. Es zeigt sich, dass Zeitpläne von Entwicklern vielfach von zu optimistischen Annahmen geprägt sind, sich Entwicklungen um Jahre oder auch Jahrzehnte verzögern und vielfach Entwicklungsansätze wieder vollständig eingestellt werden, weil die zugrundeliegenden technologischen Schwierigkeiten nicht überwunden werden konnten.

Der weitere Zeitbedarf für die Entwicklung von SNR liegt also auch heute wahrscheinlich im Bereich von mehreren Jahrzehnten. Vor diesem Hintergrund kann nicht davon ausgegangen werden, dass solche Reaktorkonzepte bis zur Mitte dieses Jahrhunderts in relevantem Umfang zum Einsatz kommen werden. Selbst das GIF geht davon aus, dass erst in der zweiten Hälfte dieses Jahrhunderts mit einer Einführung solcher Reaktorkonzepte in Ergänzung zu heutigen LWR-Konzepten zu rechnen ist.

Die Mehrheit der SNR-Technologielinien sieht Reaktorkonzepte mit schnellem Neutronenspektrum vor. Bei diesen Technologielinien bestehen im Bereich der **Sicherheit** grundsätzlich höhere Anforderungen an die Reaktivitätskontrolle, da der Reaktorkern sich typischerweise nicht in seiner kritischsten Anordnung befindet. So sind – anders als bei LWR – auch Stör- bzw. Unfallabläufe denkbar, die zu einem prompt überkritischen Zustand führen, solche Unfallabläufe müssen jedoch praktisch ausgeschlossen werden können.

Für die Wärmeabfuhr bieten verschiedene, bei SNR diskutierte, alternative Kühlmittel eine Reihe von günstigen Eigenschaften. Heliumgas beispielsweise ist chemisch und neutronisch inert, Flüssigmetalle verfügen beispielsweise über eine gute Wärmeleitfähigkeit und eine hohe Wärmekapazität. Auch stehen die primären Kühlkreisläufe bei Systemen mit Flüssigmetallkühlung

nicht unter einem hohen Systemdruck, was das Risiko großer Kühlmittelverluststörfälle verringert. Dem steht gegenüber, dass Wasser als Kühlmittel eine technisch breite Anwendung findet und seine Eigenschaften sowie die erforderlichen technischen Systeme wie Pumpen oder Armaturen daher auch extrem gut bekannt und entwickelt sind.

Die Konzepte für einen Einschluss der radioaktiven Stoffe weisen bei den meisten SNR hohe Ähnlichkeiten auf. Durch mehrere gestaffelte Barrieren soll eine Freisetzung von Radioaktivität nach außen verhindert werden. Im Wesentlichen unterscheiden sich die Systeme diesbezüglich aufgrund der in ihnen möglichen Störfallabläufe und den daraus resultierenden Gefahren für die Barrieren zum Einschluss der radioaktiven Stoffe. Während bestimmte Ereignisabläufe wie Kühlmittelverluststörfälle bei SNR gegenüber LWR gegebenenfalls nur noch eine untergeordnete Rolle für die Sicherheit spielen, können dafür andere Ereignisabläufe bestimmend für das erreichbare Sicherheitsniveau werden. Dabei kann die chemische Reaktivität des Kühlmittels (wie das Natrium bei SFR) oder der Strukturmaterialien (wie dem Graphit bei VHTR) eine Rolle spielen, aber auch die veränderten Anforderungen an die Reaktivitätskontrolle insbesondere bei Schnellen Reaktoren.

Während für einzelne Technologielinien grundsätzliche sicherheitstechnische Vorteile gegenüber heutigen LWR denkbar sind, ist dies bei anderen Technologielinien nicht zu erwarten. Viele sicherheitstechnische Fragestellungen können aber letztlich nur vor dem Hintergrund eines konkreten Reaktorkonzepts analysiert werden, da das Sicherheitsniveau immer von der konkreten technischen Detailausgestaltung eines Reaktorkonzepts abhängig ist. Daher ist eine abschließende sicherheitstechnische Bewertung auch immer erst für ein vollständig definiertes Reaktorkonzept möglich.

Die Technologielinien können aufgrund höherer Arbeitstemperaturen eine gegenüber heutigen LWR höhere Effizienz bei der Stromerzeugung erreichen. Mit Blick auf **Ver- und Entsorgungsaspekte** könnte dadurch der zur Energieerzeugung erforderliche Uranbedarf und damit auch der Anfall von hochradioaktiven Abfällen in der Größenordnung von vermutlich einigen zehn Prozent reduziert werden.

Eine höhere Ausnutzung der Ressource Uran ist durch die Erzeugung und weitere Nutzung von Plutonium durch die Technologien der Wiederaufarbeitung und MOX-Brennstoffherstellung denkbar, alternativ könnte bei einer Nutzung von Thorium Uran-233 als Spaltstoff gewonnen werden.

Erst bei einer sehr langfristigen Kernenergienutzung oder einem extremen Ausbau der Kernenergie wäre eine solche bessere Ausnutzung der bekannten Uranreserven theoretisch erforderlich. Unter heutigen und für die Zukunft zu erwartenden Randbedingungen führt eine solche Wiederaufarbeitung und Brennstoffherstellung zu höheren Kosten für die erforderlichen Brennstoffe.

Alle Systeme, die aufgrund höherer Betriebstemperaturen eine verbesserte Effizienz aufweisen, teilen die Eigenschaft, dass bezogen auf die erzeugte elektrische Energie weniger radioaktive Spaltprodukte produziert werden.

Einige der SNR verwenden andere Brennstoffe, Kühlmittel und Moderatoren als LWR. Dies wirkt sich auf andere Eigenschaften der erzeugten Abfälle wie die Mengen und die chemischen und radioaktiven Eigenschaften aus. Aufgrund der gezielten Abtrennung verschiedener Abfallströme (gasförmige Spaltprodukte, Lanthanide, Metalle) in einigen Technologielinien und dem Einsatz anderer Brennstoffkreislauftechnologien kommen spezifische Konditionierungsverfahren für unterschiedlichen Abfallströme zum Einsatz bzw. sollen entwickelt werden.

Vor allem die Nutzung von anderen Kühlmitteln (z. B. Natrium) und Moderatormaterialien (Graphit) in SNR führt zu größeren Mengen an mittel- und hochradioaktiven Abfällen im Vergleich zu LWR. Die Abfallbehandlung ist durch die chemischen und radiologischen Besonderheiten der Kühlmittel bzw. Moderatormaterialien bei diesen Systemen gegenüber LWR deutlich erschwert. Viele Abfallbehandlungen sehen eine Aufteilung der Abfallströme vor, da eine direkte Entsorgung nicht möglich ist. Dies erfordert komplexe Verfahren mit weiteren Sekundärabfällen, wodurch auch zusätzliche Kosten entstehen. Insbesondere bei MSR mit Flüssigbrennstoffen ist eine Vielzahl von Abfallbehandlungs-, Stabilisierungs- und Konditionierungsverfahren notwendig. Schnelle Reaktorkonzepte haben aufgrund des schnellen Neutronenspektrums ein gegenüber LWR erhöhtes Aufkommen an aktivierten Reaktorelementen und Strukturbauteilen. Zusätzliche Abfallströme an schwach- und mittelradioaktiven Abfällen entstehen außerdem durch die Wiederaufarbeitung des Brennstoffs, die in vielen Brennstoffkreislaufszszenarien beim Einsatz von SNR vorgesehen ist.

VHTR, aber auch MSR, werden häufig mit der Nutzung von Thoriumbrennstoffen in Verbindung gebracht. Die Radiotoxizität von thoriumbasierten Brennstoffen, die Uran-233 als spaltbares Material enthalten, wird durch den Aufbau von schweren Elementen und deren Zerfallsprodukte definiert und ist in der Bilanz ähnlich wie die Radiotoxizität von uranbasierten Brennstoffen.

In verschiedenen Technologielinien soll anstelle von angereichertem Uran Plutonium oder eine Mischung von Plutonium und Minoren Aktiniden aus der Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennstoffe als Spaltstoff verwendet werden. Damit verlagern sich die **Proliferationsrisiken** von den Anlagen zur Urananreicherung hin zu Anlagen zur Wiederaufarbeitung und Brennstofffertigung sowie zu Transporten frischer Brennstoffe. Solange auf die Nutzung von Anreicherungstechnologien nicht vollständig verzichtet werden kann, kommen damit zusätzliche Abzweigungspfade und somit neue Proliferationsrisiken hinzu.

Nur bei einzelnen Reaktorkonzepten wie beispielsweise dem Traveling Wave Reactor (TWR) ist es erklärtes Ziel, durch in situ Erzeugung und Nutzung des Spaltstoffs sowohl auf die Anreicherung von Uran als auch auf die Wiederaufarbeitung von abgebranntem Brennstoff verzichten zu können. Dies könnte die Proliferationsrisiken gegenüber heutigen LWR deutlich reduzieren. Der TWR wird allerdings aufgrund der damit verbundenen besonders hohen technologischen Anforderungen, insbesondere an die Brennstoffe, auch von den Entwicklern selbst gegenwärtig nur als längerfristiges Entwicklungsziel angesehen.

Heutige LWR sind hinsichtlich ihrer **Stromgestehungskosten** nicht wettbewerbsfähig gegenüber heute verfügbaren erneuerbaren Stromerzeugungstechnologien. Die historische Kostenentwicklung weist darüber hinaus für LWR über die Zeit steigende Stromgestehungskosten aus, während im Bereich erneuerbarer Energien insbesondere in den letzten beiden Jahrzehnten massiv fallende Kosten zu verzeichnen waren. Für die Zukunft sind keine Gründe erkennbar, warum sich dieser Trend umkehren sollte.

Einzelne Technologielinien der SNR könnten bei industrieller Massenproduktion gewisse ökonomische Vorteile gegenüber heutigen LWR erzielen. Gründe dafür sind mögliche Einsparungen im Bereich der Investitionskosten, eine höhere Effizienz der Stromerzeugung durch höhere Arbeitstemperaturen sowie eine Nutzung der Prozesswärme. Inwieweit sich gegenüber heutigen LWR tatsächlich Kostenvorteile in konkreten Reaktorkonzepten realisieren lassen, ist gegenwärtig noch offen. Insbesondere für Reaktorkonzepte mit hohen Arbeitstemperaturen müssen noch neue Materialien entwickelt und deren Einsetzbarkeit nachgewiesen werden. Auch sind Kostenschätzungen aufgrund des zumeist noch sehr frühen Entwicklungsstadiums von SNR mit hohen Unsicherheiten verbunden. Insgesamt ist jedoch nicht davon auszugehen, dass die mit SNR

realisierbaren Kostenvorteile die bisherigen Kostennachteile heutiger LWR gegenüber anderen Stromerzeugungstechnologien ausgleichen oder gar in einen Kostenvorteil umkehren könnten.

Regulierung

Die nationalen und internationalen kerntechnischen Regelwerke wurden überwiegend auf Basis der Erkenntnisse aus Bau und Betrieb der heutigen, wassergekühlten Reaktorkonzepte entwickelt. Sie legen einerseits grundlegende Anforderungen fest (zielorientierte Regelwerke), geben jedoch auch konkrete technische Ausführungen vor bzw. stellen Anforderungen mit Bezug auf konkrete technologische Lösungen (präskriptive Regelwerke). Ein Regelwerk für SNR, vergleichbar demjenigen für wassergekühlte Reaktorkonzepte, liegt weder national noch international vor. Daher prüfen und überarbeiten Regulatoren weltweit die nationalen und internationalen Regelwerke mit Blick auf ihre Anwendbarkeit auf SNR.

Wesentliche Unterschiede zu heutigen wassergekühlten Reaktorkonzepten ergeben sich bei SNR insbesondere aus der Nutzung unterschiedlicher Kühlmittel, einer verstärkten Nutzung passiver Sicherheitseigenschaften, anderen Brennstoffkonzepten sowie ggf. anderen Einsatzfeldern. Ausgehend von solchen Unterschieden wurden auf nationaler wie internationaler Ebene zahlreiche Anwendungsprobleme der bisherigen Regelwerke auf SNR identifiziert. Dies betrifft viele zentrale Bereiche der Reaktorauslegung und des Baus eines Reaktors.

Anwendbarkeitsfragen des Regelwerks können dabei zum einen darin bestehen, dass bisherige Formulierungen nicht technologieneutral sind, so dass eine Ergänzung beziehungsweise Anpassung von Regelwerkstexten in einer technologieneutralen Formulierung grundsätzlich eine Lösung bieten kann. Des Weiteren wurden aber auch Anwendbarkeitsfragen identifiziert, die auf Neuerungen in SNR zurückzuführen sind, für die in den bisherigen Regelwerkstexten entsprechende Anforderungen fehlen. Aufgrund einer deutlich geringeren Betriebserfahrung aus Experimental- und Prototypreaktoren gegenüber wassergekühlten Reaktorkonzepten ist von einem erheblichen Zeitbedarf für die Entwicklung von konkreten Anforderungen in solchen Bereichen auszugehen. Hierfür müssen solche Anlagen geplant, genehmigt, errichtet und betrieben werden, so dass der hierfür erforderliche Zeitbedarf eher mit einem oder mehreren Jahrzehnten als mit wenigen Jahren abzuschätzen ist.

In den **USA** entwickelt die US-amerikanische Aufsichtsbehörde (NRC) ein neues Regelwerk, welches bis zum Jahr 2027 veröffentlicht werden soll. Dieses soll durch eine verstärkte Nutzung von zielorientierten (risk-informed, performance-based) Anforderungen einen technologieneutralen Ansatz bieten. Daneben verfolgt die NRC umfangreiche Vor-Lizenzierungsaktivitäten für verschiedene Reaktorkonzepte aus dem Bereich der SNR. Mit Stand Januar 2024 wurde bisher ein Antrag für eine kombinierte Bau- und Betriebsgenehmigung für einen Mikroreaktor (Aurora Powerhouse) eingereicht, das Verfahren wurde jedoch aufgrund mangelnder Zusammenarbeit durch den Antragsteller von der NRC ohne abschließende Bewertung eingestellt. Weiterhin wurden drei Bauanträge für Testreaktoren eingereicht, eine Genehmigung wurde im Dezember 2023 erteilt.

Kanada verfolgt ein umfangreiches Programm zur Einführung von SMR, sowohl auf nationaler Ebene wie auf der Ebene der Provinzen. Dabei umfassen SMR in Kanada sowohl wassergekühlte Konzepte als auch SNR-Konzepte (in Kanada als ANT bezeichnet). Hierzu wurden bzw. werden mehrere Vor-Lizenzierungsverfahren (Vendor Design Reviews, VDR) bei der kanadischen Aufsichtsbehörde CNSC durchgeführt. Der hierfür erforderliche Zeitbedarf lag typischerweise um einen Faktor 1,5-2 bis hin zu einem Faktor 3,5 über dem von der CNSC geplanten Zeitbedarf solcher VDR-Verfahren. Andere Verfahren verzögern sich weiterhin oder wurden ohne Ergebnis

abgebrochen. Im Ergebnis der abgeschlossenen VDRs (der Phasen 1 und 2) wurden jeweils umfangreiche offene Fragen identifiziert, die vor einer Genehmigung eines SNR in Kanada zu klären wären. Trotz solcher offenen Fragen sind in Kanada bereits zwei Anträge auf Standortvorbereitung für die Errichtung von SNR eingereicht worden, jedoch noch keine VDR der Phase 3 und auch noch kein Antrag auf Bau- oder Betriebsgenehmigung. Die nukleare Aufsichtsbehörde CNSC hat eine Strategie für die erfolgreiche Regulierung von neuartigen Reaktortechnologien formuliert und verfolgt das Ziel, ein technologieneutrales Regelwerk zu formulieren.

Im **Vereinigten Königreich (V.K.)** werden „Advanced Modular Reactors“ (AMR) gefördert, worunter Reaktorkonzepte mit alternativen Kühlmitteln oder Brennstoffen verstanden werden. AMR sind im Sinne des V.K. gleichzeitig als kleine, d. h. leistungsschwächere Anlagen im Bereich von weniger als 300 MW elektrischer Leistung und als modulare Anlagen zu verstehen. Zu Beginn wurden verschiedene Technologielinien gefördert, seit ca. 2020 beschränkt sich die Förderung auf Konzepte in der Technologielinie der VHTR. Die nukleare Aufsichtsbehörde ONR verfolgt ein eigenes Arbeits- und Forschungsprogramm, um ihre Kompetenzen im Bereich der AMR zu verstärken und Prozesse und Richtlinien für die Genehmigung von neuen Reaktoren zu überarbeiten. In einem ersten Arbeitsschritt wurde das Verfahren des „Generic Design Assessments“ (GDA) überarbeitet und hierzu neue Richtlinien veröffentlicht. Bislang hat jedoch noch kein AMR-Konzept den GDA-Prozess im V.K. gestartet, auch liegen keine Anträge auf Bau oder Betrieb von AMR vor. Eine Überprüfung grundlegender Richtlinien durch das ONR hinsichtlich ihrer Anwendbarkeit auch auf AMR ist vorgesehen. Erste Forschungsberichte hierzu liegen vor, das ONR sieht allerdings im Bereich der AMR noch erheblichen zukünftigen Forschungsbedarf.

Verschiedene der für SNR identifizierten Anwendbarkeitsfragen werden auf nationaler und internationaler Ebene also mittlerweile durch Überarbeitungsprozesse existierender Regelwerke oder die Entwicklung zusätzlicher Regelwerke adressiert, es verbleiben hierbei jedoch weiterhin Lücken. Insgesamt ist davon auszugehen, dass es für regulatorische Behörden und internationale Organisationen Zeit bedarf, um Betriebserfahrungen an einzelnen ersten realen SNR-Anlagen zu sammeln und um einen hohen Vertrauensgrad in die Sicherheit der Reaktoren zu erreichen und sicherzustellen. Dies gilt auch im Hinblick auf potenzielle Anpassungen im kerntechnischen Regelwerk, denn solche Anpassungen bedürfen einer ausreichenden Evidenz-basierten Grundlage, die in weiten Teilen noch nicht vorliegt.

Durch den Übergang von einem präskriptiven auf ein stärker zielorientiertes (technologieneutrales) Regelwerk können allgemein auf SNR anwendbare Regelungen erstellt werden. Allerdings besteht hierdurch für die Entwickler von SNR die Notwendigkeit, die Einhaltung der zielorientierten Anforderungen für ihr jeweiliges System nachzuweisen, ohne dass sie hierzu auf bereits etablierte Vorgehensweisen zurückgreifen können. Gleichzeitig ergibt sich für die Genehmigungsbehörde die Notwendigkeit, die von den Entwicklern vorgelegten systemspezifischen Nachweise unabhängig zu überprüfen, was wiederum den Aufbau einer entsprechenden Kompetenz und ein klares Wissen über die relevanten Sicherheitsfragen der jeweiligen Technologielinien voraussetzt. Dadurch besteht das Risiko, dass entsprechende Genehmigungsverfahren für SNR einen längeren Zeitraum in Anspruch nehmen.

Partitionierung und Transmutation

Partitionierung und Transmutation (P&T) verspricht nach Ansicht der Befürworter im Wesentlichen die Möglichkeit, die Anforderungen an die Entsorgung hochradioaktiven Atom Mülls zu reduzieren. Bei der Transmutation sollen Transurane (TRU) aus den nuklearen Abfällen gezielt abgetrennt werden (Partitionierung). Aus den TRU muss neuer Brennstoff hergestellt werden. Sie sollen dann

durch Neutronenbestrahlung in Kernreaktoren in kurzlebige oder stabile Isotope umgewandelt werden (Transmutation), vor allem durch Spaltung. Da bei einem einmaligen Einsatz im Reaktor nur ein kleiner Teil der Transurane gespalten wird, ist eine Mehrfachzyklisierung erforderlich. Schnelle Reaktoren (SFR, LFR, GFR, MSR) sind dabei Kernbestandteil von Strategien der Abfallbehandlung mit P&T. Daneben können auch beschleunigergetriebene unterkritische Systeme (ADS) zum Einsatz kommen. Thermische Reaktoren eignen sich aufgrund des begrenzten Anteils an TRU im Brennstoff nur bedingt für die Transmutation.

Bei der Partitionierung kommen nasschemische und pyrochemische Verfahren in Betracht. Die Abtrenneffizienz muss höher als 99,9% liegen, um die Restmengen an Transuranen im Abfallstrom zu begrenzen. Nasschemische Verfahren zur Plutoniumabtrennung wie PUREX (Plutonium URanium EXtraction) sind heute ausgereift und werden großtechnisch eingesetzt. Die Abtrennung von Minoren Aktiniden (MA) mit nasschemischen Verfahren befindet sich noch in der Entwicklung, ebenso wie pyrochemische Verfahren insgesamt. Pyro-elektrometallurgische Prozesse sind unter den pyrochemischen Verfahren vermutlich am besten zur Abtrennung von MA geeignet, da damit eine Abtrenneffizienz für Aktinide von bis zu 99,9% erreicht werden könnte.

Die Fertigung von MOX-Brennstoff, der Plutonium aus der Partitionierung enthält, wurde großtechnisch demonstriert, ist aber kommerziell gegenüber Uranbrennstoffen nicht konkurrenzfähig. Die Fertigung von Brennstoffen mit MA erfolgt bisher nicht in industriellem Maßstab. Die Flüchtigkeit von Americium stellt dabei besondere Anforderungen an die Prozessführung und kann den Anteil an Americium im Brennstoff limitieren. Curium führt aufgrund der hohen Wärmeentwicklung und Neutronenemission zu einem hohen Aufwand bei der Brennstoffherstellung und dem Transport frischen Brennstoffs. Bei gesonderter Abtrennung von Curium müsste dies in extra Targets bestrahlt oder zusammen mit den Spaltprodukten entsorgt werden.

Mit den erforderlichen Technologien der Wiederaufarbeitung und Brennstoffherstellung gehen, je nach konkreter technischer Ausgestaltung, erhebliche eigene sicherheitstechnische Risiken und Proliferationsrisiken einher.

Die einmalige Nutzung von Plutonium in MOX-Brennstoff für LWR wird heute in wenigen Ländern großtechnisch betrieben. Dabei kann die Menge an Plutonium im Brennstoff durch Bestrahlung im Reaktor deutlich reduziert werden. Eine nochmalige Rezyklisierung oder Multirezyklisierung des abgebrannten MOX wird heute großtechnisch nicht durchgeführt, da die Handhabung aufgrund der Wärmeentwicklung und Aktivität solcher MOX-Brennstoffe herausfordernd und ökonomisch völlig unattraktiv ist.

Beim Einsatz von P&T können Szenarien zum einen der kontinuierlichen Nutzung der Kernenergie und zum anderen Szenarien, in denen die Reduktion eines Anfangsinventars radioaktiver Abfälle angestrebt wird (Phase-Out Szenarien), unterschieden werden. Typische Phase-Out Szenarien haben Umsetzungszeiträume ab 100 Jahren.

Die Transmutationseigenschaften Schneller Reaktoren (FR) sind sehr ähnlich. Ebenso hat die Brennstoffauswahl (bei gleichem erreichbarem Abbrand) wenig Einfluss auf die Transmutationseigenschaften, lediglich uranfreie Brennstoffe würden hier Vorteile bieten. Der Anteil der MA am Brennstoff ist durch die Sicherheitseigenschaften des Reaktorkonzepts begrenzt. Der Einsatz eines ADS hätte den Vorteil, dass es unterkritisch ist und die Sicherheitseigenschaften daher weniger sensitiv bezüglich des Einsatzes von Plutonium oder MA sind. In ADS könnten daher auch gut uranfreie Brennstoffe eingesetzt werden, in denen keine neuen MA entstehen. ADS haben

dadurch Vorteile gegenüber FR-Systemen vor allem in Phase-Out Szenarien. Ein Vorteil von MSR ist im Prinzip die Flexibilität des Flüssigsalzreaktorkonzepts, wodurch eine sehr hohe Reduktion von Aktiniden erreicht werden kann, und die Verkürzung der Zykluslänge durch die Möglichkeit der Wiederaufarbeitung während des Betriebs. Ein erheblich limitierender Faktor zur Nutzung von Plutonium oder Minoren Aktiniden in MSR liegt in der begrenzten Löslichkeit der Aktinide in Reaktorkonzepten auf Basis von Fluoridsalzen.

In Phase-Out Szenarien mit einem kontinuierlich betriebenen gleichbleibenden Reaktorpark aus SFR-Verbrennern (Pu-Verbrenner und MA-Verbrenner) könnte unter idealen Bedingungen (Abtrenneffizienz, Transmutationsanteil) ein Anfangsinventar an TRU um ca. einen Faktor 80 reduziert werden. Dabei würde etwa das Zweieinhalbfache des Anfangsinventars an Spaltprodukten entstehen.

In geschlossenen Brennstoffkreisläufen kann die anfallende Masse an hochradioaktiven Abfällen deutlich verringert werden. Dies beruht jedoch hauptsächlich auf einer Abtrennung von Uran und der Zuordnung des wiederaufgearbeiteten Urans entweder zu einem anderen Abfallstrom, z. B. den mittelradioaktiven Abfällen, oder einer Betrachtung des Urans als Wertstoff. Die Rezyklierung von MA führt im Vergleich zu Uran/Plutonium-Brennstoffkreisläufen zu einer weiteren kleinen Verringerung des Abfallaufkommens.

Wird die Verpackung und Konditionierung der Abfälle berücksichtigt, ist in Szenarien der kontinuierlichen Nutzung von Kernenergie das Volumen von hochradioaktiven Abfällen aus der Wiederaufarbeitung und den abgebrannten Brennelementen in den einzelnen Szenarien eines geschlossenen Brennstoffkreislaufs ähnlich und beträgt mindestens etwa 1/3 der LWR-Abfälle pro erzeugter Strommenge. Dabei ist ein Großteil des Urans nicht mehr Teil des Abfallstroms hochradioaktiver Abfälle, sondern wird zu den mittel- bzw. schwachradioaktiven Abfällen gezählt. Das Aufkommen an schwach- und mittelradioaktiven Abfällen ist deutlich erhöht.

Eine P&T-Behandlung von Abfällen soll die Wärmeproduktion der hochradioaktiven Abfälle sowie das Volumen reduzieren, so dass die benötigten Endlager kleiner sein können. Manchmal wird sogar ein möglicher Verzicht auf ein geologisches Endlager versprochen. Ebenso soll sich P&T positiv auf die Risiken der Entsorgung in einem geologischen Endlager auswirken.

Die Wärmeproduktion hochradioaktiver Abfälle bestimmt die benötigten Abstände der Abfallbehälter in einem geologischen Endlager, damit die benötigte Lagerfläche und somit dessen Größe. In den ersten 100-200 Jahren sind vor allem Spaltprodukte relevant für die Wärmeproduktion. Die Abtrennung und gesonderte Lagerung von Strontium (und Cäsium) aus hochradioaktiven Abfällen würde die benötigte Lagerfläche eines Endlagers deutlich reduzieren, ebenso wie die Zwischenlagerung des Abfalls ohne Partitionierung für diese Zeiträume vor einer Einlagerung in ein geologisches Endlager. Dieser Vorteil eines potenziell kleineren Endlagers ist mit den Risiken einer Langzeitzwischenlagerung abgebrannter Brennelemente bzw. von Partitionierungsabfällen und den für die Partitionierung anfallenden zusätzlichen schwach- und mittelradioaktiven Abfallströmen sowie dem Betriebsrisiko der Partitionierungsanlagen abzuwägen. Eine Transmutation der Aktinide hätte nur für Zeiträume darüber hinaus wesentlichen Einfluss, wobei nach 300 Jahren die Gesamtwärmeproduktion durch Aktinide auch nur noch 10-20% der anfänglichen Werte des gesamten Abfalls beträgt.

Alternative Brennstoffkreisläufe mit SNR haben daher nur sehr begrenzt Einfluss auf die Wärmeproduktion hochradioaktiver Abfälle und damit die Größe eines Endlagers.

Die Volumen- und Mengenreduktion hochradioaktiver Abfälle durch die Abtrennung von Uran wird in vielen Studien als ein Vorteil von P&T ausgewiesen. Dadurch entstehen teils sehr hohe Reduktionsfaktoren für hochradioaktive Abfälle. Da die benötigte Lagerfläche eines Endlagers durch den Wärmeeintrag bestimmt ist, ändert auch eine Volumenreduktion, z. B. durch Abtrennung von Uran, wenig an der benötigten Größe eines Endlagers.

In Hinsicht auf mögliche radiologische Risiken für den Menschen bei der Entsorgung radioaktiver Abfälle in einem geologischen Endlager werden hauptsächlich zwei Kriterien verwendet, die Radiotoxizität der Abfälle und die Langzeitsicherheit des geologischen Endlagers.

Die Radiotoxizität ist nur geeignet, sehr unwahrscheinliche Ereignisabläufe mit einer Freisetzung des radioaktiven Inventars aus einem Endlager und einer anschließenden Inkorporation von Radionukliden abzubilden. Eine P&T-Behandlung mit Hilfe von SNR reduziert zwar die langfristige Radiotoxizität von hochradioaktiven Abfällen deutlich, hat somit aber nur Einfluss auf die Reduktion von sehr unwahrscheinlichen Risiken. Diese Betrachtung berücksichtigt zudem nicht die geplante Entwicklung eines Endlagers und die Freisetzung durch Mobilisierung von Radioisotopen und die daraus resultierende Dosis für den Menschen. Sie trifft daher auch keine Aussage über die Langzeitsicherheitsrelevanz der Radionuklide.

Die Standardmethodik zur Bewertung der radiologischen Risiken für den Menschen durch geologische Endlager ist eine Langzeitsicherheitsanalyse. Diese berücksichtigt die Freisetzungspfade der Nuklide. Aktinide sind in den meisten Endlagergesteinen extrem immobil und werden nicht freigesetzt. Der Hauptbeitrag bei Dosisabschätzungen der Langzeitsicherheitsanalyse stammt von langlebigen mobilen Spaltprodukten wie Iod-129, Technetium-99 und Aktivierungsprodukten wie Kohlenstoff-14. Eine Reduktion von Transuranen liefert daher in der Langzeitsicherheitsanalyse geologischer Endlager keinen Beitrag, vielmehr wäre eine Spaltprodukttransmutation nötig.

In Szenarien einer längerfristigen Nutzung der Kernenergie haben Brennstoffkreisläufe mit Wiederaufarbeitung daher keinen Vorteil bei der Langzeitsicherheitsbetrachtung gegenüber der derzeitigen Nutzung von LWR ohne Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente. In Szenarien der Transmutation mit einem festen Ausgangsinventar an Transuranen (Phase-Out) würde sich die Menge an dosisbestimmenden Radionukliden durch zusätzlich entstehende Spaltprodukte sogar erhöhen.

Eine Spaltprodukttransmutation wäre aufgrund der technischen Schwierigkeiten der Partitionierung und Targetherstellung für die Bestrahlung und der teilweise notwendigen Isotopenseparation technisch auf die Nuklide Technetium-99 und eventuell Iod-129 beschränkt. Insgesamt wird die Transmutation von Spaltprodukten heutzutage wenig verfolgt.

In keinem Szenario der Nutzung alternativer Brennstoffkreisläufe mit SNR und einer P&T-Behandlung von Abfällen kann auf ein Endlager für hochradioaktive Abfälle verzichtet werden, da verbleibende Restmengen an Transuranen und langlebigen Spalt- und Aktivierungsprodukten im Abfallstrom verbleiben. Hinzu kommen deutlich höhere Mengen an schwach- und mittelradioaktiven Abfällen durch den Betrieb und den Rückbau der Partitionierungsanlagen.

Allgemeine Schlussfolgerungen

Aus der Diskussion wird deutlich, dass einzelne Technologielinien – bei konsequenter Auslegung – in einzelnen Bewertungskriterien (Sicherheit, Ver- und Entsorgung, Proliferation, Kosten) potenzielle Vorteile gegenüber heutigen LWR erzielen könnten. Gleichzeitig ist aber für keine der Technologielinien in allen Bereichen ein Vorteil gegenüber heutigen LWR zu erwarten, in einzelnen Bereichen sind auch Nachteile gegenüber heutigen LWR möglich.

Verschiedene Kriterien stehen zudem in Konkurrenz zueinander, Verbesserungen in einzelnen Bereichen können zu Nachteilen in anderen Bereichen führen. So geht eine Erhöhung der Sicherheit eines konkreten Reaktorkonzepts vielfach mit zusätzlichen Kosten oder der Notwendigkeit der Entwicklung neuer, verbesserter Materialien oder Technologien und damit einem erhöhten Entwicklungsaufwand und Zeitbedarf bis zur Realisierbarkeit einher. Fortschritte im Bereich der Ver- und Entsorgung können zu neuen Sicherheitsrisiken oder einer Erhöhung von Proliferationsrisiken führen.

Entwickler von SNR berufen sich immer wieder auf intrinsische Eigenschaften von Technologielinien bzw. ihrer Reaktorkonzepte, um damit eindeutige Vorteile in einzelnen Bereichen gegenüber heutigen LWR zu begründen, so beispielsweise durch einen Ausschluss von Ereignisabläufen, die für heutige LWR von besonderer Bedeutung für die Sicherheit sind; durch die Möglichkeit, während des Betriebs eines Reaktors neuen Spaltstoff zu erzeugen; oder aufgrund einer höheren Effizienz der Stromproduktion durch hohe Kühlmitteltemperaturen oder der Nutzung von Prozesswärme.

Zwar können solche intrinsischen Eigenschaften tatsächlich zu Vorteilen gegenüber heutigen LWR führen. Allerdings führen die für solche intrinsischen Eigenschaften ursächlichen Unterschiede der SNR zu heutigen LWR typischerweise an anderen Stellen zu neuen technologischen Herausforderungen oder auch Nachteilen. So können sich andere, für die Sicherheit aber gleichermaßen relevante Ereignisabläufe ergeben; der gewonnene Spaltstoff muss weiterverwendet werden können, was zu Proliferationsrisiken führen kann und höhere Kühlmitteltemperaturen setzen neue geeignete Materialien voraus, die den erhöhten Anforderungen während des Betriebs widerstehen können.

Letztlich kann erst bei einer detaillierten Analyse eines konkreten Reaktorkonzepts eine abschließende Bewertung erfolgen, inwieweit intrinsische Eigenschaften der Technologielinie im Zusammenspiel mit der konkreten Auslegung eines Reaktorkonzepts insgesamt zu Vor- oder Nachteilen in den einzelnen Bewertungskriterien führen werden.

Die vielfach in der öffentlichen Diskussion und von Entwicklern selbst formulierte Erwartung, dass SNR einen signifikanten Beitrag zur Lösung der heutigen Probleme der Kerntechnik betragen können, kann angesichts des gegenwärtigen Entwicklungsstandes dieser Systeme und der tatsächlich nachgewiesenen und erwartbaren Vor- aber auch Nachteile der einzelnen Technologielinien damit insgesamt nicht als realistisch eingeschätzt werden.

