

Neue Kernspaltungsreaktoren – Grundlagen der Funktion und Herausforderungen an den Strahlenschutz

Kernenergie ist nahezu frei von CO₂-Emissionen, nicht nur das Kernkraftwerk allein, sondern der gesamte Lebenszyklus von der Kernbrennstoffgewinnung bis zur Entsorgung des nuklearen Abfalls (siehe z. B. [01]). Deshalb nehmen viele Länder die Kernenergie in ihre Strategie zur Dekarbonisierung ihrer Elektrizitätserzeugung auf.

In heutigen Kernkraftwerken wird hauptsächlich das Isotop ²³⁵U gespalten, das nur zu 0,72 % im Uran enthalten ist. Diese Kernkraftwerke hinterlassen Abfall, der sehr lange Zeit radioaktiv ist. Um diese Nachteile zu beseitigen, wird vielerorts an einer neuen Generation von Reaktoren gearbeitet. Sie basieren auf der Umwandlung des Isotops ²³⁸U und alternativ des Thoriums in neuen Spaltstoff, ein Prozess, der Brüten genannt wird. Weiterhin können sie langlebige Komponenten im hochaktiven Abfall in schneller zerfallende Spaltprodukte umwandeln, was als Transmutation bezeichnet wird.

Die enorme in Aussicht stehende Erweiterung der Reichweite der Energierohstoffe und die Entlastung des Entsorgungspfades von langlebigen, hauptsächlich alphanotoxischen Bestandteilen sind von großem Interesse für eine nachhaltige Nutzung der Kernenergie bis in eine ferne Zukunft. Dies lieferte neben einer weiteren Erhöhung von nuklearer Sicherheit, Wirtschaftlichkeit und Proliferationsresistenz die Hauptmotivation für die Entwicklung dieser neuartigen Kernreaktoren, die auf lange Sicht die heutige Technologie ablösen sollen. Im vorliegenden Beitrag werden die unterschiedlichen technologischen Ansätze vorgestellt. Weiterhin wird diskutiert, inwiefern sich dabei neue Anforderungen an den Strahlenschutz ergeben. Eine erschöpfende Analyse ist wegen der Breite des Gegenstands jedoch nicht möglich. Grundlegende Unterschiede zu den heute laufenden Anlagen und Fragestellungen für weiterführende Untersuchungen werden identifiziert.

Generationen von Kernkraftwerken

Grundsätzliche Einteilung

Es ist üblich, Kernkraftwerke Generationen zuzuordnen. Das Gros der gegenwärtig laufenden Anlagen zählt zur Generation II (kurz Gen-II). Dabei do-

minieren Druck- und Siedewasserreaktoren, auch Leichtwasserreaktoren genannt. Hinzu kommen noch einige schwerwassermoderierte Reaktoren vom Typ CANDU, hauptsächlich in Kanada und Indien sowie grafitmoderierte Reaktoren, Letztere teils mit

CO₂ (AGR, Großbritannien), teils mit Wasser (RBMK, Russland) als Kühlmittel [02]. Gegenüber der ersten Generation, die die frühen Prototypanlagen umfasst, stellen sie Anlagen mit ausgereifter Technik dar, die in Serie gebaut wurden.

Die Energiegewinnung in diesen Reaktoren basiert hauptsächlich auf der Spaltung von ²³⁵U. Es ist das einzige in der Natur vorkommende Nuklid, mit dem eine Kettenreaktion von Kernspaltungen aufrechterhalten werden kann, wenn es im Reaktor in ausreichender Menge vorliegt. ²³⁵U wird deshalb „spaltbares Uran“ genannt.

In den Reaktoren der Gen-II werden die bei der Spaltung entstehenden Neutronen mithilfe eines Moderators abgebremst, damit eine Kettenreaktion durch thermische Neutronen aufrechterhalten wird. „Thermisch“ bedeutet, dass sie dabei die niedrige kinetische Energie der thermischen Molekularbewegung der Moderatoratome annehmen. Reaktoren mit Moderator werden deshalb auch „thermische Reaktoren“ genannt. Sie können mit nur schwach angereichertem Uran auskommen, was wirtschaftlich von Vorteil ist. Wird Schwerwasser oder Grafit als Moderator verwendet, kann sogar Natur-Uran ohne Anreicherung als Brennstoff dienen.

Die nukleare Sicherheit dieser Anlagen basiert auf einer international stark harmonisierten Sicherheitsphilosophie. Die mit der Zeit zunehmenden Anforderungen an die Sicherheit wurden in vielen Anlagen durch umfangreiche Nachrüstmaßnahmen berücksichtigt, jedoch nicht überall, was z. B. in Japan zur Nuklearkatastrophe von Fukushima geführt hat.

Für Neubauanlagen wurde eine grundsätzlich neue Sicherheitsphilosophie

„Spaltbares Uran“ ²³⁵U

Grundsätzlich neue Sicherheitsphilosophie

erarbeitet, die mit der Entwicklung der Reaktoren der Generation III umgesetzt wurde.

Die wesentlichen Merkmale sind:

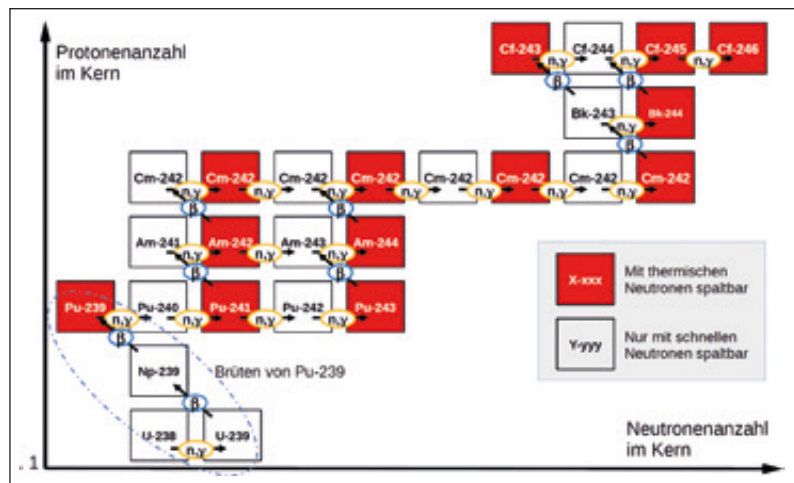
- Erhöhung der Autarkie bei Störfällen durch Sicherheitssysteme, die ohne eine externe Energieversorgung funktionieren (passive Systeme, s. [03, 04] oder durch massive, gebunkerte Anlagen zur Notstromversorgung
- Autonomie der Sicherheitssysteme, die möglichst lange Zeit ohne Eingriffe der Operateure funktionieren (typischerweise 72 Stunden gegenüber 30 Minuten bei der Gen-II)
- Erhöhung der Robustheit durch Entkopplung von Kernschaden und Freisetzung mithilfe von Einrichtungen zur Rückhaltung einer Kernschmelze im Reaktorbehälter oder im Reaktorgebäude (Containment)
- Verstärkung des Schutzes vor externen Einwirkungen, unter anderem durch robuste, vorzugsweise doppelwandige Containments

Vorrangig sind es Leichtwasserreaktoren der Gen-III, die gegenwärtig das Neubaugeschehen dominieren. Die Ausnutzung des Brennstoffs ist bei ihnen weitgehend dieselbe wie bei Gen-II-Anlagen. Die spezifische, also auf die erzeugte Energiemenge bezogene Menge an langlebigem, radiotoxischem Abfall ist ebenfalls etwa gleich.

Uran-Vorkommen sind prinzipiell endlich. Eine stabile Spaltstoffversorgung über sehr lange Zeiträume erfordert deshalb die möglichst vollständige Nutzung des Uran-Isotops ^{238}U . Es kann jedoch weder durch thermische Neutronen gespalten werden noch eine

Kettenreaktion aufrechterhalten. Doch nach einer Kernumwandlung, ausgelöst durch einen Neutroneneinfang, wird ^{238}U über ^{239}Np zu Plutonium (^{239}Pu) konvertiert, das wie ^{235}U -spaltbar ist

(s. Abb.1). In thermischen Reaktoren liefert dieser Konversion genannte Pro-



Bei der Absorption eines thermischen Neutrons stammt die Anregungsenergie für die dadurch ausgelöste Kernreaktion allein aus der frei werdenden Bindungsenergie. Bei der Spaltung von ^{235}U mit thermischen Neutronen werden im Mittel 2,44 neue Neutronen freigesetzt, doch es

Bildung von unerwünschtem ^{236}U

führen nur 84 % der Absorptionen zur Spaltung, der Rest führt zur Bildung von unerwünschtem ^{236}U . Pro Absorption werden also nur etwa 2 neue Neutronen frei. Eines wird zur Auf-

rechterhaltung der Kettenreaktion benötigt. Unvermeidbare Neutronenverluste durch Absorption in anderen Materialien, die im Reaktorkern vorhanden sind, und Verluste über seine Ränder senken die Anzahl, die zur Konversion zur Verfügung steht, unter 1. Damit ist Brüten nicht möglich.

Wird ein schnelles Neutron absorbiert, so kommt ein signifikanter Beitrag aus dessen kinetischer Energie hinzu. Infolge der intensiveren Anregung wird eine Kernspaltung gegenüber anderen potenziellen Reaktionen wahrscheinlicher, und bei einer Spaltung werden außerdem mehr neue Neutronen frei. Dazu kommen etwas mehr an Spaltungen von ^{238}U sowie (n,2n)-Reaktionen, denn die schnellen Neutronen liegen über den entsprechenden Energieschwellen. All dies verbessert die Neutronenbilanz, und mehr Neutronen stehen für die Umwandlung des Brutstoffs ^{238}U in ^{239}Pu zur Verfügung. Verwendet man nun noch bereits erbrütetes ^{239}Pu anstelle von ^{235}U als Spaltstoff, dann erhöht sich die Neutronenausbeute weiter, denn bei der Spaltung von ^{239}Pu werden unabhängig von der Energie des auslösenden Neutrons etwa 0,45 Spaltneutronen mehr freigesetzt als beim ^{235}U .

Verbesserte Neutronenbilanz

Bei der direkten Tiefenlagerung (s. Abb. 2) dominiert ^{239}Pu mit seiner Halbwertszeit von 24.110 Jahren die notwendige Einschlusszeit, was z. B. in der Schweiz zur Festlegung von 1 Mio. Jahren für den Sicherheitsnachweis eines Tiefenlagers führt. Nach vollständiger Abtrennung und Transmutation aller Aktinoide würde die Radiotoxizität der Spaltprodukte allein schon innerhalb von etwa 500 Jahren unter den Wert für Uran-Erz absinken, was das Tiefenlager hinsichtlich der erforderlichen Einschlusszeit deutlich entlasten würde, nicht aber von der anfänglich um Größenordnungen dominierenden Aktivität der Spaltprodukte.

In thermischen Reaktoren wird letztlich weniger und in schnellen Reaktoren mehr neuer Spaltstoff gebildet, als im gleichen Zeitraum verbraucht wird. Wenn dies erreicht wird, spricht man vom „Brüten“.

Transmutation mit schnellen Neutronen

Schnelle Neutronen haben den Vorteil, dass sie alle Isotope der Aktinoide spalten und damit in kurzlebige Spaltprodukte umwandeln, während thermische Neutronen diejenigen Isotope nicht spalten können, deren Spaltquerschnitt eine Energieschwelle aufweist (vgl. Abb. 1). Die Umwandlung aller Isotope der Aktinoide in Spaltprodukte wird Transmutation genannt.

Beim Abfall ist insbesondere die Reduzierung der notwendigen Einschlusszeit im geologischen Tiefenlager von Interesse. Einen Anhaltspunkt für ihre Festlegung liefert die Zeit, in der die Radiotoxizität von Spalt- und Konversionsprodukten unter die des ursprünglich eingesetzten Uran-Erzes abfällt, denn Uran mit seinen natürlichen Zerfallsprodukten ist in der Geosphäre ohnehin weit verbreitet.

Umwandlung der Aktinoide in Spaltprodukte

Bei der direkten Tiefenlagerung (s. Abb. 2) dominiert ^{239}Pu mit seiner Halbwertszeit von 24.110 Jahren die notwendige Einschlusszeit, was z. B. in der Schweiz zur Festlegung von 1 Mio. Jahren für den Sicherheitsnachweis eines Tiefenlagers führt.

Nach vollständiger Abtrennung und Transmutation aller Aktinoide würde die Radiotoxizität der Spaltprodukte

allein schon innerhalb von etwa 500 Jahren unter den Wert für Uran-Erz absinken, was das Tiefenlager hinsichtlich der erforderlichen Einschlusszeit deutlich entlasten würde, nicht aber von der anfänglich um Größenordnungen dominierenden Aktivität der Spaltprodukte.

Geschlossener Brennstoffzyklus

Unter einem geschlossenen Brennstoffzyklus versteht man ein System aus Brennstoffversorgungseinrichtungen, Kernkraftwerken und Wiederaufarbeitungsanlagen, in dem im Idealfall alle Aktinoide rezykliert werden und nur Spaltprodukte entsorgt werden müssen (s. Abb. 3, Seite 12). Er muss Reaktoren mit schnellen Neutronen enthalten, denn nur sie können alle Isotope der minoren Aktinoide transmutieren. ^{235}U wird nicht mehr benötigt, es muss allein ^{238}U zugeführt werden.

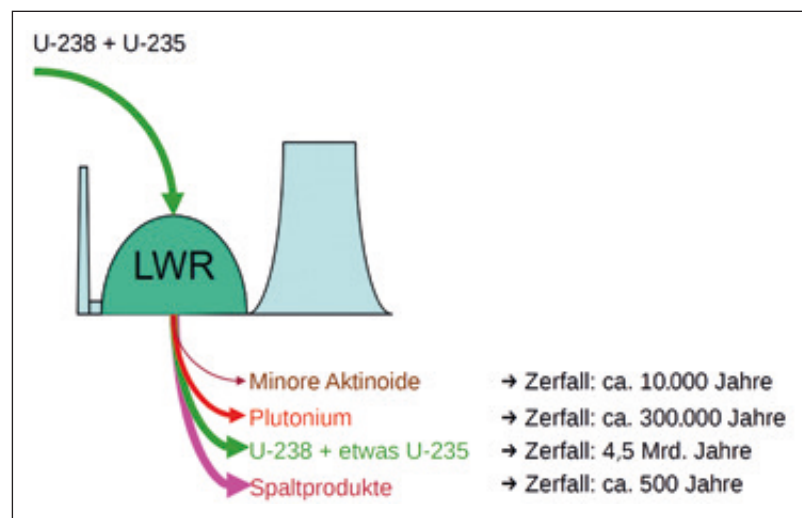


Abb. 2: Offener Brennstoffzyklus eines Leichtwasserreaktors mit den wichtigsten radioaktiven Komponenten der ausgedienten Brennstoffschmelze

Weiterhin wird ein Tiefenlager auch nach der erweiterten Wiederaufarbeitung verbleibenden Abfalls erforderlich sein. Gegenwärtig wird bereits chemisch-toxischer Abfall tiefengelagert, wie z. B. in Deutschland u. a. in ehemaligen Salzbergwerken. Spaltprodukte sind anfänglich wesentlich gefährlicher und nähern sich während ihres Zerfalls der Toxizität von chemischem Abfall an. Obwohl die Volumina vergleichsweise klein sind, wird deshalb eine adäquate Tiefenlagerung auch im Idealfall einer vollständigen Abtrennung der Aktinoide gefordert werden. Dazu kommt, dass die Trennprozesse trotz ihrer hohen Selektivität Verunreinigungen durch Aktinoide im Abfallstrom zurücklassen. Mit hydrochemischen Verfahren kann nach [05] eine über 99,5%ige Abtrennung der minoren Aktinoide erreicht werden. Etwas höher sind die Trennverluste bei den pyrometallurgischen Methoden.

Um eine geologische Tiefenlagerung kommt man demnach mit großer Wahrscheinlichkeit nicht herum.

Es werden auch Zwischenformen vorgeschlagen, bei denen die Vorteile schneller Reaktoren oder der Verwendung von Thorium nur teilweise ausgenutzt werden. Dabei wird der Abfall nicht vollständig getrennt, oder es wird ganz auf eine Wiederaufarbeitung verzichtet und eine gewisse Aktinoidenfracht im Abfall toleriert. Damit nutzt man das Potenzial der Energierohstoffe Uran und Thorium nicht vollständig aus, vereinfacht jedoch den Brennstoffzyklus.

Schnelle Reaktoren

Schnelle Reaktoren für Brüten und Transmutation in einem geschlossenen Brennstoffkreislauf werden zur Generation IV gezählt. Wasser ist hierbei als Kühlmittel leider nicht geeignet. Durch den enthaltenen Wasserstoff, dessen Kern nur aus einem

Proton besteht, werden die Neutronen bei elastischen Stößen maximal abgebremst. Es muss zu Kühlmitteln übergegangen werden, die nur aus Elementen mit höheren Massenzahlen bestehen. Je höher die Kernmasse des Stoßpartners, umso geringer ist der Energieverlust des Neutrons bei einer elastischen Streuung. Das Neutron prallt gewissermaßen an dem viel schwereren Kern ab.

Das Angebot geeigneter Stoffe ist nicht sehr groß.

Sie müssen gute

- Wärmeübertragungs- und -transporteigenschaften,
- eine geringe Neutronenabsorption,
- hohe Strahlenresistenz sowie
- eine gute Kompatibilität mit den Konstruktionsmaterialien aufweisen.

Durchgesetzt haben sich Natrium, Blei, ein eutektisches Gemisch aus Blei und Wismut, verschiedene Gemische, meist eutektische, aus fluoridischen oder chloridischen Salzen.

Die Forschungs- und Entwicklungsarbeiten werden vom „Generation IV International Forum“ (GIF) koordiniert, dem derzeit 14 Länder angehören [06]. Im Jahr 2001 gegründet, hat es 6 grundsätzliche Reaktorkonzepte ausgewählt, deren Entwicklung besonders vorangetrieben werden soll. Bei 4 von ihnen

handelt es sich um schnelle Reaktoren.

Die wichtigsten 3 sind

- der natriumgekühlte Schnelle Reaktor (Sodium-cooled Fast Reactor = SFR),
- der bleigekühlte Schnelle Reaktor (Lead-cooled Fast Reactor = LFR) und
- Salzschnmelzereaktoren (Molten Salt Reactors = MSR), wobei Letztere von allen Gen-IV-Konzepten die größte Variantenvielfalt aufweisen, die auch Reaktoren mit Moderator einschließt.

Auch bei den anderen Grundkonzepten existieren unterschiedliche Varianten hinsichtlich Aufbaus sowie Kühlmittel- und Brennstoffzusammensetzung. 2 weitere Konzepte, der gasgekühlte Hochtemperurreaktor (Very High Temperature Reactor = VHTR) und der Reaktor mit überkritischem Wasser als Kühlmittel (SuperCritical Water cooled Reactor = SCWR), zielen auf die Erhöhung der erreichbaren Temperatur der im Reaktor erzeugten thermischen Energie. Sie bleiben jedoch ungeeignet für Brüten und Transmutation. Es ist ohnehin ein angenehmer Nebeneffekt, dass die Kühlmittel, die für schnelle Reaktoren geeignet sind, Wärmeenergie auf wesentlich höherem Temperaturniveau bereitstellen können als wassergekühlte Reaktoren, wodurch sich ein höherer thermischer Wirkungsgrad bei ihnen quasi von selbst ergibt.

Spezialfall Thorium

Thorium kann ähnlich wie ²³⁸Uran in einen Spaltstoff umgewandelt werden, in diesem Fall in das Uranisotop ²³³U. Das verspricht eine Erweiterung der Brennstoffreserven, ähnlich wie durch das Erbrüten von Plutonium, wobei Schätzungen zufolge Thorium sogar dreimal häufiger vorkommt als Uran. In einem System, das nur Thorium als Brutstoff und ²³³U als Spaltstoff nutzt, gibt es 2 Besonderheiten:

- Erstens liefert die Spaltung von ²³³U mit bereits thermischen Neutronen eine für das Brüten von neuem ²³³U knapp ausreichende Anzahl von Spaltneutronen.
- Dadurch ist ein Zyklus, bei dem nur Thorium nachgeladen werden muss, auch mit thermischen Reaktoren realisierbar. Voraussetzung sind allerdings eine möglichst geringe parasitäre Neu-

Erhöhung der erreichbaren Temperatur

„Generation IV International Forum“

Auch mit thermischen Reaktoren realisierbar

tronenabsorption im Moderator und in Konstruktionsmaterialien sowie eine Abtrennung des erbrüteten Urans vom ausgedienten Brennstoff zu dessen Rezykling oder zumindest die Beseitigung von stark neutronenabsorbierenden Spalt- und Konversionsprodukten. Geeignet sind schwerwassermoderierte Reaktoren [07] und bestimmte Varianten von thermischen Salzschnmelzereaktoren. Grundsätzlich kann Thorium jedoch dem Brennstoff jedes Reaktors zugesetzt werden und so über die Konversion zu ^{233}U einen Teil der Energie liefern.

- Die zweite Besonderheit betrifft den hochaktiven Abfall. In einem Gemisch aus Thorium und reinem ^{233}U werden nur sehr wenig Plutonium und minore Aktinoide gebildet, da zusätzliche Neutroneneinfänge notwendig sind, um zu höheren Uran-Isotopen zu gelangen, und auf diesem Weg spaltbare Nuklide auftreten, deren Umwandlung in Spaltprodukte eine konkurrierende Reaktion darstellt (s. Abb. 4). Dieser Vorteil geht nach und nach verloren, wenn das Uran ständig rezykliert wird. Dann reichern sich die höheren Isotope des Urans immer mehr an, und die Bildung höherer Aktinoide wird leichter. In ei-

nem thermischen Reaktor wirken die nicht spaltbaren unter ihnen (^{234}U , ^{236}U) außerdem als parasitische Neutronenabsorber, was erst die Bruttoreate verringert und dann die Kettenreaktion stoppt.

Oft hört man in der öffentlichen Debatte, Thorium sei untauglich für die Herstellung von Nuklearwaffen, doch es hat sowohl in den USA als auch in der Sowjetunion erfolgreiche Bombentests gegeben, bei denen das Brutprodukt des Thoriums, ^{233}U , eingesetzt wurde. Kritiker wenden außerdem ein, dass das Protaktinium, das bei der Umwandlung von Thorium in das Uran Isotop ^{233}U als Zwischenprodukt auftritt, dank seiner langen Halbwertszeit von etwa 27 Tagen leicht chemisch aus ausgedientem Brennstoff abgetrennt werden könnte. Lässt man es anschließend seinen Beta-Zerfall vollführen, entsteht praktisch reines, waffenfähiges ^{233}U , dies sogar ohne die Kontamination durch ^{232}U , die eine unautorisierte Verwendung erbrüteten ^{233}U erschweren soll (siehe weiter unten).

Eine durchgängige Kernmaterialkontrolle wird somit auch bei Verwendung von Thorium mit Sicherheit gefordert werden.

Weiterhin hört man hier und da die Meinung, Reaktoren, die mit Thorium betrieben werden, seien frei vom Risiko potenzieller schwerer Störfälle.

Leider ist das nicht so. Die Kettenreaktion mit ^{233}U ist nicht per se frei vom Risiko des Durchgehens. Es ist sogar so, dass der Anteil der verzögerten Neutronen bei der Spaltung von ^{233}U kleiner ist als bei der Spaltung von ^{235}U , wodurch promptüberkritische Zustände, bei denen eine schnelle Leistungsexkursion auftritt,

etwas leichter auftreten können.

Eine zuverlässige Nach- und Notkühlung des Reaktors ist auch stets unabdingbar, denn Spaltprodukte setzen immer Nachzerfallswärme frei, die nach einer Reaktor-

abschaltung sicher abgeführt werden muss. Die abzuführende Leistung wird hauptsächlich durch die erzeugte Energiemenge bestimmt, unabhängig davon, welcher Spaltstoff eingesetzt wird. Es gibt folglich keinen signifikanten inhärenten Sicherheitsgewinn von ^{233}U gegenüber ^{235}U oder ^{239}Pu als Spaltstoff, eine adäquate Sicherheitstechnik ist in beiden Fällen nötig und unterscheidet sich nur unwesentlich. Der Reaktortyp hat einen wesentlich größeren Einfluss auf die Notwendigkeit und die Gestaltung einzelner Sicherheitssysteme.

Eine Besonderheit ist die starke Kontamination des erbrüteten ^{233}U mit einer Halbwertszeit von 68,9 Jahren [08]. Sie ist auf das Zerfallsprodukt dieses Nuklides, das betaaktive ^{208}Tl , zurückzuführen, das eine starke Gamma-Linie bei 2,614 MeV aufweist. Diese Kontamination ist für den Strahlenschutz relevant und wird weiter unten im Detail besprochen. Andererseits wird die Verunreinigung des erbrüteten

**Praktisch
reines,
waffenfähiges
 ^{233}U**

**Kein
signifikanter
inhärenter
Sicherheits-
gewinn**

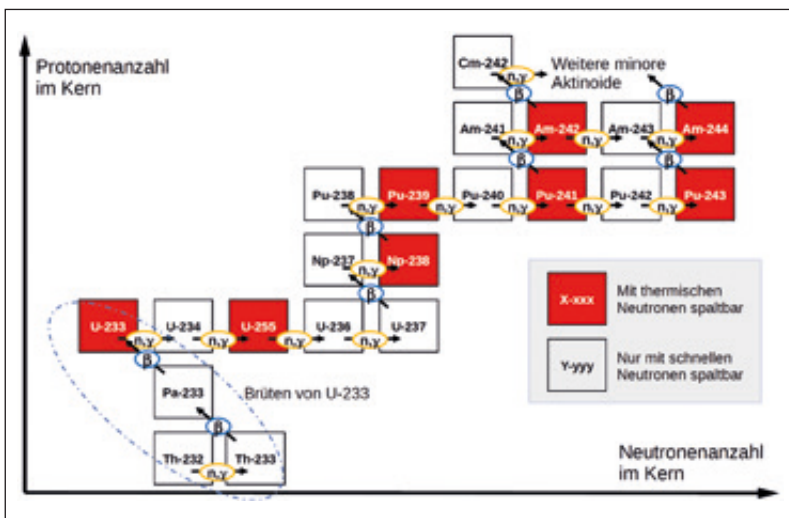


Abb. 4: Konversion von Thorium in ^{233}U sowie weitere Umwandlung in höhere Uran-Isotope, Neptunium, Plutonium und minore Aktinoiden

Spaltstoffs mit ^{232}U im Hinblick auf die Proliferationsresistenz als Vorteil gesehen, weil ein unautorisierter Umgang mit diesem Brennstoff erschwert wird.

Fazit zum Spezialfall Thorium

Ein geschlossener Brennstoffzyklus, der nur mit Thorium versorgt und in dem ^{233}U rezykliert wird, kann somit große Reserven an Energierohstoff erschließen und potenziell den Entsorgungspfad signifikant entlasten. Deshalb sind Reaktorkonzepte, bei denen Thorium zum Einsatz kommt, von ähnlichem Interesse wie das Erbrüten von Plutonium aus ^{238}U . Die großen generischen Vorteile gegenüber einem Uran-Plutonium-Zyklus, die oft postuliert werden, gibt es aber leider nicht.

Kleine Modulare Reaktoren

Kleine Modulare Reaktoren (Small Modular Reaktor = SMR) stellen Varianten der oben genannten Gen-IV-Konzepte mit verminderter Leistung dar. Allerdings zählen dazu auch kleinere Leichtwasserreaktoren und andere thermische Reaktoren, die der Gen-III zuzurechnen wären. Sie sollen sich durch höhere Wirtschaftlichkeit und eine Vereinfachung der Finanzierbarkeit auszeichnen. Neben großen etablierten Reaktorentwicklern und nationalen Forschungszentren tummelt sich eine zunehmend unübersichtlicher werdende Anzahl kleiner Start-ups auf dem Gebiet der Entwicklung Kleiner Modularer Reaktoren [09]. Die kostenreduzierenden Effekte, die sich aus der Verringerung der Leistung des einzelnen Reaktors ergeben sollen, sind folgende:

- Vereinfachung der Konstruktion
- Integration von ursprünglich externen Komponenten in den Reaktor, wie z. B. Dampferzeuger
- Begrenzung der Abmessungen des Reaktors, um eine Werksfertigung und vormontierte Anlieferung zu ermöglichen
- Vereinfachung der Sicherheitssysteme, leichtere Erreichbarkeit von Passivität

- Bessere Kompatibilität zu einem zunehmend dezentraler gestalteten Netz und mit der schwankenden Verfügbarkeit erneuerbarer Energiequellen

Durch die angestrebte Modularisierung soll erzielt werden:

- Standardisierung und Serienfertigung von Komponenten einschließlich des Reaktors
- Erlangung einer Typzulassung und damit Verkürzung von Genehmigungsverfahren
- Mehrere Reaktoren nutzen gemeinsame Systeme und Komponenten, z. B.
 - Reaktorgebäude (Containment)
 - Brennstoffversorgungssysteme, Abfallentsorgungssysteme
 - Sicherheitseinrichtungen
 - Nebensysteme (Ventilation, Abgassysteme, Wasser-/Kühlmittelaufbereitung)
 - Energieumwandlung (gemeinsame Turbine)
- Günstige Finanzierbarkeit durch einen stufenweisen Ausbau
- Flexibler Betrieb, z. B. Brennstoffumladung eines Reaktors während des Betriebs der übrigen Reaktoren in einem modular aufgebauten Kraftwerk.

Fazit zu Kleinen Modulen Reaktoren

Ob sich die angestrebten positiven wirtschaftlichen Effekte in der Realität einstellen, muss die Praxis noch zeigen. Die Wirtschaftlichkeit der Serie tritt hier sozusagen gegen die Ökonomie der Größe an. Einige der oben genannten Punkte sind auch für größere Anlagen nicht unrealistisch. So können bei genügend großer Nachfrage auch bei Reaktoren in der Gigawatt-Klasse Serieneffekte auftreten. Auch ist die Vergabe von Typzulassungen für große Serientypen nicht undenkbar. Eine Aktualisierung genehmigungsrechtlicher Rahmenbedingungen scheint ohnehin zweckmäßig zu werden, wenn zunehmend neue Reaktortypen auf den Markt kommen sollten.

Technologien der Gen-IV-Reaktoren mit Metallschmelzen als Kühlmittel

Der Einsatz von Metallschmelzen als Kühlmittel ist eine Herausforderung an die Reaktortechnologie. Natrium und Blei oder Blei-Wismut sind bei Umgebungstemperatur fest. Natrium ist zudem chemisch hochreaktiv. Es reagiert mit Wasser heftig unter Bildung von Wasserstoff und brennt an der Luft. Deshalb werden natriumgekühlte Reaktoren mit einem weiteren, zwischen Reaktor und Dampferzeuger geschalteten Natrium-Kreislauf ausgestattet [10]. Damit wird verhindert, dass bei einem Leck im Dampferzeuger unter hohem Druck stehendes Wasser in den Reaktor eindringen und eine verheerende Reaktion mit dem radioaktiv kontaminierten Natrium auslösen kann. Lecks im Dampferzeuger betreffen so nur die zwischengeschalteten inaktiven Natrium-Kreisläufe, die zur Schadensminderung über Natrium-Schnellablasssysteme verfügen. Neuere Entwicklungen setzen alternativ auf inerte Arbeitsmedien für den Energieumwandlungsprozess, wie überkritisches CO_2 oder Stickstoff [11]. Blei und Blei-Wismut-Schmelzen sind hingegen chemisch wesentlich inerte. Bei ihrer Verwendung kann ein Dampferzeuger ohne Zwischenkreislauf direkt in den Reaktor integriert werden [12].

Trotz der genannten Herausforderungen haben flüssige Metalle, wie die Tabelle in Abbildung 5 auf Seite 16 zeigt, auch wesentliche Vorteile gegenüber Wasser. Als Erstes ist der hohe Siedepunkt bei Umgebungsdruck zu nennen. Alle genannten Schmelzen brauchen zum Erreichen von Temperaturen, die ein effizienter Energieumwandlungsprozess im Kraftwerk oder alternativ eine verfahrenstechnische Nutzung der Wärmeenergie erfordert, nicht unter hohem Druck gesetzt zu

Natrium ist chemisch hochreaktiv

	Wasser	Helium	Natrium	Blei
Bremst Neutronen	ja	nein	ganz wenig	nein
Bei Umgebungstemperatur	flüssig	gasförmig	fest	fest
Betriebsdruck	hoch	hoch	niedrig	niedrig
Erreichbare Temperatur	~320 °C	~1.000 °C	~550 °C	~800 °C
Sichere Abschalttemperatur	<80 °C	<1.600 °C	<550 °C	<800 °C
Korrosion von Stahl	mittel	keine	wenig	hoch
Chemische Reaktivität	mittel	keine	hoch	mittel
Durchsichtig	ja	ja	nein	nein
Kosten	niedrig	moderat	hoch	hoch

gut / einfach in der Anwendung
mittel / „geht so ...“
schlecht / kompliziert in der Anwendung

Abb. 5: Vor- und Nachteile verschiedener Kühlmittel für Kernreaktoren

werden. Damit ist kein Druckbehälter mehr erforderlich.

Bei Reaktoren, die mit Natrium oder Blei bzw. Blei-Wismut gekühlt sind, wird in der Regel eine Poolbauweise bevorzugt (s. Abb. 6). Hierbei werden die Komponenten des Primärkreislaufs, also Wärmeübertrager oder Dampferzeuger sowie Umwälzpumpen und Sicherheitseinrichtungen, zusammen mit den Brennelementen und Steuerorganen von oben in einen drucklosen Reaktorbehälter eingehängt, der keine seitlichen Anschlüsse hat. Hierdurch können Kühlmittelverluststörfälle ausgeschlossen werden. Der Reaktorbehälter bleibt für die gesamte Lebensdauer des Kraftwerks mit dem jeweiligen Kühlmittel gefüllt, das

ständig auf einer Temperatur oberhalb des Schmelzpunktes gehalten werden muss.

Der Behälter verfügt über einen Deckel, unter dem ein Schutzgas (Argon) die Oxidation der Metallschmelze verhindert.

Der hohe Siedepunkt der Kühlmittel ist auch für die Notkühlsysteme ein erheblicher Vorteil. Der Reaktor kann nach Unterbrechung der Kettenreaktion auf einem wesentlich höheren Temperaturniveau verbleiben als Leichtwasserreaktoren, die für einen sicher abgeschalteten Zustand drucklos gefahren werden müssen, also unter 100 °C.

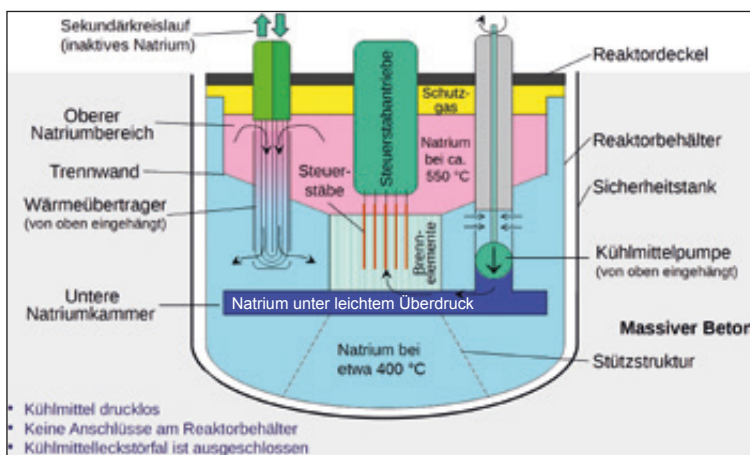


Abb. 6: Schema eines natriumgekühlten Schnellen Reaktors vom Pool-Typ

Die höheren Temperaturen in abgeschalteten flüssigmetallgekühlten Reaktoren erlauben es, Nachkühlsysteme kompakter zu gestalten, denn für den Wärmetransport nach außen steht eine wesentlich größere Temperaturdifferenz zur Verfügung. Dadurch können notwendige Wärmeübertragerflächen klein gehalten und ein Naturumlauf des Notkühlmediums leichter realisiert werden. Davon profitiert die Auslegung von passiven Sicherheitssystemen, die ohne eine externe Energiequelle funktionieren. Das ist, zusammen mit der generellen Drucklosigkeit, ein erheblicher sicherheitstechnischer Vorteil.

Vergleich der Kühlmittel

Vergleicht man Natrium mit Blei, so hat Natrium vorteilhafterweise den niedrigeren Schmelzpunkt (98 °C) und ist wegen seiner starken Elektropositivität praktisch nicht korrosiv gegenüber Edelstahl [13], wogegen bei Blei (Schmelzpunkt 362 °C) Maßnahmen gegen Korrosion ergriffen werden

müssen. Optionen sind die Dosierung geringer Mengen von Sauerstoff in die Schmelze [14] oder die Beschichtung von Oberflächen mit Speziallegierungen [15]. Die eutektische Legierung aus Blei und

Wismut hat den Vorteil eines deutlich niedrigeren Schmelzpunktes (125 °C), ist jedoch ebenso korrosiv wie reines Blei.

Hinsichtlich der Wärmeübertragung ist flüssiges Natrium nicht zu überbieten.

Blei hat jedoch auch eine viel bessere Wärmeleitung als Wasser. Was die Neutronen-Physik betrifft, so hat Natrium mit einer Massenzahl von 23 immer noch eine gewisse neutronenabbremsende Wirkung, sodass in natriumgekühlten Reaktoren enge Brennstabgitter verwendet werden, um den Natrium-Anteil im Reaktorkern

Vorteil für die Notkühlsysteme

Eutektische Legierung aus Blei und Wismut

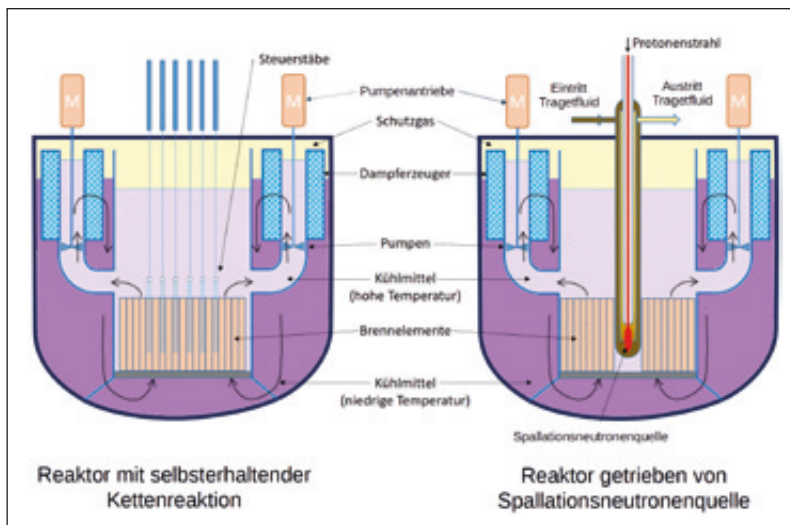


Abb. 7: Schematische Darstellung eines mit Blei oder Blei-Wismut gekühlten Schnellen Reaktors mit selbsterhaltender Kettenreaktion (links) und als unterkritisches, beschleunigergetriebenes System (rechts)

möglichst klein zu halten. Bei Blei oder Blei-Wismut ist das nicht erforderlich, was die Pumpleistung zur Umwälzung des Kühlmittels senkt und auch Reaktoren mit Naturumlaufkühlung möglich macht. Blei und Blei-Wismut haben zudem einen noch höheren Siedepunkt als Natrium. Auch für bleigekühlte Reaktoren ist die Poolbauweise eine Option (s. Abb. 7).

Spezialfall: beschleunigergetriebene Systeme

Beschleunigergetriebene Systeme (Accelerator Driven Systems = ADS, Abb. 7) sind unterkritische Reaktoren, d. h., sie werden mit weniger Spaltstoff beladen, als für eine selbsterhaltende Kettenreaktion notwendig wäre [16, 17]. Sie werden mithilfe einer Spallationsquelle mit Neutronen versorgt. Dazu werden hochenergetische Protonen aus einem leistungsstarken Teilchenbeschleuniger in eine Schwermetallschmelze, meist aus Blei oder LBE, geschossen. Die Protonen zertrümmern die Targetkerne unter Freisetzung vieler sehr energiereicher Neutronen. Diese lösen weitere Kernspaltungen im Reaktorkern aus. Die dabei entstehenden schnellen Spaltneutronen verstärken den Neutronenfluss weiter um 1 bis 2 Größenordnungen.

Um auch in der unterkritischen Brennelementanordnung des ADS Moderation zu vermeiden, wird als Kühlmittel ebenfalls Blei oder Blei-Wismut verwendet. Somit sind ADS schnelle Reaktoren und eignen sich für Brüten und Transmutation. Der Vorteil der unterkritischen Spaltstoffanordnung kommt jedoch besonders dann zur Geltung, wenn es um die Transmutation von Plutonium und minoren Aktinoiden oder gar von minoren Aktinoiden allein geht und dabei kein neues Spaltmaterial erbrütet werden soll. Das aus dem Betrieb von Leichtwasserreaktoren stammende Inventar an Plutonium und minoren Aktinoiden könnte so mit einem Minimum an Reaktoranlagen in Spaltprodukte umgewandelt werden. Sollte ein solcher Entsorgungspfad favorisiert werden, müsste Brennstoff eingesetzt werden, der kein ^{238}U (und natürlich auch kein ^{232}Th) enthält, um die Bildung neuer höherer Aktinoide auszuschließen. Einem Reaktorkern, der keinen Brutstoff enthält, fehlt jedoch eine stabilisierende Rückkopplung, der sogenannte Dopplereffekt, der die Neutronenmultiplikation dämpft, wenn die Brennstofftempera-

tur steigt. In Reaktoren mit einer selbsterhaltenden Kettenreaktion hat der Brutstoff somit eine wichtige inhärente Sicherheitsfunktion. Nur im unterkritischen Kern eines ADS kann auf die stabilisierende Wirkung des Brutstoffs verzichtet werden, wodurch ein reiner Transmuter möglich wird.

Eine Abschaltung des Protonenstrahls unterbricht wegen der Unterkritikalität der Brennstoffanordnung sofort die Serie von Spaltungsprozessen und führt so zur Abschaltung des Reaktors. Dadurch können reaktivitätsinduzierte Störfälle, also ein unkontrolliertes Anwachsen der Leistung

infolge einer durchgehenden Kettenreaktion, deterministisch ausgeschlossen werden. Das ist ein signifikanter inhärenter Sicherheitsvorteil. Jedoch kommt ein ADS dennoch nicht ohne Sicherheitssysteme aus.

Die Kernspaltungen bei der Transmutation und auch die Spallationsprozesse im Schwermetalltarget hinterlassen

radioaktive Spaltprodukte, die sich qualitativ nicht von den Spaltprodukten in anderen Reaktoren unterscheiden. Damit ist auch bei einem ADS für eine sichere Ableitung der Nachzerfallswärme zu sorgen. Dabei sind vorzugsweise

passive Systeme einzusetzen, die sich allerdings durch die Verwendung von Blei oder Blei-Wismut recht kompakt gestalten lassen.

Auch muss der physische Schutz gegen Einwirkungen von außen (z. B. Erdbeben, Flugzeugabstürze u. Ä.) wegen der hohen radioaktiven Inventare im ADS genauso gewährleistet werden wie bei allen anderen Nuklearanlagen. Selbst die Gewährleistung einer permanenten Unterkritikalität des Reaktorkerns ist Gegenstand eines Sicherheitsnachweises, denn die Zusammensetzung des Brennstoffs ändert sich während

Reaktivitätsinduzierte Störfälle ausgeschlossen

ADS eignen sich für Brüten und Transmutation

des Betriebs nicht immer in Richtung auf eine Verringerung der Neutronenreproduktion.

Salzschmelzereaktoren

Bei Salzschmelzereaktoren handelt es sich um eine ganze Familie unterschiedlicher Systeme. Neben wenigen Varianten, bei denen die Salzschnmelze Brennelemente umströmt und nur als Kühlmittel dient (beispielsweise beim FHR von Kairos Power [18]), ist der nukleare Brennstoff meist

in einem Trägersalzgemisch gelöst. In einigen Fällen sollen direkt Salze des verwendeten nuklearen Brennstoffs in geschmolzener Form eingesetzt werden, z. B.

Chloride des Urans, des Plutoniums oder des Thoriums. Man spricht hier von Reaktoren mit flüssigem Brennstoff.

Für die Salze, denen der Brennstoff zugegeben wird, sind eine Vielzahl von Kationen wie Lithium, Beryllium, Kalium, Natrium und Zirkonium im Fokus. Salzbildende Anionen sind entweder Fluor oder Chlor. Meist wird die Zusammensetzung der Salzschnmelze so justiert, dass sich ein möglichst niedriger Schmelzpunkt ergibt, der jedoch immer mindestens bei etwa 400 bis 500 °C liegt.

Das Salz wird in der Regel in einem Primärkreislauf umgepumpt. Über primäre Wärmeüberträger wird die thermische Energie an einen Sekundärkreislauf abgegeben, der meist ebenfalls ein geschmolzenes Salz enthält.

Flüssiger Brennstoff hat den Vorteil, dass die Brennelementfertigung entfällt, was bei Einsatz von Plutonium und minoren Aktinoiden als Spaltstoffen den Strahlenschutz vereinfacht. Auch ist die Schmelze sehr tolerant gegenüber unterschiedlichen Spaltstoffzusammensetzungen, was eine hohe Flexibilität bei der

Transmutation von Abfall verschiedener Herkunft ermöglicht. Auch die bereits erwähnte Möglichkeit der direkten Kopplung mit einer pyrometallurgischen Brennstoffaufbereitung ist ein potenzieller Vorteil.

Salzschmelzereaktoren können als thermische oder schnelle Reaktoren konzipiert werden.

Als Moderator kann Grafit dienen, der direkt mit der Salzschnmelze in Kontakt gebracht werden kann. Dies hat sich bei dem historischen Versuchsreaktor MSRE (Molten Salt Reactor Experiment) am Oak Ridge National Laboratory bewährt [19]. Andere Moderatoren, wie Beryllium, Schwerwasser [20] oder Natriumhydroxid [21, 22], die von einigen Entwicklern ins Spiel gebracht werden, müssen durch Barrieren, ähnlich den heutigen Brennelementhüllen, an einem direkten Kontakt mit der aggressiven Salzschnmelze gehindert werden. Das bringt zusätzliche Materialien in den Reaktorkern, die die Neutronenbilanz verschlechtern. Die Entwicklung solcher Materialien ist außerdem wegen der Kombination aus Korrosivität der Salzschnmelze mit der hohen Belastung durch die Neutronenstrahlung eine große Herausforderung. Man darf gespannt sein, ob sich solche Technologievarianten durchsetzen können.

Bei schnellen Reaktoren befindet sich lediglich die Salzschnmelze im eigentlichen Reaktorbehälter, wo durch seine ausreichend großen Abmessungen eine kritische Masse gebildet wird. Hierbei werden Salzschnmelzen bevorzugt, die zur Vermeidung von Moderation möglichst auf Komponenten mit niedriger Massenzahl verzichten. Aus diesem Grund ist, wenn möglich, Chlor als salzbildendes Anion dem Fluor vorzuziehen, und auf Lithium und Beryllium ist möglichst zu verzichten.

Es ist zu beachten, dass sich die chemische Zusammensetzung einer brenn-

stoffhaltigen Salzschnmelze und damit die physikalischen und chemischen Eigenschaften mit zunehmendem Abbrand verändern. Andererseits ist es vorteilhaft, dass die Kettenreaktion durch kontinuierliche Zufuhr von neuem Spalt- oder Brutstoff und Abtrennung von Spaltprodukten gesteuert werden kann. Insbesondere durch Ausschleusen von stark neutronenabsorbierenden Spaltprodukten (sogenannte „Reaktorgifte“) kann eine gute Neutronenbilanz erreicht werden, die ein effektives Brüten und die Transmutation erleichtern.

Sicherheitsaspekte

Besonders flüchtige, radioaktive Spaltprodukte können leicht abgeführt werden. Das führt zu einer speziellen Sicherheitseigenschaft von Salzschmelzereaktoren, die darin besteht, dass das Inventar an diesen Nukliden niedrig gehalten wird und bei einem schweren Störfall nur noch wenig freigesetzt werden kann. Nur in Reaktoren mit flüssigem Brennstoff kann dieser Ansatz verfolgt werden.

Außerdem wird Überschussreaktivität vermieden, die in Reaktoren mit festem Brennstoff nach periodisch vorzunehmenden Beladungen mit frischem Brennstoff vorliegt. Das macht Absorber in Form von Regelstäben oder Borsäure zu deren Kompensation überflüssig und reduziert das Risiko von Störfällen infolge einer durchgehenden Kettenreaktion. (Die kontinuierliche

Umladung wird auch beim Kugelhaufenreaktor angewandt.)

Eine weitere interessante sicherheitstechnische Eigenschaft ist die Möglichkeit, die Salzschnmelze bei einem Störfall schwerkraftgetrieben in tief gele-

gene Auffangtanks abzulassen, in denen sich neutronenabsorbierende Materialien befinden, die die Kettenreaktion sicher unterbinden. Sie sind auch mit einem Kühlsystem zur Abfuhr der Nachzerfallwärme ausgestattet. Nach

Reaktoren mit flüssigem Brennstoff

Strahlenschutz ist vereinfacht.

Behebung der Probleme kann der Reaktor wieder angefahren werden, indem die Schmelze mit einem Schutzgas zurück in den Reaktor gedrückt wird. Das kann als eine Art „reversibler Kernfänger (core catcher)“ betrachtet werden. Das Schnellablassventil wird typischerweise als Gefrierverschluss („freezing plug“) ausgeführt, der bei Überhitzung oder Ausfall seiner Kühlung selbsttätig öffnet.

Neue potenzielle Herausforderungen an den Strahlenschutz

Nuklidinventar im Brennstoff des Uran-Plutonium-Zyklus

Gegenüber thermischen Reaktoren bestehen bei Reaktoren der Gen-IV, die sich für Brüten und Transmutation eignen, folgende Unterschiede, die Einfluss auf das Spaltproduktinventar haben:

- Hartes Neutronenspektrum, d. h., Spaltungsreaktionen und andere Kernreaktionen werden vorwiegend durch schnelle und epithermische Neutronen ausgelöst
- Eine etwa 2 Größenordnungen höhere Neutronenflussdichte als in thermischen Reaktoren bei gleicher Leistung, da die Spaltquerschnitte der Brennstoffnuklide für schnelle Neutronen in der Tendenz um eben diese 2 Größenordnungen kleiner sind
- Höhere Spaltstoffkonzentration im Brennstoff, die erforderlich ist, um ohne Moderator Kritikalität zu erreichen
- Plutonium und minore Aktinoide dienen als Spaltstoff anstelle von ^{235}U

Allerdings sind schnelle Neutronen sowie alle Nuklide der Aktinoide auch in jedem thermischen Reaktor vorhanden. Daraus folgt, dass es qualitativ keine Unterschiede im Nuklidinventar gibt. Wohl bestehen aber quantitative Unterschiede, die bezüglich des Strahlenschutzes eine gewisse Rolle spielen könnten.

Zunächst wächst bei zunehmender Energie des absorbierten Neutrons die Wahrscheinlichkeit von Spaltungen, die zu Fragmenten im mittleren Massenbereich führen.

Auch am oberen und unteren Rand des Spaltproduktspektrums steigt die Ausbeute leicht an. In Abbildung 8 sind isobare Spaltproduktausbeuten dargestellt, die die individuellen Ausbeuten von Nukliden mit gleicher Massenzahl, aber unterschiedlicher Ordnungszahl zusammenfassen. Das ist eine oft gebrauchte praktische Art der Darstellung, da die meisten Spaltprodukte Beta-Strahler sind und entlang der Isobaren in Richtung höherer Ordnungszahlen zerfallen, bis ein stabiles Nuklid erreicht ist.

Die Grafik ist [23] entnommen und zeigt die Verteilung für die Spaltstoffe ^{235}U und ^{239}Pu in einem thermischen und einem schnellen Reaktor. Besondere Aufmerksamkeit verdienen jene Nuklide, die bei schweren Störfällen eine hohe Volatilität aufweisen. Nach [23] treten beispielsweise

die relevantesten Änderungen der Spaltprodukt Häufigkeit bei ^{90}Sr auf, das

sich in thermischen Reaktoren häufiger bildet, und bei ^{106}Ru , dessen Inventar im schnellen Reaktor höher ist, und dies bis zu 2 Größenordnungen. Ruthenium bildet leicht flüchtiges Tetroxid (RuO_4), das besonders in Störfallszenarien

gebildet wird, bei denen der Brennstoff mit Luft in Kontakt kommen kann. Aufgrund der besseren Brennstoffausnutzung ist die absolute Menge aller Spaltprodukte im schnellen Reaktor ohnehin höher.

Signifikanter sind die Unterschiede, die mit wachsender Massenzahl des Spaltstoffs auftreten (s. Abb. 9 auf der nächsten Seite). Spaltproduktverteilungen weisen stets 2 Bereiche mit

besonders hohen Spaltproduktausbeuten auf. Lage und Form des Maximums bei höheren Massenzahlen verändern sich jedoch kaum, wenn der Spaltstoff geändert wird. Dementgegen verschiebt sich die Verteilung in der Umgebung des linken Maximums deutlich in Richtung höherer Massenzahlen.

Wahrscheinlichkeit von Spaltungen wächst.

Leicht flüchtiges Tetroxid (RuO_4)

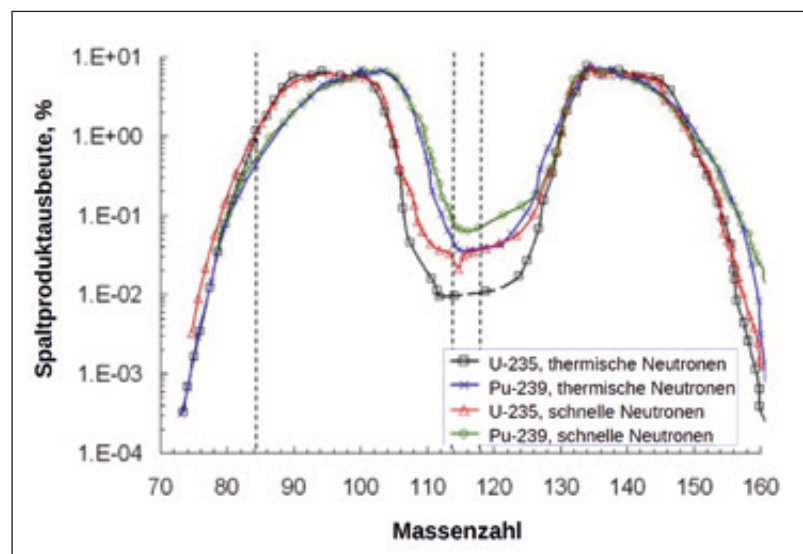


Abb. 8: Isobare Spaltproduktausbeuten als Funktion der Massenzahl für die Spaltstoffe ^{235}U und ^{239}Pu in einem Thermischen und einem Schnellen Reaktor (entnommen aus [23])

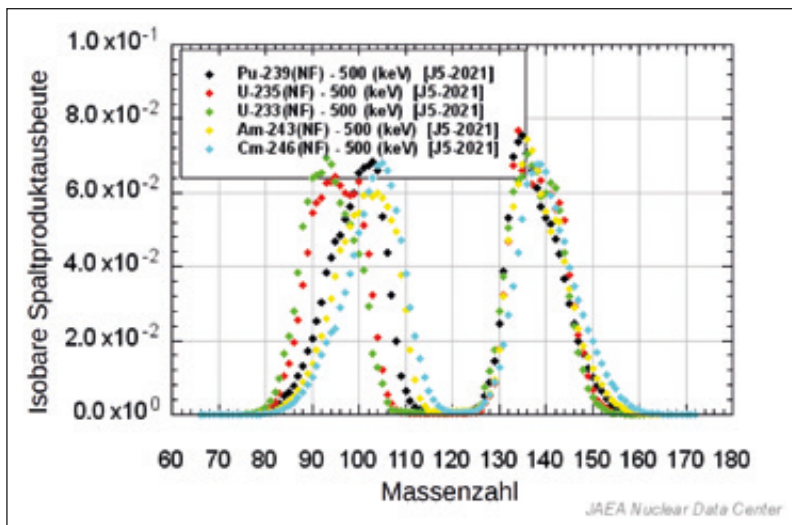


Abb. 9: Isobare Spaltproduktausbeuten für Neutronen mit einer Energie von 500 keV als Funktion der Massenzahl für die Spaltstoffe ²³³U, ²³⁵U und ²³⁹Pu sowie die ausgewählten minoren Aktinoide ²⁴³Am und ²⁴⁶Cm (Datenquelle: [39])

Neben der Veränderung in der Spaltproduktverteilung wird im schnellen Reaktor mehr Plutonium produziert, denn das ist das Ziel des Brutprozesses. Damit bilden sich auch mehr höhere Aktinoide als durch die Konversion im thermischen Reaktor. Allerdings werden gleichzeitig auch mehr Aktinoide durch schnelle Neutronen gespalten, sodass nach Erreichen des Gleichgewichts keine weitere Akkumulation stattfindet.

In thermischen Reaktoren würde die Menge der Aktinoide, besonders der nicht mit thermischen Neutronen spaltbaren, zu weit anwachsen.

In den Einrichtungen des Brennstoffkreislaufs, in denen mit diesem alphanotoxischen Inventar umgegangen werden muss, ergeben sich möglicherweise verstärkt Herausforderungen an den betrieblichen Strahlenschutz, insbesondere an die Inkorporationsüberwachung.

Eine Besonderheit bei der Brennstoffproduktion ergibt sich aus dem Vorhandensein von Curium- und Californium-Isotopen. Einige von ihnen unterliegen mit signifikanten Verzweigungswahr-

scheinlichkeiten der Spontanspaltung. Dadurch muss beim Schutz gegen externe Exposition mit wesentlich mehr Neutronenstrahlung gerechnet werden als bei der Brennelementfertigung für thermische Reaktoren, die ²³⁵U als Spaltstoff nutzen. Die Auslegung von Strahlenabschirmungen kann diesen Aspekt sowie ein grundsätzlich verändertes Nuklidinventar jedoch ohne Probleme berücksichtigen. Zerfallsdaten sind für alle denkbaren Nuklide gut bekannt und die Zusammensetzung des Materials, welches die jeweilige Quelle darstellt, kann ausreichend genau vorhergesagt werden.

Ein weiterer Unterschied besteht in der erhöhten Rate anderer Reaktionen mit Energieschwelle. So können z. B. durch (n-p)-, (n-2n)- und (n-alpha)-Reaktionen mehr Nuklide entstehen, die selbst keine hohe Spaltproduktausbeute aufweisen. Allerdings können Reaktionen mit Energieschwelle nun auch mehr Kernumwandlungen mit Spaltprodukten und minoren Aktinoiden auslösen und sie in bestimmten Fällen in kurzlebige Produkte umwandeln, was ja bei den Aktinoiden als Transmutation gewünscht ist.

Der wesentlich höhere Neutronenfluss führt dazu, dass bei der Betrachtung der Neutronenaktivierung von Kühlmitteln und Konstruktionsmaterialien Reaktionsquerschnitte im Bereich von mbarn bereits zu signifikanten Reaktionsraten führen können. Für eine genaue Vorhersage des Nuklidinventars ist demnach eine numerische Simulation erforderlich, bei der gleichzeitig das Energiespektrum der Neutronen möglichst genau berechnet wird und die alle potenziellen Nuklide und möglichen Kernreaktionen berücksichtigt. Solche Analysen sind jedoch durchaus Stand der Technik.

Besonderheiten des Thorium-²³³U-Zyklus

Im reinen Thorium-²³³U-Zyklus ist ²³³U der Spaltstoff. Wie in Abbildung 9 ersichtlich ist, gibt es nur geringe Unterschiede in seinem Spaltproduktspektrum im Vergleich zu ²³⁵U bei thermischen Reaktoren. Schnelle Reaktoren, die im Thorium-²³³U-Zyklus betrieben werden, produzieren wiederum mehr Nuklide in der Nähe der symmetrischen Spaltung.

Plutonium und minore Aktinoide werden, wie schon erwähnt, zunächst in geringerem Maße gebildet als im Uran-Plutonium-Zyklus, anfänglich etwa 10.000-mal weniger. Mit Annäherung an das Gleichgewicht im Zyklus geht dieser Vorteil jedoch graduell verloren.

Der Grund dafür liegt darin, dass das erbrütete ²³³U in einem genügend langen wiederholten Recycling des Urans dieses zunehmend durch die höheren Uran-Isotope verunreinigt (s. Abb. 4), sodass mit jedem Zyklus mehr Plutonium und höhere Aktinoide entstehen können [24]. In einem Thorium-²³³U-Zyklus, in dem nicht nur das Uran, son-

Wiederholtes Recycling des Urans

Reaktionen mit Energieschwelle

Herausforderung an die Inkorporationsüberwachung

den auch alle minoren Aktinoide rezykliert werden, würde der Aufbau der höheren Aktinoide noch schneller verlaufen. Nach und nach ginge selbst bei Abtrennung und Tiefenlagerung von Spaltprodukten zusammen mit den minoren Aktinoiden der Vorteil des Thoriums im Hinblick auf eine Entlastung des Entsorgungspfades graduell zurück, in einem System mit thermischen Reaktoren mehr als in einem mit schnellen. Die Quantitäten des Uran-Plutonium-Zyklus werden jedoch auch im Gleichgewicht nicht erreicht.

Damit der Nuklidvektor einem niedrigen Gleichgewicht zustrebt, müsste das Uran periodisch einer Isotopenanreicherung zur Abtrennung seiner schwereren Isotope unterzogen werden, was einen wesentlich höheren Strahlenschutz Aufwand nach sich ziehen würde als heutige die Anreicherung von Natur-Uran. Alternativ müssten Reaktoren mit schnellen Neutronen in den Brennstoffzyklus aufgenommen werden. Die Autoren von [24] favorisieren einen ADS für die Transmutation, aber auch andere schnelle Reaktoren wären geeignet.

Interessant ist ein Vergleich der Radiotoxizität von Brennstoff, der aus den Zyklen nach Erreichen des Gleichgewichts ausgeschleust wird [25], etwa weil aus der Energiegewinnung durch Kernspaltung wegen des Auftauchens neuer Quellen (Kernfusion?) ausgestiegen werden soll.

Hierbei zeigt sich, dass sich beim Thorium-²³³U-Zyklus nach etwa 1.000 Jahren ein zweites Maximum aufbaut, während die Radiotoxizität im Uran-Plutonium-Zyklus kontinuierlich abfällt. Der Effekt ist auf die Akkumulation von ²³⁴U durch den Neutroneneinfang in ²³³U im Reaktor zurückzuführen.

Aus diesem Uran-Isotop bauen sich dann die nachfolgenden Nuklide der Uran-Radium-Reihe auf, und zwar mit der Verzögerung, die durch die Halbwertszeit des ²³⁰Th von 75.380 Jahren bestimmt wird.

Es ist somit eine Besonderheit des Thorium-²³³U-Zyklus, dass einer verminderten Produktion von höheren minoren Aktinoiden eine stärkere Bildung von ²³⁴U und ²³⁷Np gegenübersteht, was die vermeintliche Attraktivität des Thorium-²³³U-Zyklus ein Stück weit einschränkt, besonders wenn das Brüten mit thermischen Reaktoren erfolgen soll, denn ²³⁴U ist mit thermischen Neutronen nicht spaltbar.

Dann darf nicht vergessen werden, dass es auf der Welt zurzeit nur sehr wenig ²³³U gibt. Die Vorräte würden keinesfalls für den Start einer Flotte

Start einer Flotte von Thorium-Reaktoren?

von Thorium-Reaktoren ausreichen. Bei der Erstbeladung muss ein anderer verfügbarer Spaltstoff – meist wird Plutonium favorisiert – zugesetzt werden, bis genügend ²³³U erbrütet worden ist [26, 27]. In dieser Übergangszeit

werden direkt aus diesem Spaltstoffzusatz minore Aktinoide gebildet. Der Vorteil einer Entlastung des Entsorgungspfades entfaltet sich demnach erst nach einer längeren Anfangsphase.

Vielfach wird angeführt, dass damit die Notwendigkeit der Transmutation oder gar einer Tiefenlagerung von hochaktivem Abfall entfällt. Manche Start-ups unter den Entwicklern preisen ihr Reaktorkonzept an mit der Behauptung, der hochaktive Abfall würde bereits nach größenordnungsmäßig 300 Jahren zerfallen sein. Hier muss jedoch, wie man sieht, erheblich relativiert werden.

Hinsichtlich des Strahlenschutzes ist möglicherweise die bedeutendste, aus dem Brennstoff herrührende Besonderheit die Kontamination des erbrüteten ²³³U durch starke Gamma-Strahlung

Radiotoxizität von Brennstoff



Neue Entwicklungen im Strahlenschutz und ihre Anwendung in der Praxis

Seminar 2024
27. – 28. Juni 2024,
München

Themen des Seminars

- Regelwerk
- Rückbau und Entlassung von Anlagen aus der atomrechtlichen Überwachung
- Ereignisse, Notfallschutz
- Behandlung und Lagerung radioaktiver Abfälle
- Varia

Leitung/Moderation

Dipl.-Phys. Josef Schober,
TÜV SÜD Industrie Service GmbH

Veranstaltungspreis

890,00 € zzgl. 19% gesetz. USt.

Anmeldung und Auskünfte

TÜV SÜD Akademie GmbH

Tagungen und Kongresse
Martina Sperber
Telefon +49 89 5791-2476
congress@tuvsud.com
www.tuvsud.com/akademie/sssem

Kontamination des erbrüteten ²³³U durch ²³²U

durch das Nebenprodukt ²³²U. Es entsteht über 3 verschiedene (n,2n)-Reaktionen mit schnellen Neutronen oberhalb von 6 MeV, kombiniert mit anderen vor- oder nachgeschalteten Reaktionen (s. Abb. 10). Nach [08] liefert der Pfad über ²³²Th (n,2n) ²³¹Th den bedeutendsten Beitrag, gefolgt von ²³³U (n,2n) ²³²U und als Letzter schließlich der über ²³³Pa (n,2n) ²³²Pa. Bei wiederholter Rezyklierung erbrütetem ²³³U wächst der Beitrag der (n-2n)-Reaktion mit ²³³U kontinuierlich an. Das akkumulierte ²³²U könnte nur durch eine Isotopenanreicherung abgetrennt werden, was praktisch undurchführbar ist. Es ist daher im chemisch gereinigten ²³³U mit unveränderter Konzentration enthalten. Es zerfällt in einer Kette über ²²⁸Th, ²²⁴Ra, ²²⁰Rn, ²¹⁶Po, ²¹²Pb, ²¹²Bi, ²¹²Po oder ²⁰⁸Tl in stabiles ²⁰⁸Pb. Viele Nuklide dieser Reihe weisen neben ihrer primären Alpha- oder

Beta-Strahlung eine Reihe von Gamma-Linien im Energiebereich um 100 bis 200 keV auf. Am bedeutendsten ist jedoch ²⁰⁸Tl, welches eine intensive Gamma-Linie bei 2,614 MeV besitzt. Der Aufbau der Zerfallskette wird im Wesentlichen durch die Halbwertszeit von ²²⁸Th bestimmt, die 1,9 Jahre beträgt. Selbst wenn die Kontamination chemisch gereinigten ²³³U nur in der Größenordnung von einigen ppm liegt, führt die Gamma-Strahlung des ²⁰⁸Tl zu einer relevanten und einen stärkeren Abschirmaufwand nach sich ziehenden Dosisleistung. Das macht die Brennelementfertigung komplizierter als bei der Herstellung von Brennelementen mit ²³⁵U und ²³⁸U für thermische Reaktoren. Obwohl ²⁰⁸Tl chemisch vom Uran getrennt werden kann, wächst die Gamma-Aktivität durch dessen Neubildung anschließend stets wieder an. Das stellt gehobene Anforderungen an den Strahlenschutz bereits in der Brennelementfabrik.

Gehobene Anforderungen an den Strahlenschutz

Zerfallsreihe des ²³³U baut sich nur langsam auf.

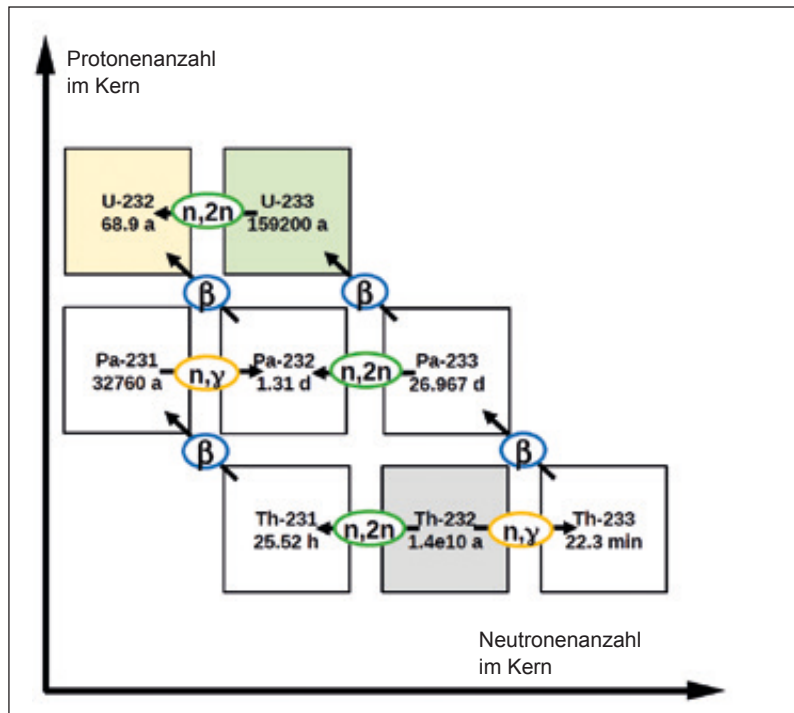


Abb. 10: Hauptpfade der Produktion von ²³²U in einem Thorium-²³³U-Zyklus

Daneben sollten auch die Alpha-Emitter in der ²³²U-Zerfallsreihe nicht vergessen werden. Durch die wesentlich kürzere Halbwertszeit des ²³²U von 68,9 Jahren gegenüber 159.200 Jahren beim ²³³U ist die Alpha-Strahlung des reinen ²³²U um den Faktor 2.310 intensiver als die des ²³³U selbst. Dazu kommt, dass viele der Nuklide in der Zerfallsreihe des ²³²U Alpha-Emitter sind, sodass die Gesamtaktivität im Gleichgewicht der Zerfallsreihe noch 6-mal höher ist als die des ²³²U allein. Im Gegensatz dazu baut sich die Zerfallsreihe des ²³³U nur langsam auf, da das erste Produkt ²²⁹Th eine Halbwertszeit von 7.340 Jahren hat. Dadurch beginnt die Alpha-Aktivität der ²³²U-Reihe bereits ab einer Konzentration der Verunreinigung durch ²³²U von etwa 70 ppm zu dominieren. Solche Werte könnten nach wiederholtem Durchlaufen des Brennstoffzyklus durchaus erreicht und überschritten werden. In [27] wird beispielsweise ein Gleichgewichtswert für eine perpetuierte Rezyklierung des ²³³U von 2.000 ppm ²³²U angegeben. Entsprechend hoch ist dann auch die Kontamination mit ²⁰⁸Tl. Nebenbei sei vermerkt, dass sich auch im Thorium durch seine natürliche Zerfallskette kleine Mengen ²⁰⁸Tl bilden. Die harte Gamma-Strahlung, aber auch die Alpha-Strahlung anderer Nuklide der Thorium-Reihe sollte im Bergbau zur Gewinnung von Thorium beachtet werden. Dies trifft damit häufig auch auf den Abbau von Seltenen Erden zu, die meist gekoppelt mit Thorium auftreten.

Aktivierung der Kühlmittel für schnelle Reaktoren Natrium

Die Aktivierungsprodukte des Natriums sind ²⁰F, ²²Na, ²³Ne und ²⁴Na (s. Abb. 11). Nur ²⁴Na kann auch durch

Reaktion	Reaktionsquerschnitt (für Spaltneutronen)	$T_{1/2}$	Zerfall	E_{γ} , MeV
Na-23 (n, γ) Na-24	225.8 μ barn	15 h	β^- to Mg, γ	1.37 & 2.75
Na-23 (n,p) Ne-23	1.524 mbarn	23 s	β^- to Na, γ	0.440
Na-23 (n, α) F-20	610.7 μ barn	11 s	β^- to Ne, γ	1.634
Na-23 (n,2n) Na-22	2.563 μ barn	2 a	β^- to Ne, γ	1.275

Abb. 11: Aktivierungsprodukte von Natrium mit schnellen Neutronen

den Einfang von thermischen Neutronen gebildet werden. Die Reaktionen, die zu den anderen 3 Nukliden führen, haben eine Energieschwelle, die im schnellen Reaktor natürlich überschritten wird.

Außer beim ^{22}Na sind jedoch die Halbwertszeiten kurz, weswegen sie nur zur starken Direktstrahlung des Reaktors beitragen, die durch entsprechende bauliche Maßnahmen ohnehin abgeschirmt werden muss.

^{22}Na mit einer Halbwertszeit von 2,6 Jahren hat eine Gamma-Linie bei 1,274 MeV und es werden zusätzlich je 2 Gamma-Quanten von 511 keV durch die Anihilation des Positrons gebildet. Dieses Nuklid ist trotz des kleinen Reaktionsquerschnitts seiner Bildungsreaktion deshalb bei Quellterm-Analysen bei Postulierung von schweren Störfällen zu beachten.

Geringste Verunreinigungen durch Fe, Cr, Ni, Mn, C aus dem als Konstruktionsmaterial verwendeten Stahl in das Kühlmittel führen durch Neutroneneinfang zum Aufbau einer gewissen Aktivität von Isotopen dieser Elemente [13]. Dies ist jedoch aufgrund der korrosionshemmenden Eigenschaften des Natriums weit weniger ausgeprägt als bei Leichtwasserreaktoren.

Blei und Blei-Wismut
Eine Reihe von Projekten zur Entwicklung von schnellen Reaktoren favorisiert die Verwendung der eutektischen Legierung von Blei und Wismut (LBE =

Lead-Bismuth-Eutectic oder auch PbBi) in geschmolzenem Zustand als Kühlmittel. Bei den unterkritisch arbeitenden beschleunigergetriebenen Systemen wird oft flüssiges LBE auch als Targetmaterial für die Spallationsquelle verwendet. Die Verwendung von LBE hat gegenüber reinem Blei den technologischen Vorteil eines deutlich geringeren

Schmelzpunktes. Radiologisch ist das Vorhandensein von ^{209}Bi jedoch nachteilig, da durch Neutroneneinfang und nachfolgenden Beta-Zerfall ^{210}Po erzeugt wird. ^{210}Po hat eine Halbwertszeit von 138,4 Tagen. Es zerfällt unter Aussendung eines Alpha-Teilchens mit einer Energie von 5,304 MeV. ^{210}Po ist der einzige Alpha-Strahler, der in einem Kühlmittel durch eine Reaktion mit Neutronen generiert werden kann. Es ist spektrometrisch nur schwer nachzuweisen, da nur mit einer Wahrscheinlichkeit von 0,00104 ein begleitendes Photon von 803 keV emittiert wird.

^{210}Po ist bekannt wegen seiner sehr hohen Radiotoxizität. Bereits bezogen auf eine vorgegebene Aktivität zieht eine Ingestion von ^{210}Po eine etwa 5-mal höhere Dosis nach sich als ^{239}Pu . Durch den etwa 60.000-mal schnelleren Zerfall ist die tödliche Dosis in Masse ausgedrückt damit etwa 300.000-mal geringer als beim Plutonium. Bereits eine Inkorporation von 0,1 μg ist nach Angaben des Bundesamts für Strahlenschutz akut tödlich [28].

Für Plutonium sind es bei Ingestion 34 mg. (Bei Inhalation sind ^{239}Pu

(260 mg) und ^{210}Po (0,01 μg) noch wesentlich gefährlicher.)

Dem Polonium-Aufbau im LBE wird daher in der Literatur eine hohe Aufmerksamkeit geschenkt. Eine sehr detaillierte Analyse bezogen auf die Verhältnisse des im Rahmen des MYRRHA-Projekts in Entwicklung befindlichen ADS ist in [29] gegeben. Danach liefert ^{210}Po bei einer ungeschützten störfallbedingten Freisetzung aus dem Kühlmittel rechnerisch die weitestgehend höchste Dosis. Deshalb wurde die Rückhaltung im LBE gründlich untersucht und Maßnahmen zur Reduzierung der Freisetzung wurden vorgeschlagen.

Polonium ist als Element der 6. Hauptgruppe relativ flüchtig.

Es siedet bei 949 °C, ist jedoch im Kühlmittel sehr gut löslich. Das verringert seinen Dampfdruck signifikant, denn die Siedepunkte von Blei (1.749 °C)

und von LBE (1.670 °C) sind viel höher. Im LBE kommt es vorrangig als PbPo vor. Problematisch ist sein Verhalten bei einem Wasser- bzw. Dampfeinbruch, da Letzteres in PoH_2 umgewandelt und so volatilisiert wird. Als Gegenmaßnahme wird eine kontinuierliche Abtrennung des Poloniums aus dem Kühlmittel vorgeschlagen. Hierzu können Alkalihydroxide, ein Stripping mit Wasserdampf oder Wasserstoff, sowie die Absorption mittels metallischer Lanthanide eingesetzt werden. Ähnliche Ansätze können auch für die Filterung der Containmentatmosphäre bei schweren Störfällen eine Lösung bieten.

In mit reinem Blei gekühlten Reaktoren hingegen kommt es nur durch typischerweise vorhandene geringfügige Verunreinigungen mit ^{209}Bi zu einer Produktion von ^{210}Po . Etwas ^{209}Bi entsteht zusätzlich durch einen Neu-

Bei Postulierung von schweren Störfällen beachten

Inkorporation von 0,1 μg ^{210}Po ist tödlich.

^{210}Po durch Reaktion mit Neutronen generiert

Abtrennung von Po aus dem Kühlmittel

troneneinfang mit nachfolgendem Beta-Zerfall aus ^{208}Pb . Wegen einer um Größenordnungen niedrigeren Produktionsrate von ^{210}Po setzen eine Reihe von Entwicklern auf Blei anstatt auf LBE, obwohl die ingenieurtechnische Herausforderung durch den hohen Schmelzpunkt größer ist. Beispiele sind der ELFR [12] und der geplante Vorläufer ALFRED sowie das ADS-Projekt von Transmutex in Genf [30].

Die übrigen Reaktionsprodukte von ^{209}Bi mit Spaltneutronen bleiben weit zurück hinsichtlich ihrer Bedeutung, da die Produktionsraten und die Halbwertszeiten gering sind. Auch Blei wird nur wenig aktiviert. Es gibt nur 2 Aktivierungsprodukte, die eine gewisse Aufmerksamkeit verdienen: ^{205}Pb mit 15,3 Mio. Jahren Halbwertszeit und geringste Mengen von ^{202}Pb mit einer Halbwertszeit von 52.500 Jahren.

Eine wesentlich größere Aufmerksamkeit erfordert die als Targetmaterial der Spallationsquelle eines ADS verwendete Blei- und insbesondere LBE-Schmelze und auch das Kühlmittel für die Brennelemente des unterkritischen Kerns. Die hochenergetischen Protonen zertrümmern die Targetkerne in eine Vielzahl von Nukliden, die sich im Flüssigmetalltarget anhäufen. Auch

die dabei entstehenden hochenergetischen Neutronen jenseits der Maximalenergie von Spaltneutronen können im Kühlmittel eine wesentlich größere Vielfalt an Nukliden generieren als die Spaltneutronen in einem schnellen Reaktor mit selbsterhaltender Kettenreaktion. Das gesamte Nuklidspektrum, das bei der Spallation und der Reaktion des Kühlmittels mit den sehr hochenergetischen Spallationsneutronen auftritt, wurde in [29] am Beispiel des MYRRHA-Projekts untersucht (s. Abb. 12). Wie man sieht, werden viele unterschiedliche Elemente erzeugt.

Jedoch auch hier ist ^{210}Po der einzige relevante Alpha-Strahler, der gebildet wird. Es dominiert wiederum die Radiotoxizität des bestrahlten Kühlmittels, wie in [29] dargelegt ist. Der Hauptpfad ist wiederum der Neutroneneinfang durch ^{209}Bi , weshalb die Verwendung von reinem Bleitarget auch bei ADS radiologisch vorteilhaft ist.

Verhalten von Salzschnmelzen

Die große Vielfalt möglicher Zusammensetzungen der Salzschnmelze macht es schwierig, zu einer kompakten Aussage über strahlenschutzrelevante

Eigenheiten zu gelangen. Die verwendeten Elemente haben kleine bis maximal mittlere Massenzahlen. Vorkommende Kationen sind Li, Be, Na, K, Rb und Zr. Anionen sind F und Cl.

Hierbei sind nur Be, Na und F keine natürlichen Isotopengemische. Diese vielen Nuklide können mit schnellen Neutronen eine große Vielzahl an Kernreaktionen eingehen, jedoch sind die Reaktionsquerschnitte oft

nur im Bereich von μbarn bis maximal mbarn und die Produkte sind häufig entweder stabil oder sehr kurzlebig.

Radiologisch am bedeutendsten ist die Bildung von Tritium (Halbwertszeit 12,23 Jahre). Die produktivste

Quelle ist die allgemein bekannte Reaktion von ^6Li (n,t) ^4He . Deshalb wird bei Verwendung von Lithium der Gehalt an ^6Li durch Isotopentrennung abgesenkt. Jedoch sind (n,t)-Reaktionen auch mit einigen anderen der o. g. leichten Elemente bekannt, wenngleich die entsprechenden Wirkungsquerschnitte wesentlich geringer sind. Deshalb lässt sich das Auftreten von Tritium nicht vollständig unterbinden.

Auch ist die vollständige Beseitigung von ^6Li durch Isotopentrennung nicht möglich.

Es stellt sich die Frage, ob Reaktoren mit lithiumhaltiger Salzschnmelze nicht von vornherein zur Tritium-Produktion genutzt werden könnten. Derzeit stammt praktisch alles Tritium, das z. B. für die Fusionsforschung und als Tracer für biochemische Experimente benötigt wird, aus den schwerwassermoderierten CANDU-Reaktoren Kanadas. Mit der in nicht allzu ferner Zukunft anstehenden sukzessiven Stilllegung dieser Anlagen wird ein globaler Tritium-Mangel erwartet.

Strahlenschutz-relevante Eigenheiten?

Auftreten von Tritium

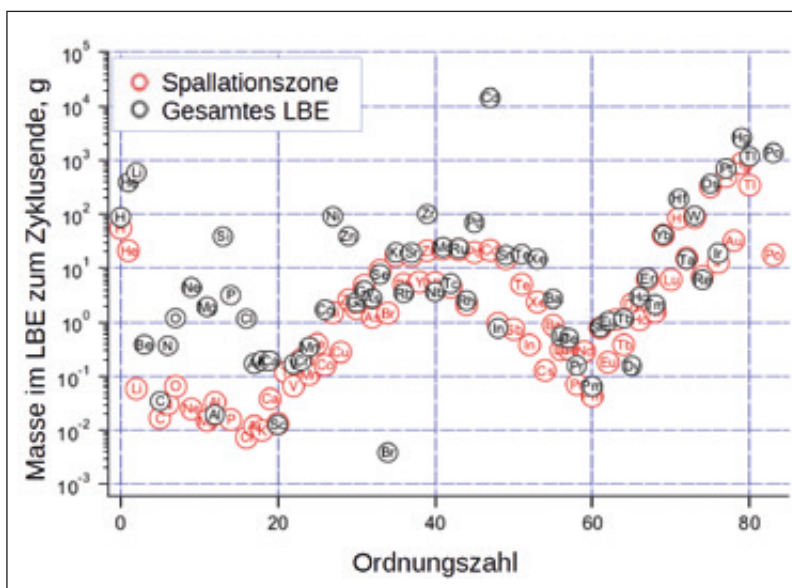


Abb. 12: Resultierendes Elementspektrum in einem ADS und seiner Spallationsquelle (entnommen aus [9])

Unter den Reaktionsprodukten mit Neutronen gibt es je nach Zusammensetzung der jeweiligen Schmelze weiterhin einige wenige mit mittleren bis sehr langen Halbwertszeiten, für die in der Strahlenschutzverordnung Dosisfaktoren angegeben sind.

So bildet sich z. B. ^{10}Be mit 1,51 Mio. Jahren Halbwertszeit, wenn Beryllium zum Einsatz kommt, und ^{36}Cl mit 301.000 Jahren Halbwertszeit im Fall von Chloridschmelzen.

Bei Verwendung von Natrium tritt das bereits früher erwähnte ^{22}Na auf.

^{39}Ar ist als gasförmiges Aktivierungsprodukt stärker zu berücksichtigen als bei anderen Reaktorkonzepten, wenn sich Kalium in der Schmelze befindet. Hiervon ist ^{36}Cl im Tiefenlager relevant, jedoch bereits im heutigen Abfall von Leichtwasserreaktoren enthalten.

Insgesamt überwiegt bei Salzschnmelzen, die Spaltstoff beinhalten, in jedem Fall die Aktivität und Radiotoxizität von Spalt- und Konversionsprodukten gegenüber der Aktivierung der Trägersalze. Damit dürfte der Brennstoffanteil sowohl in Bezug auf den operativen Strahlenschutz als auch in Bezug auf Rückbau und Entsorgung dominieren. Bei der Zubereitung von Salzschnmelzen zur Beladung eines Reaktors mit Plutonium oder minoren Aktinoiden muss neu mit einer stärkeren Neutronenstrahlung gerechnet werden. Beryllium, aber auch andere leichte Elemente wie Lithium und Fluor haben signifikante Reaktionsquerschnitte für (α, n) -Reaktionen mit der Alpha-Strahlung der Aktinoide. Das muss bei der Auslegung von Abschirmungen und bei der Dosimetrie beachtet werden.

Auch in Bezug auf die Neutronenproduktion durch (α, n) -Reaktionen und Spontanspaltungen sind die Unterschiede zwischen thermischen und schnellen Reaktoren zwar signifikant, jedoch wiederum nur quantitativer Art. So emittiert z. B. verglaste Ab-

fall aus der Wiederaufarbeitung ausgedienter Brennelemente aus Leichtwasserreaktoren ebenfalls Neutronen. Einerseits sind die relevanten minoren Aktinoide Curium und Californium ebenfalls präsent, andererseits kommt es mit dem Bor im Glas, das zur Vitrifizierung eingesetzt wird, zu (α, n) -Reaktionen durch die hohen Alpha-Aktivitäten der minoren Aktinoide.

Praktische Erfahrungen mit Gen-IV-Reaktoren und ihren Vorläufern

Schnelle natriumgekühlte Reaktoren

Weltweit wurde bereits eine große Anzahl kleinerer Testkraftwerke und größerer Prototypanlagen mit schnellen natriumgekühlten Reaktoren ausgestattet [31]. Eine Zusammenstellung historischer, in Betrieb befindlicher und geplanter bzw. in Entwicklung befindlicher Anlagen ist in [32] zu finden. Die meisten Anlagen stimmen in ihrer Funktionsweise und technologischen grundlegenden Funktion bereits weitgehend mit den schnellen natriumgekühlten Reaktoren der Generation IV überein.

Insgesamt zählt [31] 12 Versuchskraftwerke mit einer Leistung kleiner 100 MW_{el} sowie 11 Kernkraftwerke mit einer Leistung größer als 100 MW_{el} auf. Derzeit in Betrieb befindlich sind 6 Anlagen

- FTNR in Indien,
- Bor 60, BN-600 und BN-800 in Russland sowie
- CEFR und CFR600 in China,

wobei es sich bei den letztgenannten 3 Anlagen um Neubauten der letzteren Zeit handelt.

Die Inbetriebnahme des indischen Leistungsreaktors PFBR wird seit einiger Zeit erwartet, verzögerte sich aber bisher immer wieder.

Der Schwerpunkt der vielen unterschiedlichen Neuentwicklungen ist die Anhebung der nuklearen Sicherheit auf das heute für Neubauan-

lagen geforderte Sicherheitsniveau sowie die Erreichung der Serienreife und die Optimierung der Wirtschaftlichkeit.

Blei- und Blei-Wismut-gekühlte Reaktoren

Die einzigen Blei-Wismut-gekühlten schnellen Reaktoren, die gebaut und erfolgreich betrieben worden sind, wurden für den Antrieb einer Reihe sowjetischer Unterseeboote eingesetzt [33, 34]. Andere praktische Erfahrung mit diesem Reaktortyp existiert nicht. Vorläufer von Reaktoren, die mit reinem Blei gekühlt wurden, sind nicht bekannt.

Weltweit gibt es derzeit keinen in Betrieb befindlichen Reaktor, der mit Blei oder Blei-Wismut gekühlt wird. 2 Projekte stechen durch einen fortgeschrittenen Status hervor. Dies ist der mit Blei-Wismut betriebene beschleunigergetriebene unterkritische Reaktor, der in Belgien im Rahmen des MYRRHA-Projekts [35] entwickelt wird, und der in Russ-

land im Bau befindliche kritische Reaktor BREST-OD-300 [36], der mit reinem Blei gekühlt wird.

Salzschnmelzereaktoren

Die Geschichte kennt nur 2 Salzschnmelzereaktoren, die tatsächlich betrieben wurden. Es handelt sich

dabei um

- das Aircraft Reactor Experiment (ARE, 2,5 MW_{th}, 1954) und
- das Molten Salt Reactor Experiment (MSRE, 8 MW_{th}, 1965-1969) im Oak Ridge National Laboratory, USA [37].

Beides waren Versuchsanlagen, deren Parameter noch weit unter der Leistungsfähigkeit selbst kleiner modularer Reaktoren lag.

Die einzige derzeit real existierende bzw. kurz vor der Inbetriebnahme stehende Anlage ist der TMSR-LF1 mit

Für den Antrieb sowjetischer Unterseeboote

Stärkere Neutronenstrahlung

Derzeit sind 6 Anlagen in Betrieb

Die einzige Anlage ist der TMSR-LF1.

geplanten 2 MW_{th}, der vom Shanghai Institute of Applied Physics (SINAP) im Rahmen des Programms der Chinesischen Akademie der Wissenschaften zur Entwicklung von Thorium-Flüssigsalzreaktoren errichtet wurde. Es handelt sich um einen grafitmoderierten Reaktor, der zunächst mit einer Startbeladung von knapp 20 % angereichertem Uran, gemischt mit Thorium, betrieben wird. Das Salz ist eine Mischung aus LiF und BeF₂, unter Zusatz des Spalt- und Brutstoffs ebenfalls als Fluoride.

Andere nicht wassergekühlte Reaktoren

An dieser Stelle wäre lediglich die Entwicklung von gasgekühlten modularen Kugelhaufenreaktoren in China zu erwähnen, obwohl sich diese Reaktoren kaum zum Brüten und nicht für die Transmutation eignen. Immerhin handelt es sich um die ersten mit Helium gekühlten Reaktoren, die zur Klasse der Hochtemperaturreaktoren gezählt werden, obwohl die derzeit existierenden Anlagen nur über eine Reaktoraustrittstemperatur von 750 °C verfügen [38].

Es handelt sich um die Reaktoren

- HTR-10 (10 MW_{th}, Vollerleistung erreicht: 2003) am INET der Tsinghua-Universität in Beijing und um den
- HTR-PM (2x250 MW_{th}, 200 MW_{el}, in Betrieb seit 2021).

China plant, modulare Einheiten mit bis zu 8 Reaktoren in einem Reaktorgebäude zu errichten.

Bewertung

Nur der natriumgekühlte Reaktor mit schnellen Neutronen weist eine umfangreichere praktische Betriebserfahrung auf, und bisher sind im Zuge der Entwicklung der Generation IV nur Reaktoren dieser Technologielinie in Betrieb gegangen. Für den dringend erforderlichen raschen Ausbau der Kernkraftwerkskapazitäten sollte erst im

zweiten Schritt auf die Gen-IV gesetzt werden.

Kernkraftwerke mit Gen-III-Reaktoren stehen hingegen sofort serienreif zur Verfügung. Da die Gen-IV nicht auf ²³⁵U als Energierohstoff angewiesen ist, wird ihre Nachhaltigkeit bezüglich der Brennstoffversorgung durch Nutzung von Gen-III-Neubauten nicht beeinträchtigt.

Fazit

Der wichtigste Vorteil der in Entwicklung befindlichen neuen Generation von Kernkraftwerken besteht in der Fähigkeit zu brüten und zur Transmutation. Damit gelingt es, nahezu unerschöpfliche Reserven der Energierohstoffe Uran und Thorium zu erschließen und dabei die Mengen an langlebigem, alphanotoxischem Abfall zu begrenzen. Hinsichtlich des Strahlenschutzes sind die dabei zu beherrschenden Herausforderungen bis auf wenige Details hauptsächlich quantitativer Art.

Durch die wesentlich bessere Ausnutzung des Energierohstoffs wird eine drastische Senkung des Aufwands für deren bergbauliche Gewinnung erreicht. Auf der Seite der Abfallentsorgung erfolgt eine starke, wenngleich nicht gänzlich vollständige Entlastung der Tiefenlager von langlebigen alphanotoxischen minoren Aktinoiden. Die hohe anfängliche Radiotoxizität des Abfalls durch die zu entsorgenden Spaltprodukte bleibt jedoch bezogen auf die erzeugte Energiemenge in der gleichen Größenordnung, abgesehen von einer Verschiebung der Mengenverhältnisse von einzelnen Nukliden. Zum Schließen des Brennstoffkreislaufs wird gegenüber der heute betriebenen Wiederaufarbeitung eine erweiterte Behandlung des hochaktiven Abfalls notwendig. Der hochgradig radiotoxische Abfall, der bei der direk-

ten Tiefenlagerung heute in robusten Zwischenlagerbehältern auf die spätere Einlagerung im tiefen Untergrund wartet, befindet sich dann in Anlagen

des Brennstoffzyklus. Dort werden mehr und wesentlich stärker aktive Alpha-Strahler in komplizierteren Verfahren verarbeitet auch im Vergleich zur heute in manchen Ländern betriebenen Rückführung des Plutoniums. Ihre Men-

ge wächst zudem über Jahrzehnte an, bis ein Gleichgewicht zwischen ihrer Umwandlung in Spaltprodukte und ihrer Neubildung aus Brut- und Spaltstoffen erreicht ist. Sie befinden sich dann sozusagen permanent an der Erdoberfläche statt in einem Tiefenlager. Dort-

hin werden im Idealfall dann nur noch Spaltprodukte verbracht. Aus dem stark erweiterten Umgang mit Aktinoiden ergibt sich die größte Erweiterung des Aufgabenumfanges des Strahlenschutzes.

Als besonderes Detail ist in Prozessen außerhalb des Kernkraftwerks mit intensiveren Neutronenquellen zu rechnen, besonders bei der Brennelementfertigung bzw. der Brennstoffzubereitung, wo dies bei Uran-Brennstoff eine wesentlich geringere Rolle spielt.

Die Ursachen sind Spontanspaltungen von höheren Aktinoiden, die zum Zweck der Transmutation dem Brennstoff zugesetzt werden. Bei der Zubereitung von Brennstoff für Salzschmelze-reaktoren ist je nach Zusammensetzung des Salzes zusätzlich mit einer mehr oder weniger starken Neutronenproduktion durch (α,n)-Reaktionen mit leichten Elementen zu rechnen.

Der Nuklidvektor im Reaktor selbst unterscheidet sich graduell von dem

Rascher Ausbau der Kernkraftwerkskapazitäten

Fähigkeit zu brüten und zur Transmutation

Erweiterung des Aufgabenumfanges des Strahlenschutzes

in thermischen Reaktoren, wenn Plutonium und minore Aktinide durch schnelle Neutronen gespalten und mehr neue Aktinide durch das Brüten gebildet werden. Dazu kommen einige wenige neue Aktivierungsprodukte in den Kühlmitteln oder im Trägersalz.

Radioaktive Inventare sind jedoch nur dann schädlich, wenn es zu störfallbedingten Freisetzungen kommt. Dies zu verhindern, ist

Aufgabe der nuklearen Sicherheit, wobei die neuen Reaktoren mit ihren Kühlmitteln neben technologischen Herausforderungen auch einige gravierende sicherheitstechnische Vorteile bieten.

Neben seinen operativen Aufgaben wird das Know-how des Strahlenschutzes auch bei Sicherheitsanalysen zur Auslegung und im Genehmigungsprozess von Anlagen gebraucht. Es wäre zu prüfen, ob bisher weniger relevante Nuklide, die in den neuen Reaktoren und im geschlossenen Brennstoffkreislauf stärker in Erscheinung treten, bezüglich Radiotoxizität und des Transportverhaltens in der Anlage und in der Umwelt schon genügend untersucht sind.

Unabhängig vom erreichten Sicherheitsniveau bleibt außerdem die Notwendigkeit bestehen, auch auf schwere Störfälle mit anlagenüberschreitenden Konsequenzen vorbereitet zu sein.

Genügend Aufgaben für den Strahlenschutz allemal.

Horst-Michael Prasser

Know-how des Strahlen- schutzes

BILDQUELLEN

[22] Herranz, L. E., Kissane, M. P., García, M.: Comparison of LWR and SFR in-containment source term: Similarities and differences, *Progress in Nuclear Energy* 66 pp. 52–60, 2013.

[23] JENDL FP Fission Yields Data File 2011 (FPY-2011)

[29] Aerts, A., Prieto G., Neuhausen, J.: Behavior of Spallation, Activation and Fission Products in LBE. 10.1016/B978-0-12-803581-8.11612-1. In book: Reference Module in Materials Science and Materials Engineering, pp. 735–763, 2019.

PIANOFORTE Training Course

BfS (Germany) will host a Training Course on Internal Monitoring and Emergency Response, funded by PIANOFORTE. The training course is aimed at young professionals in radiation protection with experience on 1 of the 2 course topics and will be held at the beginning of June 2024 in Berlin. All information and how to apply for participation can be found at www.bfs.de/EN/topics/ion/service/incorporation/training-course/training-course_node.html.

Schriftleitung

Unsere Wischttestmessplätze der WIMP-Serie ermöglichen die Kontrolle auf abwischbare, radioaktive Kontamination.



Ob Messungen vor Ort mit dem tragbaren WIMP 60 M, hohe Durchsätze mit den Mehrfach-Messplätzen WIMP 60x6 / 60x10, oder sogar die vollautomatische Messung von bis zu 100 Proben mit dem WIMP 60-100: Die WIMP-Serie von NUVIA Instruments bietet ein maßgeschneidertes Messsystem. Selbstverständlich gibt es mit dem WIMP 120 und dem WIMP 220 auch Lösungen für größere Filterdurchmesser.



Die Systeme sind mit Plastik-Szintillationsdetektoren ausgestattet und benötigen somit keine Gasversorgung.

NUVIA Instruments GmbH
Ostdamm 139-141
48249 Dülmen

02594 94 24 210
kontakt@nuvia.com
www.nuviatech-instruments.com/de