

Kommission
Lagerung hoch radioaktiver Abfallstoffe
K-MAT 48

Gutachten „Transmutation“

Hamburg/Darmstadt

08.12.2015

Autorinnen und Autoren

Prof. Dr. Gerald Kirchner, ZNF
gerald.kirchner@uni-hamburg.de

Dr. Matthias Englert, Öko-Institut
m.englert@oeko.de

Dr. Christoph Pistner, Öko-Institut

Beate Kallenbach-Herbert, Öko-Institut

Julia Neles, Öko-Institut

Inhaltsverzeichnis

Abbildungsverzeichnis	6
Tabellenverzeichnis	7
Zusammenfassung	9
1. Einleitung	19
2. Der Rahmen für eine P&T-Strategie für deutsche Abfälle	21
2.1. Kurzbeschreibung eines P&T Systems	21
2.1.1. Partitionierung	23
2.1.2. Brennstofffertigung	23
2.1.3. Transmutation	23
2.2. Bestand radioaktiver Abfälle in Deutschland ohne P&T	24
2.3. Standardszenario auf Grundlage von (acatech 2014)	29
3. Kriterien zur Bewertung von P&T-Strategien	36
4. Internationaler Stand von P&T	40
4.1. Entwicklungen und Position anderer Länder	40
4.1.1. Schweden	41
4.1.2. USA	41
4.1.3. Frankreich	43
4.1.4. Belgien	44
4.1.5. Japan	45
4.2. Europäische Forschungsprojekte	45
4.3. Internationale Organisationen	47
4.4. Darstellung der deutschen Diskussion	48
5. Systembeschreibung	50
5.1. Partitionierung der Abfälle	50
5.1.1. Hydrometallurgische Trennverfahren	50
5.1.2. Pyrometallurgische Trennverfahren	54
5.1.3. Zusammenfassung	57
5.2. Brennstofffertigung	58
5.2.1. MOX-Brennstoff	59
5.2.1.1. Herstellung von MOX-Brennstoff	60
5.2.1.2. Erfahrungen mit MOX-Brennstoff	63
5.2.1.3. Forschung im Bereich MOX-Brennstoffe	66

5.2.2.	IMF	68
5.2.3.	Zusammenfassung	70
5.3.	Transmutationsanlagen	71
5.3.1.	Schnelle Reaktoren	72
5.3.1.1.	Entwicklung Schneller Reaktoren	72
5.3.1.2.	Einsatz Schneller Reaktoren zur Transmutation	78
5.3.1.3.	Zusammenfassung	83
5.3.2.	Unterkritische beschleunigergetriebene Schnelle Reaktoren	83
5.3.2.1.	Entwicklung beschleunigergetriebener Systeme	84
5.3.2.2.	Einsatz beschleunigergetriebener Reaktoren zur Transmutation	91
5.3.2.3.	Zusammenfassung	95
5.4.	Transporte und Zwischenlagerung	96
5.4.1.	Transporte radioaktiver Stoffe	96
5.4.2.	Zwischenlagerung der radioaktiven Stoffe	98
5.4.3.	Zusammenfassung	100
5.5.	Endlagerung der verbleibenden Abfälle	100
5.5.1.	Endlagerung wärmeentwickelnder Abfälle	100
5.5.2.	Endlagerung der Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung	107
5.5.3.	Zusammenfassung	109
5.6.	Spaltproduktabtrennung	110
6.	Würdigung von Partitionierung und Transmutation (P&T)	111
6.1.	Reduzierung der Anforderungen an die geologische Endlagerung	116
6.1.1.	Langzeitsicherheitsanalyse	117
6.1.2.	Wärmeleistung, Abfallvolumen und Gesamtfläche des Endlagers für wärmeentwickelnde Abfälle	121
6.1.3.	Verbleib der Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung	123
6.2.	Sicherheit	124
6.3.	Nukleare Nichtverbreitung	126
6.3.1.	Kernwaffenfähige Materialien	127
6.3.2.	Proliferationsgefahren bei direkter Endlagerung ohne P&T	128
6.3.3.	Proliferationsgefahren bei P&T-Szenarien	128
6.3.3.1.	Proliferationsaspekte bei den verwendeten Anlagen	129
6.4.	Technischer Entwicklungsstand	130
6.5.	Kosten	134
6.5.1.	Kosten für Forschung und Entwicklung	135
6.5.2.	Anlagenkosten	136

6.6.	Zeitrahmen	139
6.6.1.	Entwicklungszeit	139
6.6.2.	Umsetzungszeit	141
6.7.	Gesellschaftliche und soziale Randbedingungen für die praktische Umsetzung	142
	Literaturverzeichnis	145

Abbildungsverzeichnis

Abbildung 2-1:	Schematische Darstellung der Transmutation	22
Abbildung 2-2:	Massen und Entsorgungswege der abgebrannten Brennelemente aus Leistungsreaktoren in Deutschland - bezogen auf den ursprünglichen Schwermetallgehalt im Brennstoff	25
Abbildung 2-3:	Zeitlicher Verlauf des kumulierten Anfalls radioaktiver Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung, die nach gültigem Planfeststellungsbeschluss im Endlager Konrad eingelagert werden sollen, als Abfallgebindevolumen bis zum Jahr 2080	28
Abbildung 5-1:	Transporte und Zwischenlagerung bei P&T	98
Abbildung 5-2:	Nachzerfallsleistung bezogen auf das 2022 akkumulierte Inventar abgebrannter Brennelemente in Deutschland	101
Abbildung 5-3:	Zeitlicher Verlauf der Temperatur am thermischen Auslegungspunkt eines Endlagerbehälters für verschiedene Einlagerungsmodelle	102
Abbildung 5-4:	Dosisverlauf im französischen Referenzfall für abgebrannte Brennelemente	105
Abbildung 5-5:	Dosisverlauf beim beantragten Endlager Yucca Mountain für den Standardfall	106
Abbildung 6-1:	Entwicklung der thermischen Leistung, der benötigten Zahl der Reaktoren und der erforderlichen Gesamtsumme an Reaktoren für die Transmutation von 140 t TRU	115
Abbildung 6-2:	Qualitativer Vergleich der Aktivität abgebrannter Brennelemente ohne und mit Behandlung durch P&T, normiert auf Vielfache der Freigabegrenzen	118
Abbildung 6-3:	Exemplarische Entwicklung der Dosis über die Zeit: Referenzfall für die Endlagerung abgebrannter Brennelemente in Tonstein	119

Tabellenverzeichnis

Tabelle 2-1:	Mengen abgebrannter Brennelemente nach Typen, Prognose bis jeweiliges Nutzungsende	26
Tabelle 2-2:	Abfallmengen aus der Wiederaufarbeitung (WAA) von ca. 6.240 t SM abgebrannter Brennelemente	27
Tabelle 2-3:	Prozentuale Bestandteile der Abfallgesamtmenge im Jahr 2022 basierend auf Angaben in (Schwenk-Ferrero 2013)	29
Tabelle 2-4:	Für P&T relevante Materialmengen im Standardszenario	30
Tabelle 2-5:	Kenngößen der verwendeten Reaktorsysteme	32
Tabelle 2-6:	Standardszenario zur Behandlung von 140 t Transurane.	34
Tabelle 3-1:	Technology Readiness Levels (TLR)	38
Tabelle 5-1:	Anlagen zur kommerziellen MOX-Fertigung weltweit	64
Tabelle 5-2:	Zusammenstellung der experimentellen Schnellen Brüter	74
Tabelle 5-3:	Liste der Prototyp- und Demonstrations-Brutreaktoren	74
Tabelle 5-4:	Zusammenstellung der kommerziellen Schnellen Brüter	75
Tabelle 5-5:	Bei P&T Anwendung resultierende Abfallgebundevolumen für Spaltprodukte	99
Tabelle 5-6:	Bei P&T Anwendung resultierende Abfallgebundevolumen für Spaltprodukte	99
Tabelle 5-7:	Abschätzung des Gesamtvolumens wärmeentwickelnder Abfälle	104
Tabelle 6-1:	Variation wesentlicher Parametern und Rückwirkung auf die Zielerreichung ausgehend von einem Anfangsinventar von 140 t TRU	116
Tabelle 6-2:	Technology Readiness Level für P&T Technologien	134
Tabelle 6-3:	Grobe Abschätzung der Systemkosten eines P&T-Systems beruhend auf dem Szenario S (Tabelle 6-1) in Milliarden Euro	135

Zusammenfassung

Nach dem Ausstieg aus der Kernenergie in Deutschland muss eine langfristige sichere Lösung für die entstandenen hochradioaktiven Abfälle gefunden werden. Das Ziel ist es, Mensch und Umwelt vor den potentiellen schädlichen Auswirkungen hochradioaktiver Abfälle zu schützen. Die bisher in Deutschland in einem breiten fachwissenschaftlichen und politischen Konsens favorisierte Option ist die Isolation der radiotoxischen Stoffe von der Biosphäre durch dauerhafte sichere Lagerung in tiefen geologischen Formationen. In einem Endlager soll so eine Freisetzung in die Biosphäre durch geologische Barrieren über Zeiträume von 1 Million Jahre und darüber hinaus verhindert werden.

Die grundsätzliche physikalische Möglichkeit, langlebige radioaktive Substanzen aus den nuklearen Abfällen gezielt abzutrennen (Partitionierung, P) und durch Bestrahlung in spezifischen Kernreaktoren in kurzlebige, weniger gefährliche Isotope umzuwandeln (Transmutation, T), ist seit Jahrzehnten im Prinzip bekannt. Offen ist jedoch, welchen Beitrag P&T tatsächlich zur Reduzierung der Endlagerproblematik leisten könnten.

Die Erwartung an P&T ist es, dass P&T die Anforderungen an den langfristig sicheren Einschluss der radiotoxischen Abfälle wesentlich reduzieren. Das Ziel, Mensch und Umwelt vor den potentiellen schädlichen Auswirkungen zu schützen, würde bei Anwendung von P&T primär durch deren kernphysikalische Umwandlung in nicht radioaktive oder zumindest kurzlebige radioaktive Stoffe erreicht und nicht durch den langfristigen sicheren Einschluss der Abfälle.

Wesentliche Komponenten eines P&T-Systems

Die Umsetzung einer P&T-Strategie beinhaltet im Wesentlichen drei Schritte:

1. *Partitionierung*: Die abgebrannten Brennelemente werden nach der erforderlichen Abklingzeit in einem Zwischenlager in eine Wiederaufarbeitungsanlage verbracht, dort chemisch aufgelöst und die enthaltenen radioaktiven Stoffe in verschiedenen chemischen Prozessschritten in mehrere Produktströme separiert (Partitionierung).
2. *Brennstofffertigung*: Aus den separierten Transuranen Plutonium, Neptunium, Americium und Curium werden anschließend frische Brennelemente gefertigt.
3. *Transmutation*: Die frischen Brennelemente werden in geeigneten Transmutationsreaktoren eingesetzt und dort bestrahlt, um die enthaltenen Transurane zu spalten.

Nach Abschluss der Bestrahlung in einem Transmutationsreaktor ist allerdings nur ein geringer Teil der Transurane gespalten. Je nach angestrebter Effizienz der Transmutation müssen daher die Schritte 1 bis 3 vielfach durchlaufen werden.

Die Möglichkeit zur Abtrennung und Umwandlung langlebiger Spaltprodukte besteht zwar grundsätzlich, wird jedoch international aufgrund der damit verbundenen technischen Probleme bei Partitionierung, Brennstofffertigung und Bestrahlung in einem Reaktor praktisch nicht weiter verfolgt.

International werden zwei Konzepte für die erforderlichen Transmutationsreaktoren und deren Brennstoff diskutiert. Daher resultieren zwei wesentliche Fallunterscheidungen für die technische Umsetzung einer P&T-Strategie:

-
- *Natriumgekühlte Schnelle Reaktoren mit Mischoxid-Brennstoffen:* Diese Reaktoren stellen eine Weiterentwicklung der in den letzten Jahrzehnten betriebenen Schnellen Brüter dar. Ziele der Forschungs- und Entwicklungsarbeiten sind Erhöhungen der Reaktorsicherheit, Wirtschaftlichkeit und ihre Optimierung für eine Transmutation der Aktiniden. Ihr Einsatz für eine langfristige Nutzung der Kernenergie mit Plutonium als Brennstoff wird seitens der EU und der Industrie favorisiert. Ein detailliertes Anlagenkonzept existiert für den geplanten Bau eines solchen Prototypreaktors in Frankreich (ASTRID-Reaktor).

Neben der Entwicklung Schneller Reaktoren mit Natrium als Kühlmittel werden von der Europäischen Union als zweite Priorität F&E-Arbeiten für eine Variante mit flüssigem Bleimetall (oder einem Blei-Bismut-Eutektikum) als Kühlmittel gefördert.

- *Beschleunigergetriebene Reaktoren mit uranfreien Brennstoffen:* In diesem Konzept wird der selbst unterkritische Schnelle Reaktor durch eine intensive externe Neutronenquelle angefahren und gesteuert. Als externe Quelle sollen Neutronen dienen, die aus schweren Atomkernen durch den Beschuss mit Protonen herausgeschlagen werden. Die Protonen werden hierzu auf extrem hohe Energien beschleunigt. Als schwerer Atomkern für die Neutronenerzeugung und gleichzeitig als Kühlmittel wird ein Blei-Bismut-Eutektikum favorisiert. Solche Anlagen existieren bisher nur als Konzeptstudien. Ein erster beschleunigergetriebener Versuchsreaktor (MYRRHA) soll mit wesentlicher Förderung durch die Europäische Union in Belgien errichtet werden. Daneben wurde ein detailliertes Konzept für einen europäischen Prototypen entwickelt (EFIT-Reaktor).

Standardszenario für eine P&T-Behandlung deutscher Abfälle

Bis zur Beendigung der Kernenergienutzung zur gewerblichen Stromerzeugung im Jahr 2022 werden in Deutschland insgesamt etwa 17.200 t Schwermetall an abgebranntem Brennstoff aus Leistungsreaktoren angefallen sein. Davon werden ca. 10.500 t bis zur Endlagerung in Zwischenlagern aufbewahrt werden.

Neben den zwischengelagerten Brennelementen aus Leistungsreaktoren sind außerdem bestrahlte Brennelemente aus Versuchs-, Demonstrations- und Forschungsreaktoren sowie wärmeentwickelnde Abfälle aus der Wiederaufarbeitung für eine spätere Endlagerung vorgesehen.

Ausgehend von diesem Mengengerüst lässt sich exemplarisch ein Standardszenario für eine P&T-Strategie definieren, das durch folgende Kernelemente charakterisiert ist:

1. Da keine Technik zur Abtrennung der Transurane aus den Brennelementen der Nicht-Leistungsreaktoren und den Glaskokillen existiert, werden mit diesen ca. 9 t Transurane endgelagert. Weiterhin wird angenommen, dass abgebrannte Brennelemente aus WWER-Reaktoren nicht wiederaufgearbeitet und daher weitere 9 t Transurane endgelagert werden.
2. Alle bis 2022 in Deutschland akkumulierten abgebrannten Brennstoffe aus DWR- und SWR-Reaktoren werden einer P&T-Behandlung zugeführt. Damit wäre eine Gesamtmasse von 140 t Transurane umzusetzen.
3. Da nach mehrjähriger Bestrahlung in einem Schnellen Reaktor typischerweise etwa 10% des in den Brennstoffen befindlichen Transuraninventars umgewandelt wird, ergibt sich ein Zeitraum von etwa 150 Jahren, der nach Betriebsaufnahme der erforderlichen industriellen P&T-Anlagen benötigt würde, um die Transuranmasse von 140 t auf 10% dieses Ausgangswertes zu reduzieren. Unter Berücksichtigung von Unsicherheiten bei den erreichbaren Zykluszeiten und Transmutationsanteilen wäre jedoch auch ein Zeitraum von

250-350 Jahren möglich. Nur unter sehr optimistischen Bedingungen könnte der erforderliche Zeitraum unter 100 Jahre abgesenkt werden.

4. Dies erfordert über die 150 Jahre hinweg den kontinuierlichen Betrieb von 6-7 natriumgekühlten Schnellen Brüttern, wie dem in Frankreich geplanten ASTRID mit einer thermischen Leistung von jeweils 1200 MW, oder von 5-6 beschleunigergetriebenen Reaktoren, wie diejenigen des europäischen EFIT-Konzepts, mit einer thermischen Leistung von jeweils 400 MW. Die erforderliche Gesamtbetriebsdauer entspricht etwa 750-1050 Reaktorjahren und damit etwa den gesamten Reaktorbetriebsjahren der in Deutschland betriebenen Leistungsreaktoren.
5. Wird unterstellt, dass die für die rezyklierten Transuranelemente angestrebte Wiedergewinnungsrate von 99,9% pro Wiederaufarbeitungsschritt erreicht wird, würden ca. 1,4 t Transurane in den Abfallstrom und damit in das Endlager gelangen.
6. Hinzu kämen die Transurane, die sich nach Abschluss einer P&T-Behandlung noch im Brennstoff befinden, in der Summe die oben genannten 10% der anfänglichen Transurane, also 14 t. Eine darüber hinausgehende weitere Reduktion der Transuranmenge wäre möglich, würde aber den erforderlichen Umsetzungszeitraum nochmals erheblich verlängern.
7. Über einen Zeitraum von mindestens 150 Jahren verteilt, müssen die bei jedem Partitionierungsschritt anfallenden hochradioaktiven Abfälle verfestigt, zwischengelagert und der Endlagerung zugeführt werden. Neben den Spaltprodukten, die bis 2022 in den deutschen Leistungsreaktoren anfallen, werden durch die Kernspaltungen in den Transmutationsreaktoren weitere 126 t (Basis: beschleunigergetriebene EFIT-Reaktoren) oder 420 t Spaltprodukte (Basis: ASTRID-Reaktoren) zusätzlich erzeugt.

Auswirkungen auf die Endlagerung radioaktiver Abfälle in Deutschland

Neben dem Aufbau eines geschlossenen Brennstoffkreislaufs mit Plutonium als Basis für eine langfristige Nutzung der Kernenergie wird häufig eine Reduzierung der Anforderung an ein geologisches Endlager wärmeentwickelnder Abfälle als Vorteil einer großtechnischen P&T-Strategie genannt. Eine Würdigung der Auswirkungen auf die Endlagerung, die aus einer Verwirklichung des oben charakterisierten Standardszenarios für eine P&T-Behandlung deutscher Abfälle resultierten, führt zu folgenden Ergebnissen:

1. Durch eine P&T-Behandlung wäre *keine Reduzierung der erforderlichen Isolationszeiträume* zu erreichen. Die potenzielle Dosisbelastung, die langfristig aus der Endlagerung resultiert, wird nicht durch die aus den Abfällen herausgelösten Transurane bestimmt, sondern durch in den Abfällen verbleibende langlebige Spaltprodukte. Die Ergebnisse der in Deutschland und anderen europäischen Staaten durchgeführten Langzeitsicherheitsanalysen zeigen, dass diese Aussage gleichermaßen für alle potentiellen Wirtsgesteine zutrifft.
2. Als ursächlich für die Diskrepanz zwischen den konsistenten Ergebnissen der Langzeitsicherheitsanalysen und der häufiger formulierten Erwartung, durch Partitionierung und Transmutation der Transurane lasse sich eine Verringerung der erforderlichen Isolationszeiträume erreichen, erweist sich, dass diese auf unzulässig simplifizierenden Toxizitätsbetrachtungen basieren, die weder das Isolationspotential der potentiellen Wirtsgesteine noch das Verhalten der Radionuklide im geologischen Untergrund und der Biosphäre berücksichtigen.
3. Das erforderliche Volumen eines Endlagers für wärmentwickelnde Abfälle wird im Wesentlichen durch das Volumen und die Wärmeleistung der Abfälle während der Phase direkt nach der Einlagerung determiniert. Um den deutlich stärkeren Abfall der Wärmeleistung

der Spaltprodukte im Vergleich zu den Aktiniden für eine Reduzierung des erforderlichen Endlagervolumens nutzbar zu machen, müssten die wichtigsten Spaltprodukt nuklide Strontium-90 und Cäsium-137 entweder zusätzlich bei der Wiederaufarbeitung abgetrennt und oberirdisch bis zu ihrem weitgehenden Zerfall gelagert werden, oder die verglasten Spaltprodukte inklusive der beiden genannten Isotope müssten etwa 300 Jahre nach der Transmutation in einem obertägigen Zwischenlager abklingen. Ansonsten ist der durch Reduzierung der Wärmeleistung erzielbare Effekt für die Endlagerung gering.

4. Für bestimmte Szenarien des menschlichen Eindringens oder schneller Freisetzungen nach unwahrscheinlichen Entwicklungen könnte die Verringerung der Aktivität des endgelagerten Inventars durch P&T zur Verringerung potentieller Dosisleistungen führen. Diese sind nicht generisch abschätzbar, sondern müssten für spezifische Endlagerkonzepte ermittelt werden.
5. Zu dem Zeitpunkt, an dem in Deutschland ein Endlager für wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle seinen Betrieb aufnimmt, werden die zwischengelagerten verglasten Spaltprodukte und die Brennelemente aus Nicht-Leistungsreaktoren zügig eingelagert werden. Für die derzeit in Deutschland allgemein verfolgte Endlagerstrategie gilt dies ebenso für die abgebrannten Brennstoffe der Leistungsreaktoren, so dass das Endlager anschließend verschlossen werden kann.
6. Falls die zwischengelagerten abgebrannten Brennelemente der Leistungsreaktoren hingegen einer P&T-Behandlung unterzogen werden sollten, müsste das Endlager offen gehalten werden, da nach jedem Durchlaufen des P&T-Zyklus weitere abgetrennte wärmeentwickelnde Abfälle anfallen und eingelagert werden müssen, bis nach etwa 150 Jahren die angestrebte Reduzierung der Transuranmassen um etwa 90% erreicht wäre.
7. Falls eine derart lange Offenhaltung aus Sicherheits- oder Sicherungsgründen nicht akzeptabel sein sollte, müssten die sukzessive neu anfallenden wärmeentwickelnden Abfälle aus der P&T-Behandlung zwischengelagert und bei Beendigung der P&T-Behandlung gesammelt in ein eigenes Endlager verbracht werden.
8. Die Menge der nicht wärmeentwickelnden Abfälle vergrößert sich durch P&T mit ca. 150.000 – 170.000 m³ erheblich. Im aktuellen deutschen Nationalen Entsorgungsprogramm 2015 gibt es für diesen Abfallstrom keinen verwendbaren Endlagerpfad.
9. Für die uranfreien Brennstoffe mit einer inerten Matrix als Trägermaterial, deren Einsatz in beschleunigergetriebenen Reaktoren konzipiert wird, existieren noch keine Partitionierungsverfahren zur Abtrennung der Spaltprodukte von der Matrix, so dass über die resultierenden Abfallprodukte hinsichtlich Volumen und Eigenschaften derzeit keine Aussagen möglich sind.

Anlagensicherheit

Bei allen heute existierenden Kernkraftwerken besteht die Gefahr schwerer Unfälle mit einer Freisetzung großer Teile des radioaktiven Inventars. Daher stellt die Entwicklung von Transmutationsreaktoren mit gegenüber heutigen Leistungsreaktoren erhöhter Sicherheit eines der Kernziele der aktuellen internationalen Forschungs- und Entwicklungsarbeiten dar.

Transmutationsreaktoren weisen spezifische Stör- bzw. Unfallrisiken auf. Von besonderer Bedeutung ist dabei für die prioritär entwickelten natriumgekühlten Schnellen (Brut-)Reaktoren das Risiko eines sich exponentiell verstärkenden Leistungsanstiegs, der zur Zerstörung des Reaktorkerns und möglicherweise des Containments führen kann. Im Rahmen der Forschungs- und Entwicklungsarbeiten sind Konzepte entstanden, die einen solchen Unfallablauf physikalisch

ausschließen sollen. Es erweist sich jedoch, dass ein Einsatz der Minoren Aktinide zum Zwecke ihrer Transmutation diesen Sicherheitsmaßnahmen reaktorphysikalisch entgegenwirkt.

Weitere für Transmutationsreaktoren spezifische Störfallrisiken resultieren aus dem veränderten radioaktiven Inventar in den Anlagen, den veränderten chemischen und physikalischen Eigenschaften der Transmutationsbrennstoffe sowie den Eigenschaften der zur Kühlung vorgesehenen Flüssigmetalle.

Ob das Ziel einer erhöhten Sicherheit der Transmutationsreaktoren gegenüber heutigen Kernkraftwerken daher tatsächlich erreicht werden kann, ist aus heutiger Sicht offen.

Transport und Zwischenlagerung

Aufgrund der höheren Wärmeentwicklung, der hohen Dosisleistungen und der Kritikalitätssicherheit ergeben sich im P&T-System teils deutlich höhere Anforderungen an den Transport und die Zwischenlagerung der radioaktiven Materialien. Bisher liegen keine Analysen potentieller Störfälle vor. Erheblicher Forschungsbedarf wird vor allem für den Transport frischer curiumhaltiger Brennelemente konstatiert, da aufgrund der hohen Wärmeentwicklung und Neutronendosisleistung ein Transport mit bekannten Behälterkonzepten nicht möglich ist.

Gegenwärtig wird erwogen, nur zerlegte Brennelemente zu transportieren, so dass im Verhältnis zur eingesetzten Tonne Schwermetall mit einem Vielfachen an Brennelement-Transporten zu rechnen wäre. Alternativ werden in den letzten Jahren verstärkt P&T-Konzepte und –Techniken entwickelt, in denen Curium nicht mehr berücksichtigt, sondern unbehandelt in den wärmeentwickelnden Abfall überführt werden soll.

Strahlenschutz

Betriebserfahrungen mit existierenden Anlagen zeigen, dass die normalbetrieblichen Emissionen aus Wiederaufarbeitungsanlagen zu Strahlenexpositionen in der Größenordnung der Bevölkerungsgrenzwerte der Strahlenschutzverordnung führen können. Diese können durch den Einbau heute existierender Rückhaltetechniken und deren Weiterentwicklungen in zukünftigen Anlagen deutlich reduziert werden.

Eine im Rahmen der F&E-Arbeiten zur Entwicklung eines P&T-Kreislaufs identifizierte Problematik stellen die hohen beruflichen Strahlenexpositionen dar, die bei Brennelementfertigung, -transport und -hantierung der Transmutations-Brennelemente entstehen können. Verursacht werden diese durch Gamma- und insbesondere durch von Curium ausgehende Neutronenemissionen, deren Intensitäten zu massiven Abschirmungen und fernbedienter Hantierung zwingen.

Aus diesem Grund werden in den letzten Jahren verstärkt P&T-Verfahren entwickelt, die auf Abtrennung und Transmutation der Curiumisotope gänzlich verzichten.

Nukleare Nichtverbreitung

Bei einer direkten Endlagerung der bis 2022 akkumulierten wärmeentwickelnden Abfälle würden große Mengen kernwaffenfähigen Materials (insbesondere Plutonium, aber auch Neptunium und Americium) in ein Endlager eingebracht werden. Zusammen mit der Spaltmaterialüberwachung stellt die von abgebrannten Brennelementen ausgehende Strahlung einen hohen Schutz vor einer missbräuchlichen Verwendung des spaltbaren Materials während der Zwischenlagerung und Verbringung in ein Endlager dar. Nach dem Verschluss des Endlagers wird sich der durch die

radioaktiven Spaltprodukte gegebene physische Schutz zerfallsbedingt nach etwa 100 Jahren reduziert haben.

Damit entstünde die Gefahr einer Wiedergewinnung kernwaffenfähiger Stoffe aus einem Endlager. Hierzu wären eine exakte Lokalisierung der Abfälle, das Abteufen eines Schachtes, die Streckenauffahrung und die Bergung der eingelagerten Abfälle notwendig. Daran anschließend wären die gewünschten Spaltstoffe aus den so gewonnenen Materialien chemisch abzutrennen. Dies stellt ein großtechnisches Unternehmen dar, dessen Umfang und Komplexität zumindest für subnationale Akteure prohibitiv sein dürfte und auch für staatliche Akteure mit einem erheblichen Aufwand verbunden ist und durch Maßnahmen der Spaltmaterialüberwachung detektiert werden würde.

Demgegenüber stünde allen Akteuren auch in der Zukunft die Option offen, sich Zugriff auf kernwaffenrelevantes Material durch die Anreicherung von Natururan oder die Neuproduktion von Plutonium in hierfür geeigneten Kernreaktoren zu verschaffen. Bei einer Beendigung der kommerziellen Kernenergienutzung und dem Verzicht auf die Nutzung einer P&T-Strategie stünden hierfür allerdings geringere personelle und infrastrukturelle Voraussetzungen zur Verfügung.

Im Falle der großtechnischen Umsetzung einer P&T-Strategie würde über einen Zeitraum von mindestens 150 Jahren kontinuierlich mit einigen Tonnen abgetrennter Transurane jährlich umgegangen werden, von denen insbesondere Plutonium, aber in geringerem Maße auch Neptunium und Americium zum Bau von Kernwaffen missbräuchlich verwendet werden könnten. Bei den Anlagen zur Wiederaufarbeitung und Brennstoffherstellung, bei denen diese Stoffe separiert gehandhabt werden, bestünden dann kontinuierlich hohe Anforderungen an die Spaltmaterialkontrollen, aber auch an die Anlagensicherung. Die im Rahmen des Nuklearen Nichtverbreitungsvertrags vereinbarten und von der IAEA umgesetzten Maßnahmen zur Spaltstoff-Flusskontrolle umfassen bisher nur angereichertes Uran und Plutonium, so dass für die industrielle Verarbeitung von Neptunium und Americium entsprechende Erweiterungen erforderlich wären.

Entwicklungsstand

Der technische Entwicklungsstand der für ein P&T-Szenario erforderlichen Anlagen kann anhand eines international genutzten Indexes, der ihren Technologiereifegrad (Technology Readiness Level, TRL) abschätzt, charakterisiert werden. Es ergeben sich die in der nachstehenden Tabelle zusammengestellten Werte.

Während einige der benötigten Techniken – insbesondere die Abtrennung von Uran und Plutonium aus abgebrannten Uranoxid-Brennelementen aus Leichtwasserreaktoren mit dem PUREX-Verfahren und die Herstellung von Uran-Plutonium-Mischoxidbrennstoffen für Schnelle Reaktoren – als großtechnisch verfügbar angesehen werden können, sind für andere wesentliche Komponenten einer P&T-Strategie erhebliche technische Weiterentwicklungen erforderlich. Hydrometallurgische Verfahren zur Abtrennung von Plutonium und den Minoren Aktiniden sind im Labormaßstab entwickelt (TRL 4-5). Ob eine großtechnische Umsetzung mit den erforderlichen Wiedergewinnungsfaktoren im Bereich von 99,9% gelingt, ist aus heutiger Sicht als offen einzustufen.

Pyrometallurgische Verfahren weisen ein noch früheres Entwicklungsstadium auf. Ähnliche Einstufungen sind für die Entwicklung von Brennstoffen, die neben Plutonium die Minoren Aktinide enthalten, sowie für deren Einsatz in beschleunigergetriebenen Reaktoren angemessen.

Insgesamt sind für die Entwicklung aller notwendigen P&T-Technologien bis zur industriellen Reife aus heutiger Sicht mindestens vier bis fünf Jahrzehnte erforderlich mit einer Prognoseunsicherheit, die ebenfalls einige Jahrzehnte umfasst.

Technology Readiness Level für P&T Technologien

Technologie	Grundlagen- forschung und Konzeptentwicklung			Nachweis der Machbarkeit			Leistungsnachweis		
	1	2	3	4	5	6	7	8	9
Abtrennung von Uran und Plutonium (PUREX)	■								
Hydrometallurgische Abtrennung weiterer Aktinide	■ ■ ■ ■ ■ ■ ■ ■ ■ ■								
Pyrometallurgische Abtrennung	■ ■ ■ ■ ■ ■ ■ ■ ■ ■								
MOX Brennstofffertigung	■ ■ ■ ■ ■ ■ ■ ■ ■ ■								
MOX Brennstofffertigung mit Minoren Aktiniden	■ ■ ■ ■ ■ ■ ■ ■ ■ ■								
IMF Brennstofffertigung	■ ■ ■ ■ ■ ■ ■ ■ ■ ■								
Natriumgekühlte Schnelle Reaktoren	■ ■ ■ ■ ■ ■ ■ ■ ■ ■								
Natriumgekühlte Schnelle Reaktoren mit Minoren Aktiniden	■ ■ ■ ■ ■ ■ ■ ■ ■ ■								
Beschleunigergetriebene Systeme	■ ■ ■ ■ ■ ■ ■ ■ ■ ■								

Quelle: Eigene Abschätzungen

Der Technology Readiness Level ist ein relativer Maßstab. Trotz einer Einordnung in denselben Entwicklungsstand können sich zwei Technologien bezüglich des jeweils benötigten absoluten Aufwandes (Kosten, Zeiten) deutlich unterscheiden, auch ist der Aufwand nicht proportional zum Technology Readiness Level

Kosten eines P&T-Systems zur Behandlung der deutschen Abfälle

Aufgrund des derzeitigen Entwicklungsstands zentraler Anlagen eines P&T-Systems und der damit erforderlichen langen Entwicklungszeiten von mehreren Jahrzehnten bis zu einer großtechnischen Reife, sind zum heutigen Zeitpunkt nur grobe Kostenschätzungen möglich. Diese sind mit ihren notwendigerweise großen Bandbreiten für das entwickelte Referenzszenario in der nachfolgenden Tabelle zusammengefasst.

Grobe Abschätzung der Systemkosten eines P&T-Systems beruhend auf dem Standardszenario; in Milliarden Euro

Kostenfaktor	Anzahl Anlagen (gesamt)	Kosten pro Anlage	Gesamt	Forschung und Entwicklung
Wiederaufarbeitungsanlage für die bis 2022 angefallenen abgebrannten Brennelemente aus DWR und SWR	1	1 – 2,5	1 – 2,5	-
Brennstofffertigungsanlagen	3	1 – 10	3 – 30	2,5 – 10
Schnelle Reaktoren, 1200 MW _{th}	20 – 40	2 – 6	40 - 240	20 – 25
Beschleunigergetriebene Systeme (ADS), 400 MW _{th}	20 – 40	1 – 3	20 - 120	30 – 40
Wiederaufarbeitungsanlagen für P&T-Brennelemente	3	1 – 10	3 - 30	2,5 – 10
Rückbau aller Anlagen (Reaktoren, Wiederaufarbeitung, Brennstofffertigung)	27 – 47	0,5 – 1	13,5 – 47	
Gesamtkosten (Schnelle Reaktoren)			60 – 350	25 – 45
Gesamtkosten (mit ADS)			40 – 230	35 – 60

Quelle: Eigene Abschätzung. Die Laufzeit der Anlagen wird mit ca. 40-50 Jahren angenommen.

Gesellschaftliche und soziale Randbedingungen

Die Nutzung einer P&T Strategie erfordert für die kommenden Jahrhunderte stabile staatliche Verhältnisse inklusive einer entsprechenden Infrastruktur für Wissenserhalt, Ausbildung, Betrieb, Forschung und Entwicklung. Damit würde eine P&T Strategie die Verantwortung für Behandlung und Endlagerung der in Deutschland bis zum Jahre 2022 produzierten wärmeentwickelnden Abfälle weitgehend auf die zukünftigen Generationen verlagern.

Eine Entscheidung für die Umsetzung des hier skizzierten P&T-Szenarios setzt eine entsprechende Akzeptanz der Bevölkerung voraus, die aufgrund der erforderlichen Zeitdauern für ihre technische Verwirklichung auch von zukünftigen Generationen getragen werden müsste. Dementsprechend müssten der heutige gesellschaftliche Konsens zum Verzicht auf die Kernenergienutzung in Deutschland aufgehoben werden. Stattdessen müssten die rechtlichen Rahmenbedingungen z. B. im Atomgesetz angepasst werden, um die mit einer P&T-Strategie verbundene großtechnische Plutoniumnutzung mit Bau und langfristigem Betrieb natriumgekühlter, möglicherweise auch beschleunigergetriebener Schneller Reaktoren, Wiederaufarbeitung und Brennelementfertigung zu ermöglichen. Dies würde auch im Falle einer wie auch immer gearteten europäischen Systempartizipation mit Beteiligung europäischer Partnerländer notwendig.

Positionen zur P&T-Nutzung außerhalb Deutschlands

Für diejenigen Staaten, in denen die Kernenergie industriell genutzt wird, lassen sich hinsichtlich ihrer Positionen zur Etablierung einer P&T-Technologie im Wesentlichen drei Gruppen unterscheiden:

-
1. Zahlreiche Staaten favorisieren ähnlich wie Deutschland die Endlagerung der abgebrannten Brennelemente ohne Wiederaufarbeitung zur Abtrennung des Plutoniums oder anderer Transurane und deren Transmutation. Zu diesen gehören mit Schweden, Finnland, der Schweiz und Kanada Staaten, in denen fortgeschrittene Anstrengungen für den baldigen Bau und Betrieb eines Endlagers für wärmeentwickelnde Abfälle unternommen werden. Andere Staaten in dieser Gruppe sind beispielsweise Spanien, Großbritannien und die USA, die seit Jahrzehnten auf eine Wiederaufarbeitung aufgrund des mit einer Plutoniumabtrennung verknüpften Proliferationsrisikos verzichten, aber zahlreiche Forschungsprojekte zu P&T-relevanten Fragestellungen gefördert haben.
 2. Eine zweite Gruppe bilden Staaten, in denen die Etablierung eines auf Plutonium basierenden Brennstoffkreislaufes mit Wiederaufarbeitung und Schnellen Brütern angestrebt wird, aber keine Abtrennung anderer Transurane für eine P&T-Strategie geplant ist. Zu diesen Staaten gehört insbesondere Indien, mit Einschränkungen auch Russland, das eine P&T-Nutzung der geplanten Schnellen Brüter nicht ausschließt.
 3. Zu einer dritten Gruppe sind diejenigen Staaten zu zählen, die ebenfalls ein Interesse an einer langfristigen Kernenergienutzung auf der Basis eines Plutoniumkreislaufs mit Schnellen Brutreaktoren haben, dies aber mit einer P&T-Anwendung kombinieren wollen. Zu diesen gehören Südkorea, Frankreich und – zumindest bis 2011 – Japan. In Frankreich ist die weitere Forschung an P&T 2006 gesetzlich verankert worden.

Neben nationalen F&E-Projekten stellt die Europäische Union den wesentlichen internationalen Treiber für die Entwicklung eines P&T-Systems dar. Im Rahmen der EURATOM-Forschungsprogramme sind – meist unter Federführung und mit maßgeblicher Beteiligung französischer Institutionen – in den letzten zwei Jahrzehnten zahlreiche detaillierte Konzeptstudien und Verfahrensentwicklungen durchgeführt worden. Darüber hinaus wird mit MYRRHA der Bau eines ersten Prototyps für den Erfahrungsgewinn mit beschleunigergetriebenen Reaktoren und mit der Nutzung von Blei-Bismut als Kühlmittel maßgeblich von der Europäischen Union finanziert.

Zahlreiche europäische und außereuropäische Staaten sowie mit EURATOM die Europäische Union haben sich vor etwa 15 Jahren im Rahmen des *Generation IV International Forum* zusammengeschlossen, um die Entwicklung fortgeschrittener Reaktoren mit höherer Sicherheit, Wirtschaftlichkeit und Proliferationsresistenz zu fördern. Dabei werden natriumgekühlte Schnelle (Brut-)Reaktoren favorisiert, die für die Nutzung im Rahmen einer P&T-Strategie geeignet sein sollen. Diese Zielsetzung wird durch eigene F&E-Projekte – wiederum unterstützt durch die Europäische Union – im Rahmen einer Initiative der Europäischen Kernindustrie (*European Industrial Initiative on Sustainable Nuclear Energy*) gefördert.

1. Einleitung

Nach dem Ausstieg aus der Kernenergie in Deutschland muss eine langfristige sichere Lösung für die entstandenen hochradioaktiven Abfälle gefunden werden. Das Ziel ist es, Mensch und Umwelt vor den potentiellen schädlichen Auswirkungen hochradioaktiver Abfälle zu schützen. Die bisher in Deutschland in einem breiten fachwissenschaftlichen und politischen Konsens favorisierte Option ist die Isolation der radiotoxischen Stoffe von der Biosphäre durch dauerhafte sichere Lagerung in tiefen geologischen Formationen. In einem Endlager soll so eine Freisetzung in die Biosphäre durch geologische Barrieren über Zeiträume von 1 Million Jahre und darüber hinaus verhindert werden.

Die grundsätzliche physikalische Möglichkeit, langlebige radioaktive Substanzen aus den nuklearen Abfällen gezielt abzutrennen (Partitionierung, P) und durch Bestrahlung in spezifischen Reaktoren in kurzlebige, weniger gefährliche Isotope umzuwandeln (Transmutation, T), ist seit Jahrzehnten im Prinzip bekannt. Offen ist jedoch, welchen Beitrag P&T tatsächlich zur Reduzierung der Endlagerproblematik leisten kann.

Aufgrund der Entscheidung zum Atomausstieg in Deutschland werden die letzten deutschen Kernkraftwerke zum 31.12.2022 abgeschaltet. Die insgesamt in Deutschland anfallende Menge an radioaktiven Abfällen aus der Kernenergie ist damit begrenzt. Die Erwartung an P&T ist es, dass P&T einen wesentlichen Beitrag dazu leistet, die Anforderungen an den langfristig sicheren Einschluss der radiotoxischen Abfälle zu reduzieren. Das Ziel, Mensch und Umwelt vor den potentiellen schädlichen Auswirkungen zu schützen, würde bei Anwendung von P&T aber primär nicht durch sicheren Einschluss der Abfälle, sondern durch deren kernphysikalische Umwandlung in nicht radioaktive oder zumindest kurzlebige radioaktive Stoffe erreicht.

Theoretisch könnte diese Technik also die Anforderungen an die Standortauswahl und an den Langzeitsicherheitsnachweis eines Endlagers für hochradioaktive Abfälle signifikant beeinflussen. Als wesentliche Chance dieser Technologie wird die massive Reduzierung der Radiotoxizität der Abfälle genannt und damit sogar die Perspektive verbunden, den erforderlichen Isolationszeitraum eines Endlagers für wärmeentwickelnde Abfälle auf säkulare Zeiträume unter 1.000 Jahre zu reduzieren. Im Gegensatz dazu stehen Aussagen, die einen relevanten positiven Effekt von P&T auf die Endlagerung verneinen.

Eine Würdigung von P&T als Option des Umgangs mit den für Deutschland relevanten hochradioaktiven Abfällen muss daran bemessen werden, inwiefern ihr Einsatz relevante Vorteile gegenüber dem bis heute in Deutschland verfolgten Konzept der geologischen Endlagerung der radioaktiven Abfälle bieten könnte. Falls diese Frage bejaht werden sollte, muss sich eine gesellschaftlich-politische Abwägung der identifizierten Vorteile mit den durch die kerntechnischen P&T-Anlagen verursachten Risiken – insbesondere hinsichtlich potentieller Unfall- und Proliferationsrisiken – anschließen.

Nach der Einführung erfolgt in Kapitel 2 zunächst eine Kurzbeschreibung eines P&T Systems (Kapitel 2.1) gefolgt von einer Darstellung des Bestandes radioaktiver Abfälle in Deutschland (Kapitel 2.2). Schließlich wird ein Standardszenario für ein P&T System eingeführt, das an (acatech 2014) angelehnt ist (Kapitel 2.3). Die für die Bewertung relevanten Kriterien werden in Kapitel 3 eingeführt. Kapitel 4 enthält eine Darstellung des internationalen Standes von P&T einschließlich einer Darstellung der deutschen Diskussion. Die Systembeschreibung in Kapitel 5 stellt die für eine P&T-Strategie erforderlichen Systemkomponenten und ihren technischen Entwicklungsstand basierend auf dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik zusammen. Dabei erfolgt eine detaillierte Darstellung der einzelnen Prozessschritte und der für die

umfassende Würdigung von P&T erforderlichen Informationen. In Kapitel 6 erfolgt die ausführliche Würdigung von P&T anhand der in Kapitel 3 aufgestellten Kriterien.

Empfehlung zur Lektüre:

Der Text wurde so konzipiert, dass eine Lektüre mit unterschiedlichem Detailierungsgrad möglich ist.

- Die Zusammenfassung bietet eine Übersicht und bündelt in geschlossener und knapper Form die wesentlichen Aussagen.
- Eine Beschränkung auf Kapitel 2, den Rahmen für eine P&T Strategie in Deutschland, Kapitel 3, die angewendeten Kriterien, und die ausführliche Würdigung in Kapitel 6 ermöglicht dem Leser eine schnelle Lektüre.
- Die Darstellungen des Stand von P&T in Kapitel 4 und die detaillierten Ausführungen zu den einzelnen Systemkomponenten in Kapitel 5 bereiten die wesentliche Aussagen für die Würdigung von P&T in Kapitel 6 vor, und stellen alle benötigten Hintergrundinformationen bereit.

2. Der Rahmen für eine P&T-Strategie für deutsche Abfälle

Im Folgenden werden zunächst die wesentlichen kerntechnischen Prozesse und Anlagen, die für eine großtechnische P&T-Nutzung erforderlich sind, vorgestellt. Ausgehend von einer Zusammenstellung der in Deutschland aktuell vorhandenen und bis 2022 anfallenden radioaktiven Abfälle, wird ihre Eignung für eine P&T-Behandlung bewertet. Darauf aufbauend wird ein Standardszenario für einen potentiellen P&T-Einsatz der in Deutschland erzeugten Abfälle entwickelt.

2.1. Kurzbeschreibung eines P&T Systems

Während des Einsatzes in einem Reaktor werden mehrere Prozent des Anfangsinventars an Uran durch Spaltung und Neutroneneinfang in andere Elemente umgewandelt. Nach der Bestrahlung in einem kommerziellen Leichtwasserreaktor enthalten die abgebrannten Brennelemente eine Vielzahl radioaktiver Nuklide in Form von Spaltprodukten und Transuranen (siehe Kasten „Entstehung von Transuranen und Spaltprodukten“). Typischerweise enthält abgebrannter Brennstoff je nach Standzeit im Reaktor etwa 1% Plutonium, ca. 0,1 – 0,2% Minore Aktinide¹ und 4 - 6% Spaltprodukte. Statt die abgebrannten Brennelemente direkt umzupacken (zu konditionieren) und nach der erforderlichen Zwischenlagerzeit in ein Endlager zu verbringen, werden in einem P&T System die abgebrannten Brennelemente behandelt (Abbildung 2-1). Dies beinhaltet im Wesentlichen drei Schritte:

1. *Partitionierung*: Die abgebrannten Brennelemente werden chemisch aufgelöst und die Transurane in verschiedenen chemischen Prozessschritten in mehrere Produktströme separiert (Partitionierung). Dabei werden nicht nur Uran und Plutonium abgetrennt wie in der bisher großtechnisch genutzten Wiederaufarbeitung, sondern zusätzlich die Minoren Aktinide Neptunium, Americium und Curium. Für jedes Element müssen spezifische chemische Abtrennprozesse erfolgen.
2. *Brennstofffertigung*: Aus den separierten Transuranen werden anschließend frische Brennelemente gefertigt. Die Transurane können in eine Uranmatrix eingebettet werden, ähnlich wie die heute schon verwendeten Uran/Plutonium Mischoxid-Brennstoffe allerdings mit den dazukommenden Minoren Aktiniden. In einem solchen Brennstoff entstehen durch das Uran allerdings bei Bestrahlung wiederum neue Transurane. Alternativ können die Transurane auch mit einer inerten Matrix umgeben werden, um den Aufbau neuer Transurane aus Uran zu unterbinden.
3. *Transmutation*: Die frischen Brennelemente werden in Schnellen Reaktoren eingesetzt und dort bestrahlt, um die enthaltenen Transurane zu spalten. Der Einsatz Schneller Reaktoren ist erforderlich, da diese ein günstigeres Verhältnis von Spalt- gegenüber Neubildungsraten der Transurane aufweisen als Leichtwasserreaktoren. Es können sowohl kritische Reaktoren als auch unterkritische, beschleunigergetriebene Reaktorsysteme verwendet werden.

Nach Abschluss der Bestrahlung in einem Schnellen Reaktor ist allerdings nur ein geringer Teil der Transurane gespalten. Je nach angestrebter Effizienz der Transmutation müssen daher die Schritte 1 bis 3 vielfach durchlaufen werden.

¹ Als Minore Aktinide werden die Isotope der Transuran-Elemente Neptunium, Americium und Curium bezeichnet.

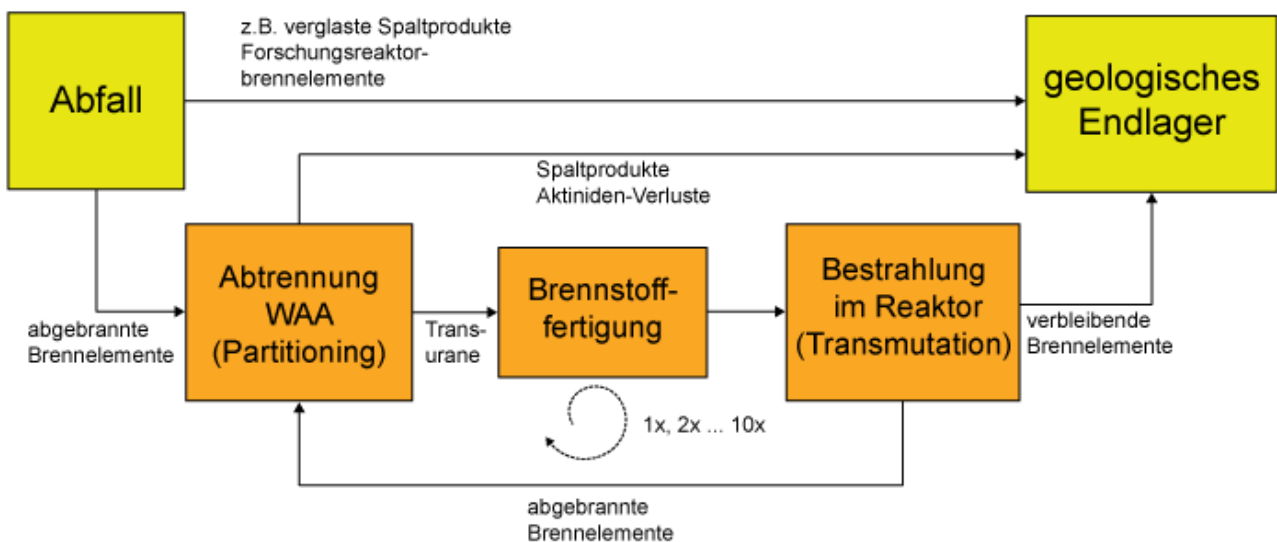
Entstehung von Transuranen und Spaltprodukten

In einem Kernkraftwerk wird aus der Spaltung von Atomkernen Energie gewonnen. Bei jeder Spaltung entstehen mindestens zwei andere Atomkerne, die sogenannten *Spaltprodukte*. Die bei der Spaltung entstehenden Neutronen können weitere Kerne spalten, aber auch von diesen eingefangen werden. Einer der wichtigsten Einfangprozesse in einem Reaktor ist der Neutroneneinfang des Isotops Uran-238, das anschließend zu Plutonium-239 zerfällt. Aus dem Plutonium-239 können durch weitere Einfangprozesse Plutonium-240, Plutonium-241 usw. entstehen und durch weitere Einfangprozesse und radioaktiven Zerfall die Minoren Aktinide Neptunium, Americium, Curium und andere. Plutonium und Minore Aktinide gehören zu den *Transuranen*, Elemente die im Periodensystem jenseits von Uran zu finden sind.

Durch Neutroneneinfang, Spaltung und radioaktiven Zerfall entstehen so eine Vielzahl an Elementen und deren Isotope. Isotope sind Atomkerne eines chemischen Elements mit unterschiedlicher Neutronenanzahl im Kern.

Prinzipiell ist eine Vielzahl an P&T Systemen denkbar, je nach den eingesetzten Technologien und anvisierten Materialströmen. In allen P&T-Szenarien sollen die separierten Transurane in Spaltprodukte umgewandelt werden. Grundsätzlich lassen sich jedoch zwei Optionen unterscheiden: (1) die P&T-Technik wird in eine Strategie langfristiger Kernenergienutzung eingebaut mit Plutonium als Energieträger (Wertstoff) und einem geschlossenen Brennstoffkreislauf; (2) ein P&T-Szenario hat eine Reduktion der Bestände an Plutonium und Minoren Aktiniden zum Ziel.

Abbildung 2-1: Schematische Darstellung der Transmutation



Quelle: Öko Institut e.V.

2.1.1. Partitionierung

Bestandteil aller P&T Szenarien ist zunächst eine Zwischenlagerung gefolgt von der anschließenden Zerlegung des Brennstoffs in verschiedene Materialströme. Dies geschieht durch die großtechnisch etwa in Frankreich schon eingesetzte Wiederaufarbeitung der Brennstäbe, die dafür mechanisch zerkleinert und in Salpetersäure aufgelöst werden. Das Plutonium und Uran wird in den bisher industriell eingesetzten Anlagen anschließend mit Hilfe eines organischen Lösungsmittels chemisch abgetrennt, alle Spaltprodukte, Transurane und andere Elemente verbleiben im Abfallstrom und werden schließlich zusammen mit Glas in Kokillen vergossen. Bei P&T sollen zusätzlich zu Uran und Plutonium weitere Transurane (Neptunium, Americium und Curium) abgetrennt werden. Hierzu sind neben der herkömmlichen Wiederaufarbeitung neuartige chemische Abtrennverfahren nötig. Die Behandlung von Spaltprodukten ist derzeit nicht geplant, da die Abtrennung und Transmutation bis auf wenige Ausnahmen für die meisten Elemente zu aufwändig ist.

2.1.2. Brennstofffertigung

Das abgetrennte Plutonium und die Minoren Aktinide können in Uran-Plutonium Mischoxidbrennstoffen oder in uranfreien Brennstoffen verwendet werden, um diese dann erneut in Reaktoren zur Energieerzeugung einzusetzen. In Brennstoffen auf der Basis von Uran entstehen beim Einsatz im Reaktor neue Transurane. Die Verwendung solcher Brennstoffe ist daher attraktiv, wenn das P&T-System in eine Strategie der dauerhaften Nutzung der Kernenergie in einem geschlossenen Brennstoffkreislauf eingebunden ist, in dem der Nachschub an Plutonium als spaltbares Material gewünscht ist.

Durch den Einsatz uranfreier Brennstoffe wird der Aufbau weiterer Transurane bei der Bestrahlung im Reaktor reduziert. Ihre Transmutation und Spaltung ist daher wesentlich effektiver. Eine solche Strategie würde vor allem darauf zielen, schon vorhandene Abfälle zu behandeln, bis nur noch eine Restmenge der Transurane vorhanden ist. Uranfreie Brennstoffe wurden jedoch bisher nur im Labormaßstab entwickelt, während für Mischoxid-Brennelemente großtechnische Erfahrungen vorliegen.

2.1.3. Transmutation

Die Wahl der langfristigen Ausrichtung der Materialströme im Brennstoffkreislauf und damit die Kernenergiestrategie eines Landes beeinflussen die Wahl der Brennstoffstrategie und auch des zugehörigen Transmutationssystems.

Um das Plutonium und die Transurane zu transmutieren, sind herkömmliche Leichtwasserreaktoren, wie sie heute zur Energieerzeugung weltweit eingesetzt werden, wenig geeignet. Hierfür sind sogenannte Schnelle Reaktoren besser geeignet. Der Unterschied zwischen schnellen und thermischen Reaktoren besteht in der Geschwindigkeitsverteilung der Neutronen im Reaktorkern. Eine höhere Population schnellerer Neutronen begünstigt die Transmutation von Transuranen in Spaltprodukte gegenüber ihrer Neubildung. Mit Ausnahme der natriumgekühlten Schnellen Brutreaktoren befinden sich Schnelle Reaktoren noch in der Entwicklungsphase.

In vielen der Länder, in denen die Kernenergie längerfristig eine wesentliche Rolle zur Stromerzeugung leisten soll, wird der Aufbau eines P&T-Systems in den in der Entwicklung befindlichen Reaktoren der 4. Generation angestrebt – beispielsweise in Frankreich. Aufgrund der Erfahrungen, die im letzten Jahrhundert mit Bau und Betrieb natriumgekühlter Schneller Brutreaktoren gemacht worden sind, wird – in Europa wesentlich gefördert durch die Europäische

Union – deren Weiterentwicklung als vielversprechendster Kandidat eines Reaktors der 4. Generation angesehen. Je nach Einsatzzweck soll ein solcher Schneller Reaktor für die Erbrütung neuen Plutoniums oder für die Transmutation des Plutoniums und der Minoren Aktinide ausgelegt werden. Erklärtes Ziel der Forschungs- und Entwicklungsarbeiten ist es, natriumgekühlte Schnelle Reaktoren zu entwickeln, die insbesondere wirtschaftlich sind und kein Risiko schwerer Unfälle aufweisen.

Eine sicherheitstechnische attraktive Alternative zu natriumgekühlten Schnellen Reaktoren könnte ein beschleunigergetriebenes Reaktorsystem darstellen, bei dem der Reaktorteil des Systems unterkritisch ist und solange keine Energie produziert, wie der angeschlossene Beschleuniger abgeschaltet ist. Wird der Beschleuniger zugeschaltet, werden Protonen beschleunigt und auf ein Schwermetallziel geschossen. Die Protonen dringen in dieses ein und lassen Atomkerne des Schwermetalltargets zerplatzen (Spallation), so dass bei diesen kernphysikalischen Reaktionen Neutronen entstehen, die im Reaktor zusätzlich benötigt werden, damit dieser Energie produziert. Ist der Beschleuniger abgeschaltet, kann der Reaktor von alleine nicht weiter funktionieren. Diese Anordnung wird auch als ADS (Accelerator-Driven System) bezeichnet. Solche Reaktoren befinden sich derzeit allerdings noch in der Konzept- und Planungsphase, so dass ihre Zukunft im industriellen Maßstab höchst ungewiss ist.

Nachdem die Transmutationsbrennelemente bestrahlt wurden, ist eine mehrjährige Zwischenlagerung nötig, bevor sie in einer Wiederaufarbeitungsanlage Transmutationsbrennelemente einen weiteren Partitionierungsschritt durchlaufen können.

2.2. Bestand radioaktiver Abfälle in Deutschland ohne P&T

Wärmeentwickelnde Abfälle

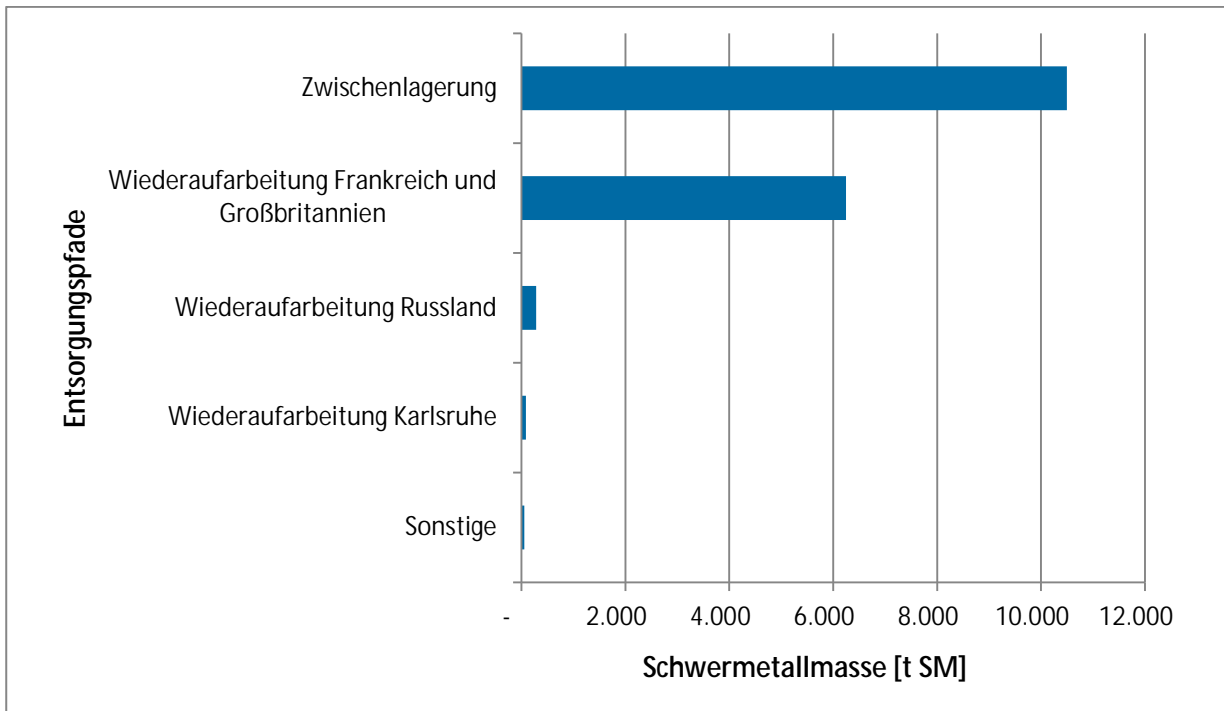
Bis zur Beendigung der Kernenergienutzung zur gewerblichen Stromerzeugung im Jahr 2022 werden in Deutschland insgesamt etwa 17.200 t Schwermetall² an abgebranntem Brennstoff aus Leistungsreaktoren angefallen sein. Davon werden ca. 10.500 t bis zur Endlagerung in Zwischenlagern aufbewahrt werden.

Weitere in der Vergangenheit verwendete Entsorgungswege sind Abbildung 2-2 zu entnehmen. Seit 2005 steht nur noch die Zwischenlagerung als vorläufige Entsorgungsoption zur Verfügung.

Neben den zwischengelagerten Brennelementen aus Leistungsreaktoren sind außerdem bestrahlte Brennelemente aus Versuchs-, Demonstrations- und Forschungsreaktoren der Endlagerung zuzuführen. Das somit insgesamt zu berücksichtigende Inventar abgebrannter Brennelemente ist Tabelle 2-1 zu entnehmen.

² Als Schwermetall wird in der Kerntechnik allgemein das als Brennstoff genutzte Uran und – sofern vorhanden – Plutonium bezeichnet.

Abbildung 2-2: Massen und Entsorgungswege der abgebrannten Brennelemente aus Leistungsreaktoren in Deutschland - bezogen auf den ursprünglichen Schwermetallgehalt im Brennstoff



Quelle: eigene Darstellung, Daten aus (BfS 2015)

Tabelle 2-1: Mengen abgebrannter Brennelemente nach Typen, Prognose bis jeweiliges Nutzungsende

Brennelementtypen	Anzahl der Brennelemente/stäbe	Masse [t SM]	Volumen einschl. Verpackung [m ³]
Leistungsreaktoren			
DWR Uranoxid	12.450	6.415	
DWR MOX	1.530	765	
SWR Uranoxid	14.350	2.465	
SWR MOX	1.250	220	
WWER	5.050	580	
insgesamt (bei Verpackung in Pollux-Behältern):		10.455	21.000
Versuchs- und Demonstrationsreaktoren			
AVR BE Kugeln	288.161 Kugeln	1,9	656
THTR BE Kugeln	617.606 Kugeln	6,9	1.312
KNK II, Brennstäbe	2.484	0,5	15,4
Otto Hahn, Brennstäbe	52	<< 0,1	
		insgesamt	1.980
Forschungsreaktoren			
FRM II, MTR Brennelemente	Ca. 120 bis 150		75
BER II, MTR Brennelemente	Ca. 120		50
RFR, Uranoxid höhere Anreicherung	951		
FRMZ	89		
		insgesamt:	160
Sonstiges			
Strukturteile bestrahlter BE (in Mosaik II Behältern)			3.400
		Summe	26.540

Quelle: (GRS 2011) AP 3 Abfallspezifikation Basis Ausstieg, (BfS 2015), (JC 2014c)

BE: Brennelement, BS: Brennstab, DWR: Druckwasserreaktor, SWR: Siedewasserreaktor, WWER: russischer Druckwasserreaktor

Neben den abgebrannten Brennelementen liegen auch aus der Wiederaufarbeitung wärmeentwickelnde Abfälle vor, die für eine spätere Endlagerung vorgesehen sind. Dabei sind im Wesentlichen folgende Abfallströme zu unterscheiden: Die höchste Aktivität befindet sich nach dem Wiederaufarbeitungsvorgang in der verbleibenden Spaltproduktlösung. Die Massenanteile der radioaktiven Bestandteile in dieser Lösung sind in Tabelle 2-3 zusammengestellt. Der Anteil der Spaltprodukte beträgt demnach gut 96%, der von Plutonium und Transuranen (Americium, Neptunium und Curium) 3,2%. Der restliche Anteil entfällt auf die verbleibenden, technisch nicht abtrennbaren Uranmengen. Die Lösung wird als verglastes Produkt in Stahlkokillen gegossen, die

in Transport- und Lagerbehältern zwischengelagert werden. Die beim Wiederaufarbeitungsprozess anfallenden Dekontaminations- und Spülwässer werden ebenfalls verglast und in Kokillen vergossen. Die Hülsen und Strukturteile der Brennelemente werden verpresst. Sie fallen nicht in die Kategorie der hochradioaktiven Abfälle, sind aber im Hinblick auf die Endlagerung als wärmeentwickelnd einzustufen.

Insgesamt sind aus der Wiederaufarbeitung Abfallgebilde mit einem Volumen von rund 1.435 m³ endzulagern (BfS 2015). Die Verteilung auf die verschiedenen Abfallströme ist in Tabelle 2-2 zusammengestellt.

Tabelle 2-2: Abfallmengen aus der Wiederaufarbeitung (WAA) von ca. 6.240 t SM abgebrannter Brennelemente

WAA-Abfall	Anzahl Kokillen	Abfallgebilde Volumen [m³]
Verglaste Spaltproduktlösung (CSD-V)	3.719	ca. 670
Verglaste Dekont- und Spülwässer (CSD-B) (MAW)	140	ca. 25
Verpresste Hülsen- und Strukturteile (CSD-C)	4.104	ca. 740
	Summe	ca. 1.435

Quelle: (BfS 2015)

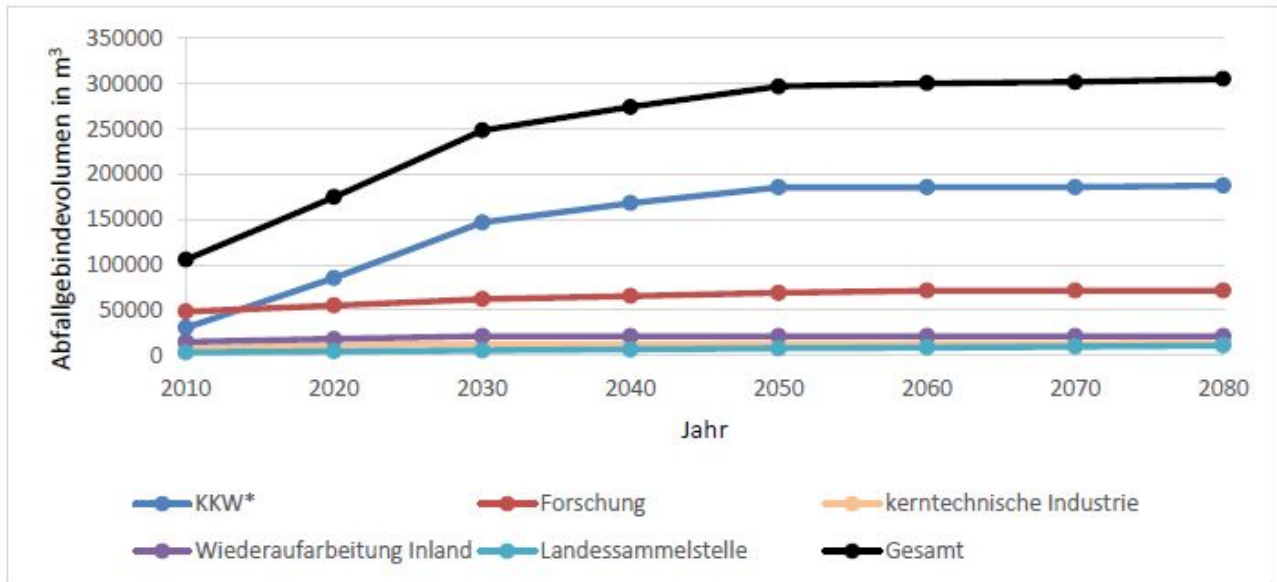
Damit ergibt sich insgesamt ein endzulagerndes Volumen wärmeentwickelnder Abfälle von ca 28.000 m³.

Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung

Den mengenmäßig deutlich größeren Anteil radioaktiver Abfälle stellen die Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung dar. Sie stammen von verschiedenen Abfallverursachern. Die anteilige Verteilung je Verursachergruppe wird in einer Prognose bis zum Jahr 2080 in (NaPro 2015) spezifiziert. Insgesamt summieren sich die Abfallströme zu einem prognostizierten Volumen von 300.000 m³. Für diese ist die Endlagerung im Endlager Konrad vorgesehen.

Zum Stichtag 31.12.2013 lagen rund 114.000 m³ dieser Abfälle in konditionierter Form vor, davon entfielen 37% auf Abfälle aus der Forschung und 47% auf Kernkraftwerke und kerntechnische Industrie, 13% sind Abfälle aus der Wiederaufarbeitung im Inland und 3% werden den Landessammelstellen zugeordnet (NaPro 2015). Der starke Anstieg der Anteile aus dem Bereiche der Kernkraftwerke ist auf die großen Massen, die bei der Stilllegung der Kernkraftwerke anfallen werden, zurückzuführen.

Abbildung 2-3: Zeitlicher Verlauf des kumulierten Anfalls radioaktiver Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung, die nach gültigem Planfeststellungsbeschluss im Endlager Konrad eingelagert werden sollen, als Abfallgebinderolumen bis zum Jahr 2080



* hier sind auch die Abfallmengen der bundeseigenen Energiewerke Nord GmbH berücksichtigt

Quelle: (NaPro 2015)

Für zwei weitere Abfallströme mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung liegen derzeit keine konkreten Planungen für ihren Verbleib vor:

- Die aus der Schachanlage Asse II zurückzuzuholenden radioaktiven Abfälle werden gemäß (NaPro 2015) mit einem Gesamtvolumen von etwa 200.000 m³ abgeschätzt.
- Außerdem wird in (NaPro 2015) mit einer Menge von 100.000 m³ an abgereichertem Uran aus der Urananreicherung kalkuliert.

Aufgrund der Ungewissheiten über Mengen und Verbleib dieser beiden Abfallströme werden sie im Folgenden bei der Bilanzierung der Abfallmengen nicht berücksichtigt.

Zusammensetzung wärmeentwickelnder Abfälle

Derzeit wird davon ausgegangen (acatech 2014), dass nur Brennelemente aus den in der Bundesrepublik Deutschland in den Grenzen bis 1990 betriebenen Leichtwasserreaktoren mit Transmutation behandelt werden können. Die Brennelemente aus den WWER-Reaktoren russischer Bauart und die verschiedenartigen Brennelemente aus den Prototyp- und Forschungsreaktoren müssen dagegen direkt endgelagert werden.

Abgebrannter Kernbrennstoff aus Leichtwasserreaktoren besteht aus einer Vielzahl an Radionukliden. Die genaue Zusammensetzung ist wesentlich abhängig vom eingesetzten Kernbrennstoff, der Einsatzzeit im Reaktor und der vergangenen Zeit nach dem Einsatz im Reaktor. Beispielhaft stellt die Tabelle 2-3 die Massen der Isotope des Urans, Plutoniums,

Neptuniums, Americiums und Curiums für den für 2022 zu erwartenden Bestand nach (Schwenk-Ferrero 2013) dar.

Den größten Massenanteil hat auch nach der Entladung aus dem Reaktor das nicht spaltbare Uran-238 mit 94,5% des Kernbrennstoffs. Für die Transmutation von Bedeutung sind der Anteil des Plutoniums von etwa 1,3% und der Anteil der weiteren Transurane von etwa 0,2%. Die Tabelle 2-3 enthält nicht die Bandbreite der Spaltprodukte, auf die rund 4% der Radionuklidmassen des abgebrannten Brennstoffs entfallen. Die Spaltprodukte sind zu 91% stabil und unterliegen keinem weiteren radioaktiven Zerfall, der Rest der Spaltprodukte kann in einen Anteil von 3,5% aufgeteilt werden, der in Zeiträumen zu stabilen Isotopen zerfällt, die nicht relevant sind für die Endlagerung, und langlebige Spaltprodukte mit einem Anteil von 5,5% (acatech 2014).

Tabelle 2-3: Prozentuale Bestandteile der Abfallgesamtmenge im Jahr 2022 basierend auf Angaben in (Schwenk-Ferrero 2013)

Bestandteil	Anteil am radioaktiven Inventar	
	Bestrahlte Brennelemente	verglaste Spaltproduktlösung aus der Wiederaufarbeitung
Uran	94,5%	0,31%
Spaltprodukte	4,05%	96,5%
Plutonium	1,27%	0,09%
Minore Aktinide	0,21%	3,11%

Die Angaben beziehen sich auf das Jahr 2022 und berücksichtigen die spezifischen Abklingzeiten bezogen auf den Zeitpunkt der Entladung aus dem Reaktor.

Quelle: (Schwenk-Ferrero 2013, Table 1)

2.3. Standardszenario auf Grundlage von (acatech 2014)

Um P&T im Folgenden technisch würdigen zu können, soll zunächst ein Standardszenario bezüglich der zu verarbeitenden Abfälle skizziert werden. Dabei gehen wir von den Annahmen und Randbedingungen aus, wie sie in (acatech 2014) eingeführt wurden. Soweit die heute aktuellen Daten von den Angaben in (acatech 2014) abweichen, werden die oben ermittelten Bestände an radioaktiven Abfällen dem Standardszenario zugrunde gelegt.

Einige der Annahmen und Randbedingungen aus (acatech 2014) sind stark vereinfacht. Solche Annahmen und Randbedingungen werden in Kapitel 6 mit Blick auf ihre Auswirkungen auf die Bewertungskriterien diskutiert und ggf. ergänzt durch eigene Abschätzungen zur erreichbaren Reduktion der Abfallmengen und dem dafür erforderlichen technischen Aufwand, erforderlicher Zeiträume, benötigter Anlagenkapazitäten oder Kosten.

Ausgangsmenge

Die Menge an abgebrannten Brennelementen in Deutschland bleibt gemäß dem Ausstiegsbeschluss nach dem Ende des Kernenergieausstiegs 2022 konstant.

Im Rahmen des Standardszenarios nicht berücksichtigt werden Brennelemente aus WWER-Reaktoren russischer Bauart. Weiterhin nicht berücksichtigt werden Brennelemente aus Forschungs- und Demonstrationsreaktoren sowie Kokillen aus der Wiederaufarbeitung, da für diese eigene Wiederaufarbeitungstechnologien zu entwickeln wären. Jede Behandlung dieser für das Standardszenario ausgeschlossenen Abfälle würde weiteren Aufwand und eine Ausweitung des Standardszenarios bedeuten.

Die national und international aktuell diskutierten technischen Konzepte (Siehe Kapitel 4) fokussieren auf die Abtrennung und Spaltung des Plutoniums und weiterer Aktiniden (Neptunium, Americium, Curium). Daher wird als Standardszenario die Partitionierung und Transmutation des Transurananteils der in Deutschland vorliegenden abgebrannten LWR-Brennstoffe zugrunde gelegt. Die Möglichkeit zur Abtrennung und Umwandlung langlebiger Spaltprodukte, die in einzelnen F&E-Projekten untersucht worden ist, wird gesondert diskutiert.

Im Standardszenario wird somit von einer Abtrennung der Transurane aus den abgebrannten Brennelementen der Druck- und Siedewasserreaktoren in Deutschland ausgegangen. Die entsprechenden Mengen belaufen sich gemäß Tabelle 2-1 auf 9.865 t Schwermetall und weisen eine Elementzusammensetzung gemäß Tabelle 2-3 auf. Im Standardszenario ergeben sich somit die Materialmengen nach Tabelle 2-4 als Ausgangsmaterial. Im Rahmen einer deutschen P&T-Strategie wäre eine Gesamtmasse von 140 t Transurane umzusetzen.

Die Abfälle aus WWER-Reaktoren umfassen nach Tabelle 2-1 insgesamt 580 t Schwermetall. Diese Brennstoffe weisen etwas geringere Abbrände und damit Transurananteile auf als die DWR- und SWR-Brennstoffe. Geht man dennoch konservativ von derselben prozentualen Zusammensetzung nach Tabelle 2-3 aus, so enthalten diese Brennstoffe ca. 7,5 t Plutonium und 1,2 t Minore Aktinide. Nach Angaben in (Schwenk-Ferrero 2013) enthalten die verglasten Abfälle aus der Wiederaufarbeitung 0,2 t Plutonium und 6,7 t Minore Aktinide. Der Beitrag aus Versuchs- und Demonstrationsreaktoren sowie Forschungsreaktoren ist aufgrund der niedrigen absoluten Abfallmenge gering, wir schätzen ihn mit weniger als 2 t Plutonium und Minore Aktinide ab. Damit ergibt sich eine Gesamtmasse an nicht berücksichtigten Transuranen von ca. 18 t. Diese würden einer direkten Endlagerung zugeführt werden.

Tabelle 2-4: Für P&T relevante Materialmengen im Standardszenario

Material	Angabe in Tonnen Schwermetall
Uran	9.300
Plutonium	120
Minore Aktinide (Am, Cm, Np)	20
Summe Transurane	140

Quelle: Eigene Berechnung (GRS 2011; Schwenk-Ferrero 2013) und (acatech 2014)

Grundannahmen des Standardszenarios

Das technisch einfachste P&T-Szenario geht von einer gemeinsamen Abtrennung der einzelnen Elemente (Np, Pu, Am, Cm) in einer Wiederaufarbeitungsanlage aus und ihrer homogenen Konzentration in allen Brennelementen, die anschließend in einem Transmutationsreaktor eingesetzt werden. Demgegenüber ist als Alternative, die insbesondere für den Einsatz natriumgekühlter Schneller Reaktoren sicherheitstechnisch erforderlich werden könnte, ein Konzept für eine heterogene Transmutationsstrategie entwickelt worden, bei der Plutonium und die Elemente der Minoren Aktinide in der Wiederaufarbeitungsanlage einzeln abgetrennt und die Brennelemente mit Minoren Aktiniden nur in Randpositionen im Reaktor eingesetzt werden.

Im Standardszenario wird zur Vereinfachung der Massenangaben eine homogene Transmutation der Transurane angenommen.

Die Umwandlung der Transurane in einem Reaktor muss in mehreren Schritten erfolgen. In (acatech 2014) wird hierzu zunächst vereinfachend angenommen, dass pro Schritt eine Umwandlung von 10% des anfänglich vorhandenen Transuraninventars erreicht werden kann. Weiterhin unterstellt (acatech 2014), dass dann nach neun P&T-Schritten mit jeweiliger Partitionierung, Brennstofffertigung und Bestrahlung im Reaktor 10% der anfänglichen Transurane (hier: 14 t) verbleiben. Die benötigten Schritte beruhen darauf, dass in einem Transmutationsreaktor pro Bestrahlungszyklus nur ein Teil der im Brennstoff befindlichen Transurane gespalten werden kann, bevor der Brennstoff entladen und erneuert werden muss.

Nach jedem Bestrahlungszyklus muss der verbleibende Brennstoff wiederaufgearbeitet werden. Dabei wird in (acatech 2014) von einer Abtrenneffizienz von 99,9% ausgegangen, d. h. 0,1% der jeweils wiederaufzuarbeitenden Transuranmenge geht bei der Wiederaufarbeitung in den Abfallstrom über. Nach (acatech 2014) gelangt damit ca. 1%, entsprechend ca. 1,4 t Transurane, in den Abfallstrom.

Verwendete Reaktorsysteme und Brennstofftypen

Wesentliche Fallunterscheidungen bezüglich der verfolgten P&T-Strategie ergeben sich aus der Wahl des Reaktorkonzepts und des darin verwendeten Brennstoffs. Dabei können einerseits (unterkritische) beschleunigergetriebene Reaktoren und andererseits (kritische) Schnelle Reaktoren genutzt werden. Als Brennstofftypen lassen sich vorrangig uranfreie Brennstoffe und Mischoxid-Brennstoffe unterscheiden.

In (acatech 2014) werden die beiden Möglichkeiten der Verwendung von

- Beschleunigergetriebenen Reaktoren mit uranfreien Brennstoffen (am Beispiel des europäischen EFIT-Reaktorkonzepts)
- Schnellen Reaktoren mit Mischoxid-Brennstoffen (am Beispiel des französischen ASTRID-Konzepts)

diskutiert.

In einer EFIT-Anlage von 400 MW thermischer Leistung befindet sich je nach eingesetzter Brennstoffmatrix und Zusammensetzung des Transurananteils ein Transuraninventar von ca. 4,5 t, die für etwa 3 Jahre im Reaktor verbleiben.³ Da sich kein Uran im Reaktor befindet, werden auch keine neuen Transurane erzeugt, die sogenannte Konversionsrate (conversion ration, CR) ist Null.

³ Vergleiche Tabelle 4 in (Acatech 2014).

Allerdings werden durch Neutroneneinfang die anfänglich vorhandenen Transurane umgewandelt, es kann insbesondere zu einem Aufbau der schwereren Elemente Americium und Curium kommen.

In einem mit Mischoxid-Brennstoff betriebenen ASTRID-Reaktor von 1200 MW thermischer Leistung befindet sich je nach Zusammensetzung des Transurananteils ein Transuraninventar von ca. 5 t. Da beim Reaktorbetrieb nicht nur ein Teil der abgetrennten und in den Brennstoff eingebrachten Transurane transmutiert und in Spaltprodukte umgewandelt wird, sondern aus der Uranmatrix des Brennstoffs neue Transurane entstehen, ist die Transmutation nicht so effektiv wie beim Einsatz uranfreier Brennstoffe.

Die Kenngrößen der jeweiligen Systeme sind in Tabelle 2-5 zusammengefasst.

Tabelle 2-5: Kenngrößen der verwendeten Reaktorsysteme

	Beschleunigergetriebene Reaktoren (EFIT)	Schnelle Reaktoren (ASTRID)
Thermische Leistung pro Reaktor (MW _{th})	400	1200
Transurananteil im Reaktor (t)	Ca. 4,5	Ca. 5
Bestrahlungsdauer (Jahre)	3	5
Erforderliche Abklingzeiten (Jahre)	3	5
Transuran-Verbrennungsraten pro Zyklus (kg/TWh _{th})	45	13
Reduktion des Inventars im Reaktor pro Zyklus (%)	-11	-13

Quelle: (acatech 2014), Tabelle 4

Umsetzungszeitraum

In (acatech 2014) wird ohne Bezug auf ein konkretes Reaktorszenario ein Umsetzungszeitraum von 150 Jahren vorausgesetzt.

Bei einer Umsetzung von 126 t Transurane (14 t Restinventar) werden insgesamt etwa 345 GWy thermische Energie erzeugt ausgehend davon, dass aus der Spaltung von 1 g Transurane etwa 1 MWd an Energie resultiert.

Bei den in (acatech 2014) vorausgesetzten 150 Jahren Betrieb wäre in diesem vereinfachten Modell demnach im Mittel über die gesamte Umsetzungszeit eine Reaktorleistung von 2,3 GW_{th} erforderlich. Dies entspricht 5-6 EFIT Anlagen gemäß Tabelle 2-5. Hierbei wird unterstellt, dass die Energiefreisetzung über die Zeit im Mittel konstant bleibt, während real zu Beginn eines Szenarios eine entsprechend größere Anzahl an Anlagen erforderlich wäre, im späteren Verlauf die Anzahl der benötigten Anlagen entsprechend des bereits transmutierten Anteils der Abfälle zurückgeht. Bei einem Transuran-Inventar von 4,5 t pro Reaktor und einer Bestrahlungszeit von 3 Jahren muss damit Brennstoff mit einem Transurangehalt von 7,5-9 t pro Jahr wiederaufgearbeitet werden.

In (acatech 2014) wurde für die Berechnung der erzeugten Leistung ein Konversionsfaktor für Mischoxid-Brennstoffe von 0,7 verwendet. Wird unterstellt, dass der Umsetzungszeitraum 150 Jahre beträgt, muss bei Verwendung von Mischoxid-Brennstoffen die installierte Reaktorleistung gegenüber der Verwendung uranfreien Brennstoffs um einen Faktor 3,33 erhöht sein. Damit ergibt sich, dass im Mittel über die gesamte Umsetzungszeit 6-7 ASTRID-Anlagen von 1200 MW thermischer Leistung betrieben werden müssten. Bei einem Transuran-Inventar von 5 t pro Reaktor und einer Bestrahlungszeit von 5 Jahren muss damit Brennstoff mit einem Transurangehalt von 6-7 t pro Jahr wiederaufgearbeitet werden.

Verbleibende Abfallmengen

In (acatech 2014) wird davon ausgegangen, dass nach 150 Jahren eine Reduktion des Anfangsinventars auf 10% erreicht werden kann. (acatech 2014) geht auch davon aus, dass diese Restbestände durch eine geeignete Wahl des Transmutationsszenarios weiter reduziert werden, so dass schließlich nur etwa 5 t Transurane als Restabfall durch Verluste bei der Partitionierung und als Restinventar aus den Reaktoren am Ende des Transmutationsszenarios ins Endlager verbracht werden müssen. Um dies zu erreichen, müssten allerdings zusätzliche Rezyklierungsschritte durchgeführt werden, die den für die Transmutation benötigten Zeitraum entsprechend verlängern würden.

Da bei der Spaltung von Transuranen eine etwa gleich große Masse an Spaltprodukten erzeugt wird, entstehen bei Einsatz von EFIT-Reaktoren aus der Spaltung von 90% des anfänglichen Transuraninventars 126 t Spaltprodukte beziehungsweise 135 t, falls das verbleibende Transuraninventar auf 5 t reduziert würde.

Bei Verwendung von ASTRID-Reaktoren resultieren aufgrund des unterstellten Konversionsfaktors von 0,7 eine um den Faktor 3,33 höhere Leistung und damit auch ein entsprechend höheres Spaltproduktaufkommen von 420 t bzw. 450 t.

Tabelle 2-4 fasst für ein Szenario basierend auf EFIT- bzw. ASTRID-Reaktoren vergleichend die wesentlichen Kenngrößen zusammen.

Tabelle 2-6: Standardszenario zur Behandlung von 140 t Transurane.

	EFIT mit IMF	ASTRID mit MOX
Angenommene Umsetzungszeit (Jahre)	150	150
Erzeugte thermische Energie (GWy)	345	1150
Erforderliche mittlere installierte thermische Leistung (GW _{th})	2,3	7,6
Thermische Leistung pro Reaktor (MW _{th})	400	1200
Mittlere Anzahl Reaktoren	5-6	6-7
Transurangehalt im Reaktor (t)	4,5	6
Erforderliche WAA-Kapazität pro Jahr (t TRU)	7,5-9	6-7
TRU-Restinventar bei Reduktion auf 10% Anfangsinventar (t)	14	14
TRU-Restinventar bei zusätzlicher Reduktion (t)	5	5
Davon Verluste aus der Wiederaufarbeitung bei Trennleistung 99,9% (t TRU)	~1,4	~1,4
Zusätzliches Spaltproduktaufkommen (t)	126 / 135	420 / 450

Quelle: Die Zahlen aus (acatech 2014) wurden für das hier verwendete Standardszenario angepasst, insbesondere die Ausgangsmenge von 140 t TRU bzw. 345 GWy thermischer Leistung. In (acatech 2014) wird von 170 t Transuranen ausgegangen. Die Anzahl der benötigten Reaktoren ändert sich dann entsprechend von 6 Reaktoren auf 7-8 Reaktoren (acatech 2014) bei einer Laufzeit von 150 Jahren.

Nationales vs. regionales Szenario

In (acatech 2014) wird neben einem nationalen Szenario ein zweites regionales Szenario diskutiert, in dem eine P&T-Anwendung innerhalb eines europäischen Verbundsystems angenommen wird.

Bei diesem europäischen Verbundsystem wird unterstellt, dass Staaten teilnehmen, die dauerhaft an der Kernenergie zur kommerziellen Erzeugung von Elektrizität festhalten und dass für diese Plutonium aufgrund seiner Eigenschaft als Spaltstoff nicht als Abfall sondern als Wertstoff gehandhabt wird. Das Plutonium der deutschen Abfälle geht daher in dieser regionalen Strategie in das europäische Verbundsystem als Wertstoff über und wird nicht weiter betrachtet. Entsprechend verbleiben nur die Minoren Aktinide als zu transmutierende Stoffe.

Eine solche Strategie setzt also zunächst die Verlagerung der Plutoniumsorgung auf europäische Partner voraus.

Weiterhin wird in diesem Szenario davon ausgegangen, dass etwa die Hälfte der europaweit fertiggestellten Transmutationsanlagen prioritär die deutschen Bestände an Minoren Aktiniden

verbrennt, insgesamt 20 t. Die dadurch erreichbare Umsetzungszeit betrüge 35 Jahre (acatech 2014).

Damit wird das Vorhalten entsprechend hoher Transmutationskapazitäten anderer Länder allein für die zeitnahe Umwandlung des Bestands in Deutschland unterstellt. Die Behandlung von radioaktiven Abfällen anderer Länder würde damit entsprechend verzögert, die mit einer längeren Umsetzungszeit verbundenen Risiken in das Ausland verlagert.

Wir gehen vor diesem Hintergrund im Folgenden von einem nationalen Standardszenario der P&T-Anwendung aus. Die erforderlichen Wiederaufarbeitungskapazitäten, Brennstoffertigungsanlagen und Transmutationsreaktoren werden vollständig in Deutschland errichtet und betrieben. Die Schaffung einer entsprechenden gesetzlichen Grundlage wird dabei vorausgesetzt.

3. Kriterien zur Bewertung von P&T-Strategien

Für die in Kapitel 6 durchzuführende Würdigung deiner P&T-Behandlung deutscher wärmeentwickelnder Abfälle werden die im Folgenden aufgeführten Kriterien genutzt:

Reduzierung der Anforderungen an die geologische Endlagerung

Durch Nutzung einer P&T Strategie könnten die Anforderungen reduziert werden, die an die Endlagerung der verbleibenden Abfälle bei Nutzung von P&T zu stellen sind. Die häufiger genannten Kriterien werden im Folgenden zusammengestellt.

a) Langzeitsicherheit

Der Zeitraum, für den der einschlusswirksame Gebirgsbereich eines Endlagers die eingelagerten langlebigen Radionuklide isolieren muss, wird determiniert durch die Inventare derjenigen Radionuklide und ihrer radioaktiven Zerfallsprodukte, deren lange Halbwertszeiten zusammen mit einer potentiell hohen Mobilität in Geo- und Biosphäre bei einem Versagen der geologischen Barrieren zu nicht vernachlässigbaren Strahlenexpositionen zukünftiger Generationen führen könnten. Der erforderliche Zeitraum für den Nachweis dieser Isolationseigenschaften wird derzeit mit 1 Million Jahre angesetzt (BMUB 2010). Die Abtrennung und weitgehende Umwandlung solcher Problemnuklide könnte daher die erforderlichen Isolationszeiträume eines Endlagers drastisch reduzieren.

b) Radiotoxizität

Als Radiotoxizität wird das Potential eines Radionuklids, den menschlichen Organismus nach Einatmen, Zufuhr mit der Nahrung oder durch Auftreffen der emittierten Strahlung von außen auf den Körper zu schädigen, verstanden. Bei der Bewertung von P&T-Strategien wird häufig ein sogenannter „Radiotoxizitätsindex“ benutzt, der auf der Annahme beruht, dass der *gesamte* radioaktive Abfall in die menschliche Nahrung gelangt, und die daraus resultierende hypothetische Strahlenexposition verglichen mit einer beim Verzehr einer als Vergleich gewählten Menge an Uranerz hypothetisch verursachten Strahlenexposition. Da wiederholt darauf verwiesen worden ist (acatech 2014; Schmidt et al. 2013; ESK 2015), dass solche Radiotoxizitätsvergleiche keine Aussage erlauben über die Langzeitsicherheitsrelevanz der Radionuklide bei ihrer Endlagerung, sondern darüber hinaus eher die falschen Radionuklide als sicherheits- und daher P&T-relevant identifizieren, werden diese im Folgenden nicht als Bewertungskriterium für Gefährdungszeiträume benutzt.

c) Wärmeentwicklung

Für die hoch radioaktiven Abfälle ist das benötigte Endlagervolumen nicht nur abhängig von der Abfallmenge, sondern auch von der Wärmecharakteristik der Abfälle. Während der ersten 30 Jahre nach der Entladung von Brennstoff aus dem Reaktor wird die Nachzerfallswärme durch die Spaltprodukte bestimmt. Im Folgenden dominieren zunehmend die Aktiniden. Während nach 100 Jahren die Spaltprodukte noch mit ca. 20% zur Wärmeleistung beitragen, sind es nach 300 Jahren weniger als 1% (Schwenk-Ferrero 2013). Nach 1000 Jahren dominieren die Aktiniden Americium-241, Plutonium-240 und Plutonium-239.

d) Volumen

Durch eine Partitionierung in Uran, Transurane und Spaltprodukte entstehen verschiedene Abfallströme mit entsprechenden Auswirkungen auf den Bedarf an Endlagervolumen für schwach- und mittelaktive Abfälle und hoch radioaktive Abfälle.

Durch die Abtrennung von Uran wird das Gesamtvolumen der hoch radioaktiven Abfälle um ca. 90% reduziert. Das abgetrennte Uran kann im Prinzip in ein bestehendes oder neu zu schaffendes Endlager mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung eingelagert werden. Ein entsprechendes Vorgehen würde damit das einzulagernde Abfallvolumen in einem Endlager für wärmeentwickelnde hoch radioaktive Abfälle verringern.

e) Zusätzlich anfallende radioaktive Abfälle

Sekundärabfälle aus der Anwendung von P&T entstehen durch verbleibende, nicht zu transmutierende radioaktive Abfälle am Ende des P&T-Szenarios sowie aus dem Betrieb der erforderlichen Anlagen und deren späterem Rückbau. Da die bei P&T eingesetzten technischen Verfahren weitgehend bekannt sind, werden entstehende Abfallarten qualitativ beschrieben. Abschätzungen zu Mengen und Arten erfolgen außerdem auf Basis der Kenntnisse über in vorhandenen Anlagen entstehende Abfälle. Im Ergebnis wird eine Abschätzung der nach Einsatz von P&T endzulagernden Abfälle, aufgeschlüsselt auf die wesentlichen Abfallkategorien, erfolgen.

Sicherheit

Ziel von P&T-Strategien ist die Umwandlung der besonders langlebigen und radiotoxischen Anteile der radioaktiven Abfälle. Damit einher gehen die Handhabung, Verarbeitung und der Einsatz dieser Stoffe in entsprechenden Transmutationsreaktoren. Dabei entstehen Sicherheitsrisiken während der Umsetzung einer P&T-Strategie.

Hierbei sind zunächst normalbetriebliche Freisetzungen bei den notwendigen Prozessschritten zu berücksichtigen. Des Weiteren sind Anforderungen an den betrieblichen Strahlenschutz zu beachten. Schließlich sind Unfallrisiken bei den einzelnen Prozessschritten von der Abtrennung über die Brennstoffherstellung bis hin zum Reaktoreinsatz zu berücksichtigen.

Nukleare Nichtverbreitung

Abgebrannte Brennelemente enthalten kernwaffenfähige Materialien, im wesentlichen Plutonium, aber auch spaltbare Minore Aktinide (Neptunium, Americium, Curium). Es besteht die Möglichkeit, dass ein Akteur ein Endlager in Zukunft wieder öffnet, um an das enthaltende Plutonium zu gelangen. Diese Proliferationsgefahr könnten durch die Reduzierung der in ein geologisches Endlager eingebrachten Menge oder Qualität der kernwaffenfähigen Materialien reduziert werden.

Dem steht gegenüber, dass bei Durchführung einer P&T-Strategie insbesondere die kernwaffenfähigen Materialien aus dem abgebrannten Brennstoff abgetrennt, verarbeitet und transportiert werden. Hieraus entsteht wiederum die Gefahr einer Abzweigung von kernwaffenfähigen Materialien. Es besteht die Notwendigkeit einer Überwachung durch die Internationale Atomenergiebehörde, um die rein zivile Verwendung des Materials zu verifizieren. Für die Bewertung dieser verschiedenen Proliferationsaspekte stehen heute noch keine allgemein anerkannten einheitlichen Bewertungsmaßstäbe zur Verfügung. Eine Bewertung kann daher nur sehr qualitativ durch einen Vergleich von relevanten Mengen im zeitlichen Verlauf, deren

Zugänglichkeit und einer Bewertung der Attraktivität eines Zugriffs auf diese Mengen im Vergleich zu anderen mögliche Proliferationsszenarien erfolgen.

Technischer Entwicklungsstand

Der technische Entwicklungsstand ist ein wesentlicher Faktor, um einerseits die Zeiträume bis zum Beginn des Betriebs eines P&T-Systems abzuschätzen, als auch ein Indikator für die noch aufzuwendenden F&E-Kosten.

Zur Einschätzung des entsprechenden Entwicklungsstandes werden Technology Readiness Levels (TLR) 1-9 verwendet. Diese wurden von (Mankins 1995) eingeführt und finden verschiedene Anwendung, um den Entwicklungsstand von Technologien abzuschätzen. Je nach Technologiebereich und Organisation finden sich verschiedene Definitionen für die Einteilung der einzelnen Technologiestufen, etwa die Definition der Europäischen Kommission (EC 2014) oder speziell für den Nuklearbereich (GNEP 2007). Eine mögliche Einteilung ist in Tabelle 3-1 dargestellt, die im weiteren genutzt werden soll. Technology Readiness Levels sind kontextspezifisch und ihr Nutzen hängt vom Einsatzzweck ab (EARTO 2014). Als Kriterium zur Würdigung von P&T Verfahren kann damit ein Überblick über den ungefähren Entwicklungsstand verschiedener P&T Technologien gegeben werden.

Tabelle 3-1: Technology Readiness Levels (TLR)

TLR	Einteilungen in Phasen	Alternative Einteilungen	Feineinteilung
1			Funktionsprinzipien beobachtet und beschrieben
2	Grundlagenforschung und Konzeptentwicklung	Forschungsphase	Technologisches Konzept beschrieben
3			Experimenteller Nachweis des Funktionsprinzips
4	Nachweis der Machbarkeit	Prototypentwicklung	Technologie in Laborversuchen bestätigt.
5			Technologie unter relevanten Betriebsbedingungen bestätigt.
6			Technologie unter relevanten Betriebsbedingungen demonstriert.
7		Demonstration des Prototyps	Prototyp unter Betriebsbedingungen demonstriert.
8	Nachweis der Leistungsfähigkeit	Technologie unter relevanten Betriebsbedingungen bestätigt.	System komplett und qualifiziert
9			Nachgewiesener Einsatz unter Betriebsbedingungen (kommerziell)

Quelle: Eigene Darstellung angelehnt an (GNEP 2007; Mankins 1995; EC 2014; EARTO 2014)

Kosten

Die Kosten für ein P&T-Szenario setzen sich einerseits zusammen aus den notwendigen F&E-Kosten bis hin zur großtechnischen Umsetzung derartiger Szenarien. Diese müssen auf Basis der bisherigen F&E-Aufwendungen und auf Basis des bisher erreichten Entwicklungsstands abgeschätzt werden. Andererseits ergeben sich Kosten aus Bau und Betrieb notwendiger Anlagen. Auch wenn deren Kosten aus heutiger Sicht nur sehr schwer konkret zu quantifizieren sind, erfolgt eine Grobabschätzung auf Basis heutiger Kosten für die wesentlichen Prozessschritte.

Zeitrahmen

Eine Entscheidung für die Behandlung der in Deutschland vorhandenen und durch den weiteren Betrieb der Kernkraftwerke noch anfallenden radioaktiven Abfälle hätte Auswirkungen auf die erforderlichen Zeiten bis zur Endlagerung der danach verbleibenden Abfälle. Diese werden aus den erarbeiteten Charakteristika des erforderlichen P&T-Systems abgeleitet und zusammengestellt.

Gesellschaftliche und soziale Randbedingungen für die praktische Umsetzung.

Die in einigen P&T-Szenarien vorgesehenen Technologien sind auf ihre Kompatibilität mit der bestehenden Gesetzgebung zu überprüfen. Entsprechende rechtlich relevante Aspekte mit Auswirkungen auf den gegenwärtigen Konsens zur Nutzung von Kernenergie in Deutschland werden kompakt zusammengefasst.

Für die gesamte Betriebszeit eines P&T-Systems wird eine langfristig stabile Infrastruktur benötigt. Auch bezüglich der derzeitigen Diskussion der Endlagerung könnte eine Entscheidung verzögert werden. Derartige gesellschaftliche Randbedingungen und ihr Einfluss auf die praktische Umsetzbarkeit werden dargestellt und diskutiert.

4. Internationaler Stand von P&T

Nachfolgend wird ein Überblick zum Entwicklungsstand von P&T gegeben. Dabei können aufgrund der Fülle an Arbeiten und unterschiedlichsten Sachthemen nur die größeren Forschungszusammenhänge und Entwicklungslinien dargestellt werden. Es wird zunächst die frühe Phase beleuchtet und anschließend der neuere Stand beschrieben. Dabei wird länderspezifisch vorgegangen und ausgewählte Übersichtsliteratur zur Forschung und Entwicklung von P&T und zu den Entsorgungsstrategien der Länder ausgewertet. Detailliertere technologiespezifische Darstellungen des konkreten Stands von Wissenschaft und Technik der einzelnen Systemkomponenten und Prozessschritte sowie deren Spezifika erfolgen in der Systembeschreibung in Kapitel 5.

4.1. Entwicklungen und Position anderer Länder

Den Entsorgungsstrategien der verschiedenen Länder mit Kernenergieprogramm ist gemeinsam, dass am Ende ein Endlager für die hochradioaktiven Abfälle zur Verfügung stehen muss. Hinsichtlich des Prozesses dahin sind die einzelnen Länder unterschiedlich weit fortgeschritten. Außerdem variieren die Strategien, wie mit dem abgebrannten Brennstoff vor der Endlagerung umgegangen werden soll. Beispielsweise hat die Wiederaufarbeitung unterschiedliche Bedeutung in der Policy der jeweiligen Länder. Für diejenigen Staaten, in denen die Kernenergie industriell genutzt wird, lassen sich hinsichtlich ihrer Positionen zur Etablierung einer P&T-Technologie im Wesentlichen drei Gruppen unterscheiden:

1. Zahlreiche Staaten favorisieren ähnlich wie Deutschland die Endlagerung der abgebrannten Brennelemente ohne Wiederaufarbeitung. Zu diesen gehören mit Schweden, Finnland, der Schweiz und Kanada Staaten, in denen fortgeschrittene Anstrengungen für den baldigen Bau und Betrieb eines Endlagers für wärmeentwickelnde Abfälle unternommen werden. Andere Staaten in dieser Gruppe sind beispielsweise Spanien, Großbritannien und die USA, die seit Jahrzehnten auf eine Wiederaufarbeitung aufgrund des mit einer Plutoniumabtrennung verknüpften Proliferationsrisikos verzichten, aber dennoch zahlreiche Forschungsprojekte zu P&T-relevanten Fragestellungen gefördert haben.
2. Eine zweite Gruppe bilden Staaten, in denen die Etablierung eines auf Plutonium basierenden Brennstoffkreislaufes mit Wiederaufarbeitung und Schnellen Brütern angestrebt wird, aber keine Abtrennung anderer Transurane für eine P&T-Strategie geplant ist. Zu diesen Staaten gehört insbesondere Indien und mit Einschränkungen auch Russland, das eine P&T-Nutzung der geplanten Schnellen Brüter nicht ausschließt.
3. Zu einer dritten Gruppe sind diejenigen Staaten zu zählen, die ebenfalls ein Interesse an einer langfristigen Kernenergienutzung auf der Basis eines Plutoniumkreislaufs mit Schnellen Brutreaktoren haben, dies aber mit einer P&T-Anwendung kombinieren wollen. Zu diesen gehören Südkorea, Frankreich und – zumindest bis 2011 – Japan. In Frankreich ist weitere Forschung an P&T 2006 gesetzlich verankert worden.

Nachfolgend werden die Entsorgungsstrategien und ausgewählte Forschungsbemühungen für einige Länder aus den Gruppen 1-3 kurz dargestellt. Es wurde auch anhand der Länderdeklarationen zur „Joint Convention“⁴ jeweils geprüft, ob Partitionierung und Transmutation in dem jeweiligen Land im Entsorgungskonzept eine Rolle spielt.

⁴ Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management. <http://www-ns.iaea.org/conventions/waste-jointconvention.asp?s=6&l=40>

Frühe Forschung

Die historischen Wurzeln der Forschung an P&T reichen zurück bis in die 1960er und 1970er Jahre mit Arbeiten in den USA (Steinberg et al. 1964), Japan, Frankreich und in Deutschland.⁵ Die ersten „Abschlussgutachten“ (final assessment) dieser ersten Forschungsphase wurden Ende der 1970er und Anfang der 1980er Jahre verfasst (NEA 2002).

Die Erste Periode aktiver Forschung zu P&T endete in den frühen 1980er Jahren, als kein Konsens über die Vorzüge von P&T als alternative Abfallentsorgung erreicht werden konnte. Erneutes Interesse für P&T entstand wieder Ende der 1980er Jahre als die japanische Regierung ein neues Forschungs- und Entwicklungsprogramm „OMEGA“ auflegte, das in einer ersten Phase bis 1996 zunächst Grundlagenforschung betreiben sollte und in einer zweiten Phase dann das Konzept demonstrierte (NEA 2002). Auch die Nuclear Energy Agency (NEA) der Organisation for Economic Cooperation and Development (OECD) wurde in dieser zweiten Periode der Forschung an P&T aktiv und es kam in den USA, Japan und in der Europäischen Union zu wichtigen experimentellen Forschungsprogrammen.

4.1.1. Schweden

Schweden sieht als Entsorgungsstrategie für seine abgebrannten Brennelemente die direkte Endlagerung vor. Abgebrannte Brennelemente werden zunächst am Standort zwischengelagert. Im nächsten Schritt werden sie in das zentrale Zwischenlager (Clab) überführt. Daran soll sich die Endlagerung anschließen. Als Standort für das Endlager wurde bereits die Gemeinde Forsmark ausgewählt. Die Genehmigungen für das Endlager und die Behandlungsanlage (encapsulation plant), die in Oskarshamn errichtet wird, wurden beantragt und befinden sich derzeit in der behördlichen Überprüfung. Die Behörde wird 2016 ihre Empfehlungen übermitteln. Ein genauer Terminplan bis zur Inbetriebnahme des Endlagers ist nicht dargelegt (JC 2014d).

Für die Entsorgung der abgebrannten Brennelemente und der radioaktiven Abfälle sind zunächst die Betreiber verantwortlich. Die letzte Verantwortung trägt aber der Staat (JC 2014d).

Die Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente führte Schweden nur über wenige Jahre durch, zuletzt Anfang der 1980er Jahre. Heute ist es Teil der nationalen Policy, auf die Wiederaufarbeitung zu verzichten. Im Ergebnis sind nur sehr kleine Mengen an radioaktiven Abfällen aus der Wiederaufarbeitung angefallen. Die resultierenden Mengen an Plutonium überträgt Schweden an andere Länder. Partitionierung und Transmutation werden nicht als möglicher Beitrag zur Entsorgung erwähnt (JC 2014d).

4.1.2. USA

Frühe Arbeiten fanden in der USA schon in den 1960er und 1970er Jahren statt (Steinberg et al. 1964). Eine erste umfassende Würdigung von P&T wurde in den USA im Jahre 1980 veröffentlicht (Croff und Blomeke 1980). Untersucht wurden dabei technische Verfahrensaspekte, Sicherheits- und Strahlenschutz, Kosten und zeitliche Implikationen. Die Studie kommt zu dem Ergebnis, dass für die Entsorgung hochradioaktiver Abfälle keine Kosten- oder Sicherheitsanreize zur Abtrennung und Transmutation der Aktinide existieren.

Die amerikanischen Berichte des Oak Ridge National Laboratory (ORNL) (Croff et al. 1977; Croff und Blomeke 1980) kommen nach (NEA 2002) zu dem Ergebnis, dass weder in Hinsicht auf die

⁵ Ein ausführlicher Überblick früherer Arbeiten findet sich in (NEA 2002).

Kosten noch die Sicherheit eine P&T Strategie zur Abfallbehandlung hoch radioaktiver Abfälle sinnvoll sei, da die Risiken hauptsächlich mit den langlebigen Spaltprodukten Technetium-99 und Iod-129 zusammenhängen und nicht mit den Aktiniden. Die Reduzierung der Radiotoxizität sei zwar theoretisch möglich, bedarf aber der Entwicklung von fortgeschrittenen Partitionierungsmethoden und die Nutzung anderer Reaktortypen als die verfügbaren Leichtwasserreaktoren.

In den USA kam es nach (NEA 2002) auf Basis der Studie von (Forsberg et al. 1990) zu einem Programm zur Untersuchung der Verbrennung von Transuranen in schnellen metallgekühlten Reaktoren und der Auswirkungen auf das Abfallmanagement. Eine weitere Studie des Lawrence Livermore National Laboratories (Ramspott et al. 1992) fasst nach (NEA 2002) als wesentliche Ergebnisse zusammen:

- Die Toxizität von hoch radioaktiven Abfällen während der ersten tausend Jahre kann durch Transmutation nicht reduziert werden, da die Wirkungsquerschnitte [für Neutroneneinfang a.d.V] der Isotope Strontium-90, Cäsium-137, Tritium und Krypton-85 zu klein sind.
- Die Kosten für alternative Wiederaufarbeitungsprozesse um den Aktinidgehalt unter 100 nCi/g (3700 Bq/g) zu senken ist sehr hoch und benötigt die Konstruktion fortgeschrittener nasschemischer Wiederaufbereitungsanlagen und/oder die Entwicklung und Konstruktion von pyrometallurgischen Wiederaufarbeitungseinheiten.
- Die Nutzung von metallgekühlten Reaktoren zur Verbrennung von Plutonium und Aktiniden würde die Konstruktion einer nasschemischen Wiederaufbereitungskapazität von ~2000 tSM/Jahr und die Entwicklung einer Reaktorkapazität von 30 GW_{el} erfordern und Kosten von 0,5-2 Milliarden US Dollar pro Jahr verursachen.
- Die dezentralisierte Struktur der amerikanischen Elektrizitätsproduktion, der abwesende ökonomische Anreiz zur Wiederaufarbeitung und die Änderungen der regulatorischen Anforderungen für Endlager machen die Akzeptanz von P&T als Abfallmanagement Szenario unter den gegebenen ökonomischen Umständen sehr unwahrscheinlich.

Der umfassendste in (NEA 2002) zitierte amerikanische Bericht (NAS 1996) zu P&T wurde 1996 von der National Academy of Sciences der USA erstellt und kam für die amerikanische Situation zu folgendem Ergebnis:

- Keines der untersuchten P&T Systemkonzepte eliminiert die Notwendigkeit für ein geologisches Endlager.
- Die derzeit verfolgte Strategie einer einmaligen Verwendung der Brennelemente („once-through-cycle“) soll weiter betrieben werden.
- Die Rückholbarkeit von Brennstoffen soll auf ~100 Jahre ausgedehnt werden.
- Forschung und Entwicklung zu einigen ausgewählten Themen von P&T soll weiter betrieben werden.

Der Vorschlag für ein größeres Programm zur Entwicklung von beschleunigergetriebenen Systemen zur Transmutation (DoE 1998) wurde zunächst nicht direkt finanziert. Viele der Forschungs- und Entwicklungsaufgaben zu Schnellen Reaktoren und zu neuartigen Brennstoffen gingen später jedoch in den Forschungsbemühungen zu den Generation IV Reaktoren des Generation IV International Forum auf, an denen sich die USA intensiv beteiligen.

Die USA hat als Entsorgungsstrategie für ihre abgebrannten Brennelemente und hochradioaktiven Abfälle die direkte Endlagerung vorgesehen. Dafür wurde der Standort Yucca Mountain in Nevada untersucht, für den 2008 der Genehmigungsantrag eingereicht wurde. Da die Eignung des Standortes umstritten ist, wurde die Genehmigungsprüfung 2009 durch die Regierung gestoppt. Die 2010 eingesetzte Blue Ribbon Commission (BRC) zur nuklearen Zukunft der USA legte 2012 ihre Empfehlungen vor. Diese sind darauf ausgerichtet, die Suche nach einem geologischen Endlager zügig neu zu beginnen und für die Standortsuche einen konsensorientierten Ansatz zu entwickeln. Zudem soll die Zwischenlagerung ausgebaut und die Transportierbarkeit betrachtet werden. Es wird auch empfohlen Innovationen in der Nukleartechnologie zu unterstützen (JC 2014e).

2013 legte die Regierung ihre "Strategy for the Management and Disposal of Used Nuclear Fuel and High Level Radioactive Waste" vor. Sie besagt, dass zunächst ein Pilot-Zwischenlager ab 2021 und ab 2025 ein Zwischenlager mit großer Kapazität in Betrieb gehen soll. Ab 2048 soll dann ein geologisches Endlager betriebsfähig sein. Das Department of Energy (DoE) soll für die Umsetzung der Strategie die Grundlagen legen und u. a. Forschung und Entwicklung hinsichtlich Zwischen- und Endlagerung vorantreiben. Insbesondere Aspekte der langfristigen Zwischenlagerung sollen adressiert werden. Die Strategie wurde allerdings noch nicht gesetzlich umgesetzt (JC 2014e).

Die Wiederaufarbeitung im zivilen Bereich spielte in den USA eine untergeordnete Rolle. Von 1966 bis 1972 wurde eine zivile Wiederaufarbeitungsanlage betrieben. Im Jahr 1977 wurde zunächst ein Moratorium hinsichtlich der Nutzung der Wiederaufarbeitung ausgesprochen. Das wurde aber 1981 bereits wieder aufgehoben. Eine WAA wurde dennoch nicht mehr in Betrieb genommen. Angegeben werden ökonomische Gründe (JC 2014e).

In (JC 2014e) wird darauf verwiesen, dass Forschung und Entwicklung im Hinblick auf einen nachhaltigen Kernbrennstoffkreislauf erforderlich sind, u. a. sollen Fragestellungen, die zu einer Reduzierung des Abfalls bei verbesserter Sicherheit führen, adressiert werden. Im Joint Convention Bericht von 2011 werden Forschungs- und Entwicklungsaufgaben hinsichtlich Back End Lösungen konkreter dargestellt. Unter der Überschrift „full recycle“ (geschlossener Brennstoffkreislauf) wird die Erforschung von Abtrennungstechnologien und die Entwicklung von Reaktorlinien, die zur Transmutation geeignet sind, angesprochen. In (JC 2014e) wird diese Variante nicht erwähnt.

4.1.3. Frankreich

Frankreich untersuchte Partitionierung und Transmutation gezielt unter der Prämisse einer Entsorgungsalternative. Der französische Castaing Report von 1982 kommt zum Ergebnis, dass parallel zur Endlagerung auch die Abtrennung und Konditionierung von Plutonium und Minoren Aktiniden für eine Zwischenlagerung und möglicherweise Zerstörung durch Neutronenbestrahlung interessant sei (NEA 2002).

Im Abfallgesetz von 1991 wurde dann ein Forschungsprogramm verankert, dass über 15 Jahre neben der tiefen Endlagerung im Untergrund und der Langzeitzwischenlagerung an der Erdoberfläche auch Partitionierung und Transmutation umfasste und das Commissariat à l'énergie atomique (CEA) beauftragt die Forschung zu leiten.

In den folgenden Jahren kam es unter anderem zur Empfehlung, die Priorität der weiteren Forschung bei Spaltprodukten auf Cäsium und Technetium zu legen, zwischen kurzfristigen Lösungen zur Transmutation in Leichtwasserreaktoren und der langfristigen Entwicklung zukünftiger schneller Reaktorsysteme und beschleunigergetriebenen Systeme zu unterscheiden,

die Abtrennprozesse DIAMEX und SESAME zu demonstrieren und ein nationales Programm zum Studium eines beschleunigergetriebenen Systems aufzulegen (NEA 2002).

Fünfzehn Jahre nach dem Abfallgesetz von 1991 wurden die Ergebnisse evaluiert und veröffentlicht (NEA 2015a). Im darauf folgenden Planungsgesetz von 2006 wurde festgelegt, dass die Forschung an P&T weiterverfolgt werden sollte. Die Forschung soll dabei in Verbindung mit der parallelen Forschung an neuen Reaktorgenerationen und beschleunigergetriebenen Systemen stattfinden, die für die Transmutation von Abfällen gedacht sind (NEA 2011).

Die Aufsichtsbehörde Autorité de sûreté nucléaire (ASN) kam schließlich 2008 zu dem Ergebnis, dass weder P&T noch die Langzeitzwischenlagerung Alternativen zu einer geologischen Endlagerung darstellen. Die tiefe Endlagerung wurde gesetzlich verankert (JC 2014a).

Die Forschung zu P&T wird entsprechend des Planungsgesetzes von 2006 aber weiter fortgesetzt. Über den Stand der Arbeiten und die Ergebnisse wird regelmäßig von der CEA berichtet. So stuft die CEA eine Umsetzung mit dem ASTRID Konzept als erfolgversprechend ein. In einem Dekret von 2013 wurde festgelegt, welche Aspekte von P&T in den nächsten Jahren vertieft untersucht werden sollen. Nach Darstellung im Joint Convention Bericht von 2014 wird P&T nicht als Entsorgungsalternative für die bereits vorhandenen Abfälle gesehen sondern als mögliche Option für in der Zukunft anfallende Abfälle (JC 2014a). Die Forschung in Frankreich verläuft häufig in Zusammenarbeit mit der Industrie. Es werden dabei verschiedene Optionen für die Partitionierung und Transmutation in der französischen Reaktorflotte verglichen. Die Szenarien beinhalten eine reine Plutoniumrezyklierung in Schnellen Brütern bei direkter Endlagerung der Minoren Aktinide, die Rezyklierung der Minoren Aktinide in den radialen Blankets Schneller Reaktoren, die Rezyklierung von Americium ohne Neptunium und Curium und die Nutzung beschleunigergetriebener Systeme (NEA 2011).

Die heutige Entsorgungsstrategie von Frankreich sieht vor, abgebrannte Brennelemente vollständig wieder aufzuarbeiten. Die hochradioaktiven Abfälle sowie die mittelradioaktiven langlebigen Abfälle sollen dann in ein geologisches Endlager eingebracht werden. Ein Endlagerstandort ist bereits benannt. Das Cigéo soll bei Bure entstehen. Dort befindet sich auch das Untertagelabor. Geplant ist eine Kapazität von 10.000 m³ hochradioaktiven und 70.000 m³ langlebigen mittelradioaktiven Abfällen. Nach derzeitiger Planung soll das Endlager 2025 in den Pilotbetrieb gehen. Bis dahin sind weitere Zwischenlagerkapazitäten erforderlich. Ein weiterer Ausbau am Standort der Wiederaufarbeitungsanlage ist für 2018 geplant (JC 2014a).

4.1.4. Belgien

In Belgien werden abgebrannte Brennelemente in Zwischenlagern nass oder trocken gelagert. Die langfristige Entsorgungsstrategie für abgebrannte Brennelemente wird als noch in der Entwicklung befindlich bezeichnet. Als Optionen stehen die direkte Endlagerung oder die Wiederaufarbeitung und anschließende Endlagerung der radioaktiven Abfälle zur Entscheidung. Ein Vergleich der beiden Optionen wurde bereits 1998 durchgeführt. Die Abfallbehörde ONDRAF/NIRAS hat sich in einem Waste Plan 2011 für eine Strategie der geologischen Endlagerung im Ton auf belgischem Staatsgebiet ausgesprochen. Die endgültige Entscheidung der Regierung steht aber noch aus. Diese Entscheidung ist aber Voraussetzung, bevor mit der Standortsuche für ein geologisches Endlager begonnen wird.

Ein Teil der abgebrannten Brennelemente wurde bis 1993 wiederaufgearbeitet. Die daraus resultierenden hochradioaktiven Abfälle sollen in ein tiefes geologisches Endlager entsorgt werden.

Hinsichtlich eines Beitrags von Partitionierung und Transmutation bei der Entsorgung finden sich keine Angaben im Bericht der Joint Convention.

4.1.5. Japan

Ende der 1980er Jahre legte die japanische Regierung ein neues Forschungs- und Entwicklungsprogramm „OMEGA“ auf, das in einer ersten Phase bis 1996 zunächst Grundlagenforschung betreiben und in einer zweiten Phase dann das Konzept demonstrieren sollte (NEA 2002). Der Stand von P&T wurde schließlich 2008 durch ein technisches Komitee beurteilt (NEA 2011). Das Komitee befand, dass P&T noch weit von einer Kommerzialisierung entfernt sei und zunächst weitere Grundlagenforschung betrieben werden müsse.

Als Entsorgungsstrategie für abgebrannte Brennelemente setzt Japan auf die Wiederaufarbeitung und den Einsatz von Plutonium in seinen Leichtwasserreaktoren. Der hochradioaktive Abfall aus der Wiederaufarbeitung soll dann in ein tiefes geologisches Endlager eingelagert werden. Derzeit werden diese Abfälle zwischengelagert. Der im April 2014 verabschiedete Strategic Energy Plan sieht vor, die Zwischenlagerkapazitäten zu erweitern und auch Zwischenlager außerhalb von Kraftwerksstandorten zu errichten (JC 2014b).

Der Joint Convention Bericht von 2014 (JC 2014b) enthält weiterhin die Aussage, dass die japanische Regierung technische Entwicklungen vorantreiben wird, die der Reduzierung der Menge und der Schädlichkeit der radioaktiven Abfälle dienen werden. Das Ziel ist es, möglichst viele Entscheidungsoptionen offen zu halten. Der Bericht geht nicht weiter darauf ein, wie diese technischen Entwicklungen vorangetrieben werden sollen und welche darunter verstanden werden. Einen konkreten Hinweis, die Anwendung von Partitionierung und Transmutation ggf. als Teil des Entsorgungskonzepts Japans aufzunehmen, findet sich im Bericht nicht.

Die Endlagerstandortsuche ist im Final Disposal Act von 2003 geregelt. Zuständig für die Umsetzung ist die Nuclear Waste Management Organization of Japan (NUMO). Die Verantwortung für die Endlagerstandortsuche liegt gemäß Strategic Energy Plan 2050 bei der Regierung (JC 2014b).

Gemäß Final Disposal Act von 2003 soll die Auswahl eines Standortes in drei Stufen erfolgen, die als „preliminary investigation areas“, „detailed investigation areas“ und „construction site of final disposal“ bezeichnet werden. In einem Appell an die Öffentlichkeit sollten sich Gemeinden freiwillig als Standort für die Untersuchung zur Verfügung stellen. Für diese Standorte soll dann im ersten Schritt eine literaturbasierte Untersuchung durchgeführt werden. Mit Stand Ende 2014 hatte diese Untersuchung aber noch nicht begonnen. Japan selbst beschreibt seine Endlagerstrategie als noch ganz am Anfang (JC 2014b).

4.2. Europäische Forschungsprojekte

Neben nationalen F&E-Projekten finden viele Forschungs- und Entwicklungsbemühungen im Europäischen Verbund statt, oft gefördert durch das Forschungsrahmenprogramm der Europäischen Kommission.

Ein frühe europäische Studie (EC 1983) kommt zu dem Urteil, dass es nicht offensichtlich ist, ob die potentiellen langfristigen Risikoreduzierung für das Endlager den Anstieg kurzfristiger Risiken für die Arbeiter und die Umwelt kompensieren kann (NEA 2002). Limitierend für einen möglichen Nutzen seien vor allem die Komplexität der Prozessströme und die Unmöglichkeit, alle Aktinide zu rezyklieren.

Unter dem vierten (1994-1998) Rahmenprogramm wurden durch die Europäische Kommission mehrere Studien in Auftrag gegeben, von denen fünf die Kapazitäten verschiedener Reaktoren („burner“) und Brennstoffkreisläufe zur Limitierung und Zerstörung von Aktiniden (Plutonium und Minore Aktinide) untersuchten und zwei experimentelle Projekte zur Entwicklung von Techniken zur chemischen Abtrennung von Aktiniden und zwei weitere zur Transmutation von Americium und langlebigen Spaltprodukten durchgeführt wurden (NEA 2002).

Die Europäische Kommission gab schließlich 1997 einen Bericht zu den Perspektiven und Kosten von P&T heraus (EC 1997). Der Bericht schlussfolgert, dass eine potentielle Reduktion der Abfalltoxizität um einen Faktor von 40-100 möglich ist, dass die Rezyklierung von Spaltprodukten keinen Gewinn für die Radiotoxizität⁶ verspricht aber wegen ihrer Mobilität im Endlager eine Abtrennung vorteilhaft sein könnte (NEA 2002). Die Kosten würden für die erste Phase von P&T, basierend auf der Weiterentwicklung bereits existierender Technologien, etwa ein Drittel mehr als bei der Plutoniumwiederaufarbeitung betragen, mit gleichen Kostenbeiträgen aus der Brennstofffertigung und aus der Partitionierung. In der zweiten Phase bei Nutzung völlig neuer Technologien und Abtrennung sämtlicher Minorer Aktinide und einiger Spaltprodukte würden die Kosten etwa die Hälfte mehr betragen als der Betrieb eines konventionellen Brennstoffzyklus (NEA 2002).

Im Rahmen der EURATOM-Forschungsprogramme sind – meist unter Federführung und mit maßgeblicher Beteiligung französischer Institutionen und mit Beteiligung der Joint Research Centers (JRC) zu denen auch das Institut für Transurane in Karlsruhe gehört – in den letzten zwei Jahrzehnten zahlreiche detaillierte Konzeptstudien und Verfahrensentwicklungen durchgeführt worden. Darüber hinaus wird mit MYRRHA der Bau eines ersten Prototyps für den Erfahrungsgewinn mit beschleunigergetriebenen Reaktoren und mit der Nutzung von Blei-Bismut als Kühlmittel maßgeblich von der Europäischen Union mit finanziert.

Die zahlreichen Forschungsvorhaben befassen sich mit allen Aspekten von P&T Programmen. Seit 2005 wurde die Forschung vereinheitlicht. Während des sechsten Rahmenprogramms konzentrierten sich die Bemühungen auf die Projekte

- EURPART, das die Partitionierung erforschte,
- EUROTRANS (Knebel et al. 2009) zum Design eines beschleunigergetriebenen Systems,
- zur Entwicklung geeigneter Transmutationsbrennstoffe,
- Forschung zu flüssigen Schwermetallen,
- Forschung zu innovativen Strukturmaterialien und
- Messkampagnen zur Datengewinnung.

Im Programm PATEROS wurden grundlegende Aspekte für einen P&T Brennstoffkreislauf ausgearbeitet.

Im Programm RED-IMPACT wurde der Einfluss auf zukünftige Endlager (Lensa et al. 2007) untersucht. Der Report kam zum Schluss, dass ein geologisches Endlager auch bei Durchführung einer P&T-Strategie unvermeidbar sei. Bei einer normalen Entwicklung des Endlagers seien für alle europäischen Endlagerkonzepte die zu erwartende Dosis signifikant kleiner als regulatorische Limits und der natürliche Hintergrund. Unterschiede der betrachteten Brennstoffkreisläufe ergeben sich vornehmlich durch löslichen Spalt- und Aktivierungsprodukten (z. B. I-129 und C-14) und

⁶ Zu Radiotoxizität siehe Kapitel 6.1.1

langlebige mittelradioaktive Abfälle. Die Entfernung der Minoren Aktinide beeinflusst die Reduktion der Radiotoxizität im sehr unwahrscheinlichen Fall des menschlichen Eindringens in das Endlager. Es hat jedoch nahezu keinen Effekt auf die radiologischen Langzeitauswirkungen bei normaler Entwicklung des Endlagers, da Minore Aktinide nahezu unlöslich sind und nur extrem langsam migrieren. Der Wärmeeintrag in ein Endlager in Tongestein und hartem Gestein kann um den Faktor 3-6 reduziert werden nach einer Zwischenlagerzeit von 50 Jahren. Auch kann die Gallerielänge durch Zwischenlagerzeit oder durch die Separation von Cäsium und Strontium zur getrennten Lagerung, Konditionierung und Endlagerung signifikant reduziert werden. Der Bericht stellt fest, dass die wissenschaftliche Machbarkeit („scientific feasibility“) von P&T demonstriert wurde, aber noch signifikante Forschungs- und Entwicklungsarbeit und die Inbetriebnahme von Demonstrationsanlagen in einem großtechnischen Maßstab benötigt werden, um die industrielle Reife zu erreichen und die Verlässlichkeit von Schätzungen der ökologischen, sozialen und ökonomischen Folgen von fortgeschrittenen Brennstoffkreisläufen zu verbessern (Lensa et al. 2007).

Die europäische Strategie lässt sich daher in vier ingenieurtechnischen Schwerpunkten zusammenfassen, die im 6. und 7. Rahmenprogramm verfolgt wurden (Abderrahim et al. 2015):

- Die Demonstration, nennenswerte Mengen an abgebrannten Brennstoff aus kommerziellen Leichtwasserreaktoren wiederaufzuarbeiten und Uran, Plutonium und Minore Aktinide abzutrennen.
- Die Demonstration der Fähigkeit, auf semi-industriellem Level die spezifischen Brennstoffe herzustellen, die zur Transmutation benötigt werden.
- Das Anlagendesign für einen spezifischen Transmutationsreaktor zu entwickeln und diesen zu errichten.
- Partitionierungstechniken für Transmutationsbrennstoffe und zur Herstellung neuer Brennstoffe zu entwickeln.

Im siebten Rahmenprogramm konzentrieren sich die viele Bemühungen innerhalb Europas auf Werkstoff- und Brennstoffentwicklung für zukünftige Reaktorsysteme, Partitionierungsprojekte und insbesondere das MYRRHA Projekt. Einen ausführlichen Überblick über die Forschungslandschaft bietet auch (acatech 2014).

Zahlreiche europäische und außereuropäische Staaten sowie mit EURATOM die Europäische Union haben sich vor etwa 15 Jahren im Rahmen des *Generation IV International Forum* zusammengeschlossen, um die Entwicklung fortgeschrittener Reaktoren höherer Sicherheit, Wirtschaftlichkeit und Proliferationsresistenz zu fördern. Dabei werden natriumgekühlte Schnelle (Brut-)Reaktoren favorisiert, die für die Nutzung im Rahmen einer P&T-Strategie geeignet sein sollen. Diese Zielsetzung wird durch eigene F&E-Projekte – wiederum unterstützt durch die Europäische Union – im Rahmen einer Initiative der Europäischen Kerntechnischen Industrie (*European Industrial Initiative on Sustainable Nuclear Energy*) gefördert.

4.3. Internationale Organisationen

Die Nuclear Energy Agency (NEA) der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (Organisation for Economic Co-operation and Development - OECD) und die Internationalen Atomenergiebehörde (International Atomic Energy Agency – IAEA) in Wien führen seit vielen Jahren Konferenzen und Workshops durch und publizieren die aggregierten Ergebnisse der Forschung an P&T.

Mit (NEA 1999) wurde eine erste zusammenfassende Studie zum Einfluss von P&T auf Risikoanalysen und Aktivitäten im Abfallmanagement durch die NEA vorgelegt. Die Studie behandelt verschiedene Brennstoffkreisläufe, untersucht die Auswirkungen auf die Radiotoxizität des Abfallinventars, beschreibt eine erste sehr vorläufige Kostenanalyse und gibt Einblicke in die Endlagerstrategien verschiedener Länder. Unter anderem kommt (NEA 1999) zu dem Schluss, dass die Radiotoxizität nuklearer Abfälle zwar durch P&T verringert werden könnte. Zur Bestimmung der damit tatsächlich verbundenen Vorteile für die geologische Endlagerung müsse jedoch die Mobilität der Elemente in der Geosphäre berücksichtigt werden, durch die das vereinfachende Bild der Radiotoxizität substantiell modifiziert werden könnte.

Ein Bericht der IAEA zu P&T (IAEA 1997a) kommt nach (NEA 2002) zu dem Schluss dass Partitionierung möglich wäre aber noch erheblichen Forschungs- und Entwicklungsaufwand benötigt, um ein realistisches Prozessschema für einen Betrieb auf industriellem Maßstab zu implementieren. Die Reduzierung der Langzeitriskos, die mit der P&T Behandlung von Aktiniden erreichbar ist, sei geringer als erwartet und langlebige Spaltprodukte, die durch keine Form von P&T behandelbar sind, würden ebenso zu den Langzeitriskos beitragen. Alles in allem wäre die Implementierung von P&T ein immenses Unterfangen, das einen großen Teil der nuklearen Infrastruktur im Nuklearprogramm eines Landes involviert, um bestenfalls eine recht kleine Reduktion der potentiellen radiologischen Langzeit-Gefährdungen zu bieten. Eine weitere Studie der IAEA fasst die Ergebnisse von P&T Forschung in Ländern die nicht zur OECD gehören zusammen (IAEA 1997b).

Seit den 1990er Jahren finden alle zwei Jahre die OECD-NEA Workshops „Information Exchange on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation“ statt, die ausführlicher über die laufenden Vorhaben in Forschung und Entwicklung berichten. Ergebnisse dieser Bemühungen in den OECD Staaten fanden hauptsächlich in Japan, Großbritannien, Frankreich, und Deutschland statt (NEA Proc. 2001, 2003, 2005, 2007, 2010, 2013, 2015).

Seit dem Jahr 2000 sind zahlreiche Berichte entstanden, die die verschiedenen Stränge der Forschung und Entwicklung an P&T zusammenfassen (NEA 1997, 1999, 2000, 2002, 2005, 2006, 2007, 2010a, 2010b, 2011, 2012, 2015b; IAEA 2004, 2006a, 2007, 2011a, 2011b, 2015c).

4.4. Darstellung der deutschen Diskussion

Die Frage einer möglichen Nutzung der P&T-Technik für die wärmeentwickelnden radioaktiven Abfälle, die in deutschen Kernkraftwerken erzeugt wurden und werden, hat in Deutschland bis vor wenigen Jahren keine Rolle gespielt. Man geht sicher nicht falsch in der Annahme, dass ursächlich dafür die gesellschaftlich umstrittenen Fragen der Betriebsdauern der deutschen Kernkraftwerke sowie bestimmter technischer Aspekte der Zwischenlagerung und Endlagerung waren – hier seien stellvertretend die Transporte verglasteter Abfälle aus ausländischen Wiederaufarbeitungsanlagen und die Sanierung des Endlagers Asse genannt. Diese geringe gesellschaftliche Rezeption der P&T-Technik in Deutschland kontrastiert mit der großen Zahl an Institutionen und Fachleuten, die in den letzten zwei Jahrzehnten insbesondere im Rahmen der EU-geförderten Forschungs- und Entwicklungsprojekte an der Entwicklung dieser Technik gearbeitet haben⁷.

Als wesentlichen Anstoß für eine breitere Diskussion von P&T-Konzepten in Deutschland kann die breit angelegte Studie angesehen werden, die die Deutsche Akademie der Technikwissenschaften durchgeführt hat (acatech 2014). In dieser werden von einer großen Autorengruppe der

⁷ In (Acatech 2014) werden für Deutschland 6 Forschungszentren mit insgesamt 19 Organisationseinheiten sowie 11 Universitäten mit Kompetenz für P&T aufgeführt.

Forschungs- und Entwicklungsstand der wesentlichen Techniken, die für eine P&T-Strategie benötigt werden, und deren offene Probleme detailliert dokumentiert und bewertet sowie mögliche Strategien zur Behandlung der Abfälle aus deutschen Leistungsreaktoren entwickelt, aber auch mögliche gesellschaftliche Chancen und Risiken solcher Strategie benannt.

Deutschland hat gegenüber vielen Ländern eine andere Ausgangslage durch die speziellen Randbedingungen des Atomgesetzes, wonach für die Errichtung und den Betrieb von Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen zur gewerblichen Erzeugung von Elektrizität und von Anlagen zur Aufarbeitung bestrahlter Kernbrennstoffe keine Genehmigungen erteilt werden. Daher geht die Studie von acatech auch von einem Szenario aus, bei dem in mindestens einem europäischen Staat – genannt wird Frankreich – eine großtechnische P&T-Infrastruktur installiert wird, in deren Anlagen das Plutonium und die Minoren Aktinide der abgebrannten Brennelemente deutscher Leistungsreaktoren mitbehandelt werden könnten. Zusammenfassend empfiehlt (acatech 2014) insbesondere, Grundlagen- und entwicklungsorientierte Forschung im europäischen Verbund fortzusetzen, um die Option einer deutschen Beteiligung an einer solchen europäischen P&T-Nutzung zunächst offenzuhalten und über diese in 10 bis 15 Jahren zu entscheiden.

Die detaillierte acatech-Studie wurde von der Entsorgungskommission bei der Erarbeitung eines Diskussionspapiers zur Rolle von P&T als Entsorgungsoption (ESK 2015) genutzt. Die Kommission benennt verschiedene potentielle Vor- und Nachteile einer P&T-Strategie⁸, ohne diese abschließend würdigen oder eine Empfehlung zum weiteren Umgang in Deutschland mit dieser Option geben zu wollen.

Nur vereinzelt finden sich Publikationen, die sich mit P&T und deren potentiellen Implikationen befassen, in populärwissenschaftlichen Zeitschriften – so von (Knebel et al. 2013) mit einem Überblicksartikel. In an eine breitere Leserschaft gerichteten Fachzeitschriften finden sich vereinzelt Publikationen, in denen die Effekte von P&T auf die Anforderungen an die Endlagerung wärmeentwickelnder Abfälle kontrovers beurteilt werden (Mueller und Abderrahim 2010; Schmidt et al. 2013).

Im Anhang der Studie der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) und des Öko-Institut e.V. zur Endlagerung radioaktiver Abfälle in Deutschland werden einige Kritikpunkte an einer P&T Strategie als alternative Entsorgungsstrategie aufgeführt (Minhans et al. 2008). Es wurde angemerkt, dass eine P&T-Strategie die Mengen an Abfall nicht beseitigen, sondern nur reduzieren würde. Ein Endlager ist daher weiterhin nötig und weder der Aufwand noch die Kosten für das Endlager würden durch P&T wesentlich verringert. Die Umsetzung von P&T bedarf eines sehr langen Zeitraums und die notwendigen Anlagen existieren nicht, z. T. nicht einmal als Prototyp. Es ist daher noch kein Nachweis der großtechnischen Durchführbarkeit erbracht. Eine Umsetzung in einem absehbaren Zeitraum ist als fraglich einzustufen. Es wird auch auf die vergleichsweise hohen Sicherheitsrisiken hingewiesen, auf Proliferationsrisiken, Umweltauswirkungen und auf den langfristigen hohen Finanzierungsbedarf. Künftige Generationen würden durch eine P&T Strategie belastet.

⁸ Diese sind weitgehend deckungsgleich mit den Themen, die im Rahmen des vorliegenden Gutachtens vertieft betrachtet werden.

5. Systembeschreibung

Die Systembeschreibung stellt die für eine P&T-Strategie erforderlichen Systemkomponenten und ihren technischen Entwicklungsstand basierend auf dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik zusammen. Dabei erfolgt eine detaillierte Darstellung der einzelnen Prozessschritte mit dem Ziel, die für eine umfassende Würdigung von P&T-Szenarien erforderlichen Informationen bereitzustellen.

5.1. Partitionierung der Abfälle

Im Rahmen jeder P&T-Strategie stellt die Wiederaufarbeitung der abgebrannten Brennelemente, bei der die zu transmutierenden Elemente Neptunium, Plutonium, Americium und Curium selektiv aus der Brennstoffmatrix extrahiert und von den übrigen radioaktiven Abfallstoffen getrennt werden, einen essentiellen Prozessschritt dar. Dies betrifft sowohl die anfängliche Extraktion der genannten Isotope aus den abgebrannten Brennelementen der Leichtwasserreaktoren als auch deren Separation nach jedem Einsatz in einem Transmutationsreaktor – sei es ein (natriumgekühlter) Schneller Reaktor oder ein beschleunigergetriebener Reaktor –, um diese dann zu rezyklern und erneut zu bestrahlen. Ein spezifisches Bewertungskriterium stellen hier die erforderlichen und die zu erwartenden Wiedergewinnungsfaktoren aus den Abfällen dar, da diese die Effizienz jedes P&T-Systems begrenzen.

Die abgebrannten Brennelemente werden nach einer Phase der Abkühlung zunächst zerlegt und Strukturmaterialien werden abgetrennt. Anschließend werden die Brennstäbe zerschnitten und in Säure (hydrometallurgisch) bzw. in einer Salz- oder Metallschmelze aufgelöst (elektrometallurgisch „pyroprocessing“) und Uran und die Transurane in verschiedenen Prozessschritten abgetrennt.

In den letzten Jahrzehnten sind international zahlreiche Arbeiten zur Entwicklung neuer Verfahren zur selektiven Extraktion der Minoren Aktinide, aber auch einzelner langlebiger Spaltprodukte durchgeführt worden (Madic 2001) – beispielsweise enthält ein Statusbericht der OECD/NEA aus dem Jahre 1999 (NEA 1999) eine Bibliographie zur Partitionierung Minorer Aktinide mit 187 Einträgen. Ein ähnliches Bild vermitteln die zahlreichen Beiträge zu dieser Thematik auf den alle zwei Jahre von der OECD/NEA organisierten *Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation Information Exchange Meetings* (NEA Proc. 2001, 2003, 2005, 2007, 2010, 2012, 2013, 2015).

Im Folgenden werden nicht die einzelnen vielfältigen unterschiedlichen Verfahren, sondern die derzeit insbesondere in der EU favorisierten Entwicklungen vorgestellt. Dabei werden die zwei hauptsächlich verfolgten technisch differierenden Verfahrensklassen der hydrometallurgischen und der pyrometallurgischen Separationsverfahren getrennt angesprochen.

5.1.1. Hydrometallurgische Trennverfahren

Ausgehend von den ersten für die Abtrennung militärischen Plutoniums entwickelten Flüssigextraktionsverfahren hat sich in der kommerziell eingesetzten Wiederaufarbeitungstechnik das PUREX-Verfahren durchgesetzt. Nach dem Zerschneiden der Hüllrohre wird der Brennstoff zusammen mit den im Reaktor erzeugten Isotopen in kochender Salpetersäure gelöst, aus der in einem ersten Trennschritt Uran und Plutonium, die zurückgewonnen werden sollen, mit Hilfe eines organischen Lösungsmittels gemeinsam extrahiert werden. Im nächsten Schritt werden Uran und Plutonium voneinander getrennt, indem durch Zugabe eines geeigneten flüssigen Reduktionsmittels das Plutonium in die wässrige Phase rückextrahiert wird, während das Uran in der organischen Phase verbleibt. Dieses wird im nächsten Schritt ebenfalls in die wässrige Phase

rückextrahiert. Die beim ersten Verfahrensschritt nicht extrahierten Substanzen stellen den wärmeentwickelnden Abfall dar, der nach Aufkonzentrierung und Lagerung in endlagergeeignete (Glas-)Matrices eingeschmolzen wird. Nach ihrer jeweiligen sequentiellen Separation schließen sich für Plutonium und Uran Reinigungsschritte an, um die gewünschten Produkte möglichst frei von Spaltprodukten und anderen Aktiniden zu gewinnen.

Betriebserfahrungen und dabei aufgetretene Störfälle zeigten grundsätzliche Schwächen des PUREX-Verfahrens auf. Genannt wurden insbesondere (i) die Zersetzung des Lösungsmittels durch Radiolyse und Hydrolyse, (ii) die beschränkte Beladbarkeit des Lösungsmittels (Baumgärtner 1978). Die Zersetzung des Lösungsmittels kann sowohl die Abtrennung des Plutoniums von den wärmeentwickelnden Abfällen durch die Bildung schwer rückextrahierbarer Plutoniumkomplexe beeinträchtigen als auch zur Bildung brennbarer und explosibler ("Red Oil") Zersetzungspunkte führen. Da bei der Wiederaufarbeitung höher abgebrannter Brennelemente aus Schnellen Reaktoren mit kurzen Kühlzeiten, wie sie für die Transmutation angestrebt werden (Vezzoni et al. 2015), mit höheren radiolytischen Effekten auf das Lösungsmittel gerechnet werden muss als bei der Wiederaufarbeitung länger zwischengelagerter Brennstoffe aus Leichtwasserreaktoren, wurde dieser Problematik und Möglichkeiten der Verfahrensoptimierung viel Aufmerksamkeit gewidmet; beispielhaft für die Untersuchungen in Deutschland sei hier auf (Stiglitz und Becker 1984) verwiesen.

Abgebrannte Brennelemente aus Schnellen Brütern sind mit dem PUREX-Verfahren in Europa erfolgreich wiederaufgearbeitet worden in Großbritannien – insgesamt 23 t abgebrannter Brennelemente (IAEA 2007) –, in Frankreich – 27 t (Poinssot et al. 2012b) – und in geringem Maße in Deutschland (Bleyl 1984).

Für die Abtrennung nicht nur des Urans und Plutoniums, sondern auch der Minoren Aktiniden Neptunium, Americium und Curium für deren anschließende Transmutation in einem Schnellen Reaktor mussten für die Wiederaufarbeitung zusätzliche Trennprozesse entwickelt werden. Dies wurde in Europa im Rahmen mehrerer umfangreicher, von EURATOM geförderter F&E-Projekte geleistet. Auch wenn pyrometallurgische Alternativen betrachtet wurden, liegt der Schwerpunkt auf Modifikationen und Erweiterungen des industriell erprobten PUREX-Prozesses (NEA 2010a; Bourg et al. 2012; acatech 2014) – sicher nicht verwunderlich angesichts der umfangreichen Erfahrungen durch den Betrieb der kommerziellen Wiederaufarbeitungsanlagen in La Hague und Sellafield und der führenden Rolle der CEA innerhalb dieser Projekte. Dabei wurden mehrere Verfahren entwickelt, die sich an den in Kapitel 5.3 detailliert dargestellten unterschiedlichen Einsatzstrategien aktinidenhaltiger Brennelemente in Schnellen Reaktoren ausrichten. Auch wenn diese Verfahren sicherlich für eine Wiederaufarbeitung abgebrannter ADS-Brennelemente modifiziert werden können, werden sie im Folgenden für die mit ihrer Entwicklung jeweils primär intendierten Nutzung natriumgekühlter Schneller Reaktoren innerhalb eines P&T-Systems dargestellt.

Homogene Rezyklierung der Transurane

In diesem Konzept ist beabsichtigt, in allen Brennelementen die abgetrennten Minoren Aktinide gemeinsam mit dem Reaktorbrandstoff Plutonium einzusetzen. Für die Weiterentwicklung des PUREX-Prozesses bedeutet dies, dass die zu transmutierenden Elemente von den restlichen Bestandteilen der abgebrannten Brennelemente, nicht aber voneinander separiert werden müssen. Dafür wurde im Rahmen der europäischen F&E-Projekte der zweistufige GANEX-Prozess entwickelt (Poinssot et al. 2012b). In einem ersten Schritt soll aus der Abfalllösung das Uran separiert werden, danach soll die Trennung der Transurane (Plutonium und Minore Aktinide) von Spaltprodukten und Lanthaniden mittels einer Variante des ursprünglich für die Am/Cm-

Abtrennung entwickelten DIAMEX-SANEX-Prozesses (s. u.) erfolgen. Für beide Stufen werden im Rahmen der F&E-Projekte identifizierte spezifische organische Extraktionsmittel verwendet. Im Labormaßstab wurde das Verfahren mit echter Abfalllösung erfolgreich getestet (Poinssot et al. 2012b).

Heterogene Rezyklierung der Transurane

Neutronenphysikalische Simulationen zeigten auf (siehe Kapitel 5.3.1.2), dass die Minoren Aktinide die Beherrschbarkeit von Reaktivitätsstörfällen in natriumgekühlten Schnellen Reaktoren grundsätzlich erschweren. Daher muss ihre Konzentration in den Brennelementen im Falle einer homogenen Rezyklierung auf wenige Prozent limitiert werden.

Der negative Einfluss der Minoren Aktinide auf die Sicherheit natriumgekühlter Schneller Reaktoren lässt sich reduzieren, wenn diese nur in wenigen Brennelementen, die an Randpositionen – analog des klassischen Blanket-Designs Schneller Brüter – eingesetzt werden (Kapitel 5.3.1).. Dies ermöglicht höhere Aktiniden-Konzentrationen in solchen speziellen Transmutations-Brennelementen, erfordert aber bei der Partitionierung die zusätzliche Abtrennung der Minoren Aktinide aus dem Plutonium-Produktstrom. Aus dieser Anforderung resultieren komplexere Prozessschemata als im Falle einer Partitionierung mit dem Ziel einer homogenen Rezyklierung.

Das im Rahmen der europäischen F&E-Projekte vorgeschlagene Vorgehen ist dreistufig (Modolo et al. 2012). Zunächst werden Uran und Plutonium von den restlichen Bestandteilen der aufgelösten Brennelemente separiert. Dies soll in einem modifizierten PUREX-Prozess, der eine weitgehende Extraktion des Neptuniums mit dem Plutonium-Produktstrom ermöglicht, durchgeführt werden. Da mit dem Lösungsmittel, das im PUREX-Prozess genutzt wird, eine Extraktion der in der Nitratlösung dreiwertig vorliegenden Elemente Americium und Curium prinzipiell nicht möglich ist, werden diese in einer zweiten Verfahrensstufe mit einem dafür geeigneten organischen Lösungsmittel extrahiert (DIAMEX-Prozess). In diesem Schritt werden aufgrund ihrer chemischen Verwandtschaft mit Americium und Curium zusätzlich die beim Reaktoreinsatz gebildeten Spaltprodukte der Lanthanide mitextrahiert. Diese müssen in einer dritten Stufe von Americium und Curium abgetrennt werden, da sie zum einen aufgrund ihrer radioaktiven Strahlung die Herstellung der Transmutations-Brennelemente erschweren würden, zum anderen Isotope enthalten, die bei einer Rückführung in einen Reaktor als Neutronenabsorber wirken würden. Die Entwicklung dieser letzten Trennstufe stellte hohe Anforderungen an die erforderlichen Trennverfahren, da sich die chemischen Eigenschaften der Aktinide und Lanthanide wenig voneinander unterscheiden und darüber hinaus die abzutrennenden Lanthanide in erheblich höherer Konzentration in der Ausgangslösung vorliegen (Modolo et al. 2012). Hierfür wurde das SANEX-Verfahren entwickelt und mit dem DIAMEX-Verfahren der vorherigen Stufe gekoppelt. Durch Nutzung anderer Lösungsmittel konnte das ursprüngliche Fließschema dieser Prozesse zudem vereinfacht werden (Modolo et al. 2012).

In den letzten Jahren wird erwogen, auf die Partitionierung und Transmutation der in den abgebrannten Brennelementen enthaltenen Curiumisotope zu verzichten, da diese aufgrund ihrer Wärmeentwicklung und intensiven Neutronenstrahlung insbesondere bei der Fertigung der Transmutations-Brennelemente zu Problemen führen, die bisher nicht gelöst sind (Poinssot et al. 2012b; Modolo et al. 2012; acatech 2014). Diese reduzierte Transmutations-Option hätte zur Folge, dass aus dem hochaktiven Abfallstrom des PUREX-Prozesses anschließend Americium separiert und von den mitextrahierten Lanthaniden getrennt werden müsste. Für diese Option wurden im Rahmen der europäischen F&E-Projekte mehrere potentiell geeignete Verfahren

entwickelt und erfolgreich getestet (Modolo et al. 2012; Bollesteros et al. 2012; Rostaing et al. 2012).

Da die Transmutation der Transurane sowohl in einem Schnellen Reaktor als auch in einem beschleunigergetriebenen Reaktor ein relativ ineffizienter Prozess ist – in den abgebrannten Brennelementen wären etwa 10% der Anfangsmasse umgewandelt –, ist eine vielfache Rezyklierung notwendig (acatech 2014). Dies hat zur Folge, dass bei jedem der erforderlichen Wiederaufarbeitungsschritte die Verluste des Plutoniums und der Minoren Aktinide geringfügig bleiben müssen, da sonst ein relevanter Anteil wieder in den wärmeentwickelnden Abfall gelangen würde. (acatech 2014) zufolge sind bei jedem Partitionierungsdurchlauf Wiedergewinnungsraten des Plutoniums und der Minoren Aktinide von jeweils 99,9% erforderlich.

Eingeschränkt auf die Extraktionsprozesse selbst konnten solche Wiedergewinnungsraten in Laborversuchen mit künstlicher und echter Abfalllösung für die oben aufgeführten Abtrennprozesse überwiegend nachgewiesen werden (Poinssot et al. 2012b; Modolo et al. 2012), auch wenn sich für den zur Americium-Extraktion entwickelten EXAm-Prozess die Notwendigkeit weiterer F&E-Arbeiten zur Erreichung dieses Ziels zeigte (Rostaing et al. 2012). Für die Bestimmung der Gesamtwiedergewinnungsrate der Transurane bei ihrer Partitionierung ist allerdings die Berücksichtigung weiterer Verlustprozesse erforderlich. So berichten (Ikeuchi et al. 2012), dass bei abgebrannten Brennstoffen aus dem japanischen experimentellen Schnellen Brutreaktor JOYO (siehe Tab. 4-1) schon bei mittleren Abbränden bis zu 1,3% des Brennstoffs nicht auflösbar waren. Dieser Anteil wird durch Zentrifugation und Filterung abgetrennt (häufig als „Feedklärschlamm“ bezeichnet) und zusammen mit den Brennelementhülsen und -strukturteilen zementiert (Deutsche Gesellschaft zur Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen 1988), so dass er zusammen mit den enthaltenen Transurane endgelagert werden wird.

Seit langem bekannt ist, dass Neptunium beim PUREX-Prozess nach der Auflösung in mehreren Wertigkeitsstufen vorliegt, von denen das fünfwertige Neptunium praktisch nicht extrahiert wird, sondern in den wärmeentwickelnden Abfall gelangt (Bleyl und Ochsenfeld 1978). Im Labormaßstab konnte gezeigt werden, dass Erhöhungen der Salpetersäure-Konzentration zu hohen Abtrennfaktoren des Neptunium führen können (NEA 2010a). Ursächlich hierfür ist die radiolytisch gebildete schweflige Säure, die das fünfwertige Neptunium in den extrahierbaren Valenzzustand Np(VI) oxidiert. Allerdings können sowohl die schweflige Säure als auch die durch die Strahlung der Abfallnuklide initiierten radiochemischen Reaktionen Neptunium wieder in den nicht extrahierbaren Valenzzustand Np(V) überführen (Bleyl und Ochsenfeld 1978; Precek et al. 2012). Offen bleibt daher derzeit, ob für Neptunium die Anforderung einer Wiedergewinnungsrate von 99,9% bei jeder der Partitionierungen für ein effizientes P&T-System von Trennverfahren auf der Basis eines optimierten PUREX-Prozesses erfüllt werden kann.

Die neuentwickelten Verfahren zur Separation der Minoren Aktinide aus der Abfalllösung und ihre nachfolgende Trennung voneinander nutzen für diesen Einsatzzweck optimierte Extraktionsmittel. Für einen erfolgreichen industriellen Einsatz wesentlich sind hohe Beständigkeiten insbesondere gegenüber radiolytischen und hydrolytischen Zersetzungsmechanismen, die die Wiedergewinnungsraten negativ beeinflussen, zur Bildung dritter Phasen und ähnlich wie die „Red Oil“-Bildung im PUREX-Prozess zu Störfallrisiken führen könnten. Die Identifizierung von auch unter diesem Aspekt geeigneten Extraktionsmitteln stellte daher einen wesentlichen Teil der F&E-Arbeiten dar (NEA 2010a; Poinssot et al. 2012b). (Poinssot et al. 2012b) fassen die Resultate dahingehend zusammen, dass die Stabilität der neuen Extraktionsmittel gegenüber Hydro- und Radiolyse zwar geringer sei als die des im PUREX-Prozess verwendeten TBP, aber ausreichend für industrielle Anwendungen, zumal die Zersetzungsprodukte der neuen Extraktionsmittel weniger

störend seien als die des TBP, während (Modolo et al. 2012) hier zusätzlichen Forschungsbedarf sehen.

Im Vergleich zum industriell erprobten PUREX-Prozess weisen die Fließschemata der zur Aktinidenabtrennung und –separation entwickelten Verfahren hohe Komplexitäten auf. Während im PUREX-Prozess nur wenige Schritte für die Extraktion von Uran und Plutonium, deren Rückextraktion und jeweiligen Reinigung erforderlich sind (Deutsche Gesellschaft zur Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen 1988), sind zwischen 16 und 32 Schritten für die verschiedenen Varianten des SANEX-Prozesses (Modolo et al. 2012) und 68 Schritte im EXAm-Prozess (Rostaing et al. 2012) vorgesehen. Auch wenn zukünftige Prozessoptimierungen diese Zahlen noch verringern können, dokumentieren sie die technische Herausforderung an jedes hydrochemische Trennverfahren für die Minoren Aktinide, das aus den geringen chemischen Unterschieden zwischen Americium, Curium und den Lanthaniden resultiert. Insbesondere die dadurch bedingten geringen Trennfaktoren der Extraktionsmittel müssen durch eine Vergrößerung der Zahl der Trennschritte kompensiert werden; zudem weisen einzelne der neuentwickelten Separationsprozesse eine langsame Kinetik und eine geringe Löslichkeit des Extraktionsmittels auf (Modolo et al. 2012). Grundsätzlich sind solche Fließschemata sehr empfindlich gegenüber Variationen der Betriebsparameter, so dass es schwierig wird, hohe Wiedergewinnungsraten bei gleichzeitiger Produktreinheit zu erhalten (Montuir et al. 2012).

Extrem unterschiedlich wird die Frage des Entwicklungsstandes und der industriellen Einsatzreife der neuentwickelten hydrochemischen Verfahren zur Aktinidentransmutation bewertet. Auf der einen Seite werden beide Kriterien uneingeschränkt bejaht – beispielsweise von (Poinssot et al. 2012b) in ihren Schlussfolgerungen („Recovering the minor actinides is hence demonstrated to be industrially feasible in case any decision should be taken towards its implementation.“). Andererseits kommen die Fachleute, die am Forschungszentrum Jülich und dem Karlsruher Institut für Technologie aktiv an den F&E-Projekten beteiligt waren, zu dem pessimistischen Schluss, dass die Abtrennung der Minoren Aktinide trotz aller F&E-Arbeiten eine unverändert große Herausforderung darstellt („After decades of research in this area, separating minor actinides (americium and curium) from the PUREX raffinate still poses just as big a challenge as in the past.“). Auch die (WNA 2015c) erwartet, dass die für eine Transmutation erforderliche effektive Abtrennung wahrscheinlich elektrolytischer Trennverfahren bedarf („Achieving effective full separation for any transmutation program is likely to mean electrolytic processing of residuals from the PUREX or similar aqueous processes.“).

5.1.2. Pyrometallurgische Trennverfahren

Pyrometallurgische Verfahren basieren auf elektrochemischen Methoden wie Elektrolyse, Elektroraffination oder reduktiver Extraktion in Hochtemperatur-Salzschmelzen (acatech 2014). Im Gegensatz zur hydrometallurgischen Verfahren werden keine wässrigen oder organischen Substanzen verwendet.

Insgesamt ist eine Vielzahl verschiedener Prozessführungen möglich. Dabei können entweder Salzschmelzen (chloridische oder fluoridische Salze) oder Flüssigmetalle (z. B. Wolfram, Bismut, Aluminium) verwendet werden. Bei elektrolytischen Verfahren werden dann an die Salz- oder Metallschmelze elektrische Spannungen angelegt, die zu einer Separation der verschiedenen im abgebrannten Brennstoff enthaltenen Elemente mit einer Ablagerung der Aktiniden an der Kathode bzw. zum Verbleib insbesondere der Spaltprodukte in der Schmelze führen (Malmbeck et al. 2011).

Es können drei grundsätzliche Verfahren unterschieden werden, die Aufarbeitung von metallischen Brennstoffen in Salzschnmelzen („Molten salt electro-refining“, am ANL in den USA entwickelt), von oxidischen Brennstoffen („oxide electrowinning“, am RIAR in Russland entwickelt) und ein Salzschnmelzprozess für oxidische oder metallische Brennstoffe („fluoride volatility process“, gemeinsam von Frankreich, Russland, den USA und Japan entwickelt) (IAEA 2011a).

Erste technische Anwendungen von pyrometallurgischen Verfahren gehen zurück auf den Experimental Breeder Reactor II des Argonne National Laboratory, mit dem im Zeitraum von 1964-1969 der Betrieb eines schnellen Brutreaktors in Kombination mit der Wiederaufarbeitung des abgebrannten Brennstoffs demonstriert werden sollte (Molten salt electro-refining). Dabei wurden 5 t Brennstoff mit pyrometallurgischen Verfahren wiederaufgearbeitet (Benedict et al. 2007). Diese Brennstoffe wiesen einen geringen Abbrand von 10-20 GWd/t Schwermetall auf, es blieben ca. 7% des Schwermetallanteils in der Salzschnmelze zurück (IAEA 2011a).

Die grundsätzlichen Verfahrensschritte umfassen das Zerschneiden der Brennstäbe in kürzere Stücke, die Auflösung des Brennstoffs unter Zugabe von Cadmiumchlorid (CdCl_2) und Lösung in einem Elektrolyten aus Kaliumchlorid (KCl) und Lithiumchlorid (LiCl) bei Temperaturen von 773 K, die Ausfällung von Uran an einer Stahl-Kathode und die anschließende Ausfällung von Plutonium und Minoren Aktiniden an einer flüssigen Cadmium-Kathode. Neben metallischen Brennstoffen können mit diesem Verfahren grundsätzlich auch nitridische und carbidische Brennstoffe behandelt werden (IAEA 2011a).

Nach der Schließung des EBR-II im Jahr 1996 wurde die Entwicklung von pyrometallurgischen Verfahren am Idaho National Laboratory zur Behandlung vorliegender Abfälle fortgesetzt. Hierbei wurde zunächst die Aufarbeitung metallischer Uran-Plutonium-Zirconium-Brennstoffe untersucht. Im Rahmen der Advanced Fuel Cycle Initiative des U.S. Department of Energy wurden die Forschungen ab 2002 auch auf oxidische Brennstoffe ausgeweitet. Im Zeitraum von 1996 bis 2007 wurden insgesamt 830 kg metallischer Brennstoff aus dem Reaktorkern des EBR-II sowie 2600 kg Brennstoff aus dem Brutmantel des EBR- II aus abgereichertem Uran mit einem Plutoniumgehalt von ca. 1% aufgearbeitet (Benedict et al. 2007).

Beim „Oxide electrowinning process“ werden oxidische Brennstoffe nach Chlorierung in Salzschnmelzen aus Natriumchlorid-Kaliumchlorid (NaCl-KCl) oder Natriumchlorid-Cäsiumchlorid (NaCl-CsCl) gelöst und gezielt Plutoniumoxid (PuO_2) abgetrennt. Hierfür werden erreichbare Abtrennfaktoren von 99,5-99,9% angegeben (IAEA 2011a).

Bei dem Ende der 1960er und Anfang der 1970er Jahren entwickelten „Fluoride volatility process“ werden oxidische Brennstoffe in Fluoride umgewandelt und eine Trennung aufgrund der unterschiedlichen Lösungseigenschaften der Fluoride in Alkalimetallen erreicht. Der Prozess wurde in einer russischen Versuchsanlage an abgebrannten Brennstoffen Schneller Brüter grundsätzlich demonstriert, wobei eine Rückgewinnung von 99,4-99,6% des enthaltenen Urans und 89-91% des enthaltenen Plutoniums erreicht wurde. Auch in der französischen ATTILA-Anlage wurden mit diesem Verfahren abgebrannte metallische Brennstoffe auf der Basis von hochangereichertem Uran mit Zirconium oder Aluminium als Brennstoffmatrix (UZr und UAl) verarbeitet. Dabei wurde eine Rückgewinnung von 97,45% des Urans und 95-97,5% des Plutoniums erreicht. Ziel dieses Verfahrens war es insbesondere, hohe Dekontaminationsgrade des abgetrennten Spaltmaterials von Spaltprodukten zu erzielen. Die Arbeiten wurden bis Ende der 1970er Jahre weitgehend eingestellt. Neuere Forschungsvorhaben zu diesem Verfahren wurden in Japan, Russland und der Tschechischen Republik durchgeführt (IAEA 2011a).

Forschungsarbeiten zu pyrometallurgischen Verfahren werden aktuell in Frankreich, den USA, Großbritannien, Russland, Südkorea, Japan, Deutschland und Indien durchgeführt (IAEA 2011a).

Nach (acatech 2014) beteiligt sich Deutschland praktisch nicht an der Entwicklung pyrometallurgischer Trennverfahren.

Ein Forschungsprogramm der französischen CEA startete Ende der 1990er Jahre und hat zum Ziel, eine gemeinsame Abtrennung der Aktiniden bei hoher Reinheit von Spaltprodukten zu entwickeln. In einem zweistufigen Extraktionsprozess sollen hierzu zunächst die Aktiniden aus einer fluoridischen Salzschnmelze in eine Aluminiumschmelze extrahiert und anschließend in eine chloridische Salzschnmelz rückgewonnen werden (Mendes et al. 2015).

In Russland werden pyrometallurgische Verfahren für die Schließung des Brennstoffkreislaufs Schneller Brüter untersucht. Dabei werden nitridische Uran-Plutonium-Brennstoffe auf die Abtrennbarkeit von Uran und Plutonium in chloridischen Salzschnmelzen untersucht, wobei die Minoren Aktinide und die Spaltprodukte gezielt abgetrennt werden sollen (Zavarzin et al. 2015). Auch für oxidische Brennstoffe wurden pyrometallurgische Abtrennverfahren entwickelt und an hochabgerannten Brennstoffen (210-240 GWd/t Schwermetall) aus dem Schnelle Brüter Versuchsreaktor BOR-60, siehe Kapitel 5.3.1, getestet. Bei nitridischen Brennstoffen konnten hohe Abtrennfaktoren von 99,6% des Urans und 99,95% des Plutoniums demonstriert werden (IAEA 2011a).

In Japan werden ebenfalls nitridische Brennstoffe, allerdings für eine Transmutation von Minoren Aktiniden in uranfreien Brennstoffen, untersucht. Hierfür werden pyrometallurgische Trennverfahren favorisiert, da diese potenziell eine höhere Beständigkeit gegenüber der starken radioaktiven Strahlung der Minoren Aktinide, größere Sicherheitsabstände gegenüber einer Kritikalität bei der Wiederaufarbeitung sowie die Möglichkeit der Rückgewinnung des Stickstoff-15 erlauben (Hayashi et al. 2015).⁹ Weiterhin werden auch Untersuchungen zur pyrometallurgischen Wiederaufarbeitung von metallischen Brennstoffen mit Plutonium und Minoren Aktiniden (UPuMA-Zr) durchgeführt (IAEA 2011a).

In Südkorea wird seit 1997 ein auf pyrometallurgischen Verfahren beruhender Prozess (advanced spent fuel conditioning process, ACP) entwickelt. Dabei soll abgebrannter Brennstoff zunächst weiter oxidiert und anschließend über einen elektrochemischen Prozess in einer Lithiumchlorid-Lithiumoxid (LiCl-LiO_2) Salzschnmelze in metallische Form überführt werden. Hierzu wurde eine Versuchsanlage mit einer Kapazität von 20 kg Schwermetall pro Charge errichtet. Weiterhin wurde aufbauend auf dem Molten salt electro-refining Prozess zwischen 2003 und 2006 eine Versuchsanlage mit 100 g Uran bzw. 1 kg Uran pro Charge errichtet. In einem 2008 veröffentlichten Forschungsplan wurde die Entwicklung eines natriumgekühlten Schnellen Reaktors zusammen mit pyrometallurgischen Wiederaufbereitungsverfahren vorgesehen. Dazu sollten nach der Entwicklung von Schlüsseltechnologien im Zeitraum von 2007-2009 zunächst von 2010-2016 eine Prototypanlage errichtet und betrieben werden. Daran anschließend ist die Errichtung und der Betrieb einer Demonstrationsanlage von 2017-2025 und die Errichtung einer großtechnischen Anlage nach 2026 vorgesehen (IAEA 2011a).

Ein Vorteil der pyrometallurgischen Trennverfahren besteht in der potenziell höheren radiologischen Stabilität der eingesetzten Chemikalien (IAEA 2011a). Dies könnte für eine Wiederaufarbeitung von Transmutationsbrennstoffen mit hohen Aktinidgehalten erforderlich sein (Romero 2007; Hayashi et al. 2015), oder zumindest dazu führen, dass die notwendigen Zwischenlagerzeiten von abgebrannten Transmutationsbrennstoffen vor der Wiederaufarbeitung verkürzt werden können (Malmbeck et al. 2011). Diese Zeiten bestimmen als eine wesentliche

⁹ Die Autoren gehen davon aus, dass bei nitridischen Brennstoffen angereichertes N-15 verwendet werden muss, um beim Reaktoreinsatz einen Aufbau des langlebigen und leichtflüchtigen Radionuklids C-14 zu vermeiden.

Kenngroße auch die insgesamt im Rahmen einer P&T-Strategie erforderlichen Umsetzungszeiträume, vgl. Kapitel 6.6.

Demgegenüber stellen die notwendigen hohen Temperaturen zusammen mit den korrosiven Eigenschaften der verwendeten Chemikalien besondere Anforderungen an die eingesetzten Strukturmaterialien (Romero 2007; IAEA 2011a).

Bei den pyrometallurgischen Verfahren werden im Gegensatz zu den hydrometallurgischen Verfahren keine moderierenden Lösungsmittel eingesetzt. Dies wirkt sich zunächst vorteilhaft auf die Kritikalitätssicherheit bei den pyrometallurgischen Verfahren aus. In wässrigen Lösungen können schon erheblich geringere Mengen der abzutrennenden Transurane eine kritische Masse bilden als in unmoderierten Anordnungen (IAEA 2011a). Demgegenüber ist jedoch auch zu beachten, dass die Transurane bei den pyrometallurgischen Verfahren z. T. in konzentrierter Form an der Kathode abgeschieden werden.

Die erreichbaren Abtrennfaktoren sind nicht zuletzt auch von der verwendeten Brennstoffart abhängig. Daher lassen sich die Entwicklungen im Bereich der Wiederaufarbeitung auch nicht unabhängig von der Brennstoffentwicklung (MOX- vs. uranfreie, oxidische, metallische Brennstoffe etc.) vorantreiben. Grundsätzlich sind die bislang mit pyrometallurgischen Verfahren erreichbaren Abtrennfaktoren jedoch deutlich geringer als bei hydrometallurgischen Verfahren.

Die pyrometallurgischen Verfahren ermöglichen die gemeinsame Abtrennung der Transurane in einem Produktstrom (Benedict et al. 2007; IAEA 2011a). Dies vereinfacht gegebenenfalls die Prozessführung gegenüber hydrometallurgischen Verfahren erheblich. Aufgrund der hohen Radioaktivität der Minoren Aktinide im Vergleich zu Plutonium könnten dadurch außerdem die mit der Wiederaufarbeitung verbundenen Proliferationsgefahren reduziert werden, vgl. Kapitel 6.3. Allerdings ist auch bei pyrometallurgischen Verfahren abhängig von der gewählten Prozessführung grundsätzlich eine Trennung der einzelnen Aktinide beziehungsweise eine selektive Abtrennung des Plutoniums von den Minoren Aktiniden möglich (Zavarzin et al. 2015).

Aufgrund der kompakten Anlagengrößen wird als ein wesentlicher Vorteil von pyrometallurgischen Verfahren auch die Möglichkeit diskutiert, die Wiederaufarbeitung und Brennstofffertigung direkt am Standort eines Transmutationsreaktors zu betreiben. Damit könnten die aus Proliferationsgründen problematischen Transporte von abgetrennten Spaltmaterialien entfallen (IAEA 2011a). Dem steht allerdings gegenüber, dass dann im Rahmen einer P&T-Strategie nicht nur eine gemeinsame Anlage für die Wiederaufarbeitung und Brennstofffertigung errichtet würde, sondern eine größere Anzahl an Anlagen. Dies könnte sowohl die Kosten als auch die Risiken im Bereich des betrieblichen Strahlenschutzes und der Anlagensicherheit erhöhen.

Hinsichtlich der Spaltmaterialüberwachung stellen pyrometallurgische Trennverfahren neue Anforderungen an Safeguardstechnologien, die eine Weiterentwicklung der Mess- und Überwachungstechnologien notwendig machen (Woo und Ahn 2015; IAEA 2011a).

Insgesamt wird der nötige Entwicklungsaufwand für pyrometallurgische Verfahren im Vergleich zu hydrometallurgischen Verfahren als vermutlich deutlich größer eingeschätzt (IAEA 2011a).

5.1.3. Zusammenfassung

Insbesondere in der Europäischen Union wurden verschiedene hydrochemische Partitionierungsverfahren entwickelt, die für ein Programm zur Transmutation des Plutoniums und der Minoren Aktinide bestimmt sind. Sie stellen Weiterentwicklungen und Ergänzungen des PUREX-Prozesses dar. Ihre Eignung konnte im Labormaßstab nachgewiesen werden. Ob sie

allerdings im industriellen Einsatz die für eine effektive P&T-Technik erforderlichen Wiedergewinnungsraten von 99,9% erreichen können, kann angesichts ihrer im Vergleich zum erprobten PUREX-Prozess komplexen Fließschemata und bei der Berücksichtigung der Verluste im Auflöser derzeit nicht beurteilt werden.

Demgegenüber werden international auch pyrometallurgische Trennverfahren untersucht. Diese bieten gegenüber hydrochemischen Verfahren als wesentlichen Vorteil eine größere radiologische Stabilität der eingesetzten Chemikalien, was für eine Wiederaufarbeitung von Brennstoffen mit hohen Gehalten an Minoren Aktiniden, insbesondere bei kurzen angestrebten Zwischenlagerzeiten, wesentlich ist. Aufgrund der hohen Temperaturen zusammen mit den korrosiven Eigenschaften der verwendeten Chemikalien entstehen besondere Anforderungen an die eingesetzten Strukturmaterialien. Die Erfahrungen mit pyrometallurgischen Trennverfahren sind deutlich geringer als für hydrochemische Verfahren, auch sind die demonstrierten Abtrennfaktoren gegenüber hydrochemischen Verfahren nochmals geringer. Grundsätzlich könnten pyrometallurgische Verfahren so ausgelegt werden, dass alle Transurane in einem gemeinsamen Produktstrom abgetrennt werden, was zu einer Reduzierung von Proliferationsgefahren beitragen könnte. Allerdings ist auch bei pyrometallurgischen Verfahren abhängig von der gewählten Prozessführung grundsätzlich eine Trennung der einzelnen Aktinide möglich.

5.2. Brennstofffertigung

Im Bereich der Brennstofffertigung können zwei wesentliche Varianten unterschieden werden.

Variante 1 stellt die Fertigung von Mischoxid-Brennstoffen (MOX-Brennstoffe) dar. Bisher werden MOX-Brennstoffe aus Plutonium und Uran für den Einsatz in Leichtwasserreaktoren oder in Schnellen Brütern hergestellt und eingesetzt. MOX-Brennstoffe für P&T-Szenarien stellen eine Weiterentwicklung der bisherigen MOX-Brennstoffe dar, da neben Plutonium die Minoren Aktinide dem Brennstoff beigemischt werden müssen.

Variante 2 umfasst die Fertigung uranfreier Brennstoffe mit inerten Trägermaterialien (sogenannte Inert Matrix Fuel, IMF). Durch den Verzicht auf Uran als Trägermaterial in diesen Brennstoffen werden beim Einsatz in einer Transmutationsanlage keine Aktinide neu aufgebaut und damit die Transmutationseffizienz erhöht. Es verändert sich allerdings die Zusammensetzung der im Brennstoff enthaltenen Nuklide, typischerweise werden schwerere Aktinide aufgebaut.

Neben diesen Brennstofftypen sind grundsätzlich weitere Brennstoffe für P&T-Szenarien denkbar. Dazu zählen karbidische ((U,Pu)C), nitridische ((U,Pu)N), metallische sowie keramisch/metallische (CERMET) Brennstoffe. Die verschiedenen Brennstofftypen unterscheiden sich in wichtigen reaktorphysikalischen Parametern wie ihrer thermischen Leitfähigkeit und ihrem Schmelzpunkt. Darüber hinaus war in der Vergangenheit das mit diesen Brennstoffen erreichbare Konversionsverhältnis, also die zusätzliche Erzeugungsrate von spaltbarem Plutonium, ein wichtiges Auswahlkriterium für die Verfolgung solcher Brennstoffentwicklungen. Bei oxidischen Brennstoffen ist dies gegenüber anderen Brennstoffen geringer (Somers 2015). Da solche Brennstoffe gegenüber MOX-Brennstoffen nochmals einen geringeren Entwicklungsstand aufweisen und sie bezüglich der mit P&T-Szenarien angestrebten Ziele nicht zu grundsätzlich anderen Ergebnissen führen, bzw. insbesondere ein höheres Konversionsverhältnis den Zielen einer P&T-Strategie entgegensteht, werden diese im Folgenden nur cursorisch behandelt.

5.2.1. MOX-Brennstoff

MOX-Brennstoffe bestehen aus einer Matrix aus Uran, das als Trägermaterial dient, und einem zusätzlichen Anteil eines anderen Schwermetalls, typischerweise von Plutonium, das den Spaltstoffanteil im Brennstoff darstellt. Sie unterscheiden sich damit von den üblichen Uran-Brennstoffen aus natürlichem oder angereichertem Uran, bei denen das Uran selbst sowohl die Matrix wie den Spaltstoffanteil stellt. Dabei wurden bisher sowohl MOX-Brennstoffe für den Einsatz in Schnellen Brutreaktoren als auch für den Einsatz in Leichtwasserreaktoren hergestellt. Diese unterscheiden sich u. a. im enthaltenen Plutonium-Anteil, der für Brüter typischerweise bei über 20%, bei Leichtwasserreaktoren dagegen bei ca. 5-7% liegt. Aus dem erhöhten Spaltstoffanteil in MOX-Brennstoffen für Brutreaktoren ergeben sich höhere Anforderungen an die Herstellungsprozesse (Kumar 2015).

Für ein P&T-Szenario wären darüber hinaus MOX-Brennstoffe herzustellen, die zusätzlich zu Plutonium die Minoren Aktinide enthalten.

Wesentliche Unterschiede bei der Herstellung von MOX-Brennstoffen für die Transmutation gegenüber heutigen MOX-Brennstoffen für Schnelle Reaktoren betreffen (Salvatores et al. 2015)

- die unterschiedlichen chemischen und physikalischen Eigenschaften der eingebrachten chemischen Elemente,
- die höhere Radioaktivität des frischen MOX-Brennstoffs aufgrund des Gehalts an Minoren Aktiniden,
- die stärkere Heliumerzeugung im Brennstoff sowie
- die stärkere Wärmeentwicklung sowohl des frischen wie des abgebrannten Brennstoffs.

Darüber hinaus können sich in Abhängigkeit vom verwendeten Reaktorsystem durch die Wahl des Kühlmittels (Natrium, Blei) veränderte Anforderungen an die Hüllrohrmaterialien ergeben.

Homogene vs. heterogene Transmutation

Neben einer Strategie der homogenen Transmutation, bei der die Gesamtheit der zu transmutierenden Transurane (Np, Pu, Am, Cm) in einen MOX-Brennstoff eingebracht und so transmutiert wird, wird aus Gründen der Reaktorsicherheit für natriumgekühlte Schnelle Reaktoren die Strategie einer heterogenen Transmutation verfolgt, bei der das Plutonium zu üblichem MOX-Brennstoff verarbeitet wird und mit den Minoren Aktiniden (MA) eigene MOX-Brennstoffe (U, MA)₂O₂ hergestellt werden, die auf Randpositionen des Reaktorkerns eingesetzt werden (NEA 2012). Damit ergeben sich Unterschiede in den Anforderungen an die jeweiligen Brennstoffe und in den Rückwirkungen der jeweiligen Brennstoffe auf das Reaktorverhalten (Somers 2015).

Bei einer Strategie der heterogenen Transmutation müssten einerseits herkömmliche Uran-Plutonium-MOX-Brennstoffe für den inneren Kern, andererseits neuartige MOX-Brennstoffe mit einem hohen MA-Anteil in Uran hergestellt werden.

Durch eine heterogene Transmutation würden sich somit einerseits die Anforderungen an den (U, MA)₂O₂-Brennstoff reduzieren lassen, was unter Umständen die eigentliche Brennstoffentwicklung erleichtert könnte. Andererseits müssten bei einer Strategie der heterogenen Transmutation zwei Herstellungsprozesse entwickelt und zwei Anlagen zur Herstellung von MOX-Brennstoff errichtet und betrieben werden.

Thorium-Brennstoffe

Als eine Alternative zu Uran-Plutonium- bzw. Uran-MA-MOX-Brennstoffen werden weltweit auch immer wieder MOX-Brennstoffe auf Thorium-Basis diskutiert. Bei diesen Brennstoffen wird der im MOX-Brennstoff enthaltene fertile Uran-Anteil (Uran-239) durch Thorium ersetzt. Aktuell existiert bspw. ein Thorium-MOX-Brennstoff Testprogramm am Halden Testreaktor in Norwegen (IAEA 2015b). Bei einer Bestrahlung von Thorium-MOX-Brennstoff im Reaktor entsteht aus dem enthaltenen Thorium anstelle von Plutoniumisotopen durch Neutroneneinfang und anschließende radioaktive Zerfälle das Isotop Uran-233, das sowohl in thermischen wie in schnellen Reaktoren einen Spaltstoff darstellt.

Obwohl Brennstoffe auf Thorium-Basis seit vielen Jahrzehnten als grundsätzliche Alternative zu Uran-Brennstoffen diskutiert werden, ist der Entwicklungsstand dieser Brennstoffe gegenüber MOX-Brennstoffen auf Uran-Basis als nochmals erheblich geringer einzustufen.

5.2.1.1. Herstellung von MOX-Brennstoff

Für die Produktion von MOX-Brennstoff wird zunächst das Matrixmaterial Urandioxid UO_2 mit dem weiteren Schwermetalloxid (typischerweise Plutoniumdioxid PuO_2) in Pulverform vermischt. Da bei Uran-Plutonium-MOX-Brennstoffen das Plutonium als Spaltstoff dient, können für den Uran-Anteil Natururan, abgereichertes Uran oder Uran aus der Wiederaufarbeitung verwendet werden. Die beiden Ausgangsmaterialien PuO_2 und UO_2 müssen danach fein gemahlen werden, damit sich ein möglichst homogenes Produkt ergibt, das keine Anhäufungen von PuO_2 -Partikeln enthält.

Diese Mischung wird zunächst unter hohem Druck zu sogenannten Pellets gepresst. Pellets sind kleine, zylindrische Brennstofftablets, die bei deutschen DWR einen Durchmesser von 8-9 mm und eine Länge von 10-11 mm aufweisen. Beim russischen Brutreaktor BN-600 werden Pellets mit einem Durchmesser von ca. 6 mm und einer Länge von ca. 9 mm verwendet (NEI 2014).

Diese Pellets werden dann durch Sintern (Erhitzen auf Temperaturen von typischerweise 1500-1700°C) zu einer Keramik gebrannt. Dabei wird durch Kontrolle der Atmosphäre beim Sintern der Oxid-Anteil (Sauerstoff zu Schwermetallanteil O/M) im fertigen Produkt gesteuert. Dabei werden typischerweise Werte von O/M von etwas unter 2 eingestellt, um die innenseitige Korrosion des Hüllrohrs zu reduzieren (Maeda et al. 2015).

Die so erzeugten Pellets müssen anschließend durch Abschleifen auf genaue Abmessungen gebracht werden. Die Schleifrückstände sowie Pellets, die nicht die geforderten Qualitätseigenschaften erreichen, müssen wieder in den Eingangsprozess zurückgeführt werden.

Die fertigen Pellets werden in Brennstabhüllrohre gefüllt. Diese Hüllrohre bestehen bei Leichtwasserreaktoren typischerweise aus einer Zirkonlegierung (Zry-2, Zry-4, M5, Optimized Zirlo). Sie werden mit einem chemisch inerten Gas (Argon) gefüllt und gasdicht verschlossen. Die einzelnen Brennstäbe werden dann mit einem Brennelementfuß, -kopf und Abstandshaltern zu einem Brennelement zusammengesetzt. Ein derartiges Brennelement weist bei einer Länge von ca. 5 m ein Gesamtgewicht von ca. 850 kg auf (NEI 2014).

Im russischen Schnellen Brüter BN-600 wird bislang ausschließlich Uran-Brennstoff eingesetzt, im BN-800, welcher zurzeit in Betrieb genommen wird, sollen auch MOX-Brennstoffe genutzt werden. Beim BN-600 bestehen die Hüllrohre aus einer Cr-Ni-Edelstahl-Legierung. Die Brennstäbe werden zu einem hexagonalen Brennelement zusammengesetzt, das 127 Brennstäbe umfasst. Dieses Brennelement weist eine Länge von 3500 mm auf. Bei einer Anreicherung von 21% Uran-235 kann ein maximaler Abbrand von 100 MWd pro kg Uran erreicht werden (NEI 2014).

Zusätzliche Aspekte bei MOX-Brennstoffen für P&T

Bei der Herstellung von MOX-Brennstoffen mit höheren Anteilen an Minoren Aktiniden stellt die relativ hohe Flüchtigkeit von Americium erhöhte Anforderungen an die Prozessführung, um Verluste und Verunreinigungen der Herstellungsanlage zu minimieren (Delage et al. 2015).

Infolge der höheren Gehalte an Minoren Aktiniden findet in MOX-Brennstoffen für P&T-Szenarien eine erhöhte Heliumerzeugung aus den Alpha-Zerfällen der Aktiniden statt. Diese Gasbildung muss zusätzlich zu den beim Reaktoreinsatz entstehenden Spaltprodukten von der Brennstoffmatrix sicher aufgenommen werden (Somers 2015). Die Helium- und Spaltgasfreisetzung beeinträchtigt insbesondere auch das Sicherheits- und Unfallverhalten des Reaktorkerns (acatech 2014).

Weiterhin beeinflusst der Anteil an Minoren Aktiniden die chemischen und physikalischen Eigenschaften des Brennstoffs, insbesondere die thermische Leitfähigkeit, den Schmelzpunkt und das Redoxpotenzial. Dies beeinflusst sowohl die Eigenschaften des Reaktors im Normalbetrieb als auch das Sicherheits- und Unfallverhalten des Reaktorkerns, wobei sich die Unterschiede grundsätzlich entweder vorteilhaft aber auch nachteilig auswirken können (Delage et al. 2015).

Aufgrund der hohen Strahlenbelastung während des Reaktoreinsatzes besteht weiterhin ein Bedarf für neue, besonders strahlungsresistente Strukturmaterialien (acatech 2014).

Qualitätsanforderungen

Bei der Herstellung von MOX-Brennstoffen ergeben sich im Vergleich zu Uran-Brennstoff Unterschiede hinsichtlich der erforderlichen Qualitätssicherung. Dies ist u. a. darauf zurückzuführen, dass bei MOX-Brennstoffen verschiedene chemische Elemente zu einer gemeinsamen Keramik verarbeitet werden. Daraus erwachsen besondere Anforderungen hinsichtlich der chemischen Zusammensetzung, Homogenität, Stöchiometrie und verschiedener physikalischer Materialeigenschaften wie der Dichte, Mikrostruktur, Sinterungseigenschaften, Porosität etc. (IAEA 1991, 2003a).

Die geometrischen Abmessungen der Pellets müssen sehr genau eingehalten werden, um Beschädigungen des Hüllrohrs, die zu erhöhten normalbetrieblichen Aktivitätsfreisetzungen und einem schlechteren Störfallverhalten des Brennstoff führen können, sicher auszuschließen. Weiterhin müssen der Spaltstoffanteil im Pellet sowie seine homogene Verteilung innerhalb des Pellets sehr genau eingehalten werden, um lokale Überhitzungen im Brennstoff zu vermeiden (Gouffon und Merle 1990). Dabei ist der jeweilig Spaltstoffanteil von der Isotopenzusammensetzung des Plutoniums abhängig, die wiederum vom Abbrand des ursprünglichen Uran-Brennelements, in dem das Plutonium gebildet wurde, der Zwischenlagerzeit vor der Wiederaufarbeitung dieses Brennelements und der Lagerung des Plutoniums vor der Herstellung des MOX-Brennstoff abhängt.

Es ist davon auszugehen, dass bei MOX-Brennstoffen für P&T-Szenarien die Anforderungen an die Qualitätssicherung aufgrund der komplexeren Ausgangszusammensetzung erheblich steigen werden.

Strahlenschutz

Bei den existierenden Anlagen zur kommerziellen MOX-Fertigung muss der im Plutonium zulässige Anteil an Am-241 begrenzt werden. Am-241 entsteht im abgetrennten und gelagerten Plutonium aus dem radioaktiven Zerfall des Pu-241 und zerfällt selbst wiederum zu Np-237, wobei

auch Gammastrahlung frei wird. Diese muss abgeschirmt werden und kann einen wichtigen Betrag zur Strahlenbelastung der Beschäftigten liefern (NEA 1997). Im Falle der französischen MELOX-Anlage liegt der zulässige Am-241-Gehalt im Plutonium bei 3% (Bairiot et al. 2000). Zusätzlich würden höhere Anteile an Cm durch dessen starke Neutronenstrahlung erhebliche zusätzliche Anforderungen an massive Abschirmungen der Brennstofffertigung, dessen Handtierung und Transport stellen (Salvatores et al. 2015).

Bei Brennstoffen für P&T-Szenarien sind die Anteile an starken Gammastrahlern auch im frischen Brennstoff gegenüber bisherigen MOX-Brennstoffen signifikant erhöht. Damit werden höhere Anforderungen an die automatisierte und fernhantierte Herstellung solcher Brennstoffe resultieren. Dabei ist auch die Reduzierung der Bildung und Verteilung von Stäuben in der Anlage entscheidend, da diese langfristig zu hohen Dosisleistungen für die Beschäftigten führen können (Somers 2015). Neben den potenziellen Auswirkungen auf die Beschäftigten hat dies einerseits Rückwirkungen auf die Herstellungskosten, andererseits kann es insbesondere bei Störungen an der Anlage aufgrund der schlechteren Zugänglichkeit auch zu längeren Stillständen mit entsprechenden Auswirkungen auf die Verfügbarkeit der Anlage kommen.

Auch bei der Anlieferung und Übernahme im Kernkraftwerk sind mit MOX-Brennstoffen höhere Strahlenbelastungen für das Personal verbunden. Für die gegenwärtig in LWR eingesetzten MOX-Brennelemente wird für das Personal eine hiermit verbundene Strahlenbelastung von 50-100 μSv pro MOX-Brennelement angegeben. Aufgrund der höheren Wärmeentwicklung auch bereits von frischen MOX-Brennelementen ist eine längere trockene Zwischenlagerung im Kraftwerk vor dem Einsatz im Reaktor nicht möglich, hieraus ergibt sich auch ein entsprechend größerer Platzbedarf im Bereich der Eingangs-Nasslager (Faber 2011).

Back-End

Abgebrannte MOX-Brennelemente aus LWR weisen gegenüber abgebrannten Uran-Brennelementen eine höhere Wärmeleistung und höhere Neutronenstrahlung auf. Dadurch werden längere Zwischenlagerzeiten erforderlich, bevor abgebrannte MOX-Brennelemente in Transport- und Lagerbehälter verpackt werden können (Faber 2011). Dies gilt nochmals deutlich verstärkt für abgebrannte MOX-Brennstoffe mit hohen MA-Anteilen (Salvatores et al. 2015).

Kosten

Die Herstellung von MOX-Brennstoff für LWR ist im Vergleich zur Herstellung von Uran-Brennstoffen mit signifikant höheren Kosten verbunden. Dafür sind verschiedene Faktoren beim Umgang mit Plutonium ursächlich.

Plutonium weist im Vergleich zu Uran eine höhere Radioaktivität auf. Um Auswirkungen auf die Beschäftigten in den Anlagen zur MOX-Herstellung zu reduzieren, ist daher eine weitgehende Automatisierung und Abschirmung des Fertigungsprozesses erforderlich. Weiterhin weist Plutonium eine geringe kritische Masse auf. Daher kann jeweils nur mit sehr kleinen Mengen von Plutonium gearbeitet werden, um ungewollte Kritikalität beim Verarbeitungsprozess sicher ausschließen zu können.

Schließlich fallen beim Umgang mit Plutonium erhebliche Aufwendungen für Sicherungsmaßnahmen (Safeguards) an, da eine Abzweigung von Plutonium für militärische Zwecke ausgeschlossen werden muss.

Für Anlagen zur Herstellung von Brennstoffen für P&T-Szenarien gelten diese Aspekte in noch höherem Maße, so dass gegenüber heutigen Herstellungskosten eher mit einer weiteren Steigerung der Herstellungskosten zu rechnen ist.

5.2.1.2. Erfahrungen mit MOX-Brennstoff

Herstellung

Eine Übersicht der weltweit betriebenen kommerziellen Anlagen zur Herstellung von MOX-Brennstoff für Leichtwasser- und Brutreaktoren gibt Tabelle 5-1. Weitere Labor- und Pilotanlagen zur MOX-Fertigung existierten neben diesen Ländern auch in Italien, Japan, Kanada und Russland, nur in Japan, Kanada und Russland sind solche Anlagen noch in Betrieb (IAEA 2015a).

In Deutschland wurde im Zeitraum von 1965-1992 MOX-Brennstoff hergestellt. Die in Deutschland von der Firma Siemens in Hanau bis 1991 praktisch fertiggestellte Brennelementfabrik ist nie in Betrieb gegangen.

Die einzige derzeit laufende kommerzielle Anlage zur Herstellung von MOX-Brennstoff befindet sich in Frankreich (Areva NC Melox).

Bei der letzten, weltweit in Betrieb gegangenen kommerziellen MOX-Fertigungsanlage handelte es sich um die britische MOX-Anlage Sellafield MOX-Plant (SMP) zur Herstellung von MOX-Brennstoff für LWR. Erste Antragsunterlagen für die Errichtung dieser Anlage wurden von der Industrie 1992 eingereicht. Die technische Inbetriebnahme erfolgte 2002. Die ursprünglich geplante Fertigungskapazität betrug etwa 120 t Brennstoff pro Jahr. Im Zeitraum von 2002 bis 2009 wurden aufgrund technischer Probleme tatsächlich jedoch insgesamt nur 6,3 t MOX-Brennstoff produziert, insgesamt wurden in diesem Zeitraum nur 12 MOX-Brennelemente hergestellt und verkauft. Die Betriebskosten dieser Anlage wurden für den Zeitraum von 2002 bis 2009 mit 626 Millionen GBP angegeben, die Errichtungskosten der Anlage mit 498 Millionen GBP und die geplanten Rückbaukosten mit 139,4 Millionen GBP (NEI 2009). Am 3. August 2011 gab die britische Nuclear Decommissioning Authority (NDA) als Betreiberin der Anlage die Stilllegung zum frühesten möglichen Zeitpunkt bekannt (NEI 2011).

In Japan wird in Tokai-Mura eine Anlage zur Herstellung von bis zu 10 t pro Jahr MOX-Brennstoff für Schnelle Brutreaktoren betrieben (IAEA 2015a), in der Brennstoff mit einem Plutonium-Anteil von bis zu 50% hergestellt werden kann (acatech 2014). Eine weitere Anlage befindet sich in Bau. Als Baubeginn war ursprünglich das Jahr 2007 vorgesehen, die Anlage ist nach Angaben des Betreibers Japan Nuclear Fuel Limited seit Oktober 2010 in Bau. Als Termin für die Fertigstellung der Anlage wird Oktober 2017 angegeben (JNFL 2015). Die tatsächliche Zukunft dieser Anlage ist aufgrund der gegenwärtigen Diskussion um die Nuklearpolitik in Japan nach dem Unfall in Fukushima unklar.

Anlagen zur kommerziellen Herstellung von MOX-Brennstoff für Schnelle Reaktoren existierten nur in Deutschland, Großbritannien und Frankreich (IAEA 2015a).

Gegenwärtig wird MOX-Brennstoff für FBR in Anlagen in Japan, Indien und Russland hergestellt. Die russische Pilotanlage in Dimitrowgrad wurde dazu modernisiert, um neben MOX-Brennstoff für thermische Reaktoren auch solches für Schnelle Reaktoren herzustellen. Dort wurden auch die ersten 56 MOX-Brennelemente für den Einsatz im russischen BN-800 hergestellt. Eine weitere Anlage zur Herstellung von MOX-Brennstoff für den russischen BN-800 im Rahmen des geplanten Abbaus militärischer Plutoniumbestände (s.u.) ist in am Standort Schelesnogorsk (Krasnojarsk) in Bau. Des Weiteren befindet sich eine Pilotanlage zur Herstellung von Uran-Plutonium-Nitrid-

Brennstoffen (TVS-5) für den Einsatz im geplanten bleigekühlten Schnellen Prototypreaktor BREST 300 in Bau (IAEA 2015b).

Tabelle 5-1: Anlagen zur kommerziellen MOX-Fertigung weltweit

Land	Anlage	Brennstoff-Typ	Status	Designkapazität	Betriebsbeginn	Stilllegung
Belgien	Belgonucleaire P0 Plant	LWR	Stillgelegt	40 t SM/a	1973	2006
Deutschland	Siemens Fuel Fabrication Plant Hanau, (MOX neu)	FBR / LWR	Abgebrochen	120 t SM/a		
	Siemens Fuel Fabrication Plant Hanau, (MOX old)	FBR / LWR	Stillgelegt	30 t SM/a	1969	1992
Großbritannien	NDA MOX	FBR	Stillgelegt	6 t SM/a	1970	1988
	NDA Sellafield MOX Plant (SMP)	LWR	Stillgelegt	120 t SM/a	2006	2012
Japan	Rokkasho MOX Fuel Fabrication Plant		Geplant	130 t SM/a	2016 (zunächst 2007)	
	Takeyama		Stillgelegt	10 t SM/a	1972	1973
Frankreich	Areva NC Melox	LWR	In Betrieb	195 t SM/a	1995	
	AREVA NC MOX	FBR / LWR	Stillgelegt	40 t SM/a	1961	2003
USA	MOX Fuel Fabrication Facility (MFFF)	LWR	Geplant		2016	
	Nuclear Fuel Services		Stillgelegt		1965	1972

Quelle: (IAEA 2015a)

MOX aus militärischen Plutoniumbeständen

Die USA erklärten im Jahr 1995 eine Menge von 52,5 t Plutonium aus dem militärischen Bereich als Überschuss, der einer geordneten Beseitigung zugeführt werden soll. Auf russischer Seite erklärte Präsident Jelzin 1997, dass ebenfalls bis zu 50 Tonnen Plutonium als Überschuss in der Folge von Abrüstungsmaßnahmen zur Beseitigung anfallen würden.

1997 entschied das zuständige US-Energieministerium, die Optionen der Immobilisierung und der Umsetzung des Plutoniums als MOX in existierenden Reaktoren parallel zu verfolgen (DoE 1997a).

Im Januar 2000 wurde festgelegt, dass 33 t Plutonium als MOX-Brennstoff in existierenden Reaktoren umgesetzt werden sollen (DoE 2000). In einem bilateralen Abkommen zur Beseitigung ihrer Plutonium-Bestände vom 1. September 2000 verabredeten die USA und Russland, zunächst je 34 Tonnen militärisches Plutonium zu beseitigen (U.S.A./Russia 2001). Die USA identifizierten im Folgenden weitere militärisch überflüssige Bestände, so dass in den USA nunmehr 47,1 t Plutonium als MOX umgesetzt werden sollen (Holt und Nikitin 2014).

Für die Umwandlung Plutoniummetalls in Mischoxid-Brennstoff soll auf dem Gelände des Savannah River Laboratorium eine Anlage zur Herstellung von MOX-Brennstoffen für existierende Leichtwasserreaktoren (Mixed Oxide Fuel Fabrication Facility, MFFF) errichtet werden. Diese soll über einen Zeitraum von 20 Jahren bis zu 3,5 t Plutonium pro Jahr verarbeiten. Ein Vertrag zur Errichtung einer solchen Anlage wurde mit einem Firmenkonsortium unter wesentlicher Beteiligung der französischen COGEMA abgeschlossen. Baubeginn der Anlage war im Jahr 2007. Die ursprüngliche Baugenehmigung für die Anlage war im Jahr 2005 für einen Zeitraum bis zum 30. März 2015 erteilt worden. Am 23. Oktober 2014 wurde diese Genehmigung um 10 Jahre verlängert (NRC 2014). Als Gründe für die Verzögerungen beim Bau der Anlage wurden vom Hersteller im Rahmen des Antrags um Verlängerung der Baugenehmigung angegeben:

- Bei dieser MOX-Anlage handelt es sich um die erste derartige Anlage, die in den USA unter dem hierfür gültigen Regelwerk genehmigt werden musste
- Die jährlichen Finanzierungsbeiträge lagen unter den geplanten jährlichen Finanzaufwendungen für die Errichtung der Anlage
- Die Anforderungen an die Beschaffung der nuklearen Komponenten der Anlage zusammen mit einer Knappheit an Zulieferern führte zu zeitlichen Verzögerungen
- Ein Mangel an qualifizierten Bauarbeitern führte zu Verzögerungen bei der Errichtung wesentlicher Bauwerke.
- Es gab einen Zeitverzug zwischen Erteilung der Baugenehmigung und Baubeginn von 2 Jahren.

Der erreichte Konstruktionsstand wird mit ca. 60% der Gesamtanlage angegeben (Shaw 2014). Eine Fertigstellung der Anlage sei nicht vor November 2019 zu erwarten (Holt und Nikitin 2014).

Die ursprüngliche Kostenschätzung der verantwortlichen National Nuclear Security Agency (NNSA) im Jahr 2002 für den Bau der Anlage lag bei 1 Milliarde US Dollar mit einem geplanten Baubeginn im Jahr 2004. Der U.S. Kongress verlangte darüber hinaus im Jahr 2002, dass eine MOX-Produktion im Jahr 2008 beginnen und die zu diesem Zeitpunkt geplanten 34 t Plutonium bis Ende 2018 umgesetzt sein müssten. Bereits zu Baubeginn der Anlage im Jahr 2007 war die Kostenschätzung auf 4,8 Milliarden US Dollar angestiegen. Im Jahr 2014 wurden die Errichtungskosten der Anlage durch das verantwortliche Firmenkonsortium mit 7,78 Milliarden US Dollar angegeben. Die gesamten Lebenszykluskosten der Anlagen, die Errichtung, Betrieb, Abfallmanagement und Rückbau umfassen, wurde vom U.S. Department of Energy mit 30 Milliarden US Dollar beziffert. Für das Jahr 2015 beschloss das zuständige U.S. Department of Energy daher, die Anlage bis auf weiteres in einen „cold stand-by“ zu überführen und damit die Errichtung der Anlage bis zu einer grundsätzlichen Entscheidung über die Fortführung des Programms anzuhalten (Holt und Nikitin 2014).

In Russland ist bislang kein Leichtwasserreaktor für den Einsatz von MOX-Brennstoffen lizenziert, Russland verfügt nicht über Anlagen zur großtechnischen Produktion von MOX-Brennstoff für Leichtwasserreaktoren und nur über wenige Erfahrungen in diesem Bereich. Die ehemaligen militärischen Plutoniumbestände sollen im Schnellen Brutreaktor BN-800 in der Form von MOX konvertiert werden. Der BN-800 befindet sich gegenwärtig in der Inbetriebnahme, eine Anlage zur MOX-Fertigung für den BN-800 ist in Bau.

Experimentelle Datenbasis

Aufgrund der gegenüber Uran-Brennstoffen veränderten Zusammensetzung von MOX-Brennelementen besteht die Notwendigkeit, das Brennstoffverhalten im Normalbetrieb und bei Stör- und Unfällen durch Experimente zu überprüfen. Auch müssen die gängigen Berechnungs-

und Simulationsverfahren mit geeigneten Messungen und Experimenten validiert werden (Salvatores et al. 2015). Die hierfür verfügbare Datenbasis ist selbst für die bislang eingesetzten MOX-Brennstoffe für LWR und FBR erheblich geringer als bei Uran-Brennstoffen. Dies betrifft einerseits die Datenbasis für chemische, physikalische und nukleare Eigenschaften der frischen Brennstoffe. Andererseits gilt dies auch für die Veränderung der chemischen und physikalischen Eigenschaften der Brennstoffe unter Bestrahlung (Somers 2015).

Hinsichtlich der nuklearen Datenbasis werden internationale Ansätze zur Verbesserung und Vereinheitlichung der sogenannten Evaluated Nuclear Data Files durch die Collaborative International Evaluated Library Organization (CIELO) der Nuclear Energy Agency der OECD durchgeführt, mit dem Ziel, insbesondere für die wichtigsten Aktinide vereinheitlichte Datensätze zur Verfügung zu stellen. Dabei wird durch Expertenteams versucht, bestehende Diskrepanzen zwischen existierenden evaluierten nuklearen Datenbanken, gemessenen nuklearen Daten und den Ergebnissen von Modellrechnungen basierend auf den evaluierten nuklearen Datenbanken zu identifizieren und zu beseitigen (IAEA 2015b).

Im Rahmen des japanischen „Fast Reactor Cycle Technology Development“ (FaCT)-Projekts wurden von JAEA unter anderem auch physikalische Eigenschaften (u. a. Schmelztemperatur und Wärmekapazität) von MOX-Brennstoffen mit einem Anteil an Minoren Aktiniden für P&T-Szenarien gemessen. Dabei ergab sich eine Abhängigkeit des Schmelzpunkts vom Americium-Gehalt im Brennstoff. Die thermische Leitfähigkeit hängt demgegenüber nur schwach vom Americium-Gehalt und praktisch nicht vom Neptunium-Gehalt ab. Für weitere Eigenschaften wie die thermische Ausdehnung oder Phasendiagramme wurden zusätzliche Erkenntnisse gewonnen (Maeda et al. 2015).

Zur Gewinnung von Daten über die thermischen Eigenschaften von MOX-Brennstoffen mit einem Anteil an Minoren Aktiniden wurden 2006 im JOYO Reaktor Bestrahlungstest an Brennstoffen mit einem Anteil von jeweils 2 wt% Americium und Neptunium durchgeführt (Maeda et al. 2015).

Eine erste Untersuchung zum Verhalten von MOX-Brennstoffen mit einem zusätzlichen Anteil an Minoren Aktiniden unter Bestrahlung wurde bereits Ende der 1980er Jahre im Rahmen des SUPERFACT-Test durchgeführt. Dabei wurden Brennstoffe mit einem Anteil von 2% Americium bis zu einem Abbrand von 6,5 at% bestrahlt. Es wurde dabei ein grundsätzlich gutes Verhalten des Brennstoffs festgestellt. Allerdings kam es zu einer weitgehenden Freisetzung von Helium aus dem Brennstoff und starker Brennstoff-Hüllrohr-Wechselwirkung (Delage et al. 2015).

Experimente zum Verhalten von MOX-Brennstoffen mit einem Anteil von MA unter Stör- und Unfallbedingungen liegen praktisch noch nicht vor (acatech 2014; NEA 2015b).

5.2.1.3. Forschung im Bereich MOX-Brennstoffe

Brennstoffe für den Einsatz in FBR werden von der französischen Commissariat à l'Énergie Atomique (CEA) untersucht.¹⁰ Für die homogene Rezyklierung in Schnellen Reaktoren sollen dazu (U,Pu)-MOX-Brennstoffe mit einem zusätzlichen Anteil von Minoren Aktiniden entwickelt werden. Dabei soll der MA-Anteil auf unter 3% begrenzt bleiben, um nachteilige Auswirkungen auf die Sicherheitseigenschaften des Reaktorkerns begrenzt zu halten. Daneben werden reine (U, MA)-MOX-Brennstoffe mit Anteilen von 10-40% Minorer Aktinide entwickelt. Diese werden im Rahmen

¹⁰ Zusammen mit dem Institut für Transurane (JRC-ITU, Karlsruhe), dem niederländische Energieforschungszentrum ECN in Petten und dem Paul Scherrer Institut (PSI) in der Schweiz gehört das Laboratorium der CEA zu den wenigen Laboratorien in Europa, die über geeignete Heißen Zellen verfügen, um Forschung an Brennstoffen mit Minoren Aktiniden durchzuführen, vgl. (Acatech 2014)

der Testprogramme MARIOS und DIAMINO in den Forschungsreaktoren HFR und OSIRIS eingesetzt (Delage et al. 2015).

Untersuchungen zu Americium-haltigen MOX-Brennstoffen wurden am Phenix in Frankreich durchgeführt. Dabei wurden im Rahmen von ECRIX von der französischen CEA Magnesiumoxid-Brennstoffe (eine Mischung aus Magnesiumoxid und Aktinidenoxid, auch als Keramik-Keramik oder CERCER bezeichnet) untersucht, im Rahmen von FUTURIX wurden gemeinsam von CEA, dem US Department of Energy und dem Institut für Transurane in Karlsruhe verschiedenen metallische, nitridische, CERCER und CERMET Brennstoffe hergestellt und bestrahlt. Die Nachbestrahlungsuntersuchungen sind jedoch vielfach bislang nicht vollständig ausgewertet (Somers 2015).

Gemäß der Darstellung in (Maeda et al. 2015) wurden MOX-Brennstoffe für den Einsatz in FBR in Japan von der Japan Atomic Energy Agency (JAEA) entwickelt. Erste Brennstoffe wurden für den japanischen JOYO Reaktor hergestellt und für den MONJU Reaktor weiterentwickelt. Die mit diesen Brennstoffen erreichten Abbrände liegen bei 80-90 GWd/t. Als Hüllrohrmaterial für diese Brennstoffe wurde austenitischer Stahl eingesetzt. Im Rahmen des japanischen „Fast Reactor Cycle Technology Development“ (FaCT) Projekts wurden Weiterentwicklungen dieser Brennstoffe für einen langfristigen Einsatz in Schnellen Brütern untersucht. Ziel dieser Studien ist die Entwicklung von MOX-Brennstoffen mit hohen Zielabbränden von ca. 150 GWd/t. Hierfür ist insbesondere auch die Entwicklung von verbesserten Hüllrohrmaterialien erforderlich, die den bei solchen Abbränden zu erwartenden Materialbelastungen von bis zu 250 dpa aus dem schnellen Neutronenfluss standhalten. Im russischen Testreaktor BOR-60 wurden dazu 12 Hüllrohre aus speziellem ferritischem Stahl bis zu einem Abbrand von 112 GWd/t und einer damit verbundenen schnellen Neutronendosis von 51 dpa bestrahlt und anschließend metallurgisch untersucht. Das Projekt zur Weiterentwicklung von kommerziellen Schnellen Brütern wurde nach dem Unfall in Fukushima 2011 eingestellt (Maeda et al. 2015).

Gegenwärtige Forschungsarbeiten in Japan fokussieren stärker auf Fragen der Reduzierung der Aktinidgehalts im Rahmen von P&T-Strategien. So wurden von JAEA auch MOX-Brennstoffe mit einem Anteil an Minoren Aktiniden entsprechend der Zusammensetzung abgebrannter LWR-Brennstoffe hergestellt und im Joyo für kurze Zeiten bestrahlt (Maeda et al. 2009).

Weiterhin wurde in FaCT ein neues Herstellungsverfahren für MOX-Brennstoffe untersucht. Durch eine Vereinfachung von Prozessschritten soll die Strahlenbelastung des Personals reduziert und die Qualität des Produkts verbessert werden (Maeda et al. 2015).

Ein weiterer Ansatz zur Verbesserung der Herstellungsprozesse vom MOX-Brennstoff wurde am Institut für Transurane in Karlsruhe untersucht. Dabei soll der Prozessschritt des Mahlens der PuO_2 und UO_2 -Ausgangspulver durch Zugabe eines Additivs vor dem Sintern ersetzt werden. Daneben wurden auch neue Verfahren zur Herstellung von MOX-Brennstoffen mit Gehalten an Minoren Aktiniden untersucht. Dabei stehen auch sogenannte Sol-Gel-Verfahren im Mittelpunkt, da bei diesen Verfahren potenziell die Bildung von Stäuben und damit die Strahlenbelastung bei der Herstellung der MOX-Brennstoffe reduziert werden könnte. Diese haben jedoch bislang nicht zu großtechnisch anwendbaren Prozessen geführt (Somers 2015).

Für den Einsatz in FBR der Generation IV werden in Südkorea metallische Brennstoffe mit einem Gehalt an Minoren Aktiniden (U-Pu-MA-Zr) untersucht. Als technologische Herausforderungen gelten dabei einerseits die Herstellungsprozesse und andererseits das Bestrahlungsverhalten bis hin zu hohen Abbränden. Bei den Herstellungsprozessen spielen insbesondere Verunreinigungen des Ausgangsprodukts mit Lanthaniden eine Rolle, also mit Spaltprodukten, die sich bei der Wiederaufarbeitung chemisch ähnlich zu Americium verhalten und deshalb nicht vollständig aus

dem Produkt entfernt werden können. Um das Bestrahlungsverhalten zu testen, wurden zwölf Testelemente (mit Ce als Am-Ersatz) im HANARO-Forschungsreaktor bestrahlt. Die Nachbestrahlungsuntersuchungen waren 2013 noch nicht abgeschlossen (Lee et al. 2015).

In Indien konzentrieren sich die Arbeiten zu neuen MOX-Brennstoffen auf den Einsatz in Schnellen Brütern für eine effizientere Ausnutzung von Uran-Ressourcen. Für den indischen Schnellen Brutreaktor FBTR wurden sowohl karbidische (U,Pu)C wie oxidische (U,Pu)O₂ Brennstoffe hergestellt und eingesetzt, für die auch die Herstellungsprozesse in Indien implementiert sind. Für den seit 2004 in Bau befindlichen PFBR werden derzeit MOX-Brennstoffe am Bhabha Atomic Research Centre hergestellt. Die Herstellungsprozesse sind weitgehend automatisiert, Teilschritte werden jedoch auch noch manuell in Handschuhkästen durchgeführt. Entwicklungsarbeiten für metallische Brennstoffe wurden gestartet, wobei sich die Arbeiten auf Herstellungsprozesse, thermodynamische Eigenschaften und Brennstoff-Hüllrohr-Wechselwirkungen konzentrieren. Das Ziel sind dabei Brennstoffe mit einer hohen Konversionsrate. Gegenüber einer Konversionsrate von 1,09 bei oxidischen und 1,19 bei karbidischen Brennstoffen werden für metallische Brennstoffe Konversionsraten von bis zu 1,59 berechnet. Schließlich werden auch keramisch/metallische Brennstoffe (CERMET) untersucht, die aufgrund einer besseren Spaltproduktrückhaltung möglicherweise zu höheren erreichbaren Abbränden führen könnten (Kumar 2015).

In den USA werden neuartige Brennstoffe für Generation IV-Systeme im Rahmen der Advanced Fuels Campaign (AFC) des US Department of Energy entwickelt. Dabei soll entgegen der bisherigen, eher empirischen Brennstoffentwicklung ein grundlegendes wissenschaftliches Verständnis des Brennstoffsystems (Matrix, Spaltmaterial, Hüllrohr) entwickelt werden. Neben Brennstoffen für LWR mit verbesserten Sicherheitseigenschaften sollen dabei insbesondere auch metallische Brennstoffe für Transmutationsanwendungen in FBR entwickelt werden. Dazu sollen einerseits geeignete Herstellungsprozessen zunächst im Labormaßstab entwickelt werden. Dabei steht insbesondere das Erreichen möglichst geringer Verluste im Mittelpunkt. Weiterhin sollen auch in begrenztem Umfang Bestrahlungstest in ATR und HFIR-Forschungsreaktor erfolgen. Als Back-Up-Option werden in begrenztem Umfang auch keramische Brennstoffe für Transmutationsanwendungen untersucht (Pasamehmetoglu et al. 2015).

In (Delage et al. 2015) wird ein Technology Readiness Level gemäß (Crawford et al. 2007) von MOX-Brennstoffen für FBR mit einem zusätzlichen geringen Anteil von Minoren Aktiniden dahingehend abgeschätzt, dass nunmehr von Tests einzelner Brennstäbe zu Tests mit Brennstabbündeln übergegangen werden kann (ca. TRL 5).

Ausgehend von den etwas dreißig Jahren Entwicklungsarbeit für die in heutigen LWR eingesetzten Oxidbrennstoff, wird in (acatech 2014, S. 111) eine ähnliche Zeitspanne für die Entwicklung eines Transmutationsbrennstoffes abgeschätzt.

5.2.2. IMF

Beginnend mit der Diskussion um einen Abbau von zivilen Plutoniumbeständen wurden auch Brennstoffkonzepte verstärkt diskutiert, bei denen das Plutonium nicht in Uran, sondern in sogenannte inerte Matrizen (inert matrix fuel, IMF) eingebettet werden soll. Dadurch würde während des Reaktoreinsatzes eine erneute Produktion von Plutonium aus Uran vermieden und somit der Umsatz und die Eliminierung des Plutoniums maximiert werden. Solche Konzepte werden seit den 2000er Jahren auch verstärkt für P&T-Strategien diskutiert. Dabei werden sowohl Konzepte für den Einsatz von IMF in existierenden LWR als auch für den Einsatz in kritischen oder beschleunigergetriebenen Schnellen Reaktoren diskutiert (vgl. z. B. (Akie et al. 1994; Degueudre und Paratte 1999; IAEA 2006b; Delage et al. 2015).

Die möglichen Herstellungsprozesse sind grundsätzlich vergleichbar zu den für MOX-Brennstoffe großtechnisch eingesetzten bzw. im Labormaßstab entwickelten Verfahren.

Im Vergleich zur MOX-Option bestünde der wesentliche Unterschied bei dieser Variante in der Substitution des im Brennstoff vorhandenen Urans durch ein geeignetes anderes Material. Hieraus ergeben sich jedoch spezifische weitere Unterschiede, auf die im Folgenden eingegangen wird.

Bei der Auswahl eines geeigneten Materials, das an die Stelle des in konventionellen MOX-Brennstoffen vorhandenen Urans treten könnte, sind eine Reihe verschiedener Kriterien zu erfüllen (Oversby et al. 1997):

- das Material sollte möglichst wenig mit Neutronen wechselwirken,
- bei den im Betrieb und bei Störfällen auftretenden Temperaturbereich darf es nicht die chemische Phase ändern,
- es muss auch unter der Randbedingung intensiver Neutronenbestrahlung stabil bleiben,
- es muss chemisch inert sein, d. h. nicht mit entstehenden Spaltprodukten, Hüllrohrmaterialien oder dem Kühlmittel reagieren,
- es muss geeignete thermodynamische (wie Wärmeleitfähigkeit, Wärmekapazität, hoher Schmelzpunkt, geringe thermische Ausdehnungskoeffizienten etc.) und mechanische (Elastizität, Stabilität etc.) Eigenschaften aufweisen,
- es sollte einfach und möglichst unter Verwendung existierender Technologien herzustellen und mit geringen Kosten produzierbar sein.

Anhand dieser Kriterien wurden international verschiedenen Materialien als potenzielle Matrixmaterialien identifiziert und untersucht (Matzke et al. 1999). Dabei können grundsätzlich sowohl keramische als auch metallische Brennstoffe, aber auch heterogene Brennstoff-Typen in Betracht kommen (Degueudre und Meyer 2003; IAEA 2003b).

Für den Einsatz in einem P&T-Szenario muss darüber hinaus der abgebrannte IMF-Brennstoff wiederaufarbeitbar sein, da nur ein Teil des jeweiligen Aktinideninventars beim einmaligen Einsatz im Reaktor gespalten wird. Dazu sind in Abhängigkeit von der gewählten Matrix eigene geeignete Wiederaufbereitungsverfahren zu entwickeln (acatech 2014). Insbesondere bei IMF-Brennstoffen auf ZrO_2 -Basis, die hinsichtlich der Eigenschaften beim Reaktoreinsatz als interessante Kandidaten angesehen werden, bestehen grundsätzliche Probleme im Bereich der Abtrennung der verbleibenden Aktiniden aus dem abgebrannten IMF-Brennstoff (Delage et al. 2015), zudem bedarf die hydrometallurgische Auflösung der Zirkonoxidmatrix einer Salpetersäure-Flusssäuremischung, die zu Korrosionsproblemen führt (acatech 2014).

Inerte Brennstoffe werden von der französischen CEA und im Rahmen von EU-Forschungsprogrammen untersucht. Im Rahmen von heterogenen Transmutationsszenarien werden dabei für den Einsatz in Schnellen Reaktoren Brennstoffe mit einer Matrix aus MgO , Mo oder ZrO_2 untersucht. Hierzu wurden ca. 35 Bestrahlungstests durchgeführt, von denen teilweise die Nachbestrahlungsuntersuchungen noch laufen. Weiterhin werden IMF-Brennstoffe für beschleunigergetriebene Reaktoren im Rahmen der Testprogramme HELIOS und FUTURIX-FTA untersucht. Der Anteil Minorer Aktinide beläuft sich dabei auf 10-40% (Delage et al. 2015). Im Rahmen des FUTURE-Vorhabens des 5ten und des EUROTRANS-Vorhabens des 6ten EU-Forschungsrahmenprogramms wurden demgegenüber auch Plutoniumoxid-Americiumoxid-Molybdän-Kompositbrennstoffe für den Einsatz in beschleunigergetriebene Reaktoren intensiver untersucht (acatech 2014). Aktuell werden verschiedene IMF-Brennstoffe auch im ASGARD-Vorhaben des 7ten EU-Forschungsrahmenprogramms charakterisiert (ASGARD 2015).

Bestrahlungstests mit verschiedenen IMF wurden in den letzten 15 Jahren im Rahmen verschiedener nationaler, europäischer und internationaler Versuchsprogramme durchgeführt. Hierzu zählen BORA-BORA (1997–2008), CAMIX (Bestrahlung in 2009 abgeschlossen), COCHIX (Bestrahlung in 2009 abgeschlossen), EFFTRA (1996–2006), ECRIX (Bestrahlung in 2008 abgeschlossen), HELIOS (Bestrahlung in 2010 abgeschlossen), MATINA (seit 1994), TANOX (1996) und THERMET (1997–1999).

Gegenwärtig werden insbesondere Brennstoffe auf der Basis von MgO (CERCER), Mo (CERMET) und Y-ZrO₂ als geeignete Kandidaten für P&T-Szenarien angesehen (Delage et al. 2015; acatech 2014).

Für CERMET-Brennstoffe auf Mo-Basis muss angereichertes Mo-92 verwendet werden, um die Neutronenverluste durch den Einfang in Mo gering zu halten (acatech 2014). Dazu wäre es notwendig geeignete Anreicherungsverfahren für Molybdän zu entwickeln. Dies steigert die Kosten dieser Matrix gegenüber anderen Matrixkandidaten erheblich. Weiterhin erfordert dies geeignete Wiederaufbereitungsverfahren, um das Molybdän aus dem abgebrannten IMF-Brennstoff zurückzugewinnen.

5.2.3. Zusammenfassung

Für P&T-Szenarien werden heute vorwiegend zwei Brennstoffkonzepte verfolgt, einerseits Mischoxid(MOX)-Brennstoffe aus Uran, Plutonium und Minoren Aktiniden, andererseits uranfreie Brennstoffe mit inerten Trägermaterialien.

Industrielle Erfahrungen bestehen bei der Fertigung von MOX-Brennstoffen aus Uran und Plutonium sowohl für Leichtwasser- als auch für Schnelle Brutreaktoren. Dabei ist es bei der Errichtung der zuletzt fertiggestellten bzw. der noch in Bau befindlichen Anlagen z. T. zu erheblichen Verzögerungen und Kostensteigerungen gekommen. Die zuletzt in Betrieb genommene Anlage (in Sellafield, Großbritannien) wurde aufgrund technischer Probleme nach kurzer Betriebszeit wieder stillgelegt, ohne jemals ihre Nennkapazität erreicht zu haben.

Gegenüber der bisherigen MOX-Herstellung resultieren im Rahmen eines P&T-Szenarios für die Herstellung sowohl von Mischoxid- als auch von Brennstoffen mit inerten Matrix durch den zusätzlichen Aktinidenanteil Probleme, die umfangreiche F&E-Arbeiten zur Auswahl eines geeigneten Brennstoffs, des zugehörigen Herstellungsprozesses und der Qualifizierung des Brennstoffs erforderlich machen. Dies betrifft die folgenden Faktoren:

- Durch die Mischung verschiedener chemischer Elemente (U, Np, Pu, Am, Cm) in einer Matrix bestehen hohe Anforderungen an die Erzeugung eines homogenen Produkts und die Qualitätssicherung des fertigen Brennstoffs mit Blick auf die chemischen, physikalischen und neutronenphysikalischen Eigenschaften.
- Die höhere Flüchtigkeit von Americium bedingt Änderungen an der Prozessführung, um Verluste und damit verbundene Verunreinigungen der Anlage zu minimieren.
- Die hohe Gamma- und Neutronenstrahlung der zu verarbeitenden Aktiniden stellt besondere Anforderungen an die Abschirmung und fernhantierten Herstellungsprozesse aus Gründen des betrieblichen Strahlenschutzes. Darüber hinaus muss die Produktion von Stäuben minimiert werden, um eine langfristige Kontamination der Anlage zu vermeiden. Dies ist sowohl aus Gründen des Strahlenschutzes wie aus Gründen der Zugänglichkeit der Anlagenteile für Wartungen und Reparaturen erforderlich.

-
- Die stärkere Heliumproduktion durch die Minoren Aktiniden erfordert eine geeignete Weiterentwicklung der Brennstoffmatrix bzw. der Brennelementkonstruktion.
 - Die stärkere Wärmeentwicklung durch die Minoren Aktiniden stellt höhere Anforderungen bei der Herstellung und Handhabung des Brennstoffs.

Für Brennstoffe, die Minore Aktinide enthalten, gibt es bislang nur erste labortechnische Erfahrungen. Das Technology Readiness Level für die Herstellung von Mischoxid-Brennstoffen mit Minoren Aktiniden stufen wir mit etwa 5 ein, mit inerter Matrix etwa mit 3-4.

Durch eine heterogene Transmutation könnten sich einerseits die Anforderungen an den Brennstoffe unter Umständen reduzieren lassen, so dass die eigentliche Brennstoffentwicklung erleichtert würde. Andererseits müssten bei einer solchen Strategie zumindest zwei Herstellungsprozesse entwickelt und zwei Fertigungsstrecken zur Herstellung von MOX-Brennstoff errichtet und betrieben werden.

Bis heute liegen keine experimentellen Erkenntnisse zum Verhalten von Brennstoffen mit Minoren Aktiniden unter Stör- und Unfallbedingungen vor. Diese wären im Rahmen einer Qualifizierung von Brennstoffen für einen Reaktoreinsatz erforderlich und setzen Versuchsprogramme in geeigneten Versuchsanlagen voraus.

Ausgehend von bisherigen Entwicklungszeiten für konventionelle Uranbrennstoffe und dem gegenwärtigen Entwicklungsstand der Brennstoffe für P&T-Szenarien ist von einem Zeitbedarf von wenigsten mehreren Jahrzehnten bis zur kommerziellen Einsetzbarkeit eines solchen Brennstoffs auszugehen.

Andere Brennstofftypen (karbidische, nitridische, metallische sowie keramisch/metallische) sind grundsätzlich denkbar. Sie weisen jeweils spezifische Vor- und Nachteile mit Blick auf die Brennstoffherstellung, den Reaktoreinsatz und die Wiederaufarbeitbarkeit auf. Keiner dieser Brennstofftypen ist jedoch in allen zu berücksichtigenden Aspekten gegenüber allen anderen Brennstofftypen im Vorteil. Der technische Entwicklungsstand dieser Brennstoffe ist gegenüber MOX-Brennstoffen nochmals geringer.

Die Herstellung von MOX-Brennstoff für LWR ist im Vergleich zur Herstellung von Uran-Brennstoffen mit signifikant höheren Kosten verbunden. Für Anlagen zur Herstellung von Brennstoffen für P&T-Szenarien ist von einer weiteren Steigerung der Herstellungskosten auszugehen. Die Kosten der letzten als kommerzielle Anlage errichteten MOX-Fabrik, der britischen SMP mit einer geplanten Kapazität von 120 t Brennstoff pro Jahr, beliefen sich auf 498 Millionen GBP, für die in den USA derzeit in Errichtung befindliche MFFF mit einer vergleichbaren Kapazität wurden die Kosten zuletzt mit 7,78 Milliarden US Dollar angegeben, die Gesamtkosten (inklusive Betrieb und Rückbau) für die Verarbeitung von ca. 50 t Plutonium wurden mit ca. 30 Milliarden US Dollar angegeben.

5.3. Transmutationsanlagen

In jedem Kernreaktor ergibt sich eine Konkurrenz zwischen den Neutronen-Einfangprozessen, die zu einer Umwandlung der Transurane führen, und denen, die zu ihrem Aufbau während des Reaktorbetriebs führen. Zentrales Kriterium für die Wahl eines Reaktortyps für die Aktiniden-Transmutation ist es daher, dass die Umwandlungsrate der Aktinide möglichst groß sein muss gegenüber ihrer Neubildungsrate. Dieses Verhältnis wird physikalisch generell ungünstig für alle Reaktortypen, die mit einem mit Hilfe eines Moderators thermalisierten Neutronenspektrum betrieben werden – dies trifft auf die weltweit dominierenden Druck- und Siedewasserreaktoren,

aber auch auf die kanadische CANDU-Linie und auf graphitmoderierte Reaktoren zu –, so dass diese grundsätzlich für die Aktiniden-Transmutation nicht attraktiv sind.

Günstiger wird das Verhältnis zwischen Umwandlung und Neuaufbau der Aktinide für Reaktoren, die ein schnelles – also in der Energieverteilung der Spaltneutronen kaum modifiziertes – Neutronenspektrum nutzen. Folgerichtig werden international mit dem Einsatz eines modifizierten Schnellen Brutreaktors und eines unterkritischen beschleunigergetriebenen Reaktors Konzepte konkret diskutiert, die auf schnellen Neutronenspektren beruhen. Beide Konzepte werden im Folgenden dargestellt. Da für beschleunigergetriebene Reaktoren keine Pilot- oder gar kommerzielle Anlage existiert, muss sich die Darstellung der weltweiten Betriebserfahrungen auf Schnelle (Brut-) Reaktoren beschränken.

5.3.1. Schnelle Reaktoren

5.3.1.1. Entwicklung Schneller Reaktoren

Betriebserfahrungen

Schon seit Beginn der Nutzung der Kernspaltung für friedliche Zwecke wurden Konzepte zum Bau von Reaktoren mit einem schnellen Neutronenspektrum entwickelt und in Prototypen verwirklicht. Als wesentlicher Vorteil im Vergleich zu thermischen Reaktoren wurde insbesondere eine um etwa den Faktor 60 höhere Energieausbeute der vorhandenen Uranreserven durch die weitgehende Umwandlung des Uran-238 in spaltbares Plutonium-239 („Erbrüten“) gesehen (Koelzer 2011). Damit erforderte die Nutzung dieses Reaktortyps parallel die großtechnische Entwicklung von Anlagen zur Wiederaufarbeitung der abgebrannten Brennelemente mit dem Ziel, das enthaltene Plutonium abzutrennen, und von Anlagen zur Fertigung plutoniumhaltiger („Mischoxid“-)Brennelemente für deren Einsatz in Schnellen Brutreaktoren.

In neueren Unterlagen wird als Vorteil dieses Reaktortyps neben der besseren Ausbeute der Uranressourcen zusätzlich ihr Potential zur Transmutation radioaktiver Abfallnuklide angeführt (IAEA 2012). Dieser Einsatzzweck erfordert allerdings erhebliche Modifikationen des Reaktorkerns, da ein Transmutationsreaktor Plutonium und weitere Aktinide verbrennen statt erbrüten soll.¹¹

Wie bei vergleichbaren Großtechniken erfolgte die Entwicklung Schneller Brutreaktoren in drei Phasen von Experimentellen Reaktoren über Prototyp-/ Demonstrationsreaktoren zu kommerziellen Anlagen (IAEA 2006a).¹² Die in diesen drei Entwicklungsstufen weltweit bis heute gebauten Schnellen Brutreaktoren sind in Tabelle 5-2, Tabelle 5-3 und Tabelle 5-4 zusammengestellt (IAEA 2006a, 2007, 2012b; WNA 2015a). Als wesentliche Ergebnisse der Auswertung ist festzuhalten:

- a) Sämtliche aufgeführte Schnelle Brüter nutz(t)en metallisches Natrium als Kühlmittel.¹³ Dies ermöglicht eine hohe Leistungsdichte des Reaktors, hohe Kühlmitteltemperaturen und damit günstigere Wirkungsgrade des Generators zur Stromproduktion als in Leichtwasserreaktoren,

¹¹ Die für die Transmutation entwickelten Konzepte werden hier als „Schnelle Reaktoren“ bezeichnet, um sie von „klassischen“ Schnellen Brütern zu unterscheiden.

¹² Dies entspräche den Technologie Reifegraden (Technology Readiness Level) fünf für experimentelle Reaktoren, sieben für funktionierende Prototypen und neun für eine laufende kommerzielle Anlage.

¹³ Einzige Ausnahme: der britische DFR verwendete Natrium-Kalium.

führt aber zu spezifischen Störfallrisiken, beispielsweise der teils häufig aufgetretenen Natrium-Leckagen und –brände.

- b) Wie bei der Entwicklung einer neuen Technik zu erwarten ist, waren die Betriebserfahrungen äußerst unterschiedlich. Sie reichen vom Auftreten ernster Stör- und Unfälle mit teils jahrelangen Stillstandszeiten bis zu einem über Jahrzehnte hinweg weitgehend störungsfreien Betrieb. Für diejenigen Reaktoren, deren Ziel die Demonstration einer hohen Verfügbarkeit war, sind – sofern ermittelbar – die durchschnittlichen Lastfaktoren angegeben. Diese berechnen sich als Verhältnis der tatsächlichen zur theoretisch möglichen Stromerzeugung, so dass sie ein geeignetes Maß für die betriebliche Zuverlässigkeit darstellen.
- c) Eine wesentliche Ursache für die teilweise niedrigen Verfügbarkeiten ist in Problemen mit den Natrium-Kühlkreisläufen zu sehen. In der Regel weisen die Demonstrations- und kommerziellen Reaktoren einen Primär- und Sekundärkreis mit flüssigem Natriummetall als Kühlmittel auf, über welche die Energie an den Wasser-Dampf-Tertiärkreislauf mit Turbine und Generator abgegeben wird. Leckagen der Natrium-Kühlkreisläufe mit Austritt des reaktiven Kühlmittels, teils verbunden mit Natriumbränden oder – im Falle von Leckagen des Wärmetauschers im Sekundärkreislauf – mit Natrium-Wasser-Reaktionen führten bei einzelnen Reaktoren zu häufigen und teilweise längeren¹⁴ Stillständen.
- d) Ein Teil der Reaktoren wurde ausschließlich oder weitgehend mit (höher angereichertem) Uran statt mit Plutonium betrieben. Gründe dafür dürften sowohl in der Option, die erprobte Technik der Fertigung von Uran-Brennelementen zu nutzen, als auch in den reaktorphysikalisch-sicherheitstechnischen Vorteilen¹⁵ gegenüber Plutonium-Brennstoff liegen. Beispielsweise wurde im russischen BN-600 bis heute kein Plutonium-Brennstoff eingesetzt.
- e) Ins Auge fällt der niedrige Lastfaktor des Superphenix (Tabelle 5-4), des bis heute einzigen kommerziellen Schnellen Brütters, für den langjährige Betriebserfahrungen vorliegen. Diese geringe Verfügbarkeit führte 1996 zum Beschluss des Betreibers, den Reaktor aus ökonomischen Gründen stillzulegen (IAEA 2007).
- f) Da Konzepte zur Transmutation langlebiger radiotoxischer Abfallisotope schon seit Jahrzehnten existieren, wurden in mehreren Ländern erste Versuche zum Einsatz solcher Isotope in experimentellen und Prototyp-Brutreaktoren durchgeführt. Diese dienten sowohl der Überprüfung der berechneten Umwandlungsraten als auch der Gewinnung von Erfahrungen des Verhaltens der aktinidenhaltigen Brennstoffe beim Einsatz in Reaktoren. Solche Transmutationsexperimente sind dokumentiert für den EBR-II in den USA (Gilai et al. 1982; IAEA 2006a), den PFR in Großbritannien (Walker et al. 1983), den BOR-60 in Russland (Mayorshin et al. 2002), für Joyo in Japan (IAEA 2012b) und Phenix in Frankreich (IAEA 2007).

Die bisherigen Erfahrungen mit Schnellen Brutreaktoren werden von der World Nuclear Association dahingehend bewertet, dass aufgrund signifikanter technischer und Materialprobleme und der nach 1970 aufgefundenen zusätzlichen Uranreserven Schnelle Brüter seit den Achtziger Jahren des letzten Jahrhunderts ökonomisch gegenüber Leichtwasserreaktoren nicht konkurrenzfähig waren (WNA 2015a).

¹⁴ Im Falle des japanischen Monju-Reaktors von 1994 - -2010.

¹⁵ Zu nennen sind hier insbesondere der höhere Anteil verzögerter Neutronen und häufig günstigere Reaktivitätskoeffizienten.

Abschließend sei darauf verwiesen, dass in der UdSSR im militärischen Bereich eine Entwicklung erfolgte, die für die aktuelle Diskussion von Konzepten von P&T mittels Schneller Reaktoren Bedeutung gewonnen hat: hier wurden insgesamt acht militärische Unterseeboote mit Schnellen Reaktoren betrieben, die statt metallischen Natriums als Kühlmittel ein flüssiges Blei-Bismut-Eutektikum nutzten. Auch wenn drei dieser U-Boote wegen schwerer Störfälle vorzeitig stillgelegt wurden, werden die Betriebserfahrungen von der Internationalen Atomenergiebehörde insgesamt positiv bewertet (IAEA 2007).

Tabelle 5-2: Zusammenstellung der experimentellen Schnellen Brüter

Land	Reaktor	Baubeginn	Leistung (MW _{th})	Betrieb	Anmerkungen
China	KNK-II	1975	52	1977-1991	
Frankreich	CEFR	2000	65	seit 2010	
Deutschland	Rapsodie	1962	40	1967-1983	
Großbritannien	DFR	1954	60	1959-1977	
Indien	FBTR	1972	40	seit 1985	
Italien	PEC	1974	120		Bau 1987 abgebrochen
Japan	JOYO	1970	140	1977-2007	
Russland	BR -10	1956	55	1959-2002	Kernschmelzunfall 1955 partielle Kernschmelze beim Anfahren
	BOR-60	1964	8	seit 1958	
USA	EBR-I	1947	1,2	1951-1963	
	EBR-II	1958	62,5	1963-1994	
	Fermi	1956	200	1965-1972	
	FFTF	1970	400	1980-1992	

Quelle: (IAEA 2006a, 2007, 2012b; WNA 2015a)

Tabelle 5-3: Liste der Prototyp- und Demonstrations-Brutreaktoren

Land	Reaktor	Baubeginn	Leistung (MW _{th})	Betrieb	mittlerer Lastfaktor	Anmerkungen
Deutschland	SNR-300	1973	762			keine Betriebs-genehmigung erteilt
Frankreich	Phenix	1968	563	1973-2009	~ 0,50	
Großbritannien	PFR	1966	650	1974-1983	0,07	
				1984-1994	0,34	
Indien	PFBR	2003	1250	seit 2012		
Japan	MONJU	1985	714	seit 1994		1996-2010 nach Störfall Stillstand
Kasachstan	BN-350	1964	750	1972-1999	0,85	
Russland	BN-600	1967	1470	seit 1980	0,74 ¹⁶	
USA	CRBRP	1982				wegen Kosten-steigerung 1983 abgebrochen

Quelle: (IAEA 2006a, 2007, 2012b; WNA 2015a)

¹⁶ Für die Jahre 1982-2009.

Tabelle 5-4: Zusammenstellung der kommerziellen Schnellen Brüter

Land	Reaktor	Baubeginn	Leistung (MW _{th})	Betrieb	mittlerer Lastfaktor
Frankreich	Super-Phenix 1	1976	3420	1985-1996	0,08 ¹⁷
Russland	BN-800	2002	4200	Inbetriebnahme seit 2014	

Quelle: (IAEA 2006a, 2007, 2012b; WNA 2015a)

Internationale P&T-Konzepte mit Schnellen Reaktoren

Generation IV International Forum

Einen wesentlichen Schritt für ein erneutes Interesse an Bau und Betrieb Schneller Reaktoren stellte die Etablierung des *Generation-IV International Forum* im Jahre 2000 dar, dem heute 12 Staaten¹⁸ sowie EURATOM angehören (GIF 2014). Ziel dieses Forums ist die Entwicklung einer neuen („vierten“) Generation von Kernkraftwerken mit den Zielen Nachhaltigkeit, Sicherheit und Zuverlässigkeit, ökonomische Konkurrenzfähigkeit, Proliferationsresistenz und Schutz vor Zugriffen Dritter (Sicherheit), die bis zum Jahre 2030 einsetzbar sein sollen.

In einer zweijährigen ersten Phase wurden 6 Reaktorkonzepte identifiziert, die das höchste Potential zur Erreichung der gesteckten Ziele aufweisen. Diese sind:

- Natriumgekühlter Schneller Reaktor,
- Bleigekühlter Schneller Reaktor,
- Gasgekühlter Schneller Reaktor,
- Hochtemperaturreaktor,
- Salzschmelzereaktor,
- Superkritischer Leichtwasserreaktor.

Ein beschleunigergetriebenes Reaktorkonzept wurde in diese Prioritätenliste nicht aufgenommen. Für die sechs ausgewählten Konzepte werden in der Technology Roadmap (GIF 2014) 10-Jahres-Entwicklungsziele definiert. Als Forschungs- und Entwicklungskosten wird für einen Zeitraum von 15 Jahren eine Summe von 6 Milliarden US Dollar genannt, von denen 80% durch Frankreich, Japan und die USA aufgebracht werden (WNA 2015b).

Für den natriumgekühlten Schnellen Reaktor wird konstatiert, dass dieser im Vergleich zu anderen Konzepten Schneller Reaktoren ausgereifter sei und daher schon in nächster Zukunft für die Aktiniden-Transmutation eingesetzt werden könne. Als Meilensteine werden die Inbetriebnahme des BN-800 in Russland (s. Tabelle 5-4) und der Abschluss der Planung des ASTRID-Reaktors in Frankreich angesehen, ebenso die bis Ende 2015 vorgesehene Entscheidung über die Wahl eines für die Transmutation Minorer Aktinide geeigneten Brennstoffs.

Angestrebt wird, die F&E-Arbeiten für einen fortgeschrittenen natriumgekühlten Schnellen Reaktor mit Transmutation Minorer Aktinide bis etwa 2022 so weit vorangetrieben zu haben, dass sich

¹⁷ Ohne behördlich angeordnete zweijährige Stillstandsphase zur Durchführung eines öffentlichen Anhörungsverfahrens.

¹⁸ Argentinien, Brasilien, China, Frankreich, Großbritannien, Japan, Kanada, Russland, Schweiz, Südafrika, Südkorea, USA.

dann eine mindestens 10-jährige Demonstrationsphase anschließen kann, in der zusammen mit der Industrie Genehmigungsverfahren, Bau und Betrieb eines Prototyp-/Demonstrationsreaktors durchgeführt werden sollen. Damit erhält dieses Entwicklungsprojekt seitens des Generation IV International Forum höchste zeitliche Priorität. Die F&E-Arbeiten werden getragen von China, EURATOM, Frankreich, Japan, Korea, Russland und den USA, die dafür eine entsprechende Kooperationsvereinbarung („System Arrangement“) unterzeichnet haben (GIF 2015).

Als zweites Projekt eines metallgekühlten Schnellen Reaktors wird im Rahmen des Generation IV International Forum die Entwicklung von Reaktoren, die mit flüssigem Blei oder einem Blei-Bismut-Eutektikum gekühlt werden, vorangetrieben. Auch dieses Reaktorkonzept sieht die Transmutation der Minoren Aktinide vor. Diese Arbeiten werden getragen von EURATOM, Japan und Russland, die dazu ein „Memorandum of Understanding“ (GIF 2015) unterzeichnet haben. Sowohl EURATOM als auch Russland haben detaillierte Konzeptstudien durchgeführt. Es wird erwartet, dass die beiden russischen Projekte, die am weitesten fortgeschritten sind – Russland besitzt durch den Betrieb einiger militärischer U-Boote mit einem Blei-Bismut-Eutektikum als Kühlmittel als einziges Land zumindest teilweise übertragbare Betriebserfahrungen –, bis zum Jahre 2020 den Betrieb aufnehmen werden (GIF 2014).

Als drittes Konzept wird im Generation IV International Forum die Entwicklung eines gasgekühlten Schnellen Reaktors verfolgt. Die F&E-Arbeiten werden im Rahmen eines 2006 unterzeichneten „System Arrangements“ getragen von EURATOM, Frankreich, Japan und der Schweiz (GIF 2015). Allerdings hat Frankreich aufgrund der 2010 getroffenen Entscheidung, natriumgekühlte Schnelle Reaktoren zu priorisieren, seine F&E-Leistungen für diesen Reaktortyp reduziert, ähnlich wie Japan und in geringerem Maße die Schweiz nach dem Reaktorunfall von Fukushima (GIF 2014, 2014). Auch in diesem Reaktorkonzept ist die Transmutation Minorer Aktinide vorgesehen. Da die Planungen dieses Reaktors allerdings im Vergleich zu den beiden obengenannten Schnellen Reaktortypen noch wenig ausgereift ist, werden für die nächsten 10-20 Jahre lediglich der Abschluss der Konzeptentwicklung eines experimentellen Reaktors und der Start dessen Genehmigungsverfahrens angestrebt (GIF 2014).

European Industrial Initiative on Sustainable Nuclear Energy

Ergänzend zum Generation IV International Forum wurde auf Betreiben der Europäischen Union im Rahmen ihres 2006 initiierten SET (*European Strategic Energy Technology*)-Plans eine industriell geführte Initiative zur Entwicklung von Konzepten zur nachhaltigen Nutzung der Kernenergie initiiert, die *European Industrial Initiative on Sustainable Nuclear Energy* (ESNII). Ein wesentliches Ziel dieser Initiative ist, bis zum Jahr 2040 eine kommerzielle Verfügbarkeit Schneller Reaktoren der Generation-IV zu erreichen (ESNII 2015). Unterstützt und finanziell gefördert von der Europäischen Union wird angestrebt, die drei Reaktorkonzepte Schneller Reaktoren des Generation IV International Forum bis zur Einsatzreife zu entwickeln und dies durch entsprechende erste Anlagen zu demonstrieren.

Als Referenztechnik hat ESNII sich auf den natriumgekühlten Schnellen Brüter festgelegt, daneben soll alternativ die Entwicklung des blei- oder gasgekühlten Schnellen Reaktors bis zum Bau eines Demonstrationsreaktors verfolgt werden (ESNII 2015). Dabei wird für alle drei Konzepte übereinstimmend mit den entsprechenden Konzepten des Generation IV International Forum eine Wiederaufarbeitung der abgebrannten Brennelemente und eine Transmutation des Plutoniums und der Minoren Aktinide geplant.

Die zeitliche Planung sieht vor, bis zum Jahre 2020 für einen natriumgekühlten Reaktor Planung, Genehmigungsverfahren und Bau eines Prototyps abzuschließen (ESNII 2015). Dieser mit dem Akronym ASTRID bezeichnete Reaktor soll in Frankreich errichtet werden (IAEA 2012b).

Um Erfahrungen mit Blei als Kühlmittel zu sammeln, soll für die alternative Reaktorlinie eines mit diesem Schwermetall gekühlten Reaktors zunächst eine *European Technology Pilot Plant* errichtet und betrieben werden. Dafür ist der in Belgien geplante MYRRHA-Reaktor vorgesehen, dessen Betriebserfahrungen in die Konzeption eines bleigekühlten Schnellen Demonstrations-Reaktors namens ALFRED einfließen sollen (IAEA 2012b), dessen Verwirklichung aktuell in Mioveni in Rumänien geplant ist (WNA 2015b).

Parallel zur bleigekühlten Entwicklungslinie wurden F&E-Projekte gasgekühlter Schneller Reaktoren initiiert. Ziele dieser Projekte sind Auslegungsplanung und anschließender Bau eines Demonstrationsreaktors (Acronym ALLEGRO), der gemeinsam von der Tschechischen Republik, der Slowakei und Ungarn in einem dieser Länder verwirklicht werden soll (WNA 2015b).

Beschleuniger-gestützte Systeme werden im Rahmen der *European Industrial Initiative on Sustainable Nuclear Energy* nicht aktiv verfolgt, selbst der mit einem Beschleuniger als Neutronenquelle konzipierte MYRRHA-Reaktor wird – zumindest im Rahmen der ESNII – primär als Instrument zur Erfahrungsgewinnung für eine Fortentwicklung der „klassischen“ Brutreaktoren verstanden.

EURATOM

Zusätzlich zum Engagement innerhalb des *Generation IV International Forum* und der Organisation und Unterstützung der *European Industrial Initiative on Sustainable Nuclear Energy* fördert EURATOM im Rahmen der letzten und des aktuellen Forschungsprogramms F&E-Arbeiten der drei oben aufgeführten Konzepte Schneller Reaktoren. Wesentliche Projekte mit Bezug zu Partitionierung und Transmutation und deren Ergebnisse werden in den folgenden Kapiteln angesprochen, soweit sie für das Thema des Gutachtens relevant sind.

Nationale P&T-Konzepte mit Schnellen Reaktoren

Detaillierte Informationen zu den Strategien einzelner Staaten sind von der (IAEA 2012b) zusammengestellt worden. Diese bilden die Grundlage der folgenden Darstellungen, soweit nicht explizit andere Quellen ausgewiesen werden.

Frankreich

In den Jahren 2005 und 2006 verabschiedete Gesetze schreiben nationale F&E-Anstrengungen zur Entwicklung innovativer Kernreaktoren vor, die eine „nachhaltige“ Behandlung radioaktiver Abfälle gewährleisten sollen. Gefordert wird, bis zum 31.12.2020 einen Prototyp eines solchen Reaktors in Betrieb zu nehmen mit der Perspektive einer großtechnischen Einführung zwischen 2040 und 2050. Die Verantwortung für die Umsetzung dieser Bestimmungen wurde dem Commissariat à l'Énergie Atomique (CEA) übertragen.

In einem umfangreichen F&E-Programm fokussiert CEA zusammen mit AREVA und Électricité de France (EdF) als industriellen Partnern die Umsetzung dieser gesetzlichen Vorgaben auf zwei Reaktorkonzepte – den natriumgekühlten Schnellen Reaktor als Referenzoption sowie als längerfristige Option die Entwicklung des gasgekühlten Schnellen Reaktors. Wiederaufarbeitung sowie Transmutation des Plutoniums und der Minoren Aktinide sind integraler Teil der Konzeptentwicklungen.

Die Umsetzung der Bestimmung, bis Ende 2020 einen Prototyp in Betrieb zu nehmen, soll mit dem ASTRID-Projekt geleistet werden. Dieser Prototyp eines natriumgekühlten Schnellen Reaktors, der den sicherheitstechnischen und ökonomischen Vorgaben eines Generation IV Reaktors entsprechen soll, wird für eine Leistung von 400-600 MW_{el} ausgelegt werden. Aktuell geplant ist

seine Errichtung in Marcoule zusammen mit einer Anlage zur Brennelementfertigung für diesen Reaktor mit Betriebsbeginn im Jahr 2025 (WNA 2015b).

Zur Entwicklung des als zweite Option ausgewählten gasgekühlten Schnellen Brütters beteiligt sich CEA intensiv an den F&E-Projekten der EURATOM zur Entwicklung des Demonstrationsreaktors ALLEGRO.

Japan

Im Rahmen der längerfristigen Energiepolitik Japans wurde Ende 2006 im Rahmen der Umsetzung eines Regierungsbeschlusses aus dem Jahr 2005 festgelegt, natriumgekühlte Schnelle Reaktoren weiterzuentwickeln und ab etwa 2045 kommerziell einzuführen. Teil dieser Entwicklungsarbeiten sollten die Etablierung eines Brennstoffkreislaufs mit Wiederaufarbeitung und Fertigung von Mischoxid-Brennelementen sowie die Transmutation Minorer Aktinide darstellen. Zur Unterstützung der erforderlichen F&E-Arbeiten wurde die Wiederinbetriebnahme des Betriebs des nach einem Störfall 1994 heruntergefahrenen Prototyp-Brutreaktors MONJU (Tabelle 5-3) angestrebt.

Mögliche Konsequenzen des Unfalls im Kernkraftwerk Fukushima Dai-ichi 2011 auf diese Planungen sind derzeit nicht abschließend beurteilbar.

Russland

Im globalen Vergleich kann Russland heute die umfangreichsten Erfahrungen mit dem Betrieb natriumgekühlter (Brut-)Reaktoren aufweisen. Folgerichtig ist beabsichtigt, auf der Grundlage der beiden derzeit in Betrieb befindlichen Demonstrationsreaktoren BN-600 und BN-800 (Tabelle 5-3 und Tabelle 5-4) kommerzielle Reaktoren zu entwickeln, die in großem Umfang ab 2040-2050 eingesetzt werden sollen. Wiederaufarbeitung der abgebrannten Brennstoffe, Fertigung von Mischoxid-Brennelementen und Transmutation der Minoren Aktinide sind als Bestandteil des zukünftigen Einsatzes natriumgekühlter Schneller Reaktoren geplant. Da der BN-600 bis heute ausschließlich mit höher angereichertem Uran betrieben worden ist und Russland keine Erfahrung mit der industriellen Fertigung von plutoniumhaltigen Mischoxid-Brennstoffen aufweist¹⁹, wird die für BN-600 und BN-800 mit den USA vertraglich vereinbarte Verwendung von Plutonium aus russischen Atomwaffenbeständen (PMDA 2010) wesentlich zum Erfahrungsgewinn für Fertigung und Einsatz von Mischoxid-Brennelementen in Schnellen Reaktoren beitragen.

5.3.1.2. Einsatz Schneller Reaktoren zur Transmutation

Die folgenden Analysen beziehen sich schwerpunktmäßig auf den Einsatz natriumgekühlter Schneller Reaktoren. Aufgrund der existierenden Erfahrungen der letzten Jahrzehnte und der Priorität, die diese Reaktorlinie innerhalb des Generation IV International Forums und insbesondere der durch EURATOM geförderten F&E-Projekte genießt, existieren umfangreiche detaillierte Konzeptstudien und Analysen unter Berücksichtigung der Transmutation Minorer Aktinide, die eine detaillierte Systembeschreibung und deren Bewertung ermöglichen.

Auf den ersten Blick erscheint die Beimischung geringer Anteile Minorer Aktinide mit ihren zu Uran und Plutonium ähnlichen physikalischen Charakteristika im Brennstoff eines Schnellen Reaktors nur geringe betriebliche Auswirkungen erwarten zu lassen. Vertiefende Betrachtungen zeigen jedoch, dass dies nicht haltbar ist. Im Folgenden werden zwei Aspekte im Mittelpunkt stehen –

¹⁹ Es sei daran erinnert, dass der von russischer Seite zur Schließung dieser technischen Lücke beabsichtigte Kauf der Fertigungsanlagen der ALKEM (neu) in Hanau letztendlich scheiterte.

mögliche Implikationen der Transmutation Minorer Aktinide auf die Sicherheit eines natriumgekühlten Schnellen Reaktors sowie die zu erwartende Effizienz der Umwandlung des Plutoniums und der Minoren Aktinide.

Sicherheitseffekte der Transmutation Minorer Aktinide

Eine der zentralen Sicherheitseigenschaften jedes Reaktors ist seine Leistungsentwicklung bei Störungen. Angestrebt wird grundsätzlich eine möglichst starke negative Rückkopplung bis idealerweise hin zu einer drastischen Reduzierung der Leistung bei Störungen („inhärente Sicherheit“). Physikalisch charakterisiert wird eine solche Reaktion eines Reaktors auf eine Störung durch sogenannte Reaktivitätskoeffizienten, die die potentielle Änderung des Leistungsniveaus als Funktion der relevanten betrieblichen Kenngrößen – beispielsweise Temperatur und Kühlmitteldichte – quantifizieren und die mit Hilfe geeigneter neutronenphysikalischer Simulationsprogramme bestimmt werden können. Dabei wird durch eine geeignete Kernausslegung konstruktiv angestrebt, dass die Rückkopplung und damit der resultierende Reaktivitätskoeffizient während des gesamten Reaktorbetriebs negativ bleiben.²⁰

Von besonderer sicherheitstechnischer Bedeutung ist die Rückkopplung im Falle einer schnellen temperaturbedingten Verringerung der Dichte des Kühlmittels oder dessen weitgehenden Verlustes im Rahmen eines Störfalls („void-Reaktivitätskoeffizient“). In Leichtwasserreaktoren ist diese aus physikalischen Gründen grundsätzlich stark negativ, so dass ein solcher Reaktor seine Leistung sofort reduziert. Dies stellt einen wesentlichen sicherheitstechnischen Vorteil gegenüber anderen Reaktortypen wie beispielsweise dem in Tschernobyl betriebenen sowjetischen RBMK-Reaktor²¹ dar (GRS 1986).

Die im letzten Jahrhundert geplanten und verwirklichten Schnellen Brutreaktoren weisen grundsätzlich einen positiven²² Reaktivitätskoeffizienten auf (IAEA 2007, 2012b), so dass die Wahrscheinlichkeit eines den Reaktor zerstörenden schnellen Leistungsanstiegs – häufig als Bethe-Tait-Störfall bezeichnet – durch konstruktive Maßnahmen, beispielsweise die Auslegung des Abschaltsystems und die Abscheidung von Dampfblasen aus dem Primärkreislauf, minimiert wurden. Für Schnelle Reaktoren, die mit Plutonium als Brennstoff betrieben werden, stellen sich besondere Herausforderungen an Detektion eines solchen Störfalls und die schnelle Reaktion der Abschaltssysteme, da aufgrund des vergleichsweise geringen Anteils der verzögerten Neutronen die Leistung deutlich schneller exponentiell anwächst als bei Reaktoren mit Uranbrennstoff. Für den in Kalkar errichteten deutschen SNR-300 wurden kernzerstörende Leistungsexkursionen daher im Rahmen des Genehmigungsverfahrens als hypothetische Ereignisse klassifiziert. Allerdings zeigten spätere detaillierte neutronenphysikalische Analysen (Kirchner 1991), dass der Einbruch des Öls aus dem Lager einer Primärkühlmittelpumpe bei einem Dichtungsversagen in den Natriumkreislauf eine kernzerstörende Leistungsexkursion hätte initiieren können. Ein solcher

²⁰ Aufgrund der hohen sicherheitstechnischen Bedeutung einer solchen Kernausslegung werden solche Rechnungen nicht nur bei der Planung des Reaktors, sondern bei Brennelementwechseln für jeden Folgekern wiederholt und in Deutschland gutachterlich überprüft.

²¹ In diesem führten diverse Verletzungen von Sicherheitsvorschriften zu einem physikalisch instabilen Reaktorzustand, bei dem eine Verringerung der Kühlmitteldichte in einer positiven Rückkopplung auf die Reaktorleistung resultierte, die mit ihrem exponentiellen Anstieg nicht mehr von den Sicherheitssystemen kompensiert werden konnte und so zur explosionshaften Zerstörung des Reaktors führte.

²² Dies gilt nicht für Schnelle Reaktoren, die statt mit Plutonium mit höher angereichertem Uran betrieben wurden, wie der russische BN-600.

Störfall trat im britischen Demonstrationsreaktor FPR in Dounreay 2011 auf²³, blieb allerdings wohl deshalb ohne größere Auswirkungen, da ein größerer Teil des Öls im Pumpenkörper zurückgehalten wurde, bis es sich thermisch zersetzt hatte (IAEA 2007). Als Konsequenz wurden im Rahmen der damals in Frankreich, Großbritannien und Deutschland gemeinsam verfolgten Konzeptarbeiten zur Entwicklung eines kommerziellen Schnellen Brutreaktors (European Sodium Fast Reactor, ESFR) magnetisch gelagerte Hauptkühlmittelpumpen entwickelt, die ohne Öl auskommen (IAEA 2007).

Der void-Reaktivitätskoeffizient Schneller Reaktoren wird maßgeblich durch zwei physikalische Effekte bestimmt, die beide beim Einsatz Minorer Aktinide beeinflusst werden.

- a) Ein Anstieg der Reaktorleistung wird begleitet von einer Temperaturerhöhung im Kern. Diese führt zu einer Änderung der Absorptionsrate der Neutronen im Brennstoff und damit zu einer Rückkopplung auf die Neutronenflussdichte. Dieser Temperatur-Reaktivitätskoeffizient – häufig auch als Doppler-Koeffizient bezeichnet – und damit seine Rückwirkung ist stark negativ in Uran-238, aber positiv in Plutonium-239 und -241, während das Isotop Plutonium-240 einen negativen Doppler-Koeffizienten aufweist (IAEA 2012b).
- b) Eine in der Regel dominierende positive Rückkopplung wird durch Dichteverringern oder Wegfall des Natriums verursacht, da in einer solchen Situation weniger Neutronen im Kühlmittel absorbiert werden. Lediglich in sehr kleinen Reaktoren wird dieser Effekt durch die Vergrößerung des Anteils der Neutronen („Neutronenleckage“), die aus dem Reaktorkern hinausfliegen, aufgrund deren hohen Oberflächen- zu Volumenverhältnisse überkompensiert.

Im Rahmen der Auslegung des BN-800 und der Planungen zum Einsatz des BN-600 zum Einsatz von Waffenplutonium als Brennstoff konnte gezeigt werden, dass die Einführung eines mit Natrium gefüllten Bereiches oberhalb des Kerns einen solchen positiven void-Reaktivitätskoeffizienten signifikant verringern kann (Moses et al. 1998; IAEA 2012b).

Als dritte wichtige neutronenphysikalische Rückwirkung einer Leistungserhöhung wird in einigen Sicherheitsanalysen die Vergrößerung des Kernvolumens betrachtet, die durch die temperaturbedingte thermische Ausdehnung der Materialien bedingt ist. Diese verursacht eine Reduktion der Neutronenflussdichte. Allerdings wurde darauf verwiesen, dass dieser Effekt vergleichsweise langsam zum Tragen kommt (IAEA 2007; acatech 2014), so dass fraglich ist, ob diese Rückwirkung den Leistungsanstieg rechtzeitig dämpfen könnte.

Einen wesentlichen Sicherheitsgewinn kann die erstmals für den russischen BN-800 konzipierte Einführung eines mit Natrium gefüllten Bereiches oberhalb des Kerns darstellen. Dieser verringert den void-Reaktivitätskoeffizienten signifikant, da bei einer Leistungserhöhung das Verdampfen des Natriums zu einer Erhöhung der leakagebedingten Neutronenverluste im Kern führt (IAEA 2012b). Allerdings zeigen Auslegungsrechnungen für den Europäischen natriumgekühlten Schnellen Brüter – ein von EURATOM gefördertes Konzept für einen kommerziellen Schnellen Brüter –, dass auch in einem optimierten Kern mit oberem Natrium-Plenum der void-Reaktivitätskoeffizient in weiten Bereichen des Reaktorkerns positiv bleibt, so dass eine dämpfende Rückwirkung erst einsetzt, wenn das Sieden des Kühlmittels das Plenum erfasst (Sun et al. 2011). Es bedarf daher gekoppelter neutronenphysikalischer/thermohydraulischer dynamischer Simulationen um zu untersuchen, ob diese Maßnahme ausreicht, um signifikante Kernschäden zuverlässig zu vermeiden.

²³ Auch im deutschen experimentellen Schnellen Brutreaktor KNK-II ist ein solcher Störfall aufgetreten, allerdings bei abgeschaltetem Reaktor (Kernkraftwerk Kalkar - Atomrechtlicher Erörterungstermin anlässlich der beantragten Änderung des Reaktorkerns, Wesel, 4.-6. 12. 1994).

Die Entwicklung natriumgekühlter Schneller Reaktoren mit erhöhter inhärenter Sicherheit stellt eines der Kernziele der F&E-Arbeiten des Generation IV International Forum dar (GIF 2014). Dafür zentral sind Reaktorkerne mit negativem Reaktivitätskoeffizienten. Insbesondere im Rahmen der von EURATOM finanziell unterstützten F&E-Projekte wurden Untersuchungen zur Auslegung der Kerne natriumgekühlter Schneller Reaktoren durchgeführt, bei denen die Transmutation Minorer Aktinide berücksichtigt wurde.

Eine Transmutation der Minoren Aktinide verschlechtert grundsätzlich die neutronenphysikalischen Reaktivitätskoeffizienten, da sie sowohl den sicherheitsgerichteten Doppler-Koeffizienten reduziert als auch den void-Reaktivitätskoeffizienten vergrößert (acatech 2014). Dies bedingt, dass im Falle einer homogenen Beimischung in allen eingesetzten Brennelementen der Anteil der Minoren Aktinide wenige Prozent nicht übersteigen sollte (NEA 2012).

Dieser unerwünschte Einfluss der Minoren Aktinide auf die Reaktivitätskoeffizienten lässt sich reduzieren, wenn diese ausschließlich in Brennelementen an Außenpositionen des Reaktorkerns eingesetzt werden, an denen die Neutronenflussdichte gering gehalten wird, so dass ihre Rückwirkung auf die Sicherheitseigenschaften ebenfalls begrenzt bleibt. Dazu muss der Plutoniumgehalt dieser Brennelemente ebenfalls stark reduziert werden. Eine solche heterogene Beimischung führt zu einer Kernkonfiguration ähnlich der der „klassischen“ Schnellen Brüter mit einer inneren Spaltzone und einem äußeren radialen und/oder axialen Mantel, in dessen Brennelementen dann Anteile von bis zu 40% Minorer Aktinide möglich sein sollen (Salvatores et al. 2015).

Grundsätzlich gehen die international verfolgten Konzepte zur Entwicklung Schneller Reaktoren mit Aktinidentransmutation davon aus, dass die Reaktoren während des Betriebs eine möglichst große Masse Plutonium neu aufbauen, so dass sich Brutraten nahe oder größer 1.0 ergeben. Am Karlsruhe Institute of Technology wurden Konzeptentwicklungen durchgeführt, in denen die geplante Kernausslegung des französischen natriumgekühlten Schnellen Brüters ASTRID für einen Einsatz speziell zur Reduzierung des Plutoniums beziehungsweise alternativ der Minoren Aktinide aus Leichtwasserreaktoren modifiziert wurde (acatech 2014; Gabrielli et al. 2015; Vezzoni et al. 2015). Dabei wurden die Kernausslegungen beider Varianten hinsichtlich sicherheitstechnisch günstiger Reaktivitätskoeffizienten optimiert. Es zeigte sich, dass die Reaktorleistung von 1600 MW_{th} auf 1200 MW_{th} reduziert werden musste, zudem wurden der interne Brutmantel entfernt und der untere axiale Brutmantel auf 2 cm reduziert (Gabrielli et al. 2015). Damit konnte unter Berücksichtigung des Natrium-Plenums oberhalb des Kerns ein leicht negativer void-Reaktivitätskoeffizient für die betrachtete Brennstoffzusammensetzung erreicht werden mit allerdings weiterhin stark positiven Werten im unteren Kernbereich (Gabrielli et al. 2015). Es bedarf daher gekoppelter dynamischer neutronenphysikalisch/thermohydraulischer Analysen, um das Störfallverhalten eines solchen Reaktorkerns abschließend beurteilen zu können.

Effizienz der Transmutation von Plutonium und Minorer Aktinide

Angesichts der Begrenztheit der prognostizierten Uranvorkommen wurde die Entwicklung Schneller Reaktoren im letzten Jahrhundert mit dem Ziel vorangetrieben, durch die Erbrütung eines Überschusses an Brennstoff (Plutonium) eine jahrhundertelange Nutzung der Kernenergie zu erreichen. Diese Perspektive bildet unverändert eines der Kernziele der F&E-Arbeiten des Generation IV International Forum (GIF 2014). Die Nutzung Schneller Reaktoren zur Transmutation Minorer Aktinide steht dem Ziel einer möglichst hohen Brutrate entgegen, da die in den Minoren Aktiniden absorbierten Neutronen für die Produktion neuen Plutoniums verloren sind. Folgerichtig wird keines der international verfolgten Projekte mit dem Ziel einer effizienten Reduzierung der Minoren Aktinide konzipiert. Stattdessen wird vorgesehen, die beim

Reaktorbetrieb entstehenden Minoren Aktinide zu rezyklieren, um langfristig deren Massen zu stabilisieren, da dies einen Betrieb mit Brutraten von etwa 1,0 („Isobrüter“) ermöglicht.

Für einen Einsatz zur Umwandlung der in Deutschland bis zum Jahre 2022 erzeugten Minoren Aktinide müssen daher spezifisch für diesen Zweck modifizierte Schnelle Reaktoren entwickelt, gebaut und betrieben werden – auch wenn für diese sicherlich für einen erheblichen Teil der nichtnuklearen Komponenten von den internationalen F&E-Arbeiten Kredit genommen werden kann.

Das Plutonium wird fast ausschließlich durch Einfang von Neutronen in Uran-238 erzeugt, das typischerweise etwa 80% der Brennstoffmasse im Kern ausmacht. Zur Erzielung einer hohen Brutrate hat sich ein heterogener Kernaufbau mit einem zentralen Plutoniumkern hoher Leistungsdichte, der axial und radial von einem Brutmantel aus Natur- oder abgereichertem Uran mit den Minoren Aktiniden umgeben ist, als ideal erwiesen.

Um die Erzeugung frischen Plutoniums zu reduzieren, wäre es daher attraktiv, in Deutschland im Rahmen einer P&T-Strategie mit natriumgekühlten Schnellen Reaktoren Uran als Trägermaterial des eingesetzten Brennstoffs durch ein neutronenphysikalisch „neutrales“ Material zu ersetzen – häufig als *inert Brennstoff* bezeichnet. Dies würde allerdings die sicherheitsgerichtete Rückwirkung des Uran-238 im Falle einer prompten Leistungserhöhung infolge seines negativen Temperatur-Reaktivitätskoeffizienten beseitigen, so dass bis heute kein Konzept für einen inhärent sicheren natriumgekühlten Schnellen Reaktor mit inertem Brennstoff vorgeschlagen werden konnte.

Die Transmutation der Aktinide ist auch in einem Schnellen Reaktor hoher Leistungsdichte ein relativ langsamer Prozess, da die Reaktionsquerschnitte klein sind, zudem neben der Spaltung durch Neutroneneinfang schwerere Aktinidenisotope aufgebaut werden. In (acatech 2014) wird angegeben, dass pro Zyklus etwa 10% der Summe aus Plutonium und Minoren Aktinide transmutiert werden.²⁴ Zusätzlich werden in dieser Unterlage für einen ASTRID-ähnlichen Reaktorkern etwas höhere Werte von 13-14% genannt. Isotopenspezifische Angaben für diesen Reaktor sind von (Gabielli et al. 2015) angegeben. Konsequenz ist, dass die in den abgebrannten Brennstoffen des Transmutations-Reaktors noch enthaltenen Minoren Aktinide wiederum in einer Wiederaufarbeitungsanlage abgetrennt und erneut in den Reaktor eingebracht werden müssen. Diese Rezyklierung muss vielfach wiederholt werden (acatech 2014). Gleiches gilt für Plutonium.

Offensichtlich ist ein einzelner Schneller Reaktor bei weitem nicht in der Lage, die in Deutschland bis 2022 erzeugten Massen an Plutonium und Minoren Aktiniden zu transmutieren. Daher sind – wiederum basierend auf dem ASTRID-ähnlichen Konzept, das oben vorgestellt wurde – Simulationen durchgeführt worden, wie dieses Ziel durch eine geeignete Kombination Schneller Reaktoren, die für die Transmutation des Plutoniums oder der Minoren Aktinide optimiert sind, erreicht werden könnte (acatech 2014; Vezzoni et al. 2015). Es zeigt sich, dass beginnend im Jahre 2070 für einen Zeitraum von 150 Jahren drei Generationen von jeweils 6-7 natriumgekühlten Schnellen Reaktoren mit jeweils 1200 MW_{th} Leistung betrieben werden müssten, von denen 4-5 für die Transmutation des Plutoniums, die restlichen für die der Minoren Aktinide ausgelegt sein müssten (Vezzoni et al. 2015). Diese Simulationen basieren allerdings auf den optimistischen Annahmen, dass (i) die abgebrannten Brennelemente vor der Wiederaufarbeitung lediglich 2 Jahre zwischengelagert werden, (ii) Wiederaufarbeitung und Brennelementfertigung ein Jahr benötigen,

²⁴ Allerdings ist die dort gezogene Schlussfolgerung, dass damit nach neunmaliger Transmutation die Ausgangsmasse um einen Faktor 10 reduziert sei, nicht korrekt – es resultiert lediglich eine Verringerung auf 0,9⁹, also etwa 39%.

und (iii) alle Reaktoren durchgehend mit einem Lastfaktor von 85% exzellente Verfügbarkeiten aufweisen. Insbesondere die Annahme einer Abklingzeit von lediglich zwei Jahren vor der Wiederaufarbeitung erscheint unrealistisch, da schon für die Brennelemente der deutschen Leistungsreaktoren eine Mindestabklingzeit von 7 Jahren für erforderlich angesehen wurde, um Nachwärmeleistung und radiolytische Zersetzung der Lösemittel bei der Wiederaufarbeitung zu begrenzen. Beide begrenzende Faktoren werden für die konzipierten Schnellen Reaktoren höhere Werte annehmen und daher eher längerer Kühlzeiten bedürfen. Die ermittelte Zeitdauer von 150 Jahren für eine Partitionierung und Transmutation der in den abgebrannten Brennelementen deutscher Kernkraftwerke akkumulierten Transurane sollte daher als Untergrenze verstanden werden.

5.3.1.3. Zusammenfassung

Weltweit sind in den letzten Jahrzehnten umfangreiche Erfahrungen mit Bau und Betrieb natriumgekühlter Schneller Brutreaktoren gemacht worden. Allerdings zeigt sich, dass die in vielen Staaten unternommenen Anstrengungen nicht zur erfolgreichen Einführung kommerziell wettbewerbsfähiger Kraftwerke geführt haben. Neben geringen Verfügbarkeiten wichtiger Einzelprojekte – beispielsweise des französischen Superphénix – sind die deutlich weniger als prognostiziert gestiegenen Uranpreise als wesentliche Ursache zu nennen. Seit Beginn dieses Jahrhunderts werden international erneute Anstrengungen unternommen, sicherheitstechnisch verbesserte, betrieblich zuverlässigere und ökonomisch konkurrenzfähigere Schnelle Reaktoren zu entwickeln. Dabei genießen natriumgekühlte Schnelle Reaktoren erste Priorität, daneben werden insbesondere in der EU blei- und gasgekühlte Konzepte verfolgt. Für alle drei Reaktorlinien sind die Rückführung des wiederaufgearbeiteten Plutoniums und der abgetrennten Minoren Aktinide integraler Bestandteil der Konzepte.

Im Rahmen europäischer F&E-Projekte durchgeführte detaillierte Konzeptstudien und neutronenphysikalische Simulationen für natriumgekühlte Schnelle Reaktoren zeigen, dass Minore Aktinide die anzustrebende sicherheitsgerichtete Rückkopplung bei Reaktivitätsstörfällen negativ beeinflussen. Ihre Konzentration im Reaktorkern muss daher auf einige Prozent begrenzt werden, ein Einsatz uranfreier Brennstoffe in natriumgekühlten Schnellen Reaktoren erweist sich als ausgeschlossen. Da zudem die Effizienz der Transmutationsprozesse limitiert ist, wird für eine Behandlung der in Deutschland bis 2022 in abgebrannten Brennelementen akkumulierten Minoren Aktinide sowie des Plutoniums mindestens ein Zeitraum von 150 Jahren benötigt, während dessen 3 Generationen von je 6-7 Schnellen Brüttern mit 1200 MW_{th} Leistung betrieben werden müssten. Während dieses Zeitraums müssten die zu transmutierenden Isotope vielfach aus dem Brennstoff abgetrennt, in frische Brennelemente eingebracht und rezykliert werden.

5.3.2. Unterkritische beschleunigergetriebene Schnelle Reaktoren

Im Folgenden werden die Entwicklung und der Einsatz von beschleunigergetriebenen Reaktoren (accelerator driven system – ADS) für die Transmutation von Transuranen untersucht. Die wesentlichen Komponenten eines solchen hybriden Systems sind ein unterkritischer Schneller Reaktor und eine Spallationsneutronenquelle.

Aufgrund der unterkritischen Auslegung des eigentlichen Schnellen Reaktors ist dieser nicht in der Lage, selbstständig eine kritische Kettenreaktion aufrecht zu erhalten. Daher werden in einen Hochstrombeschleuniger Protonen auf hohe Energien beschleunigt und auf ein Schwermetall-Target geschossen. Dabei zerplatzen die Schwermetallatome im Target und setzen dabei einer große Anzahl an Neutronen frei. Diese lösen in dem das Target umgebenden Reaktor dann Kernspaltungen aus, wobei die ursprünglichen Neutronen nochmals vervielfältigt werden. Die im

Reaktor freigesetzte Leistung ist damit der Leistung des Beschleunigerstrahls (also dem Produkt aus der Energie der Protonen und dem Protonenstrom) proportional.

5.3.2.1. Entwicklung beschleunigergetriebener Systeme

Mitte der Neunziger Jahre des letzten Jahrhunderts wurden in Europa und in den USA erste detaillierte Konzeptstudien der Nutzung von Beschleunigern zur Transmutation bzw. Spaltung von Aktiniden durchgeführt. Dadurch wurde das Interesse an einer Würdigung dieser Option geweckt, unterstützt durch umfangreiche Mittel für Forschung und Entwicklung.

Weltweit gibt es heute eine Reihe von Konzeptstudien zur Entwicklung beschleunigergetriebener Anlagen. Einen detaillierten Überblick über die derzeit diskutierten Anlagen und den Forschungsstand in verschiedenen Ländern bieten z. B. (IAEA 2015c; NEA 2005). Bisher gibt es weltweit keine laufende Prototypanlage eines beschleunigergetriebenen Systems. Dementsprechend ist der nächste Schritt in der Entwicklung beschleunigergetriebener Systeme zunächst der Bau eines oder mehrerer Prototypreaktoren, bevor der Bau einer industriellen Demonstrationsanlage angestrebt werden kann.

In den **USA** kam es trotz umfangreicher Vorstudien (DoE 1998; Bowman 1998) zu keiner Entwicklung eines beschleunigergetriebenen Systems, um dessen Funktionsprinzip zu demonstrieren, oder zur Beteiligung an internationalen Projekten. Allerdings existiert in den USA Expertise zu vielen technischen Aspekten eines beschleunigergetriebenen Systems, insbesondere zu Hochstrombeschleunigern und Spallationsneutronenquellen (SNS, LANSCE u. a.).

Grundlagenforschung an beschleunigergetriebenen Systemen wird in **Japan** vor allem am J-PARC Beschleuniger durchgeführt. Dort gibt es auch Absichten, in Zukunft ein experimentelles System mit 60 MW_{th} Leistung und später ein kommerzielles System mit 800 MW_{th} (1 GeV, 20 mA) zu errichten (IAEA 2015c).

Darüber hinaus gibt es Absichten für beschleunigergetriebene Reaktoren in **Indien** und **China** (Vandeplassche und Medeiros Romao 2012) sowie **Südkorea** (IAEA 2015c), die jedoch ebenfalls das Stadium einer Vorstudie noch nicht überschritten haben.

Das am weitest fortgeschrittene Projekt weltweit ist das geplante beschleunigergetriebene System MYRRHA (Multipurpose hYbrid Research Reactor for High-tech Applications) in Belgien, auf das die Forschungs- und Entwicklungsanstrengungen in **Europa** derzeit gebündelt werden (IAEA 2015c). Basierend auf den Erfahrungen mit dem Demonstrationsprojekt MYRRHA soll nach derzeitigen Planungen nach erfolgreicher Demonstration als Nachfolgeprojekt das vollindustrielle beschleunigergetriebene System EFIT (European Facility for Industrial Transmutation) gebaut werden, für das erste Anlagenauslegungen erarbeitet wurden. Die beiden im europäischen Kontext wichtigen Konzepte MYRRHA und EFIT werden daher im Folgenden ausführlicher dargestellt.

Spallationsneutronenquellen

Die wichtigsten Parameter einer Spallationsneutronenquelle sind die Anzahl der beschleunigten Teilchen pro Zeit (Beschleunigerstrom), deren Aufprallgeschwindigkeit (Energie) und die Anzahl der in der Spallationsreaktion erzeugten Neutronen. Je mehr beschleunigte Teilchen (z. B. Protonen) auf das Schwermetalltarget prallen, desto mehr Spallationsreaktionen werden ausgelöst. Je höher die Energie der Teilchen, desto mehr Neutronen entstehen durch das Zersplittern der Atomkerne beim Aufprall. Meist werden Protonen im Beschleuniger eingesetzt. Typische Energien, bei denen das Verhältnis zwischen Neutronenerzeugung und Energie der beschleunigten Teilchen am günstigsten ist, liegen zwischen mehreren hundert

Megaelektronenvolt (MeV) bis zu 2 Gigaelektronenvolt (GeV) und damit nahezu bei Lichtgeschwindigkeit der Protonen. In diesem Energiebereich ist Zahl der pro Spallationsreaktion freigesetzten Neutronen proportional zur Protonenenergie. Pro Spallationsreaktion werden je nach Material des Targets bei diesen Energien ca. 10-30 Neutronen freigesetzt.

Die ursprüngliche Idee, große Beschleuniger und Neutronen aus dem Spallationsprozess für die Transmutation von Radionukliden zu nutzen, entstand in den 50er Jahren. Allerdings sollten damals nicht die Aktinide des nuklearen Abfalls in Spaltprodukte umgewandelt werden, sondern im Gegenteil sollte mit Hilfe der Spallationsneutronen spaltbares Material produziert werden. Die Spallationsneutronenquelle sollte zum Brüten von Spaltmaterial genutzt werden. In den 1970er Jahren lebte dann in mehreren Studien die Idee des Accelerator Breeders wieder auf (Riendeau et al. 1999).

Seit den 1990er Jahren kann von einem erneuten Interesse an der Beschleunigertechnologie zur Erzeugung von Neutronen durch Spallation gesprochen werden, das sich zunächst auf den Bau von Spallationsneutronenquellen für die Forschung gerichtet hat (Liebert et al. 2009). Große Forschungsspallationsneutronenquellen im Betrieb mit Leistungen im Megawattbereich sind

- Spallation Neutron Source SNS (Oak Ridge National Laboratory – USA, 1,4 MW)
- MEGAPIE vormals SINQ (Paul Scherrer Institut – Schweiz, 1,4 MW).

Daneben gibt es zwei kleinere Anlagen mit mehreren 100 kW Leistung:

- LANSCE (Los Alamos National Laboratory – USA, 80-120 kW),
- ISIS (Rutherford Appleton Laboratory – Großbritannien, 200 kW)

Subkritischer Reaktor

In den 1990er Jahren kamen verstärkt Konzepte für hybride Systeme auf, die eine Spallationsneutronenquelle zur Neutronenerzeugung mit einem unterkritischen Reaktor zur Neutronenmultiplikation und Energieerzeugung koppeln. In diesen hybriden Systemen ist das Spallationstarget von Brennelementen umgeben; es entsteht eine ähnliche Anordnung wie in einem schnellen Reaktorsystem, außer dass sich in der Mitte des Reaktor die Spallationsneutronenquelle befindet und die für den Betrieb des unterkritischen Reaktors nötigen Neutronen liefert. Der Reaktor funktioniert dabei in der Form eines „Energieverstärkers“, der durch Neutronenmultiplikation eines Neutrons aus der Spallationsneutronenquelle zu einer Kette von Kernspaltungen führt.

Die Leistung des Reaktors ist daher unmittelbar mit der Leistung des Beschleunigers gekoppelt. Da der Reaktor über den Abbrand der Brennelemente während eines Zyklus Reaktivität verliert, muss auch die Leistung des Beschleunigers eine gewisse Variabilität zur Kompensation aufweisen.

Ein solcher Reaktor kann ähnlich wie ein Schneller Reaktor auch zur Transmutation radioaktiver Abfälle eingesetzt werden. Meilensteine waren das Konzept des Energy-Amplifiers von Carlo Rubbia (Rubbia et al. 1995a; Rubbia et al. 1995b) oder das Accelerator Transmutation of Waste Programm in den USA. (DoE 1998). Die meisten dieser Konzepte verblieben jedoch in der Projektierungsphase. Für Konzeptstudien wurden computergestützte Simulationsprogramme entwickelt und mit experimentellen Daten abgeglichen, die an den für die Forschung gebauten Spallationsneutronenquellen gewonnen wurden.

Vergleichbar zu kritischen Schnellen Reaktoren werden drei Kühlmittel für den Einsatz in einem beschleunigergetriebenen Reaktor diskutiert: Natrium, Blei-Bismut und Helium. Die Wahl des Kühlmittels bestimmt das grundsätzliche Design des Reaktors und die daraus folgenden Sicherheitsstrategien. Eine Hochdruck-Heliumkühlung ist anfällig hinsichtlich eines Kühlmittelverluststörfalls, während Blei-Bismut- und Natriumkühlung mit niedrigen Systemdrücken arbeiten. Dafür ist Gaskühlung unproblematisch in Hinsicht auf Korrosionsschäden, die für Blei-Bismut- und Natrium-Kühlung relevant sind. Gasgekühlte Reaktoren oder flüssigmetallgekühlte Blei-Bismut Reaktoren benötigen keine Brennelementkästen zur Strömungsführung und müssen mit geringer Leistungsdichte im Reaktor betrieben werden. Es besteht das Potential potentieller Reaktivitätszufuhr durch Brennstabversagen und anschließender Verdichtung bzw. reduzierter Neutronenleckage. Eine geringe Leistungsdichte verhindert auch eine kompakte Bauweise und erhöht die Kosten (NEA 2002).

Derzeit wird als Kühlmittel in vielen Studien Blei-Bismut verfolgt. Bisher liegen weltweit allerdings nur wenige Erfahrungen mit Blei-Bismut gekühlten Reaktoren vor. In den USA gab es dazu in den 1950er und 1960er Jahren erste Forschungen. Hauptproblem der Kühlung sind Korrosionsprobleme bei höheren Temperaturen. Darüber hinaus gibt es Erfahrungen mit Blei als Kühlmittel in Reaktoren für das russische U-Boot Programm (Mitev 2014). In Russland ist ebenfalls der Bau des Prototyp Reaktors SVBR-100 geplant (Rosatom 2015). Durch den sehr niedrigen Schmelzpunkt des Eutektikums Blei-Bismut kann der Reaktor bei relativ niedrigen Temperaturen betrieben werden (270°C) und damit die Gefahr durch Korrosion vermindert werden. Zusätzlich sind höhere Temperaturunterschiede im Reaktorkern möglich. Einen Überblick über die materialtechnischen Fragestellungen bezüglich Blei und Blei-Bismuth-Legierungen gibt (NEA 2007).

Beschleunigergetriebene Reaktoren weisen hohe Leistungsinhomogenitäten im Reaktor auf, da mit zunehmendem Abstand von der Spallationsneutronenquelle die Leistungserzeugung im Reaktor stark abfällt. Entsprechend sind nach (acatech 2014) Kompromisse in der Auslegung und der Transmutationseffizienz nötig.

Bis zur Entwicklung eines kommerziellen Systems ist noch sehr viel Forschungs- und Entwicklungsarbeit notwendig. Die „Betriebsstabilität und Betriebbarkeit von beschleunigergetriebenen, unterkritischen Systemen [ist] noch komplettes Neuland“ (acatech 2014).

Beschleuniger

Die zu erreichende Energie der beschleunigten Teilchen bestimmt die Abmessungen des Beschleunigers. Dies ist ein wesentlicher Kostenfaktor. Es werden üblicherweise Linearbeschleuniger (LINAC – Linear Accelerator) oder Kreisbeschleuniger (Cyclotron oder Synchrotron) eingesetzt. Die Beschleunigungsstrecke bei Linearbeschleunigern kann mehrere hundert Meter betragen. Ein Kreisbeschleuniger lässt sich wesentlich kompakter bauen und hat je nach Leistungsfähigkeit einen Durchmesser von ca. 5-20 Metern. Cyclotrons sind günstig zu bauen, eine Kontrolle der Länge plötzlicher Strahlunterbrechungen ist aber schwieriger und die erreichbaren Beschleunigerströme sind begrenzt (10 mA bei 1 GeV) (Napolitano 2001). Der Vorteil von Linearbeschleunigern ist, dass es keine prinzipiellen Grenzen bezüglich des Maximalstroms gibt und Ströme bis zu 100 mA und mehr mit heute verfügbarer Technologie im Prinzip transportiert werden können (Smith und Schneider 2000). Linearbeschleuniger eignet sich besser zur Fehlertoleranz gegenüber kurzen Strahlunterbrechungen. Dafür sind Linearbeschleuniger durch ihre großen Abmessungen und den entsprechenden Strahlenschutz Aufwand teurer (Van den Eynde et al. 2013).

Beschleuniger werden gegenwärtig hauptsächlich für die Anwendung in der Grundlagenphysik entwickelt. Die Weiterentwicklung supraleitender Beschleunigerkomponenten hat die technologische Dynamik in den letzten zwei Jahrzehnten vorangetrieben. Waren noch in den 1980er und 90er Jahren Ströme von wenigen 0,1 mA an der Spitze der Entwicklung, stehen heute Hochstrombeschleuniger mit einigen Milliampere Strom zum Betrieb von Spallationsneutronenquellen zur Verfügung. Die derzeitig leistungsstärksten Spallationsneutronenquellen sind die SNS am Oak Ridge National Laboratory in den USA, betrieben mit einem Linearbeschleuniger mit 1,4 MW Leistung (1,4 mA Strom, 1 GeV Energie, Länge 330 m) sowie die SINQ am Paul Scherrer Institut in der Schweiz, betrieben mit einem Cyclotron mit 1,4 MW Leistung (2,3 mA, 590 MeV, Durchmesser 9 m). Für eine industrielle Anwendung in einem beschleunigergetriebenen System sind kontinuierliche Beschleunigerströme von mindestens 10-20 mA notwendig. Dies ist technisch demonstriert und könnte bei entsprechender Investition in Forschung und Entwicklung innerhalb der nächsten 2-3 Jahrzehnte industriell erreicht werden.

In einem hybriden System aus Beschleuniger und unterkritischem Reaktor hat nicht nur die Höhe des Stroms, sondern vor allem die Zuverlässigkeit des Beschleunigers entscheidenden Einfluss auf die Sicherheitseigenschaften des Systems und auf die Auslastung einer industriell betriebenen Anlage. Die Verfügbarkeit eines Beschleunigers war (NEA 2000) und ist jedoch technisch eine der Herausforderungen für die zukünftige Entwicklung (Biarrotte et al. 2015)

Eine hohe Verfügbarkeit des Beschleunigers kann durch lange durchschnittliche Zeiten zwischen zwei Strahlunterbrechungen ausgedrückt werden und kann durch Redundanz, Auslegungsreserven und Fehlertoleranz gegenüber Strahlzeitunterbrechung erreicht werden. Im Falle von MYRRHA soll eine hohe durchschnittliche Zeit zwischen zwei Strahlunterbrechungen von 10 Tagen erreicht werden. Dies entspricht einem dreimonatigem Betrieb mit einem außerordentlich niedrigen Wert („extremely low values“ (Biarrotte et al. 2015)) von maximal 10 Strahlunterbrechungen, die mehr als 3 Sekunden dauern. Diese extrem strikten Spezifikationen an die Zuverlässigkeit des Beschleunigerbetriebs („extremely strict reliability specification“ (Biarrotte et al. 2015)) sind notwendig, da jede längere Strahlunterbrechung zu thermischem Stress im Strahlfenster des Spallationstargets führt, dessen Material durch den Aufprall des Teilchenstrahls unter extremen Belastungen steht. Zum anderen kommt es bei längeren Strahlunterbrechungen auch zu Leistungsabfällen im Reaktor und damit zu Reaktortransienten mit entsprechenden thermischen Belastungen für das Reaktorsystem. Bei einem ungewollten Abschalten des Reaktors kann das erneute Anfahren mit allen Prozeduren bis zu 20 Stunden dauern (Biarrotte et al. 2015). Allerdings wird in (Biarrotte et al. 2015) auch angeführt, dass Studien aus Japan und den USA weniger anspruchsvolle Anforderungen an die Zuverlässigkeit von Beschleunigern spezifizieren.

In jedem Fall muss ein beschleunigergetriebene Reaktor für einen kommerziellen Betrieb mindestens 80% der Zeit verfügbar sein, normale Betriebspausen und Wartungsperioden eingeschlossen. Dies stellt für die Entwicklung von Beschleunigern eine große Herausforderung dar, da heutige Spallationsneutronenquellen aus dem Forschungsbereich wie die SNS in Oak Ridge bestenfalls auf eine Zeit zwischen zwei Strahlunterbrechungen von wenigen Stunden kommen (Biarrotte et al. 2015). Strahlzeitunterbrechungen von bis zu einer Minute kommen weit über 100 mal pro Tag vor und 10 mal am Tag kann der Strahl zwischen einer Minute und über einer Stunde ausfallen.

Für leistungsstarke Beschleuniger ist weiterhin die Minimierung des Strahlverlusts eine der zentralen Herausforderungen. Strahlverluste führen zu einer Aktivierung der umgebenden Anlagenstrukturen. Sie müssen daher aus Strahlenschutzgründen auf etwa 1 Watt pro Meter reduziert werden, damit der Beschleuniger noch durch Personal gewartet werden kann. Mit wachsender Strahlleistung muss daher der Anteil an Strahlverlusten immer geringer gehalten und

beispielsweise in einer Megawattanlage auf ein Millionstel der Strahlleistung pro Meter reduziert werden (Plum 2013).

Weitere Details zu den einzelnen technologischen Systemen des Beschleunigers und deren Entwicklungsstand bietet auch (Abderrahim et al. 2010).

Spallationstarget

Limitierend für die Leistungsfähigkeit von Spallationsneutronenquellen ist die Wärmeabfuhr aus dem Schwermetalltarget. Die Leistung der beschleunigten Teilchen wird bei ihrem Aufprall weitgehend im Target deponiert und muss durch geeignete Kühlmethoden abtransportiert werden. Da die Bauweise einer Spallationsneutronenquelle im Forschungsbereich und in einem beschleunigergetriebenen Reaktor vorsieht, dass möglichst viele Neutronen die Oberfläche des Targets verlassen, ist das Target sehr kompakt. Typische Targets haben die Form eines schmalen Zylinders oder flachen Kastens mit einer Höhe/Durchmesser von 10-20 cm und einer Länge von bis zu einem Meter. Da etwa 2/3 der gesamten Leistung des Teilchenstrahls in diesem geringen Volumen als Wärme deponiert wird, ist die Kühlung entsprechend technisch höchst anspruchsvoll. Heutige Anlagen werden statt mit festen Targets (Wolfram, Uran) mit Flüssigmetalltargets ausgestattet, da hier das flüssige Schwermetall gleichzeitig Neutronen produziert und als Kühlmittel dienen kann. Als Targetmaterialien kommen aufgrund ihrer niedrigen Schmelztemperaturen z. B. Blei-Bismut-Legierungen oder Quecksilber in Frage.

Die hohe Strahlenbelastung und die für Flüssigmetall notwendigen hohen Temperaturen setzen das Strukturmaterial des Targets einer entsprechenden Materialbelastung aus. Geeignete Materialien zu finden, die für ein kommerzielles System mit entsprechend hoher Leistung und dessen Anforderungen an lange Lebensdauer und geringe Materialermüdung geeignet sind, ist eines der gegenwärtigen Ziele der Forschung und Entwicklung von Spallationstargets. Das Target wird für einen kommerziellen Betrieb mindestens einmal pro Jahr ausgetauscht werden müssen, Aufgrund der deponierten Aktivität muss dies fernhantiert erfolgen. (NEA 2002)

Erste Nachbestrahlungsuntersuchungen für eine Blei-Bismut-Legierung konnten am MEGAPIE Target am Paul Scherrer Institut gewonnen werden (Wohlmuther et al. 2015). Die SNS am Oak Ridge National Laboratory der USA arbeitet mit einem Quecksilber-Target.

Eine Spallationsneutronenquelle kann mit oder ohne Strahlfenster ausgeführt werden. Ein Strahlfenster entkoppelt das Hochvakuum des Beschleunigers vom eigentlichen Target und umgibt das Flüssigmetall. Der Nachteil eines Strahlfensters ist, dass es als erstes vom hochenergetischen Teilchenstrahl getroffen wird und entsprechende Materialschäden erleidet. Ist dagegen das Target ebenfalls innerhalb des Hochvakuums, wird kein Strahlfenster benötigt. Ohne Strahlfenster trifft der Teilchenstrahl direkt auf das Flüssigmetall. Eine solche Anordnung ist technisch jedoch schwierig auszuführen, da die gesamte Spallationsneutronenquelle unter Vakuum gehalten werden muss, obwohl Verunreinigungen durch Materialverdampfung und gasförmige Spaltprodukte aus dem Targetmaterial entstehen. Allerdings werden dadurch die thermischen Belastungen und strahlungsinduzierten Materialschäden vermieden, die durch den intensiven Teilchenstrahl in einem Strahlfenster entstehen würden. Bisher ist kein Material bekannt, das den Bedingungen eines Teilchenstrahls einer industriellen beschleunigergetriebenen Anlage (Strahldichte von $0,15 \text{ mA/cm}^2$) für ein Jahr standhalten würde (NEA Proc. 2015).

Zu beachten ist, dass die hochenergetischen Protonen und Neutronen in der Nähe des Targets zu deutlicher Aktivierung führen und Inspektion, Wartung und Instandhaltung erschweren. Durch Aktivierung des Kühlmittels des Spallationstargets und von Strukturmaterialien der

Spallationsneutronenquelle entstehen zusätzlich wärmeentwickelnde Abfälle, die jedoch im Weiteren nicht bilanziert werden.

Weitere Details zu den einzelnen technologischen Systemen des Spallationstargets und deren Entwicklungsstand bietet auch (Abderrahim et al. 2010).

MYRRHA

Die derzeitigen Forschungsbemühungen für beschleunigergetriebene Systeme konzentrieren sich in Europa auf das MYRRHA Projekt (Multipurpose hYbrid Research Reactor for High-tech Applications). Die Entwicklung von MYRRHA begann 1998 und wird hauptsächlich vom belgischen Kernforschungszentrum SCK CEN getragen, wo auch der Bau der Demonstrations- und Forschungsanlage geplant ist.

Verschiedene Versionen von MYRRHA (1998-2005) waren Teil sukzessiver Europäischer Verbundprojekte im Forschungsrahmenprogramm der Europäischen Kommission. Besonders die Version des Auslegungskonzepts aus dem Jahr 2005 wurde als Startpunkt für das XT-ADS Design (2005-2009) (Abderrahim et al. 2011) innerhalb des EUROTRANS Projektes (2005-2010) im 6. Rahmenprogramm verwendet (Van den Eynde et al. 2013). XT-ADS war als schnell zu errichtende (Zieldatum 2020) und kleine (50-150 MW_{th}) experimentelle Anlage gedacht, die die technische Durchführbarkeit der Transmutation demonstriert. Das seit 2009 verfolgte Design MYRRHA-FASTEF (Abderrahim et al. 2011) beruht auf den Vorläuferkonzepten, hat jedoch eine maximale Leistung von 100 MW_{th}. Die Anlage soll sowohl in einer kritischen Konfiguration, als auch als unterkritische, beschleunigergetriebene Anlage verwendet werden können. Im kritischen Betrieb wird MYRRHA-FASTEF mit Mischoxid-Brennstoff betrieben, wie er typisch für natriumgekühlte Schnelle Reaktoren ist (Van den Eynde et al. 2013).

Das MYRRHA Projekt hat das bisher ausgereifteste Design für eine beschleunigergetriebene Prototypanlage²⁵. Es wurden schon detaillierte Auslegungen des Kerns berechnet. MYRRHA soll aus einem Blei-Bismut Spallationstraget bestehen, das durch einen Linearbeschleuniger für Protonen mit einer Energie von 600 MeV bei einem Strom von 4 mA gespeist werden soll, bei einer Gesamtleistung von 2,4 MW (Abderrahim et al. 2015; Biarotte und Müller 2011). MYRRHA ist als ein extrem unterkritisches System konzipiert mit einem Kritikalitätsfaktor von nur $k_{\text{eff}} = 0,95$ (Biarotte et al. 2015).

Seit das Projekt gestartet wurde, haben eine Reihe europäischer und nicht-europäischer Forschungsinstitute zusammengearbeitet und jährlich Forschungs- und Entwicklungsgelder in Höhe von etwa 3 Millionen Euro erhalten. Wesentlicher Geldgeber war die Europäische Kommission. Im Horizon-2020 Programm werden etwa 11 Millionen Euro in MYRRHA investiert, von denen 9 Millionen aus Mitteln der Europäischen Kommission getragen werden (SCK CEN 2015).

MYRRHA ist als ein Mehrzweckforschungsreaktor geplant und soll in mehrfacher Hinsicht als Prototypanlage gelten.

- Es sollen weitere Erfahrungen mit einem Blei-Bismut (Pb-Bi) gekühlten Reaktorkern gesammelt werden.

²⁵ Es wurden bisher nach einem ersten Draft Konzept im Jahr 2005, das XT-ADS Design 2009 und schließlich das FASTEF Design 2012 vorgelegt.

- Des Weiteren soll das ADS Konzept demonstriert werden, indem die drei Komponenten (Beschleuniger, Spallationstarget und subkritischer Reaktor) bei einer dafür geeigneten Leistung gekoppelt werden, um Betriebserfahrungen für eine Skalierung auf industrielle Anwendung zu sammeln (Van den Eynde et al. 2013).
- Der schnelle Neutronenfluss im Reaktor und seine Auslegung als Mehrzweckreaktor erlaubt es, verschiedene Materialien bis hin zu ganzen Brennelementen zu Testzwecken zu bestrahlen und so die Entwicklung geeigneter Brennstoffe und Strukturmaterialien experimentell voranzutreiben. Der Reaktor wird dazu auch ohne angeschlossenen Beschleuniger in einer kritischen Anordnung betrieben werden können. Diese Maßnahme entkoppelt den Betrieb des Reaktors vom Betrieb des Beschleunigers und des Spallationstargets. Im Prinzip wäre es so möglich, dass bei Verzögerungen des Baus des Beschleunigers der Reaktor trotzdem betrieben werden kann. Angestrebt ist, aber MYRRHA zunächst als beschleunigergetriebenes System und erst anschließend als schnellen Reaktor weiter zu betreiben (Abderrahim et al. 2013). Zunächst ist kein Einsatz von Minoren Aktiniden im Kern geplant.

Es wird angestrebt, MYRRHA im Jahr 2026 in Betrieb zu nehmen (De Bruyn et al. 2015). Hierzu soll zunächst in einer ersten vierjährigen Phase eine erste Genehmigung (prelicense) durch die Regulierungsbehörde erreicht werden, gefolgt von einer zweiten Genehmigungsphase. Da es sich um ein vollständig neues und durch den ADS-Anteil hoch komplexes Reaktorsystem handelt, kann auch nur teilweise auf bisherige Erfahrungen zurückgegriffen werden. Das Projekt wurde Ende 2014 vollständig durch die belgische Regierung evaluiert (Abderrahim et al. 2015).

Das belgische Forschungszentrum gibt auch an, dass MYRRHA durch (acatech 2014) evaluiert worden sei und der Bericht an die deutsche Regierung gegangen sei. Die Diskussion über eine deutsche Beteiligung würden derzeit noch laufen (SCK CEN 2015).

Im September 2015 hat die belgische Regierung entschieden, das MYRRHA Projekt in die Liste belgischer Projekte für das neue Investitionsprogramm der Europäischen Union mit einer Summe von 1,5 Milliarden Euro aufzunehmen (SCK CEN 2015). Beteiligungen weiterer Länder werden seit längerem diskutiert, insbesondere Japan zeigte prinzipielles Interesse sich an 10% der Kosten zu beteiligen.

Wie oben dargestellt wird aus Sicht der in der *European Industrial Initiative on Sustainable Nuclear Energy* zusammengeschlossenen Konzerne der MYRRHA-Reaktor primär als Instrument zur Erfahrungsgewinnung für eine Fortentwicklung der „klassischen“ Brutreaktoren und der Nutzbarkeit eines Blei-Bismut-Eutektikums als Kühlmittel verstanden.

European Facility for Industrial Transmutation of Minor Actinides (EFIT)

Dieses beschleunigergetriebene System ist eine erste konzeptionelle Auslegungsstudie für eine industrielle Anlage mit einer Leistung von $400 \text{ MW}_{\text{th}}$, die mit einer Blei-Bismut Legierung gekühlt wird (Artoli et al. 2008). Die Unterkritikalität des Reaktors ist durch einen Kritikalitätsfaktor von $k_{\text{eff}} = 0.97$ charakterisiert. Diese Wahl ergab sich aus Vorgängerstudien zum XADS und XT-ADS Design (IAEA 2015c). Die Spallationsneutronenquelle für EFIT soll mit einem Strom von 20 mA und einer Protonenenergie von 800 MeV bei einer Leistung von 16 MW betrieben werden (Biarrotte et al. 2015; Biarrotte und Müller 2011; IAEA 2015c). Damit würde EFIT direkt auf den Erfahrungen aus dem Demonstrationsreaktor MYRRHA aufbauen.

EFIT soll mit inertem Brennstoff beladen werden. Das Verhältnis Minorer Aktinide zu Plutonium im Brennstoff soll so gewählt werden, dass die Plutoniumbilanz über den Einsatz im Reaktor ausgeglichen ist, also weder Plutonium verbrannt noch erzeugt wird („Isobrüter“). Daraus ergibt

sich ein Plutoniumanteil von ca. 45% bei 55% Minoren Aktiniden (IAEA 2015c). Dieses Verhältnis verursacht einen relativ geringen Reaktivitätsverlust während des Abbrands. Dadurch kann auf die Nutzung der Spallationsneutronenquelle zur Kompensation von Reaktivitätsverlusten während des Abbrandes weitgehend verzichtet werden, wodurch eine geringere maximale Leistung des Beschleunigers nötig wird. Dadurch können die Kosten für die Spallationsneutronenquelle gesenkt werden.

Gerade die Unterkritikalität beschleunigergetriebener Systeme und die variable Leistung einer Spallationsneutronenquelle erlauben es physikalisch, andere Zusammensetzungen von Plutonium und Minoren Aktiniden im Reaktor einzusetzen, inklusive derer, die in den abgebrannten Brennelementen in Deutschland vorliegen (siehe Tabelle 2-4).

5.3.2.2. Einsatz beschleunigergetriebener Reaktoren zur Transmutation

Sicherheitsaspekte beschleunigergetriebener Systeme

Bezüglich der Sicherheit beschleunigergetriebener Systeme werden nachfolgend – sofern nicht anders vermerkt – die wesentlichen Argumente aus (NEA 2002, 2006) zusammengefasst.

Der wesentliche Sicherheitsvorteil beschleunigergetriebener unterkritischer Systeme ist, dass diese auf einen zusätzlichen Eintrag an Reaktivität in das System mit größerer Trägheit reagieren als kritische Systeme. Solange die Summe aus der Kritikalität des unterkritischen Reaktors und des Reaktivitätseintrags, nicht zu einem kritisch werden des Reaktors führt, reagieren sie gegenüber derartigen Reaktivitätseinträgen nur mit einer festen Leistungssteigerung. Auch bei einer Erhöhung der Strahlleistung im Beschleuniger kommt es nur zu einer konstanten Leistungserhöhung. Der Leistungsanstieg erfolgt zudem in beiden Fällen nicht abrupt. Bei einer angenommenen Verdopplung der Strahlleistung steigt die Leistung im Reaktor unmittelbar um 50-60% an und je nach Unterkritikalität erreicht der Reaktor erst nach mehr als einer Minute asymptotisch die volle doppelte Leistung. Erst wenn der Reaktor gerade kritisch würde ($k_{\text{eff}} = 1$) stiege die Leistung linear mit der vorhandenen Beschleunigerleistung an, bei einem überkritischen Zustand würde die Reaktorleistung auch unabhängig von der externen Neutronenquelle exponentiell ansteigen (NEA 2006).

Beschleunigergetriebene Reaktoren unterscheiden sich daher in ihrem Reaktivitätsverhalten von kritischen Schnellen Reaktoren. Die Marge an zusätzlicher Reaktivität, die in das Reaktorsystem eingetragen werden kann, ist aufgrund der Unterkritikalität wesentlich höher, bevor die Leistung des Systems signifikant ansteigt, so dass Reaktivitätsstörfälle deutlich einfacher beherrschbar sind. Dieses Verhalten subkritischer Reaktoren kann die nachteiligen Effekte hinsichtlich der Reaktivitätskoeffizienten und des verringerten Anteils verzögerter Neutronen kompensieren, die aufgrund des hohen Anteils Minorer Aktinide im Brennstoff entstehen.²⁶

Typische Kritikalitätsfaktoren subkritischer Reaktoren sind z. B. $k_{\text{eff}} = 0,95$ bei MYRRHA oder $k_{\text{eff}} = 0,97$ bei EFIT. Je näher die Reaktorordnung der Kritikalität mit $k_{\text{eff}} = 1$ liegt, desto stärker werden der Neutronenmultiplikationseffekt und die Leistungsverstärkung des beschleunigergetriebenen Systems. Dadurch werden weniger externe Neutronen zur Erzeugung

²⁶ Im Gegensatz zu den prompten Neutronen, die direkt bei der Kernspaltung entstehen, ermöglichen die durch radioaktiven Zerfall verzögert entstehenden Neutronen erst die Steuerung eines Reaktors durch die Zeitspanne zwischen der Kernspaltung und ihrer Entstehung. Ein kritisches System kann also nur solange prinzipiell kontrolliert werden, solange verzögerte Neutronen für die Aufrechterhaltung einer Kettenreaktion eine Rolle spielen. Ist der Reaktivitätseintrag in das System so hoch, dass verzögerte Neutronen keine Rolle mehr spielen, sondern nur noch prompte Neutronen, ist das System prompt kritisch und es kommt zu einer unkontrollierbaren Leistungsexkursion.

der thermischen Leistung benötigt, und der Beschleuniger muss weniger Leistung liefern – ein unmittelbarer Kostenvorteil. Dies muss jedoch gegenüber den Sicherheitsmargen abgewogen werden, da die Reserven gegenüber einem zusätzlichen Reaktivitätseintrag in den Reaktor sinken (Pistner 1999; NEA 2006).

Grundsätzlich gibt es zwei Möglichkeiten die Leistung eines unterkritischen beschleunigergetriebenen Reaktors auf kurzen Zeitskalen von einigen Sekunden zu regulieren. Erstens durch die Leistung des Beschleunigerstrahls selber, da im unterkritischen Zustand die Gesamtleistung des Reaktors proportional zur Strahlleistung ist. Zweitens durch die Nutzung von Kontrollstäben, die negative Reaktivität in den Reaktor einbringen, ähnlich wie in kritischen Reaktoren. Die Wirksamkeit der negativen Reaktivitätszufuhr durch Kontrollstäbe ist allerdings für unterkritische Systeme wesentlich geringer als bei kritischen Systemen. Dieselbe negative Reaktivitätszufuhr, die die Leistung eines kritischen Reaktors prompt auf ca. 10% herunterreguliert, lässt die Leistung in einem unterkritischen System mit $k_{\text{eff}} = 0,95$ nur auf ca. 60%, mit $k_{\text{eff}} = 0,97$ nur auf ca. 50% sinken. Je unterkritischer das System, desto geringer ist die Wirksamkeit negativer Reaktivität. Dieses Verhalten ist insbesondere bei Transienten bedeutsam, bei denen der Beschleuniger sich nicht regulieren oder abschalten lässt.

Sicherheitstechnisch von Bedeutung sind Reaktortransienten, bei denen der Beschleunigerstrahl wie vorhergesehen abschaltet (geschützte Transiente), und solche, bei denen die Abschaltung nicht wie vorhergesehen erfolgt (ungeschützte Transiente). Letztere bedürfen besonderer Aufmerksamkeit, da das dynamische Verhalten beschleunigergetriebener Anlagen in diesem Fall signifikant vom Verhalten kritischer Reaktorsysteme abweicht (NEA 2006).

Die wesentlichen sicherheitstechnischen Herausforderungen beschleunigergetriebener Systeme sind (NEA 2006)

- die dynamische Antwort des subkritischen Systems auf geschützte oder ungeschützte Transienten bei Leistungsänderung, Strahlausfall, plötzliche Änderungen der Strahlleistung, plötzlichen Reaktivitätsanstieg (z. B. durch Verlust des Kühlmittelumlaufs, Verringerung der Kühlmitteldichte, Blockierung des Kühlmittels, Strahlfensterversagen mit Eindringen von Kühlmittel) oder Verlust der Hauptwärmesenke,
- die Abschaltcharakteristika von ADS ohne Kontrollstäbe von der Nominalleistung bis zum kalten Zustand,
- das Auftreten hoher Leistungsspitzen im Reaktor gerade bei stark unterkritischen Systemen aufgrund der externen Neutronenquelle.

Die Analysen geschützter Transienten mit Abschaltung des Beschleunigerstrahls führten zu folgenden Ergebnissen:

- Das Verhalten des Systems bei einer geschützten Transiente ist vergleichbar mit der Situation, dass in einem kritischen Reaktor die Abschaltstäbe eingeführt werden. Der Neutronenfluss und die Reaktorleistung sinken, bis die Leistung allein durch die Nachzerfallsleistung im Reaktor bestimmt ist. (NEA 2006)
- Bei einem ADS ohne Kontrollstäbe reagiert der Reaktor bei einer Abschaltung relativ träge und benötigt je nach Unterkritikalität einige Sekunden bis einige 10 Sekunden, bis die Reaktorleistung auf einen Wert kleiner als 10% sinkt (bei $k_{\text{eff}} = 0,95$ nur 1 Sekunde, bei $k_{\text{eff}} = 0,97$ schon 9 Sekunden). Dieses träge Verhalten kann insbesondere bei Transienten mit Ausfall der Kühlung aufgrund Versagens der Kühlmittelpumpen zu Problemen bei der Wärmeabfuhr in dieser Zeitspanne führen. Kühlung durch natürliche Konvektion in Verbindung

mit einem hohem Kühlmittelinventar, das als Wärmesenke dient, wirkt sich hier vorteilhaft aus (NEA 2006).

- Besondere Beachtung müssen Temperatur-Reaktivitätskoeffizienten finden, wenn bei einer Temperaturabnahme im Kern bei Abschalten der Neutronenquelle ein positiver Reaktivitätseintrag entsteht. Dies verlängert signifikant die Zeit bis zum Absinken der Reaktorleistung. Ein positiver Reaktivitätseintrag resultiert auch bei einem normalbetrieblichen Abschalten des Reaktors vom heißen in den kalten Zustand (NEA 2002). Die genaue Kenntnis aller möglicher positiver Reaktivitätseinträge in den Reaktorkern ist daher eine essentielle Voraussetzung für den sicheren Betrieb eines beschleunigergetriebenen Systems ohne Kontrollstäbe (NEA 2006). Diese Anforderung ist von besonderer Bedeutung für beschleunigergetriebene Reaktoren mit inertem Brennstoff. Eine hohe positive Reaktivitätszufuhr, die einen solchen Reaktorkern prompt kritisch werden lassen könnte, wird nicht durch eine sicherheitsgerichtete, temperaturbedingte negative Rückwirkungen des (in inertem Brennstoff fehlenden) Uran-238 kompensiert, so dass dies beim geplanten Verzicht auf ein internes Steuer- und Abschaltssystem zu einer Leistungsexkursion führen könnte²⁷.
- Strahlunterbrechungen und Variationen der Neutronenquellstärke sind eine für beschleunigergetriebene Systeme spezifische Problematik, die vor allem in der Anfahrphase des Reaktors in Systemen ohne Kontrollstäbe beachtet werden muss, da sich die Neutronenflussdichte der externen Neutronenquelle schnell ändern kann (NEA 2002). Treten Strahlunterbrechungen häufig auf, kann dies zu übermäßigen thermischen Spannungen im Brennstoff oder in Regionen oberhalb des Reaktors und in den Wärmetauschern führen. Eine hohe Stabilität und Zuverlässigkeit der Spallationsneutronenquelle ist für einen sicheren Betrieb unumgänglich (NEA 2006).

Für ungeschützte Transienten, bei denen das Abschalten des Beschleunigerstrahls nicht funktioniert, ergaben die Analysen:

- Für den sicherheitstechnisch kritischen Fall, dass bei der Transiente positive Reaktivität in den Kern eingetragen wird, öffnet das träge Verhalten des System ein Zeitfenster, um die Neutronenquelle abzuschalten. Entsprechend werden solche Transienten nur mit einer sehr niedrigen Wahrscheinlichkeit angenommen (NEA 2006). Sie sind jedoch nicht auszuschließen.
- Beschleunigergetriebene unterkritische Systeme reagieren ungünstiger als kritische Systeme auf negative Reaktivitätszufuhr. Sollte die Leistungsregulierung durch den Beschleuniger ausfallen, sind davon alle Mechanismen der Reaktivitätskontrolle wie Kontrollstäbe oder Rückkopplungseffekte durch negative Reaktivitätskoeffizienten betroffen. Es sind verglichen mit kritischen Systemen in diesem Fall sehr hohe negative Reaktivitätszufuhren notwendig, damit die Leistung des Systems entsprechend abfällt (NEA 2006).

Zusammenfassend lassen sich abhängig von der Unterkritikalität die zwei sicherheitsrelevanten Betriebsmodi beschleunigergetriebener Systeme des von der Neutronenquellstärke dominierten und des von der Rückkopplung dominierten Bereichs unterscheiden (NEA 2002). In einem stark unterkritischen System sind Neutronenflussdichte und Thermohydraulik des Systems weitgehend entkoppelt, das System reagiert sehr träge. Der Vorteil ist daher für hinreichend unterkritische Systeme, dass die Leistungskontrolle im Prinzip weder von verzögerten Neutronen, Reaktivitätsrückkopplungen oder Kontrollstäben abhängt, sondern allein durch die externe Neutronenquelle bestimmt wird (quellstärkedominiert). Sollte die Abschaltung des Beschleunigers

²⁷ Ein solches zum Beschleuniger redundantes reaktorinternes Abschaltssystem könnte natürlich ähnlich wie bei MYRRHA vorgesehen werden.

versagen, sind gerade diese Trägheit des Systems und die beschriebene Entkopplung aber ein Nachteil, so dass der Temperaturanstieg im System verglichen mit kritischen Systemen sehr hoch sein kann und Leistungsspitzen möglich sind (NEA 2002, 2006). Bei weniger unterkritischen Systemen wird die Kopplung von Neutronenflussdichte und Thermohydraulik relevant (rückkopplungsdominierter Bereich) und die Dynamik komplexer. Der Grad an Unterkritikalität wird damit ein wichtiger Parameter, der das dynamische Verhalten und die Sicherheitsmargen bestimmt (NEA 2006). Aufgrund ihrer dynamischen Eigenschaften ist in unterkritischen Systemen eine genaue kontinuierliche Beobachtung des Wertes der Unterkritikalität erforderlich, solange keine weiteren Kontrollmöglichkeiten (z. B. Kontrollstäbe) vorgesehen sind.

Aufgrund ihres radioaktiven Inventars sind dieselben sicherheitstechnischen Standards für beschleunigergetriebene Systeme anzuwenden wie für heutige Leistungsreaktoren oder zukünftige Schnelle Brüter. Eine umfassende Darstellung kann aufgrund des fehlenden Detaillierungsgrads zahlreicher Konzeptstudien sowie fehlender Betriebserfahrungen an dieser Stelle nicht erfolgen. Nachfolgend werden weitere bisher identifizierte sicherheitsrelevante Eigenschaften beschleunigergetriebener Systeme aufgelistet:

- Da die Spallationsneutronenquelle notwendigerweise den Reaktorbehälter und das Reaktorgebäude durchdringt, existiert eine Durchdringung der Sicherheitsbarrieren, die einen potentiellen Freisetzungspfad möglich macht. Dies ist allerdings vergleichbar zu ähnlichen Durchdringungen durch Kühlleitungen in existierenden Reaktoren. Der mehrere Megawatt starke Beschleunigerstrahl kann allerdings zur Gefahr für die umgebenden Strukturmaterialien werden; seine Leistung ist so hoch, dass eine Ablenkung des Strahls vom Target auf andere Strukturen wie das Strahlrohr selbst oder dahinter liegende Einbauten zerstören könnte, wenn der Strahl nicht rechtzeitig unterbrochen wird. (NEA 2002)
- Da das Strahlrohr unter Vakuum steht, kann potentiell Reaktivität in den Reaktorkern eingeführt werden, falls das Volumen des Strahlrohrs mit Kühlmittel geflutet und die Neutronenverluste an dieser Stelle vermindert würden. (NEA 2002).
- Die Sicherstellung der Nachwärmeabfuhr nach Abschalten des Reaktors und die dadurch sich ergebenden grundsätzlichen Sicherheitsanforderungen an das Reaktorsystem unterscheiden sich nicht wesentlich von einem thermischen Reaktor gleicher Leistung. Die Nachwärmeabfuhr muss typischerweise in der Lage sein, etwa 0,1-1% der Nennleistung an eine ultimative Wärmesenke abzuführen. Bei Blei-Bismut gekühlten Systemen kann natürliche Konvektion genutzt werden (NEA 2002).
- In Spallationsneutronenquellen entstehen auch Neutronen mit sehr hohen Energien weit über 6 MeV. Um zu hohe Materialbelastungen für die Strukturmaterialien im Reaktor durch diese hochenergetischen Neutronen zu verhindern, befindet sich direkt um das Spallationstarget ein Reihe von Puffern zum Abbremsen dieser Neutronen. Sollten diese Puffer wegfallen, würden hochenergetische Neutronen in den Kern eindringen, bei den Spaltprozessen substantiell mehr Neutronen freisetzen und dadurch die Leistung des Reaktors signifikant erhöhen (NEA 2002).
- Die Brennstoffwahl hat ebenfalls Einfluss auf die Sicherheitseigenschaften, da die in Kapitel 5.2 vorgestellten transuranhaltigen Brennstoffe sich deutlich von heutigen MOX-Brennstoffen unterscheiden. Phänomene wie veränderte Schmelztemperaturen, die Bildung von Eutektika, Umverteilung von Aktiniden innerhalb des Brennstoffs während der Bestrahlung, Bestrahlungsschäden der Matrix, Hüllrohrkorrosion, höhere Spaltgasfreisetzung und Gasdruck durch Heliumbildung und die Veränderungen der Nachwärmeabfuhr müssen beachtet werden (IAEA 2015c). Insbesondere die verstärkte Heliumbildung kann zu Brennstoffversagen führen und ist eine potentielle Quelle für Transienten, die durch Gasblasen im Kühlmittels oder dessen Dichteverringerng ausgelöst werden.

Bei Einsatz keramischer CECER-Brennstoffe, die eine geringe Wärmeleitung aufweisen, ist die Sicherheitsmarge bis zum Brennstoffversagen aufgrund der sehr hohen Temperaturen im Brennstoff von bis zu 1800 K nur sehr gering (100-200 K). Transienten mit einer Erhöhung der Temperatur im Brennstoff wirken sich hier besonders ungünstig aus. CEMET-Brennstoffe weisen aufgrund ihrer hohen thermischen Leitfähigkeiten niedrigere Temperaturen im Brennstoff auf (etwa 1000 K), so dass die Sicherheitsmargen bis zum Schmelzen des Brennstoffs weit höher sind (Delage et al. 2011).

Die Schmelztemperatur heutiger Hüllrohrmaterialien (1370°C) liegt unterhalb des Siedepunkts des Kühlmittels, so dass bei Störungen der Wärmeabfuhr ohne Reaktorabschalten das Hüllrohr schmelzen und mit dem Kühlmittel aus dem Kern transportiert werden kann. Dies führt zu einem positiven Reaktivitätseintrag aufgrund der fehlenden neutronenabsorbierenden Wirkung des Hüllmaterials (acatech 2014).

Effizienz der Transmutation von Plutonium und Minoren Aktiniden

Das EFIT Reaktorkonzept sieht vor, uranfreie CERMET- oder CERCER-Brennstoffe mit Minoren Aktiniden und Plutonium als Spaltmaterial im Reaktor einzusetzen. (Delage et al. 2011) legen entsprechende Berechnungen mit unterschiedlichen Anteilen an Minoren Aktiniden und Brennstoffgeometrien vor. Es wurden Verhältnisse der Minoren Aktinide zu Plutonium von bis zu 45% bei CECER- und 47-65% bei CERMET-Brennstoffen untersucht (Delage et al. 2011). Die simulierten Transmutationsraten der Transurane liegen bei 42 kg/TWh_{th} für CERCER- und bei 44 kg/TWh_{th} bei CERMET-Brennstoffen (Delage et al. 2011). Die Umsetzungsraten sind vergleichbar mit der pauschalen Umsetzungsrate von ca. 42 kg/TWh_{th} im Standardszenario (Kapitel 2.3), entsprechend einer Energiefreisetzung von 1 MW_{th} pro Gramm gespalteener Transurane.

Bei einem Anfangsinventar von 2,5 t Plutonium und 2,9 t Minorer Aktinide für CERCER-Brennstoff im Reaktor werden bei einer thermischen Leistung von 400 MW_{th} und einer Reaktorverweildauer von drei Jahren insgesamt 438 kg Transurane gespalten, so dass eine Transmutationseffizienz von 8,6% resultiert. Für die CERMET-Brennstoffe sinkt die in (Delage et al. 2011) simulierte Transmutationseffizienz nochmals auf 6-7% aufgrund der höheren Inventare im Reaktor, die durch die veränderte Brennstoffgeometrie bei zunehmendem Anteil an Minoren Aktiniden im Brennstoff notwendig werden.

In den Simulationsrechnungen von (Delage et al. 2011) wird hauptsächlich Americium transmutiert mit Raten von 48 kg/TWh_{th} bei CERCER- und 47-63 kg/TWh_{th} für CEMET-Brennstoffe, während ca. 10-12 kg/TWh_{th} Curium nachgebrütet werden. Die Neptuniumbilanz ist fast ausgeglichen; es werden innerhalb des dreijährigen Bestrahlungszeitraums nur ca. 1 kg/TWh_{th} Neptunium transmutiert. Bei Brennstoffvarianten mit sehr hohem Aktinidenanteil im (CERMET-)Brennstoff (60% und 65%) nimmt auch der Plutoniumanteil (mit 1 kg/TWh_{th} bzw. 8 kg/TWh_{th}) zu. Bei CERCER-Brennstoff (54% Minore Aktinide) und bei CERMET-Brennstoff mit einem niedrigeren Anteil Minorer Aktinide von 54% werden hingegen 4 kg/TWh_{th} bzw. 6 kg/TWh_{th} Plutonium transmutiert (Delage et al. 2011).

5.3.2.3. Zusammenfassung

Gegenüber (insbesondere natriumgekühlten) kritischen Schnellen Reaktoren weisen beschleunigergetriebene Reaktoren einen deutlichen Entwicklungsrückstand auf. Bisher gibt es weltweit keinen laufenden Prototypen eines solchen Systems, das eine Spallationsneutronenquelle mit einem subkritischen Reaktor verbindet. Konkrete Absichten, eine solche Anlage mit

internationalen Partnern zu finanzieren, bestehen mit dem MYRRHA Projekt in Belgien, wo ein erster beschleunigergetriebener Forschungs- und Demonstrationsreaktor entstehen soll. Für diesen ist derzeit eine Fertigstellung für das Jahr 2026 geplant, erste Anlagenkonzepte stammen aus den 1990er Jahren.

Es existieren allerdings weltweit Erfahrungen mit Spallationsneutronenquellen ohne Kopplung mit einem subkritischen Reaktor. Derartige Quellen werden in der Forschung zur Erzeugung von Neutronen eingesetzt. Auch sind Betriebserfahrungen aus dem Betrieb von Hochstrombeschleunigern im Forschungsbereich für die Entwicklung von beschleunigergetriebenen Systemen übertragbar.

Der Entwicklungsstand beschleunigergetriebener Reaktorsysteme kann mit einem Technology Readiness Level von 4-5 eingeschätzt werden. Die Funktionstüchtigkeit von Spallationstargets im Megawattbereich wurde unter relevanten Betriebsbedingungen bestätigt, die Leistung der Spallationsneutronenquelle muss allerdings für den Betrieb eines Demonstrationsreaktors noch gesteigert werden (TRL 4-5). Vor allem hinsichtlich der Zuverlässigkeit des Beschleunigers ist noch erheblicher Entwicklungsaufwand zu leisten, wir schätzen daher diese Technologie nur auf TRL 4 ein. Die Entwicklung des unterkritischen Reaktors befindet sich ebenfalls bei TLR 4-5. Erste Erfahrungen mit Blei-Bismut Kühlung sind vorhanden, aber gerade hinsichtlich der Kopplung aller Anlagenteile zu einem Gesamtsystem und dessen sicherer Handhabung sind nicht alle Technologien unter relevanten Betriebsbedingungen erprobt.

Ein wesentliches Merkmal beschleunigergetriebener Systeme gegenüber anderen Reaktoren ist, dass erstere unterkritisch betrieben werden. Dieses Merkmal macht ein beschleunigergetriebenes System gegenüber der Reduktion wichtiger Sicherheitsparameter (Reaktivitätskoeffizienten, verzögerte Neutronen) beim Einsatz Minorer Aktinide im Brennstoff robuster als kritische Schnelle Reaktoren. Allerdings können derzeit auch für beschleunigergetriebene Reaktoren Szenarien für potentielle schwere Unfälle nicht ausgeschlossen werden. Eine weit unterkritische Auslegung des Reaktorkerns vergrößert die Sicherheitsmarge gegenüber Reaktivitätsstörfällen, reduziert aber gleichzeitig die Energieverstärkung des Systems. Dies kann durch eine Leistungssteigerung der Spallationsneutronenquelle kompensiert werden, was allerdings mit entsprechenden Kosten verbunden ist und eine entsprechend höhere Leistung des Beschleunigers erforderlich macht.

Gemäß der derzeit vorliegenden Berechnungen liegt die für eine Nutzung der P&T-Technik wesentliche Größe der Transmutationseffizienz für beschleunigergetriebene Reaktoren wie EFIT unter 10% und ist damit geringer als in optimierten natriumgekühlten Schnellen Reaktoren, allerdings sind auch die damit verbundenen Zykluszeiten geringer, vergleiche Tabelle 2-5. Die Auswirkungen dieser beiden Faktoren auf die notwendigen Umsetzungszeiträume werden in Kapitel 6 diskutiert.

5.4. Transporte und Zwischenlagerung

5.4.1. Transporte radioaktiver Stoffe

In Deutschland werden heute abgebrannte Brennelemente nach der Entladung aus dem Reaktor zunächst für einige Jahre im Brennelementlagerbecken gelagert. Es schließt sich in aller Regel die trockene Zwischenlagerung an. Dazu werden die abgebrannten Brennelemente in Behälter, in Deutschland in einen Castor-Behälter umgeladen. Diese Behälter sind als Transport- und Lagerbehälter genehmigt, erfüllen also einen doppelten Nutzungszweck. Sie sind für eine Zwischenlagerzeit von 40 Jahren genehmigt. Die Bauart-Zulassung, die für den Transport erforderlich ist, ist dagegen in der Regel alle 3 Jahre zu erneuern. Ein Umpacken der

abgebrannten Brennelemente beispielsweise in andere Transportbehälter kann in den Kernkraftwerken oder in der Pilotkonditionierungsanlage Gorleben erfolgen. Die erste Option entfällt sukzessive über die nächsten Jahrzehnte mit dem zunehmenden Rückbau der Kernkraftwerke.

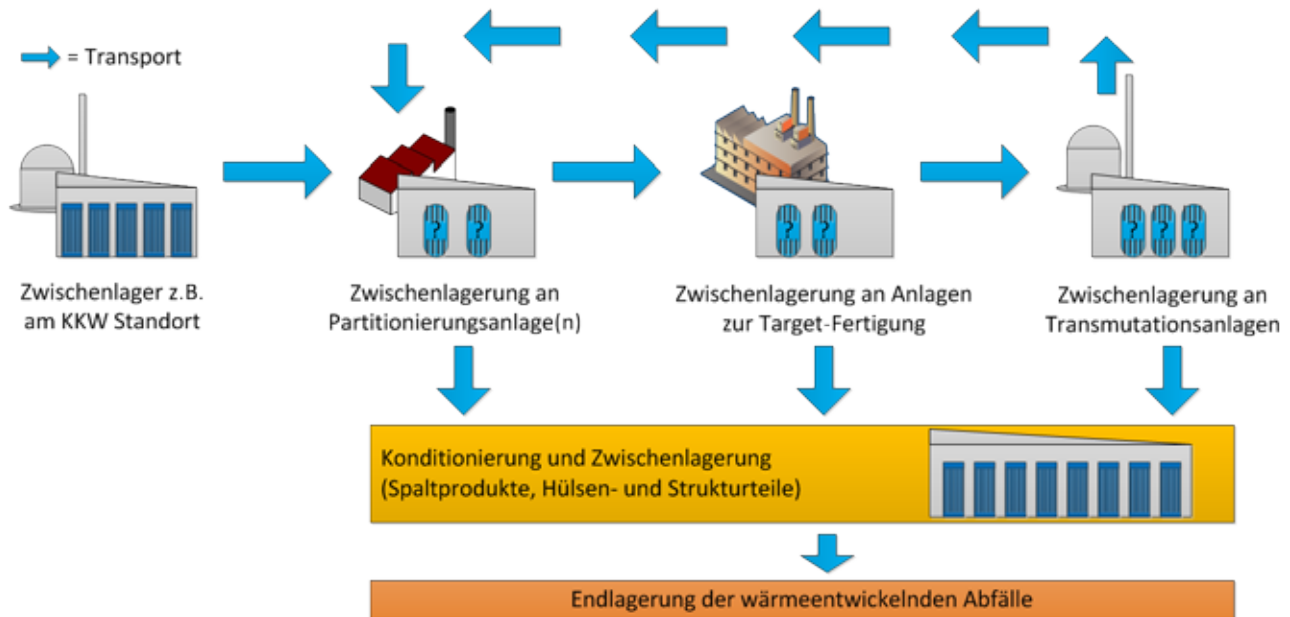
Die Anforderungen an Transporte resultieren aus internationalen Empfehlungen (z. B. (IAEA 2012a)) und umfassen auch Regelungen für grenzüberschreitende Transporte. In Deutschland sind die Gefahrgutbeförderungsvorschriften in verschiedenen Gesetzen und Verordnungen umgesetzt. Die Sicherheit eines Transportes von radioaktiven Stoffen basiert im Wesentlichen auf dem Behälter. Abgebrannte Brennelemente müssen in einem Behälter mit verkehrsrechtlicher Bauartzulassung transportiert werden, in Deutschland Versandstück Typ B. Die zu erfüllenden Anforderungen müssen in einem Sicherheitsbericht nachgewiesen werden und werden behördlich geprüft.

Im Zusammenhang mit Partitionierung und Transmutation sind die abgebrannten Brennelemente zunächst zu einer Partitionierungsanlage zu transportieren. Dieser Transport umfasst den vollständigen Bestand an abgebrannten Brennelementen aus Leistungsreaktoren in Deutschland. Aus dem ersten Partitionierungsschritt resultieren radioaktive Abfälle wie die Spaltproduktlösung Hülsen- und Strukturteile sowie das abgetrennte Uran. Uran und Spaltprodukte machen rund 98,5% des abgebrannten Kernbrennstoffs aus. Der weitere Umgang mit diesen Abfällen bis zu einer Endlagerung erfordert weitere Zwischenlagerungs- und Transportschritte.

Für die im Rahmen der Partitionierung abgetrennten Aktiniden sowie werden je nach P&T Konzept eine Reihe zusätzlicher Transporte zwischen den Anlagen erforderlich. Aufgrund der Eigenschaften des zu transportierenden Materials bedarf es verschiedener Behälter, die noch zu entwickeln sind. Im einfachsten Fall befinden sich die Anlagen alle an einem Ort, dann können die Transporte zwischen den Anlagen zumindest kurz sein und sind nicht über öffentliche Straßen erforderlich. Aufgrund der erforderlichen Anzahl der Anlagen sowie der Anlagengröße können sich die Anlagen über mehrere Orte, beispielsweise über mehrere Länder verteilen. Dann sind Transporte gemäß internationalem Regelwerk zu planen und durchzuführen.

Eine Übersicht gibt die Abbildung 5-1. Berücksichtigt werden muss, dass der Partitionierungs- und Transmutationskreislauf, der in der Abbildung schematisch dargestellt ist, abhängig von der Transmutationseffizienz vielfach durchlaufen werden muss. Entsprechend der Zahl der Durchläufe multipliziert sich auch die Anzahl der Transporte. Sie sind zudem über lange Zeiträume erforderlich, beispielsweise geht (acatech 2014) von einer Betriebszeit des Transmutationszyklus von 150 Jahren aus. In jedem Prozesszyklus fallen wieder Spaltprodukte sowie Hülsen- und Strukturteile an, die als wärmeentwickelnder Abfall ausgeschleust werden. Diese Abfälle sind zu behandeln (verglasen, verpressen) und bis zu einer Endlagerung zwischenzulagern. Die Abbildung stellt nicht dar, dass bei jedem Prozessschritt auch Betriebsabfälle entstehen, die ebenfalls zu Konditionierungseinrichtungen, Zwischenlagern und schließlich in ein Endlager transportiert werden müssen.

Abbildung 5-1: Transporte und Zwischenlagerung bei P&T



Quelle: Öko-Institut e.V.

Besondere Relevanz hat die Entwicklung eines geeigneten Behälters bzw. geeigneter Behälter. Die relevantesten Anforderungen an Behälter resultieren aus der Dosisleistung und der Wärmeentwicklung des Materials. Auch ist die Kritikalitätssicherheit zu berücksichtigen. Daraus resultieren weitere Aspekte wie die mechanische Stabilität und die Materialeigenschaften sowie die Handhabbarkeit. Gemäß Transportrecht ist der Behälter nicht nur für den Regeltransport sondern auch für bestimmte Störfälle wie Behälterabsturz, Brand und verschiedene Unfallszenarien auszulegen. Die diesbezüglichen Überlegungen stehen noch ganz am Anfang. Sicherlich müsste auch das Regelwerk durch geeignete Anforderungen weiterentwickelt werden.

In Untersuchungen aus Frankreich, dargestellt in (Saturnin et al. 2015), wurden Auswirkungen von Wärmeeinfluss, Strahlung und Kritikalität verschiedener Transmutationsbrennelemente vor und nach Einsatz in verschiedenen Transmutationsszenarien auf die Transportierbarkeit mit einem Modellbehälter bewertet. Verschiedene Faktoren begrenzen die Beladung des Behälters. So ist insbesondere der Curiumanteil maßgeblich für die Strahlenbelastung und die Wärmeentwicklung. Der Plutoniumanteil wirkt sich auf die Kritikalitätssicherheit aus. Im Ergebnis ermittelten die Autoren eine deutliche Begrenzung der Behälterbeladung bis hin zum Erfordernis einer Zerteilung von Brennelementen. Daraus resultiert eine Vervielfachung der Transporte dieser Transmutationsbrennelemente. (Saturnin et al. 2015) machen aber auch deutlich, dass es noch viele weitere Unsicherheiten hinsichtlich der Transportierbarkeit gibt, die teilweise noch nicht untersucht wurden.

5.4.2. Zwischenlagerung der radioaktiven Stoffe

Jede Anlage des P&T Kreislaufs muss mit einem Lager ausgestattet sein, um mindestens die Funktionen Eingangslagerung, Ausgangslagerung und Pufferung erfüllen zu können. Wesentliche Aufgabe der Zwischenlagerung ist zudem, den Zeitraum, der jeweils zur Abkühlung des eingesetzten Brennstoffs benötigt wird, zu überbrücken. Er ist maßgeblich für die Dauer der Zwischenlagerung und entsprechend der erforderlichen Zwischenlagerkapazitäten. Im

Standardszenario werden dafür 3 bzw. 5 Jahre angenommen, (Saturnin et al. 2015) geht von bis zu 15 Jahren aus. Zudem ist die Zwischenlagerungsdauer auch davon abhängig, wie gut die einzelnen Prozessschritte aufeinander abgestimmt sind. Stellen einzelne Prozessschritte ein zeitliches Nadelöhr dar, erlangt die Zwischenlagerung für das Vorprodukt besondere Relevanz.

Spaltprodukte sowie Hülsen- und Strukturteile fallen in jedem Transmutationszyklus als wärmeentwickelnder Abfall an. Der Umgang mit diesen Abfällen ist aus der Wieder-aufarbeitungstechnologie bekannt. Sie werden behandelt, also die Spaltproduktlösung verglast, die Strukturteile verpresst und jeweils in Behälter verpackt und zunächst zwischengelagert.

Geht man von dem heutigen Massen/Volumen-Verhältnis aus, ergibt sich folgende Bilanz der CSD-V-Abfallgebinde:

Tabelle 5-5: Bei P&T Anwendung resultierende Abfallgebindevolumen für Spaltprodukte

Herkunft	Spaltproduktmasse [t]	Abfallgebinde Volumen [m ³]	Anzahl Lagerbehälter
CSD-V aus bisheriger WAA	207	670	134
WAA des BE-Bestands für P&T-Nutzung	400	1290	256
P&T mit IMF Brennstoff	126-135	407-436	81-86
P&T mit MOX Brennstoff	420-450	1356-1453	269-288
Zusätzlich gesamt min. / max.	526 / 850	1697 / 2743	336 / 544

Datenquellen für vorhandene Abfälle: (Schwenk-Ferrero 2013; NaPro 2015; BfS 2015); eigene Berechnungen

Für die kompaktierten Hülsen und Strukturteile liegen keine Abschätzungen über die aus P&T resultierenden Abfallvolumina vor. Aus der Aufarbeitung der für P&T vorgesehenen bestrahlten Brennelemente ergibt sich folgende Bilanz:

Tabelle 5-6: Bei P&T Anwendung resultierende Abfallgebindevolumen für Spaltprodukte

Herkunft	Abfallgebinde Volumen [m ³]	Anzahl Lagerbehälter
CSD-C aus bisheriger WAA	740	152
WAA des BE-Bestands für P&T-Nutzung	1170	232

Datenquellen für vorhandene Abfälle: (NaPro 2015; BfS 2015), eigene Berechnungen

Anstelle der nach heutiger Planung zwischenzulagernden ca. 1.000 Behälter mit abgebrannten Brennelementen werden je nach P&T-Technik etwa 600 bis 800 Behälter mit verglasten hochradioaktiven Spaltprodukten und verpressten Hülsen und Strukturteilen zwischen zu lagern

sein (für Hülsen und Strukturteile aus den P&T-Zyklen wurden im Rahmen der Rundung der abgeschätzten Behälterzahlen 25-30 Behälter angesetzt).

Zu berücksichtigen ist, dass für IMF-Brennstoffe noch kein Verfahren verfügbar ist, um die zu verglasenden Spaltprodukte von der IMF-Matrix zu trennen. (acatech 2014) weist darauf hin dass diese Abtrennung erforderlich sei, da andernfalls das Volumen der wärmeentwickelnden Abfälle auf ein Vielfaches ansteigen würde. Noch unklar ist allerdings, welches Volumen und welche Eigenschaften die Matrix selber aufweist, wenn sie als Abfall für die Zwischen- und Endlagerung konditioniert wird.

Je nach Wahl des Standortes zur Zwischenlagerung der verglasten und verpressten wärmeentwickelnden Abfälle ergeben sich unterschiedlich lange Transportstrecken. Die Dauer der Zwischenlagerung ist abhängig von der Verfügbarkeit des Endlagers. Eine zügige Inbetriebnahme eines Endlagers führt zu kürzeren Zwischenlagerzeiten.

Ein weiterer zu berücksichtigender Aspekt sowohl für den Transport als auch die Zwischenlagerung der Transmutationsbrennstoffe sind die Safeguardsanforderungen des Nuklearen Nichtverbreitungsvertrags. Sie haben für den Transport und die Lagerung von abgetrenntem Plutonium eine besondere Relevanz und erfordern umfangliche Transportüberwachung, Schutz vor Sabotage oder Entwendung etc..

5.4.3. Zusammenfassung

Aufgrund der Wärmeentwicklung, der hohen Dosisleistungen und der Kritikalitätssicherheit sind die Anforderungen an Behälter und deren Beladung im Rahmen einer industriellen P&T-Strategie komplex und erfordern weitere Forschungs- und Entwicklungsarbeiten. Bisher liegen hierfür keine prüfbareren Konzepte vor, Störfälle wurden noch gar nicht betrachtet. Besondere Beachtung bei Transport und Zwischenlagerung müssen Safeguardsaspekte finden.

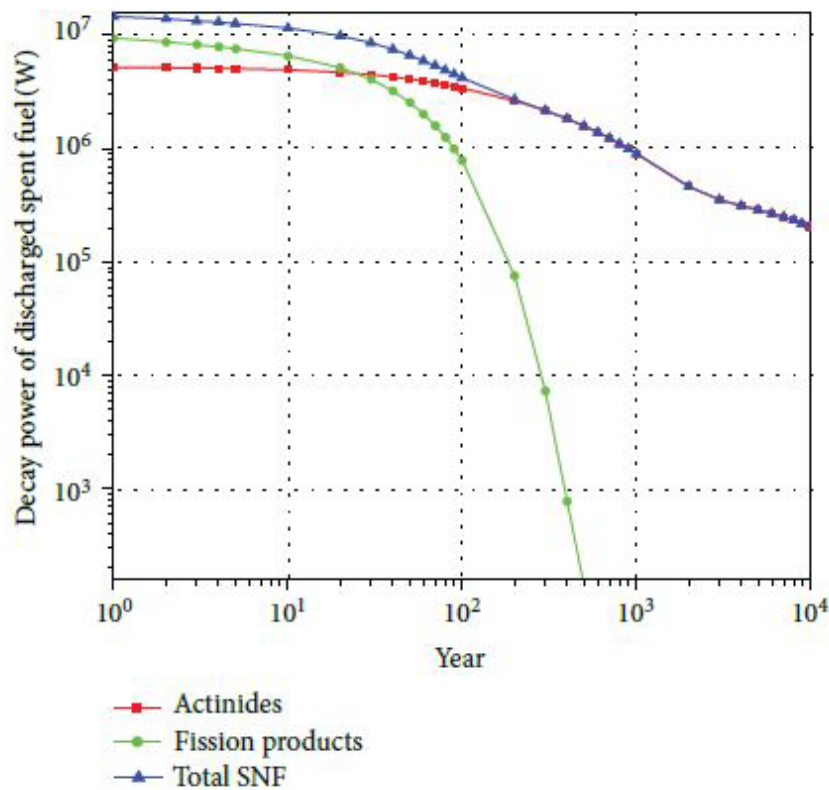
5.5. Endlagerung der verbleibenden Abfälle

5.5.1. Endlagerung wärmeentwickelnder Abfälle

Wärmeleistung

Während der ersten 30 Jahre nach der Entladung von Brennstoff aus dem Reaktor wird die Nachzerfallsleistung durch die Spaltprodukte bestimmt, vgl. Abbildung 5-2. Im Folgenden dominieren zunehmend die Aktiniden. Während nach 100 Jahren die Spaltprodukte noch mit ca. 20% zur Wärmeleistung beitragen, sind es nach 300 Jahren weniger als 1% (Schwenk-Ferrero 2013). Nach 1000 Jahren dominieren die Aktiniden Americium-241, Plutonium-240 und Plutonium-239.

Abbildung 5-2: Nachzerfallsleistung bezogen auf das 2022 akkumulierte Inventar abgebrannter Brennelemente in Deutschland

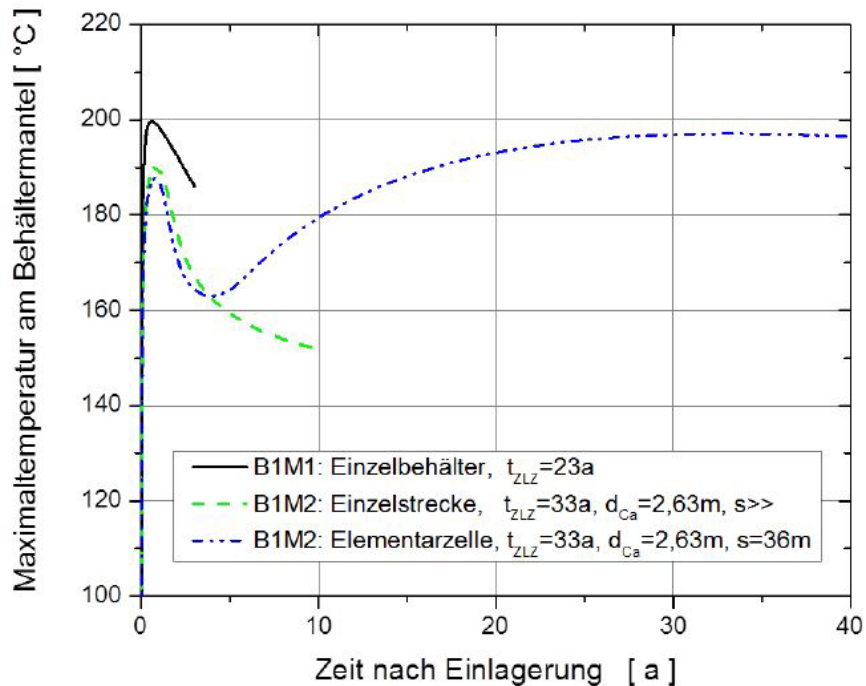


Quelle: (Schwenk-Ferrero 2013)

Für die Auslegung des Endlagers ist vor allem die Entwicklung der Wärmeleistung des Inventars in den Jahren oder wenigen Jahrzehnten unmittelbar nach der Einlagerung relevant. Dies zeigen die folgenden Betrachtungen, die im Rahmen der Vorläufigen Sicherheitsanalyse Gorleben durchgeführt wurden (Bollingerfehr et al. 2012).

Das in Abbildung 5-3 als B1M2 bezeichnete Einlagerungsmodell aus (Bollingerfehr et al. 2012) stellt im Hinblick auf die Wärmeabfuhr sehr konservative Randbedingungen dar. Die Einlagerungsstrecken sind in diesem Fall so platziert, dass die horizontale Wärmeabfuhr durch Überlagerung der Temperaturfelder beeinträchtigt ist. Im Vergleich dazu sind mit B1M1 Temperaturverläufe ohne gegenseitige Beeinflussung der eingelagerten Gebinde dargestellt. Bei unbeeinflusster Lagerung tritt das Temperaturmaximum am Behälter innerhalb weniger Monate nach der Einlagerung des Behälters auf. Im sehr konservativen Szenario B1M2 tritt ein zweites Temperaturmaximum am Behälter ca. 30 Jahre nach der Einlagerung auf. Danach hat sich durch die Aufheizung des Gebirgsbereichs zwischen den beiden Strecken eine gegenseitige Beeinflussung der Temperaturfelder eingestellt, die die Wärmeabfuhr behindert.

Abbildung 5-3: Zeitlicher Verlauf der Temperatur am thermischen Auslegungspunkt eines Endlagerbehälters für verschiedene Einlagerungsmodelle



Quelle: (Bollingerfehr et al. 2012), Berechnungen erfolgten für Behältertyp POLLUX®-10 mit DWR-Uranoxid Brennstoff

Für die thermische Auslegung eines Endlagers sind die Wärmeleistung bei der Einlagerung sowie die integrierte Wärmeleistung bis zum Erreichen der Maximaltemperatur entscheidend (vgl. auch (Wigeland et al. 2012)). Ob die Wärmeleistung des Inventars in der längerfristigen Entwicklung nach Erreichen der Maximaltemperatur (nach einigen Monaten bis höchstens wenigen Jahrzehnten) schnell oder langsamer abnimmt, ist für die thermische Auslegung des Endlagerbehälters irrelevant.

Für die Auswirkungen der P&T Anwendung auf die Endlagerung ist damit Folgendes festzustellen.

Wenn die Aktiniden abgetrennt werden und somit nicht mehr zur Wärmeleistung beitragen, ergibt sich in den ersten Jahrzehnten kein oder nur ein geringer Effekt auf die in das Endlager eingebrachte Wärmeleistung. Erst nach ca. 300 Jahren resultiert eine um mehr als zwei Größenordnungen geringere Wärmeleistung der Abfälle. Um diesen Effekt für die Endlagerung vollständig nutzbar zu machen, müssten die Spaltprodukte aus dem P&T Prozess mindestens 200 bis 300 Jahre nach der Transmutation obertägig gelagert werden. Ansonsten ist der durch Reduzierung der Wärmeleistung erzielbare Effekt für die Endlagerauslegung gering.

Würde diese Strategie für die gesamten bei P&T anfallenden Spaltprodukte angewandt, müsste das Endlager bis zu 300 Jahre nach Beendigung des letzten Transmutationszyklus offen gehalten werden. Für die in den ersten Zyklen anfallenden Spaltprodukte ergäbe sich somit entweder eine lange Zwischenlagerdauer von mehreren hundert Jahren, oder das Endlager müsste für 100 bis 150 Jahre offen gehalten werden.

Zudem ist zu berücksichtigen, dass die vorhandenen wärmeentwickelnden Abfälle, die nicht am P&T-Prozess teilnehmen, nach wie vor Aktiniden enthalten und dass sich die Menge der endzulagernden Spaltprodukte durch die P&T-Anwendung vergrößert.

Die maximal mögliche Wärmeleistung hängt wesentlich vom Wirtsgestein ab. Für Endlager im Steinsalz sind maximale Temperaturen von 200°C möglich. Für Endlager in Tonstein werden Auslegungstemperaturen von 100°C angenommen, siehe z. B. (acatech 2014, S. 49, 52) Oberhalb dieser Temperaturen kann es zu unerwünschten Störungen des Wirtsgesteins kommen, die die Integrität in der Umgebung der Einlagerungsbereiche beispielsweise durch die Entstehung von Rissen beeinträchtigen können.

Aufgrund der oben beschriebenen Wechselwirkungen durch Überlagerung der Temperaturfelder der einzelnen Endlagergebäude oder verschiedener Einlagerungsbereiche, erhöht sich grundsätzlich der erforderliche Abstand zwischen den Endlagergebäuden mit zunehmender Wärmeleistung der eingelagerten Abfälle. Insgesamt ist bei konstantem Abfallvolumen der Platzbedarf des Endlagers größer, je höher die eingebrachte Wärmeleistung ist.

Ausführungen zur Abschätzung des Effekts von P&T für den Flächenbedarf eines Endlagers folgen im nächsten Abschnitt im Zusammenhang mit der Entwicklung des Abfallvolumens.

Volumen wärmeentwickelnder Abfälle und Endlagerfläche

Durch die Anwendung von P&T entfielen für die Endlagerung der Abfallstrom der abgebrannten Brennelemente mit einer Schwermetallmasse von knapp 10.000 t. Gemäß (Bollingerfehr et al. 2014) entfällt nach den heutigen Planungen in einem Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle auf diesen Abfallstrom ein Flächenbedarf des Endlagers von max. 50 % im Falle der Einlagerung von Endlagerbehältern in Strecken oder von ca. einem Drittel der Gesamtfläche im Falle der Lagerung in Bohrlöchern. Die übrigen Flächenanteile werden zur Einlagerung der bestehenden Abfälle aus der Wiederaufarbeitung und der nicht weiter zu behandelnden Brennelemente (siehe Kapitel 2.2) sowie für unter Tage notwendige Infrastruktureinrichtungen wie Schächte, Werkstätten, Lageräume und Transportstrecken benötigt. Sie sind durch P&T Anwendungen nicht beeinflussbar.

Das Volumen der endzulagernden verglasten Spaltprodukte und kompaktierten Hülsen und Strukturteile vergrößert sich durch den P&T Prozess. Mit den Daten aus Tabelle 2-1, Tabelle 5-5 und Tabelle 5-6 ergibt sich insgesamt die in Tabelle 5-7 dargestellte Abschätzung der wärmeentwickelnden Abfallvolumina. Sie basiert für die abgebrannten Brennelemente ohne P&T auf den Volumina einer Streckenlagerung in Pollux-Behältern.

Tabelle 5-7: Abschätzung des Gesamtvolumens wärmeentwickelnder Abfälle

	Volumen Wärmeentwickelnder Abfälle [m ³]		
	ohne P&T	mit P&T (IMF)	mit P&T (MOX)
Brennelemente aus Leistungsreaktoren	21.000	1.166	1.166
Brennelemente aus Versuchs- und Demonstrationsreaktoren	1.980	1.980	1.980
Brennelemente aus Forschungsreaktoren.	160	160	160
Sonstige	3.400	3.400	3.400
Summe BE-Volumen	26.540	6.706	6.706
Verglaste Spaltprodukte (CSD-V)	670	670+1.290+407 (min) = 2.367	670+1.290+1.453 (max) = 3.413
kompaktierte Hülsen und Strukturteile (CSD-C)	740	740+1.170 = 1.910	740+1.170 = 1.910
Gesamtvolumen	27.975	11.008 (min.) *)	12.054 (max) *)

*) Hinweis: nicht enthalten sind die Abfallvolumen für: Hülsen und Strukturteile aus P&T, verglaste Dekont- und Spülwässer aus WAA und P&T, verbleibende Mengen Transurane nach dem letzten P&T-Zyklus

Unter Berücksichtigung der im Hinweis von Tabelle 5-7 genannten nicht berücksichtigten Abfallströme weist das ermittelte Volumen der wärmeentwickelnden Abfälle mit P&T beim Einsatz von MOX (maximales Volumen) eine akzeptable Übereinstimmung mit dem in (acatech 2014) angegebenen maximalen Volumen von 12.900 m³ auf. Das in (acatech 2014) angegebene Minimalvolumen von 9.500 m³ lässt sich hingegen mit den Abschätzungen in Tabelle 5-7 nicht nachvollziehen.

Die tatsächlich mögliche Flächenreduzierung eines Endlagers kann nur auf Basis von Modellierungen ermittelt werden. Dabei ist neben den Annahmen über die Reduzierung des Abfallvolumens der wärmeentwickelnden Abfälle und einer eventuellen Reduzierung der Wärmeleistung, wenn man längere Zwischenlagerzeiten für die in den ersten Transmutationszyklen entstehenden Spaltprodukte unterstellt, das zugrunde gelegte Endlagerkonzept von entscheidender Bedeutung. Beispielsweise gibt (Bollingerfehr et al. 2012) für den Fall der Endlagerung aller wärmeentwickelnden Abfälle in Bohrlöchern ein Gesamtvolumen von 10.500 m³ (statt 28.000 m³ im Konzept der Streckenlagerung) an.

Da Ergebnisse entsprechender Modellierungen für das in Deutschland endzulagernde Inventar nicht vorliegen, wird beispielsweise in (acatech 2014) und (ESK 2015) lediglich auf die obere Begrenzung der möglichen Reduzierung der Endlagerfläche hingewiesen. Diese ergibt sich aus dem Flächenbedarf der abgebrannten Brennelemente, die bei P&T Anwendung nicht direkt endgelagert werden, zu 50% bezogen auf das Referenzkonzept ohne P&T, das von einem gesamt Abfallvolumen von 28.000 m³ ausgeht. Unter Berücksichtigung der zunehmenden Menge an

Spaltprodukten und kompaktierten Abfällen ist eher davon auszugehen, dass die mögliche Reduzierung der Endlagerfläche durch P&T deutlich geringer als 50% sein würde.

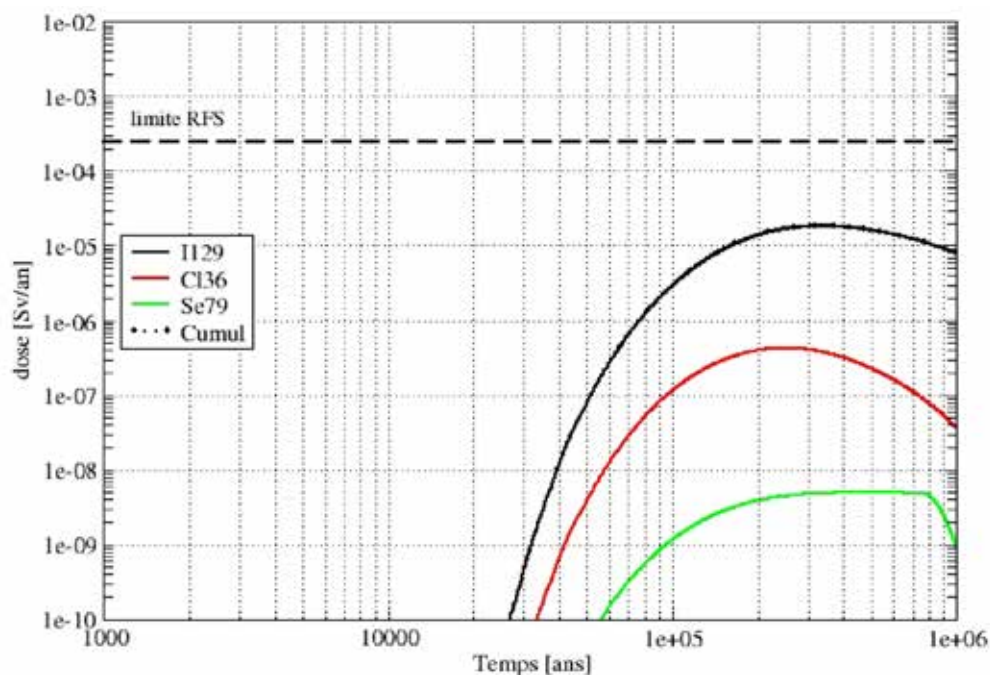
Langzeitsicherheitsanalysen

Langzeitsicherheitsanalysen für Endlager in Tonstein (z. B. (NAGRA 2002; NIROND 2001)) sowie in Kristallin unter Verwendung tonhaltiger Puffermaterialien zwischen Abfallgebinden und Geologie (SKB 2011) zeigen, dass die Dosis bestimmenden Nuklide bei der geologischen Endlagerung die sehr mobilen langlebigen Spaltprodukte Selen-79, Iod-129 und Cäsium-135 sind. Abbildung 5-4 zeigt exemplarisch den Dosisverlauf für den Referenzfall des französischen Endlagers im Tonstein nach (ANDRA 2005).

Salzformationen führen in ungestörtem Zustand zu einem vollständigen Einschluss der eingelagerten Stoffe. Für Betrachtungen zu den dosisbestimmenden Nukliden im Falle einer Freisetzung sind daher Annahmen über potenziell mögliche Störungen zu treffen. Berechnungen in (Brasser et al. 2008, S. 73) zeigen anhand eines Beispiels, in dem ein begrenzter Lösungszutritt in ein Endlagerbohrloch unterstellt wird, dass auch in Salzformationen die oben genannten langlebigen Spaltprodukte sowie Kohlenstoff-14 als Aktivierungsprodukt für die Langzeitsicherheit ausschlaggebend sind.

Wesentlich ist in allen Fällen, dass die Endlagerung unter gesättigten und chemisch reduzierenden Bedingungen erfolgt. In diesem Fall sind Aktiniden weitgehend immobil und tragen daher in den Langzeitsicherheitsbetrachtungen nicht zur Dosis bei (siehe z. B. auch die zusammenfassenden Auswertungen verschiedener Sicherheitsanalysen in (Swift und Nutt 2012) und (Bollingerfehr et al. 2014)).

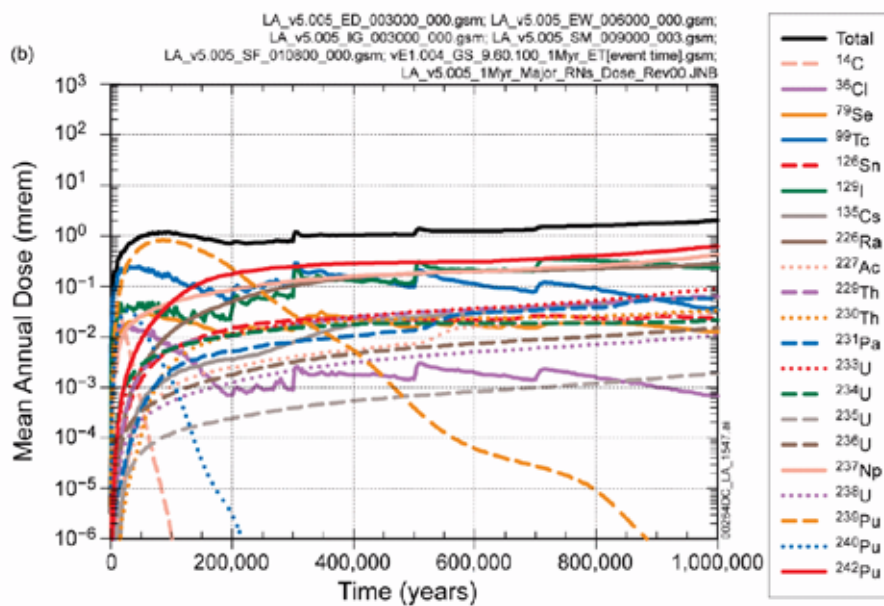
Abbildung 5-4: Dosisverlauf im französischen Referenzfall für abgebrannte Brennelemente



Quelle: (ANDRA 2005, S. 665)

Von den international vorliegenden Langzeitsicherheitsanalysen weist alleine das – inzwischen beendete – US-amerikanische Projekt Yucca Mountain einen Dosisverlauf auf, bei dem es in nennenswertem Umfang zu Beiträgen von Aktiniden kommt, siehe Abbildung 5-5. Dies ist u. a. auf die oxidierenden chemischen Bedingungen an diesem Standort zurückzuführen und auf die hohe Durchlässigkeit des Wirtsgesteins Tuff, die mit einem relativ schnellen advektiven Schadstofftransport einhergeht.

Abbildung 5-5: Dosisverlauf beim beantragten Endlager Yucca Mountain für den Standardfall



Quelle: (DoE; OCRWM 2008, S. 2.4-434)

Viele Spaltprodukte sind sehr mobil, teilweise leicht löslich und so langlebig, dass sie die Bewertung der Langzeitsicherheit eines Endlagers dominieren. Eine Reduktion der Transurane mittels P&T hätte daher nur einen marginalen Einfluss auf die erforderlichen Isolationszeiträume und potentielle Expositionen zukünftiger Generationen (Swift und Nutt 2012; Poinssot et al. 2012b; Schmidt et al. 2013; acatech 2014).

Aus den bereits wiederaufgearbeiteten Brennelementen sind 207 t Spaltprodukte endzulagern. Hinzu kommen ca. 400 t Spaltprodukte, die sich im (ab 2022 vorhandenen) Bestand bestrahlter Brennelemente befinden, der für P&T vorgesehen ist.

Durch die P&T Anwendung erhöht sich der Anteil der endzulagernden Spaltprodukte. Die Menge hängt einerseits vom Anteil der zu transmutierenden Minoren Aktiniden und andererseits vom Brennstofftyp ab. Gemäß den Ausführungen in Kapitel 2.3, Tabelle 2-6 werden beim Einsatz von IMF 126 bzw. 135 t Spaltprodukte entstehen. Bei P&T-Szenarien auf MOX-Basis ist mit einer zusätzlichen Masse von 420–450 t Spaltprodukten zu rechnen. Es wird hier davon ausgegangen, dass diese entsprechend der heute bei der Wiederaufarbeitung verwendeten Technologie verglast werden

Insgesamt ist festzustellen, dass sich die Gesamtinventare der in Transportrechnungen zur Langzeitsicherheit dosisbestimmenden Radionuklide durch P&T nicht verringern, sondern durch

die bei der Transmutation entstehenden Spaltprodukte vergrößern, siehe beispielsweise (Bollingerfehr et al. 2014, S. 45).

Im Kontext von P&T Anwendungen wird auch diskutiert, dass sich durch die Separierung der Spaltprodukte Möglichkeiten eröffnen, deren Mobilisierung in einem Endlager durch Einbettung in eine keramische Matrix zu verlangsamen. Gegenüber der originären Brennstoffmatrix soll auf diese Weise eine optimierte künstliche Barriere geschaffen werden (acatech 2014; Bollingerfehr et al. 2014). Allerdings wäre ein solches Verfahren noch zu entwickeln, seine Anwendung käme auch nur für den Teil der Spaltprodukte in Betracht, die im Rahmen einer P&T-Strategie behandelt würden.

5.5.2. Endlagerung der Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung

Die Anwendung von P&T hat keinen Einfluss auf die bereits vorhandenen Mengen und Zusammensetzungen von Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung. Für diese ist das Endlager Konrad vorgesehen. Die genehmigte Kapazität ist ausreichend für alle radioaktiven Abfälle aus dem Betrieb und dem Rückbau der vorhandenen bzw. bereits rückgebauten kerntechnischen Anlagen sowie die Abfälle aus den Landessammelstellen, aus Forschung und Medizin. Mit diesen Abfällen werden die genehmigten Kapazitäten vollständig genutzt. Für die bei der Anwendung von P&T zusätzlich anfallenden Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung müssten andere Endlagerungsmöglichkeiten bereitgestellt werden.

Aus der Anwendung von P&T entstehen im Wesentlichen drei Abfallströme mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung:

- das abgetrennte Uran aus der Wiederaufarbeitung der mit P&T zu behandelnden abgebrannten Brennelemente sowie ggf. weitere Chargen aus P&T-Zyklen mit MOX-Brennstoff, wenn dieser mit frischem Uran hergestellt wird,
- die Betriebsabfälle aus den verschiedenen P&T-Schritten (Wiederaufarbeitung, Reaktoren und Brennstofffertigung), sofern sie nicht, wie beispielsweise Dekontaminations- und Spülwässer aus der heutigen Wiederaufarbeitung, als wärmeentwickelnde Abfälle einzustufen sind, sowie
- die Rückbauabfälle aller P&T-Anlagen.

Abgetrenntes Uran

Im Standardszenario wird aus dem Gesamtinventar bestrahlter Brennelemente von 9.865 t Schwermetall ein Urananteil von 9.320 t Schwermetall abgetrennt. Der Anteil des spaltbaren Uran-235 liegt in diesem Material bei 0,7%.

Es addiert sich zu den bestehenden Beständen von Wiederaufarbeitungsuran aus Frankreich und Großbritannien, die nur teilweise zur Fertigung von Brennelementen für deutsche Kernkraftwerke eingesetzt wurden, was u. a. auf die Zunahme der Isotope Uran-232 (starker Gammastrahler, der die Handhabung erschwert) und Uran-236 (ungünstiger Einfluss auf die Reaktivität aufgrund neutronenabsorbierender Eigenschaften) zurückzuführen ist.

Gemäß dem Atomgesetz § 9a (1d) besteht für diese Bestände folgende Nachweispflicht:

„Für das aus der Aufarbeitung von bestrahlten Kernbrennstoffen gewonnene Uran haben die Entsorgungspflichtigen den sicheren Verbleib durch realistische Planungen über ausreichende, bedarfsgerecht zur Verfügung stehende Zwischenlagermöglichkeiten nachzuweisen.“

Im Szenario IMF, besteht für das abgetrennte Uran kein weiterer Verwendungszweck. Für Transmutationstechnologien auf der Basis von MOX-Brennstoffen, könnte der für diese Brennstoffe erforderliche Anteil von ca. 700 t Uran ggf. aus diesem Wiederaufarbeitungsuran gedeckt werden. Da die jeweiligen Anteile in den folgenden Partitionierungsumläufen wieder abgetrennt würden, bliebe auch hier der Gesamtbestand an Wiederaufarbeitungsuran etwa unverändert.

Sofern beim Einsatz von MOX-Brennstoffen der Urananteil in jedem P&T-Umlauf mit frischem Uran gedeckt wird, würden bei der Umwandlung von 140 t Transuranen weitere etwa 3.500 t Wiederaufarbeitungsuran anfallen.

Eine Zwischenlagerung kann in Form von Uranoxid-Pulver als U_3O_8 oder UO_2 erfolgen.

Ergänzend zu den vorhandenen Mengen aus der Wiederaufarbeitung in Frankreich und Großbritannien wären somit, je nach P&T-Technologie

- 9.320 t Uran entsprechend einem Nettovolumen²⁸ von 2.100 m³ U_3O_8 (für IMF oder MOX aus Wiederaufarbeitungsuran) oder
- $9.320 + 3.500 = 12.820$ t Uran = 2.900 m³ U_3O_8 (für MOX Brennstoff mit frischem Uran)

zwischen- und später endzulagern.

Chemisch ist dieser Abfallstrom mit den Urantails aus der Urananreicherung vergleichbar, für die im Falle einer Zwischenlagerung mit anschließender Endlagerung ebenfalls eine Konversion zu U_3O_8 vorgesehen ist. Für detaillierte Dosisbetrachtungen ist die unterschiedliche Isotopenzusammensetzung des abgereicherten Urans aus der Urananreicherung und des Wiederaufarbeitungsurans zu beachten. In (NaPro 2015) wird für die Urantails ein endzulagerndes Volumen von 100.000 m³ angenommen, dessen Zuordnung zu einem Endlagerpfad noch unklar ist. Als Option wird dort die Einlagerung im Endlager für insbesondere hochradioaktive Abfälle genannt. Dieses Volumen würde sich bei Anwendung von P&T um 2.100-2.900 m³ vergrößern.

Betriebs- und Rückbauabfälle aus den verschiedenen P&T-Schritten

Aus dem Betrieb der einzelnen Anlagen, die für P&T erforderlich sind, resultieren Betriebsabfälle, die voraussichtlich größtenteils als nicht wärmeentwickelnd einzustufen wären.

Eine Ausnahme stellen eventuell die Dekontaminations- und Spülwässer dar, die auch bei der Wiederaufarbeitung der Brennelemente in Frankreich und Großbritannien anfallen bzw. angefallen sind. Die anteilmäßig in Deutschland zwischen- und endzulagernden Abfälle dieser Art werden als wärmeentwickelnder Abfall erfasst, siehe z. B. (BfS 2015).

Für die Betriebsabfälle sind nur relativ grobe Abschätzungen über die zu erwartenden Volumina möglich. Mit dem in dieser Studie zugrunde gelegten Standardszenario und den in (acatech 2014) angegebenen Faktoren ergeben sich folgende Abschätzungen:

- Bei der Wiederaufarbeitung der bis 2022 vorhandenen Brennelemente mit einer Schwermetallmasse von 9.865 t entsteht bei einem Faktor von 2 m³ Betriebsabfällen pro Tonne Schwermetall ein Abfallvolumen von ca. 19.700 m³.

²⁸ Die Trockendichte von U_3O_8 wurde mit 3,2 g/cm³ angenommen. Die „Dekonzersion“ von 10 t UF_6 erzeugt 7,235 t U_3O_8 . (GRS 2011)

- Die Menge der Betriebsabfälle bei der Brennelementfertigung hängt von der Anzahl der Bestrahlungsvorgänge und der jeweils eingesetzten Schwermetallmasse, die sich für IMF und MOX-Brennstoffe unterscheidet, ab. (acatech 2014) geht von einem Abfallaufkommen pro Zyklus von 0–1,2 m³/t Schwermetall aus. Für das in dieser Studie zugrunde gelegte Standardszenario mit neun P&T-Zyklen und einem Faktor von 1 m³/t Schwermetall, würden bei der Nutzung von IMF 630 m³ und für MOX-Brennstoff 3.150 m³ Betriebsabfälle entstehen.
- Bei der Wiederaufarbeitung der Transmutationsbrennstoffe fallen gemäß (acatech 2014) je nach Trenntechnologie 2 m³/t Schwermetall (für hydrometallurgische Verfahren) bzw. 2,25-2,9 m³/t Schwermetall Betriebsabfälle (für pyrometallurgische Verfahren) an. Für IMF läge somit das geschätzte Volumen der Betriebsabfälle zwischen 1.260 und 1.575 m³ und für MOX-Brennstoffe bei 6.300 bis 7.875 m³.
- Für den Reaktorbetrieb verwendet (acatech 2014) einen Faktor von 8–15 m³/TWh_{el}. Für das hier verwendete Standardszenario mit einer thermischen Energie von 3.100 TWh ergäbe sich bei einem Wirkungsgrad von 33% ein Volumen von 8.000-15.000 m³ Betriebsabfällen.

Die Gesamtmenge der Betriebsabfälle ergibt sich mit den vier genannten Abfallströmen zu 29.800 bis 46.100 m³

Nach dem Ende der P&T Phase entstehen weitere nicht wärmeentwickelnde Abfälle, wenn die Anlagen zurückgebaut werden. Die Volumen hängen maßgeblich davon ab, welche Anzahl Anlagen für die Realisierung eines P&T-Szenarios angenommen wird.

In (acatech 2014) wird das Volumen der Rückbauabfälle mit 36.000 bis 49.0000 m³ abgeschätzt. Allerdings basieren diese Angaben auf der unrealistischen Annahme, dass die gesamte Transmutationsleistung von sechs Reaktoren erbracht wird. Geht man von einer realistischeren Anzahl von 30 Reaktoren aus, die die Lebensdauer und den an den abnehmendem Bestand der zu transmutierenden Aktiniden angepassten Bedarf an Reaktoren berücksichtigt, ergibt sich ein erheblich größeres Abfallvolumen aus dem Rückbau der Transmutationsreaktoren. Mit einem Abfallvolumen von 3.000 m³ pro Reaktor, basierend auf dem Erfahrungen aus dem Rückbau des KKW Stade (acatech 2014), entstehen allein durch den Rückbau der Transmutationsreaktoren insgesamt 90.000 m³ Rückbauabfälle.

Nimmt man gemäß (acatech 2014) für die Partitionierungsanlagen weitere 30.000 m³ und für die Brennelementfertigung 1.000 m³ Stilllegungsabfälle an, summiert sich das Volumen der Rückbauabfälle auf insgesamt 121.000 m³.

Insgesamt wären damit bei der Anwendung von P&T ca. 150.000 bis 170.000 m³ schwach- und mittelradioaktive Betriebs- und Stilllegungsabfälle zu entsorgen, sowie ca. 2.000–3.000 m³ an abgetrenntem Uran.

5.5.3. Zusammenfassung

Durch die Anwendung von P&T auf die abgebrannten Brennelemente aus DWR- und SWR-Reaktoren lässt sich der Flächenbedarf für ein Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle möglicherweise reduzieren. Allerdings ist der potenziell mögliche Effekt dadurch begrenzt, dass je nach Endlagerkonzept 50% bis 65% der Endlagerfläche für die Einlagerung von Abfällen benötigt werden, die nicht durch P&T zu behandeln sind, sowie durch Infrastrukturbereiche eines Endlagers. Die in den verbleibenden variablen Bereichen tatsächlich möglichen Flächenreduzierungen wären anhand von Modellierungen für konkrete Endlagerkonzepte und Wirtsgesteine zu ermitteln.

Hinsichtlich der einzulagernden Inventare wärmeentwickelnder Abfälle steht der deutlichen Reduzierung der Mengen an Uran und Transuranen ein Anstieg der endzulagernden Spaltprodukte gegenüber. Aufgrund ihrer höheren Mobilität im Endlager sind die Spaltprodukte in Langzeitsicherheitsanalysen für Endlager in Gesteinen mit geringer Porosität und unter chemisch reduzierenden Bedingungen die dosisbestimmenden Nuklide. Die Aktiniden tragen in diesen Fällen nicht zur Exposition durch ein Endlager bei.

Durch Betrieb und Rückbau der Anlagen und das abgetrennte Uran vergrößert sich das Volumen der Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung erheblich. Zwar sind für die verschiedenen Abfallströme derzeit nur sehr grobe Abschätzungen mit größeren Unsicherheiten möglich. Es ist aber davon auszugehen, dass ein Abfallvolumen zu entsorgen wäre, das mindestens der Hälfte der für das Endlager Konrad vorgesehenen Abfälle entspricht.

5.6. Spaltproduktabtrennung

Neben den Transuranen entsteht beim Betrieb von Kernkraftwerken eine Vielzahl radioaktiver Spaltprodukte, die teils lange Halbwertszeiten aufweisen. Wie Langzeitanalysen für Endlagerkonzepte hochradioaktiver Abfälle in verschiedenen geologischen Formationen aufzeigen, werden potentielle Strahlenexpositionen in der Nachbetriebsphase durch einige sehr langlebige Spalt- und Aktivierungsprodukte wie Kohlenstoff-14 (Halbwertszeit: 5.730 Jahre), Chlor-36 (300.000 Jahre), Selen-79 (65.000 Jahre), Technetium-99 (210.000 Jahre), Zinn-126 (100.000 Jahre), Jod-129 (15,7 Millionen Jahre) oder Cäsium-135 (2,3 Millionen Jahre) dominiert, nicht hingegen durch Plutonium und die Minoren Aktinide (NEA 2002; Schmidt et al. 2013; acatech 2014). Es läge daher nahe, für eine effektive Verringerung des radiologischen Langzeitriskos geologischer Endlager wärmeentwickelnder Abfälle die Entwicklung von P&T auf diese Spalt- und Aktivierungsprodukte zu konzentrieren. Allerdings wird darauf verwiesen, dass infolge der Fokussierung der F&E-Arbeiten auf die Minoren Aktinide bisher keine effizienten Verfahren zur Transmutation dieser langlebigen Abfallisotope existieren (acatech 2014).

Die Transmutation von Spaltprodukten ist aufgrund einer Reihe von Faktoren technisch sehr aufwändig (NEA 2002):

- Die Transmutation macht nur Sinn, wenn die natürliche Zerfallsrate kleiner ist als die Reaktionsrate in einem Reaktor. Die Reaktionsrate ist das Produkt aus dem Neutronenfluss und dem mikroskopischen Wirkungsquerschnitt der Reaktion. Dies schließt für praktisch erreichbare Neutronenflüsse in Spaltreaktoren mit Flüssen um die 10^{14} n/cm² s langlebige Spaltprodukte wie Selen-79 und Zinn-126 aus. Es können auch lange Standzeiten notwendig werden. Für die kurzlebigen Spaltprodukte Cäsium-137 und Strontium-90 ist die natürliche Zerfallsrate ebenso hoch wie die Reaktionsrate.
- Da die Transmutation von Spaltprodukten im Unterschied zur Spaltung der Aktiniden keine Neutronen produziert, „verbraucht“ die Spaltprodukttransmutation Neutronen. Die Neutronenökonomie der Reaktoren setzt Limits für die Transmutation von Spaltprodukten. Es kann notwendig werden die zu transmutierenden Isotope anzureichern, etwa bei Technetium-99, Iod-129 und Cäsium-135 um sie von anderen Isotopen desselben Elements abzutrennen, die ebenfalls Neutronen absorbieren.
- Die Produktion von Targets für leicht flüchtige Elemente gestaltet sich schwierig.

In (NEA 2002) wird geschlossen, dass die in Frage kommenden Isotope derzeit auf Tc-99 und möglicherweise J-129 beschränkt sind.

In mehreren Staaten sind Untersuchungen zur Transmutation der beiden Spaltproduktisotope Tc-99 und J-129 durchgeführt worden oder geplant. In den USA wurde in der Fast Flux Test Facility (FFTF, Tabelle 2-1) ein mehrwöchiger Bestrahlungsversuch mit diesen beiden Spaltprodukten durchgeführt, dessen Ergebnis für beide Isotope in einem Schnellen Reaktor Transmutationsraten von etwa 10% pro Jahr²⁹ erwarten lassen (IAEA 2012b). Konkret geplant werden Bestrahlungsversuche im japanischen experimentellen Schnellen Brüter JOYO (Tabelle 2-1) sowie bei Verwirklichung der bisher in der Konzeptphase befindlichen Schnellen Reaktoren PEACER (natriumgekühlt, Korea) und BREST-OD-300 (bleigekühlt, Russland) (IAEA 2012b). In Frankreich wird P&T für Spaltprodukte nicht mehr verfolgt, da sich gezeigt hat, dass zwar die Abtrennung der relevanten langlebigen, potentiell mobilen Spaltprodukte technisch umsetzbar ist, ihre Transmutation hingegen eine Reihe schwer zu meisternder Herausforderungen stellen würde, beispielsweise die Flüchtigkeit von Jod-129 bei den während des Reaktorbetriebs herrschenden Temperaturen (Poinssot et al. 2012a).

6. Würdigung von Partitionierung und Transmutation (P&T)

Die wichtigsten Kenngrößen zur Beurteilung eines P&T-Szenarios stellen die erreichbare Reduzierung des anfänglichen Abfallinventars und der hierfür benötigte Zeit- und Kostenaufwand dar. Diese Kenngrößen sind jedoch nicht voneinander unabhängig, vielmehr gilt: je höher die angestrebte Reduzierung des anfänglichen Inventars, desto größer ist der hierfür erforderliche Aufwand. Die gegenseitigen Abhängigkeiten sollen im Folgenden knapp erläutert und anhand repräsentativer Zahlenbeispiele in Tabelle 6-1 konkretisiert werden. Dabei geht die Spalte S in Tabelle 6-1 von einem Standardszenario aus, wie es sich bei einem Einsatz von beschleunigergetriebenen Systemen vom Typ EFIT mit einer thermische Leistung von 400 MW und der Verwendung von uranfreiem Brennstoff (IMF) mit einem Konversionsfaktor von 0 gemäß Tabelle 2-5 ergeben würde.³⁰

In Kapitel 2.3 wurde die im Rahmen eines P&T-Szenarios für die deutsche Situation umzusetzende Menge an Transuranen (TRU) mit 140 t abgeschätzt, sie stellt das zu berücksichtigende **Anfangsinventar** dar. Im Folgenden wird die isotopenspezifische Zusammensetzung dieser Transuranmenge über die Zeit nicht weiter betrachtet. In einem realen Transmutationssystem würde sich die Isotopenzusammensetzung über die Zeit jedoch signifikant verändern. Insbesondere würden sich die in Schnellen Reaktoren schlechter spaltbaren Isotope im Verhältnis zu leichter spaltbaren Isotopen anreichern. Ob ein derartiges P&T-Szenario ohne die Zufuhr von Spaltstoffen von außen überhaupt möglich wäre, müsste durch detailliertere zeitabhängige Abbrandrechnungen nachgewiesen werden.

Dabei ist in den 140 t TRU der TRU-Anteil in abgebranntem WWER-Brennstoff entsprechend den Annahmen in (acatech 2014) nicht berücksichtigt. Außerdem verbleiben TRU-Anteile aus den Versuchs- und Demonstrationsreaktoren, den Forschungsreaktoren sowie den Abfallmengen aus der Wiederaufarbeitung. Werden diese Abfälle im Rahmen eines P&T-Szenarios nicht mit berücksichtigt, würde daher auch bei vollständiger Umsetzung des TRU-Inventars aus den DWR- und SWR-Abfällen ein TRU-Inventar in der Größenordnung von ca. 18 t verbleiben. Würden

²⁹ Diese sind vergleichbar mit denen der Minoren Aktinide in einem für deren Transmutation optimierten Schnellen Reaktor, siehe Kapitel 5.3.1.

³⁰ Die von einem Reaktor mit gegebener thermischer Leistung pro Jahr erzeugbare Energie ist zusätzlich von der angenommenen Verfügbarkeit des Reaktors abhängig. Diese ist aufgrund von notwendigen Reaktorstillständen bspw. zur Neubeladung des Reaktorkerns immer kleiner als 100%. Wir gehen hier jedoch vereinfachend davon aus, dass die Verfügbarkeit 100% beträgt. Würde eine geringere Verfügbarkeit angenommen, müsste entweder die Zahl der Reaktoren oder die Nennleistung eines Reaktors entsprechend erhöht werden.

beispielsweise die WWER-Abfälle mit berücksichtigt, so würden sie die im Folgenden bestimmten Kenngrößen entsprechend verändern, da ein größeres Ausgangsinventar zu behandeln wäre.

Eine zentrale Größe zur Bewertung eines P&T-Szenarios ist der **Umsetzungszeitraum**, also die Zeit von Beginn einer P&T-Kampagne bis zum Erreichen des erwünschten Zielreduktion, vgl. auch Kapitel 6.6.

Ausgehend vom Anfangsinventar kann eine **Zielreduktion** definiert werden, die durch ein P&T-Szenario erreicht werden soll. Diese Größe wirkt sich darauf aus, inwieweit die Anforderungen an die geologische Endlagerung durch P&T beeinflusst werden könnten, vgl. Kapitel 6.1. So wurde im Rahmen des Standardszenarios beispielsweise angenommen, dass entweder das Anfangsinventar um 90% reduziert werden soll (verbleibendes Inventar 14 t, Spalte S in Tabelle 6-1) oder auf einen Wert von 5 t zu reduzieren ist (Variation 1 in Tabelle 6-1). Der erforderliche Umsetzungszeitraum würde hierbei von 149 Jahren gemäß Spalte S auf 242 Jahre anwachsen.

In einem Transmutationsschritt verbleibt der Brennstoff für eine Anzahl von Jahren, der **Bestrahlungszeit**, im Reaktor. Diese liegt typischerweise bei 3-5 Jahren. Dabei wird ein bestimmter Prozentanteil des anfänglich eingebrachten TRU-Inventars durch Spaltung umgesetzt. Typischerweise gilt: je länger der Brennstoff im Reaktor verbleiben kann, desto größer ist der durch Spaltung umgesetzte Anteil des anfänglichen Inventars. Die Bestrahlungszeit kann dadurch begrenzt sein, dass der verbleibende Anteil an TRU als Spaltstoff nicht mehr für den Betrieb des Reaktors ausreicht, oder dass der Brennstoff selbst nicht länger verwendet werden kann.³¹

Nach dem Einsatz im Reaktor muss der abgebrannte Brennstoff vor der Wiederaufarbeitung gelagert werden, damit die enthaltene Radioaktivität und die verbundene Wärmeentwicklung abnehmen. Erst nach dieser **Zwischenlagerzeit** wird der Brennstoff wiederaufgearbeitet und separiertes TRU fällt an. Typischerweise gilt: je länger der Brennstoff im Reaktor bestrahlt wurde, desto länger ist die erforderliche Zwischenlagerzeit.

Das separierte TRU muss zu neuem Brennstoff verarbeitet und dieser Brennstoff für den nächsten Zyklus im Reaktor eingesetzt werden, die hierfür benötigte Zeit stellt die **Verarbeitungszeit** dar. Für die Summe aus Zwischenlager- und Verarbeitungszeit kann ein Zeitbedarf von mindestens 3-5 Jahren angenommen werden.

Die Summe aus der Bestrahlungszeit, der Zwischenlagerzeit und der Verarbeitungszeit bildet die **Zykluszeit**. Sie ist die Gesamtzeit die benötigt wird, vorhandenes TRU-Material einmal im Reaktor zu bestrahlen, den Brennstoff abklingen zu lassen, den verbliebenen TRU-Anteil aus dem Brennstoff abzutrennen und daraus neuen Reaktorbrennstoff herzustellen. Steigt die Zykluszeit von 6 Jahren gemäß Spalte S auf 8 Jahre bzw. 10 Jahre an, so steigt ebenfalls der Umsetzungszeitraum von 148 Jahren auf 199 bzw. 249 Jahre (Variationen 4-6 in Tabelle 6-1). Insbesondere die vor einer Wiederaufarbeitung erforderliche Zwischenlagerzeit kann auch deutlich höhere Werte annehmen. Bereits bei einer Erhöhung der erforderlichen Zwischenlagerzeit auf 8 Jahre und einer daraus resultierenden Zykluszeit von 13 Jahren steigt die Umsetzungszeit auf 325 a an (Variationen 7 in Tabelle 6-1). Dies zeigt, dass die Zykluslänge für die Umsetzbarkeit eines P&T-Szenarios eine kritische Größe darstellt.

Die Differenz aus der anfänglich in den Reaktor geladenen TRU-Menge und der entladenen TRU-Menge stellt den transmutierten Anteil während eines Reaktoreinsatzes dar. Bezogen auf die ursprüngliche Menge an TRU spricht man vom **Transmutationsanteil** oder der

³¹ Für eine Begrenzung des Abbrands können beispielsweise der Aufbau von gasförmigen Spaltprodukten und das damit verbundene Brennstoffschwellen kritische Größen darstellen.

Transmutationseffizienz. Je höher der in einem Schritt erreichbare Transmutationsanteil, desto weniger Schritte sind notwendig, um die erwünschte Zielreduktion des Anfangsinventars zu erreichen. Hierfür werden erreichbare Werte im Bereich von 10-20% diskutiert. Kann der Transmutationsanteil von 10% gemäß Spalte S auf 15% bzw. 20% angehoben werden (Variationen 2-3 in Tabelle 6-1), reduziert sich die erforderliche Umsetzungszeit von 148 Jahren auf 97 bzw. 72 Jahre. Umgekehrt würde ein geringerer erreichbarer Transmutationsanteil zu entsprechend erhöhten Umsetzungszeiten führen.

Da für jeden Transmutationsschritt einmal die Zykluszeit durchlaufen werden muss, um den jeweiligen Transmutationsanteil zu beseitigen, bestimmen diese beiden Größen zusammen mit der angestrebten Zielreduktion wesentlich den erforderlichen Umsetzungszeitraum.

Vom gesamten zu einem bestimmten Zeitpunkt vorliegenden TRU-Inventar kann sich jeweils nur ein bestimmter Anteil in den Transmutationsreaktoren im Einsatz befinden, dieser Anteil stellt das **Reaktorinventar** dar. Der übrige TRU-Anteil befindet sich in abgebranntem Brennstoff bzw. wird gerade zu neuem Brennstoff verarbeitet. Das Verhältnis des jeweiligen Reaktorinventars zum vorliegenden TRU-Inventar bestimmt sich aus dem Verhältnis der Bestrahlungszeit zur gesamten Zykluszeit. Wären also die Zwischenlager- und die Verarbeitungszeit in der Summe gleich groß wie die Bestrahlungszeit, so könnten sich zu jedem Zeitpunkt 50% des vorliegenden Inventars in den Reaktoren befinden (Variationen S und 5 in Tabelle 6-1). Wären dagegen die Zwischenlager- und die Verarbeitungszeit in der Summe nur halb so groß wie die Bestrahlungszeit, so könnten sich zwei Drittel des aktuell vorhandenen Inventars im Reaktor befinden und umgekehrt (Variationen 4 und 5 in Tabelle 6-1).

Wird ein uranfreier Brennstoff (IMF) verwendet, so entspricht der Transmutationsanteil zugleich der durch Spaltung umgesetzten TRU-Menge, die wiederum proportional zur freigesetzten Spaltenergie ist.³² Da diese Energie innerhalb der Zykluslänge erzeugt wird, ist dadurch gleichzeitig die **thermische Leistung** der erforderlichen Transmutationsreaktoren festgelegt. Wird ein konstanter Transmutationsanteil angenommen, so nimmt die vorhandene Menge an TRU und damit auch die pro Jahr gespaltene Menge an TRU und die resultierende thermische Leistung über die Zeit exponentiell ab, vgl. Abbildung 6-1.

Damit folgt auch, dass die zu jedem Zeitpunkt benötigte Anzahl an Reaktoren entsprechend der produzierten thermischen Leistung abnehmen würde. Während typischerweise die benötigte Anzahl an Reaktoren als zeitlicher Mittelwert aus der insgesamt zu erzeugenden Energie berechnet wird, vgl. Kapitel 2.3, wird real zu Beginn eines P&T-Szenarios eine relativ große Anzahl an Reaktoren benötigt, die über die Zeit abnimmt.

Da ein einmal errichteter Reaktor grundsätzlich für eine bestimmte **Laufzeit** zur Verfügung steht, führt dies dazu, dass die vorhandenen Reaktorkapazitäten in diesem einfachen Szenario nicht vollständig ausgenutzt werden können. Würde unterstellt, dass ein Reaktor für eine Laufzeit von 40 Jahren zur Verfügung steht, müsste jeweils nach 40 Jahren der vorhandene Reaktorpark durch neue Reaktoren ersetzt werden. Dabei wären zu diesem Zeitpunkt so viele Reaktoren zu errichten, um die zu diesem Zeitpunkt noch zu erzeugende thermische Leistung produzieren zu können, vgl. Abbildung 6-1. Nimmt man abweichende Reaktorlaufzeiten von 30 bzw. 60 Jahren an, so ergäbe

³² Hierbei wird vereinfachend unterstellt, dass pro Spaltung eines Gramms der Transurane eine konstante Energiemenge von 1 MWd/g erzeugt wird, unabhängig von der konkreten Isotopenzusammensetzung der Transurane. Streng genommen variiert die pro Spaltung freigesetzte Energiemenge isotopenspezifisch um einige Prozent.

sich eine entsprechend größere bzw. geringe Anzahl an insgesamt zu errichtenden Reaktoren (Variationen 10 und 11 in Tabelle 6-1).

Würde man realistischer Weise versuchen, die benötigte Reaktoranzahl und die damit verbundenen Errichtungskosten zu reduzieren, so würde umgekehrt der Umsetzungszeitraum erhöht.

Wird anstelle eines IMF ein MOX-Brennstoff verwendet, so wird kontinuierlich zusätzlich neues TRU aus dem enthaltenen Uran produziert (Konversionsfaktor $\neq 0$). Um den gleichen Transmutationsanteil zu erreichen, muss daher eine größere Menge an TRU gespalten werden. Damit ist bei gleichem Transmutationsanteil und gleicher Zykluslänge die erforderliche installierte thermische Leistung größer (Variation 8 in Tabelle 6-1). Das bedeutet, es ist entweder eine größere Anzahl von Reaktoren erforderlich, oder der einzelne Reaktor muss eine größere thermische Leistung aufweisen. Im Rahmen des Standardszenarios in Kapitel 2.3 wird angenommen, dass bei der Verwendung von MOX-Brennstoff Schnelle Reaktoren von Typ ASTRID mit einer thermischen Leistung von 1200 MW verwendet werden.

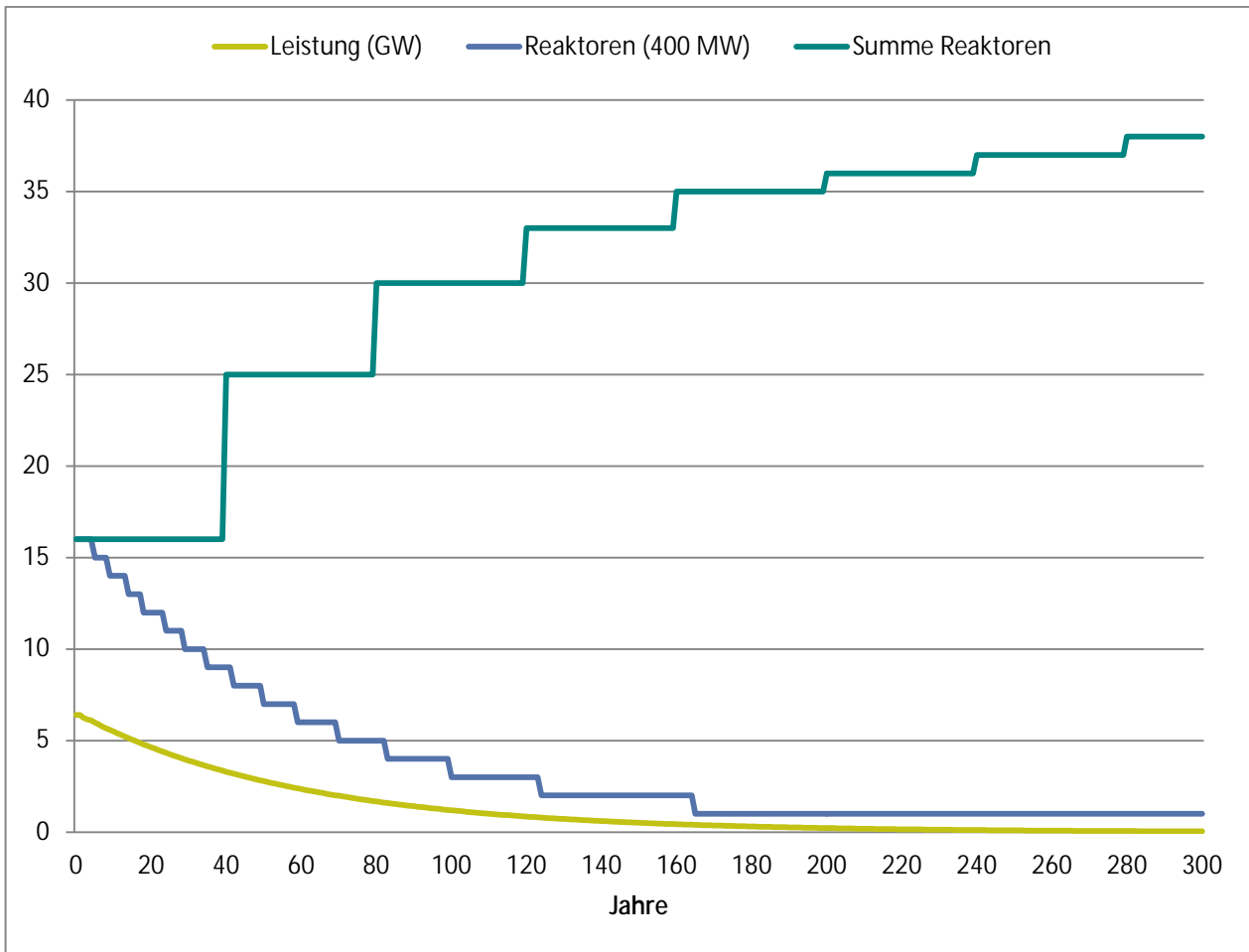
In jedem Zyklus muss der abgebrannte Brennstoff einmal wiederaufgearbeitet werden. Der dabei erreichbare **Abtrennfaktor** bestimmt, welcher Anteil des noch vorhandenen TRU-Inventars in den Abfallstrom übergeht und für einen weiteren Transmutationsschritt nicht mehr zur Verfügung steht. Je höher der Abtrennfaktor, desto geringer sind also die Gesamtverluste, die letztlich einer Endlagerung zugeführt werden müssen. Für die Transmutation werden Abtrennfaktoren von 99,9% angestrebt. Ist demgegenüber nur ein Abtrennfaktor von 99,5% erreichbar, würden sich die Verluste bei der Wiederaufarbeitung um den Faktor 5 erhöhen (Variation 9 in Tabelle 6-1). Da bereits die Verluste aus der Wiederaufarbeitung bei diesem Abtrennfaktor größer als 5 t wären, wäre damit eine Zielreduktion auf 5 t nicht mehr möglich. Nur bei sehr hohen Abtrennfaktoren sind damit überhaupt hohe Zielreduktionen denkbar.

Die erreichbare Zielreduktion ist dadurch begrenzt, dass in jedem Zyklusschritt ein Anteil des vorhandenen TRU in den Abfallstrom übergeht. In der Praxis wird darüber hinaus am Ende eines P&T-Szenarios immer noch ein Anteil an TRU im Brennstoff des letzten im Einsatz befindlichen Reaktors verbleiben. Die verbleibende Menge setzt sich also zusammen aus

- den Gesamtverlusten an TRU bei der Wiederaufarbeitung sowie
- dem am Ende des Szenarios verbleibenden Reaktorinventar.

Um bei einem geringeren Abtrennfaktor noch dieselbe Zielreduktion erreichen zu können, muss daher das am Ende des Szenarios verbleibende Reaktorinventar entsprechend reduziert werden. Damit erhöht sich zugleich die erforderliche Umsetzungszeit (ebenfalls Variation 9 in Tabelle 6-1).

Abbildung 6-1: Entwicklung der thermischen Leistung, der benötigten Zahl der Reaktoren und der erforderlichen Gesamtsumme an Reaktoren für die Transmutation von 140 t TRU



Quelle: Eigene Berechnungen, Parameter gemäß Spalte S in Tabelle 6-1

Tabelle 6-1: Variation wesentlicher Parametern und Rückwirkung auf die Zielerreichung ausgehend von einem Anfangsinventar von 140 t TRU

Parameter \ Variation	S	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11
Bestrahlungszeit (a)	3				5	3	5	5	5			
Zwischenlager- + Verarbeitungszeit (a)	3				3	5	5	8	5			
Zykluslänge (a)	6				8	8	10	13	10			
Reaktorinventar (% aktueller Bestand TRU)	50				63	37	50	38	50			
Transmutationsanteil pro Zyklus (%)	10		15	20								
Konversionsfaktor	0								0,7			
Thermische Leistung bei t=0 (GW)	6,4		9,6	12,8	4,8	4,8	3,8	3,0	12,8			
Reaktorleistung (MW)	400								1200			
Anzahl Reaktoren bei t=0	16		24	32	12	12	10	8	11			
Zielreduktion (t)	14	5										
Umsetzungszeitraum (a)	148	242	97	72	199	199	249	325	249	270		
Abtrennfaktor (%)	99,9									99,5		
Summe Abtrennverluste (t)	1,2	1,3	0,8	0,6						6,4		
Reaktorlebensdauer (a)	40										30	60
Gesamtzahl Reaktoren	33	37	37	41	30	30	30	30	34	34	39	25
Gesamte produzierte thermische Energie (TWh)	3.100	3.300							10.200	3.200		

Quelle: Eigene Berechnungen

6.1. Reduzierung der Anforderungen an die geologische Endlagerung

Durch die Anwendung von P&T ergeben sich verschiedene Veränderungen der zu entsorgenden Abfallmengen sowie deutliche Verschiebungen hinsichtlich des Zeitraums, in dem die Abfälle für eine Endlagerung zur Verfügung stehen. Die Anwendung von P&T müsste daher mit einer umfassenden Überarbeitung und Anpassung des Entsorgungskonzepts einhergehen.

Da auch mit P&T ein Endlager für den dauerhaften Abschluss der hochradioaktiven Abfälle von der Biosphäre erforderlich ist und wesentliche Mengen der dort endzulagernden Abfälle in Form von WWER-Brennelementen, Brennelementen aus Prototyp- und Forschungsreaktoren sowie wärmeentwickelnden Abfälle aus der Wiederaufarbeitung bereits vorhanden sind, würde P&T auch

nicht zu einer kurz- oder mittelfristigen Entlastung von den bestehenden Verpflichtungen zur Bereitstellung eines geeigneten Endlagers führen.

Nachfolgend werden die wesentlichen Auswirkungen von P&T für die Endlagerung diskutiert.

6.1.1. Langzeitsicherheitsanalyse

Radiotoxizität

Als eine der zentralen Begründungen für die Attraktivität einer Partitionierung und Transmutation des Plutoniums und der Minoren Aktinide wird angeführt, dass damit die erforderlichen Isolationszeiträume eines Endlagers für wärmeentwickelnde Abfälle drastisch reduziert werden könnten – häufig wird dies mit der Hoffnung auf eine dadurch erhöhte gesellschaftliche Akzeptanz verknüpft (beispielhaft: (Magill et al. 2003; Mueller und Abderrahim 2010; Poinssot et al. 2012a; Knebel et al. 2013; IAEA 2015c).

Dies ist irreführend: sowohl generische als auch standortspezifische Langzeitsicherheitsanalysen für geologische Endlager wärmeentwickelnder Abfälle zeigen, dass Plutonium und die Minoren Aktinide nicht oder nur unwesentlich zu potenziellen Strahlenexpositionen zukünftiger Generationen beitragen, da die Transurane im Gegensatz zu einigen mobilen Spalt- und Aktivierungsprodukten wie Kohlenstoff-14, Chlor-36, Selen-79, Technetium-99, Zinn-126, Jod-129 und Cäsium-135 im Untergrund immobil sind und am Gestein hängen bleiben („sorbieren“) (Swift und Nutt 2012; Poinssot et al. 2012b; acatech 2014; Schmidt et al. 2013; ESK 2015).

Die Diskrepanz zwischen diesen Aussagen resultiert daraus, dass die zur Begründung der P&T-Technik aufgeführten Analysen durchweg auf simplifizierenden Toxizitätsanalysen basieren. Benutzt wird ein sogenannter Toxizitätsindex, der auf der Annahme beruht, der gesamte radioaktive Abfall werde von Menschen vollständig mit der Nahrung und dem Trinkwasser aufgenommen. Die daraus berechnete Strahlenexposition wird dann verglichen mit derjenigen, die beim Verspeisen oder Trinken einer als Vergleichsmaßstab gewählten Menge Uranerz resultieren würde. Falls letztere höher ausfallen sollte, wird daraus abgeleitet, dass die radioaktiven Abfälle keiner Isolation mehr bedürfen.

Offensichtlich ist dieses Vorgehen konzeptionell ungeeignet, Aussagen über Isolationsmechanismen eines Gesteins, Mobilität einzelner Radionuklide im Grundwasser und Aufnahmezeiten in Nahrungsketten – mithin über die Prozesse, die für die Beurteilung der Langzeitsicherheit zentral sind – zu berücksichtigen. Diese Defizite führen dazu, dass in solchen Toxizitätsbetrachtungen mit den Transuranen fälschlicherweise gerade diejenigen Radionuklide als relevant für die Langzeitsicherheit identifiziert werden, die tatsächlich in Untergrund und Biosphäre immobil sind (Poinssot et al. 2012a; Schmidt et al. 2013; acatech 2014).

Die Radiotoxizität ist daher als Bewertungskriterium für die von einem Endlager ausgehenden Risiken ein ungeeigneter Maßstab.

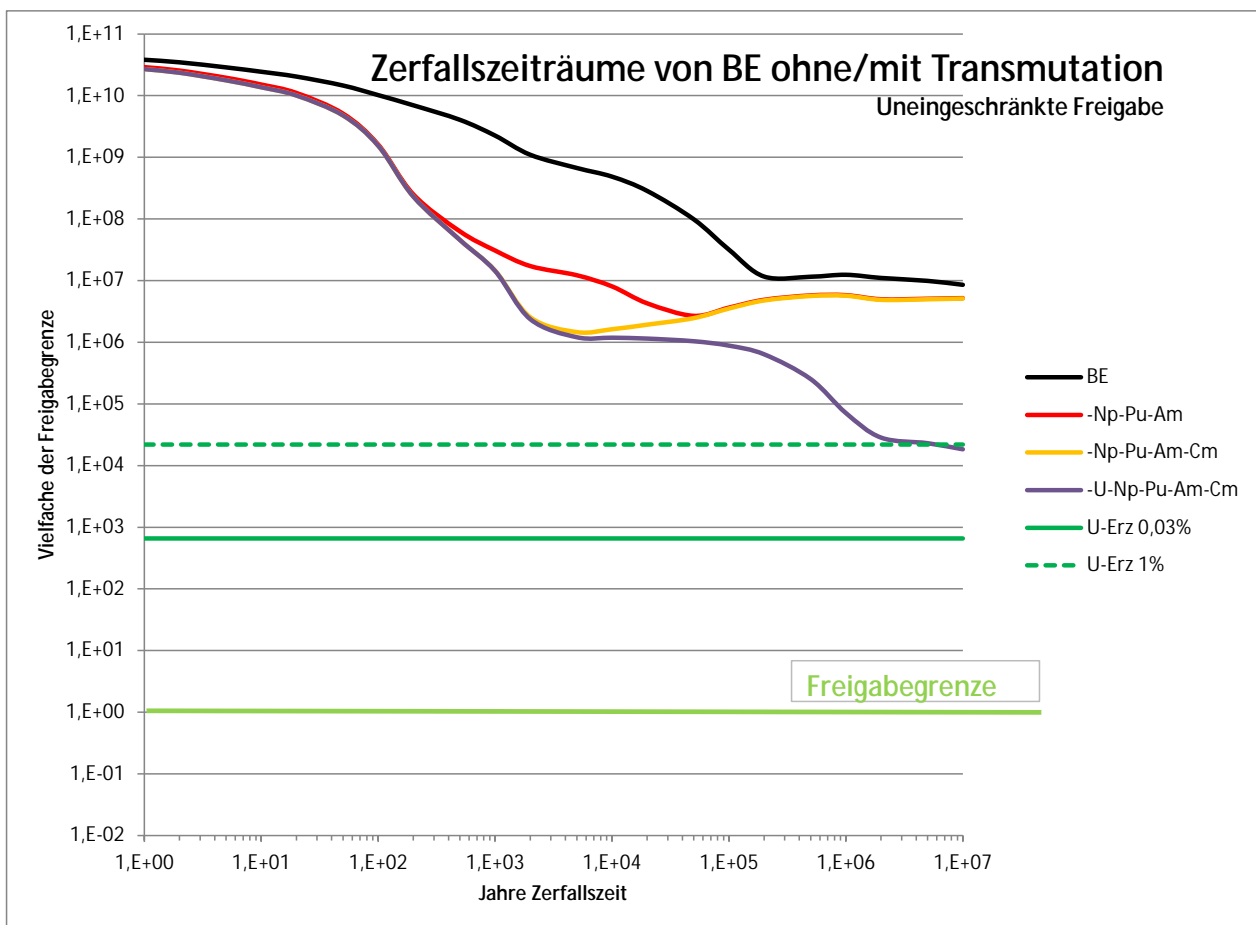
Isolationszeiträume

Bei Betrachtungen zum Endlagerinventar, die auf einem vereinfachten Toxizitätsindex beruhen, wird oftmals unterstellt, dass die Abfälle dann ungefährlich seien, wenn sie bei vollständiger Aufnahme mit der Nahrung zu einer geringeren Dosis führen als eine entsprechende Menge Natururan. Dieser Maßstab ist für die Ableitung von Isolationszeiträumen vollkommen ungeeignet, da er einerseits auf dem unrealen Expositionsszenario „Verspeisen des gesamten Abfalls“ beruht und andere Expositionsformen außer Acht lässt. Andererseits ist nach den international gültigen

Prinzipien des Strahlenschutzes ein radioaktiver Stoff erst dann als unschädlich zu bewerten, wenn er die gesetzlich regulierten Werte zur „Freigabe“ in eine eingeschränkte Verwertung oder uneingeschränkte Nutzung unterschreitet. Diese Werte sind so gewählt, dass die resultierende Dosis die sogenannte „De minimis Dosis“ von einigen zehn Mikrosievert unterschreitet.

Legt man diesen Maßstab an, wird deutlich, dass die in Deutschland zu entsorgenden hochradioaktiven Abfälle auch im Falle der Anwendung von P&T noch nach 1 Million Jahren in Konzentrationen vorliegen, die um ein Vielfaches über den Freigabegrenzen für das jeweilige Radionuklidgemisch liegen. Abbildung 6-2 zeigt in einem qualitativen Vergleich die Entwicklung der Aktivität abgebrannter Brennelemente über 1 Million Jahre für den Fall der direkten Endlagerung sowie für verschiedene P&T-Szenarien. Die Aktivität ist in normierter Form als Vielfaches der Freigabegrenzen angegeben. Auch für das in dieser Studie vorrangig behandelte Szenario mit Abtrennung von Uran (U) und Transuranen (Np, Pu, Am, Cm) wird die Freigrenze noch nach 1 Million Jahren um ein Vielfaches überschritten. Es wird auch deutlich, dass der Vergleichsmaßstab „Uranerz“ nicht so gewählt ist, dass eine uneingeschränkte Freigabe möglich wäre.

Abbildung 6-2: Qualitativer Vergleich der Aktivität abgebrannter Brennelemente ohne und mit Behandlung durch P&T, normiert auf Vielfache der Freigabegrenzen



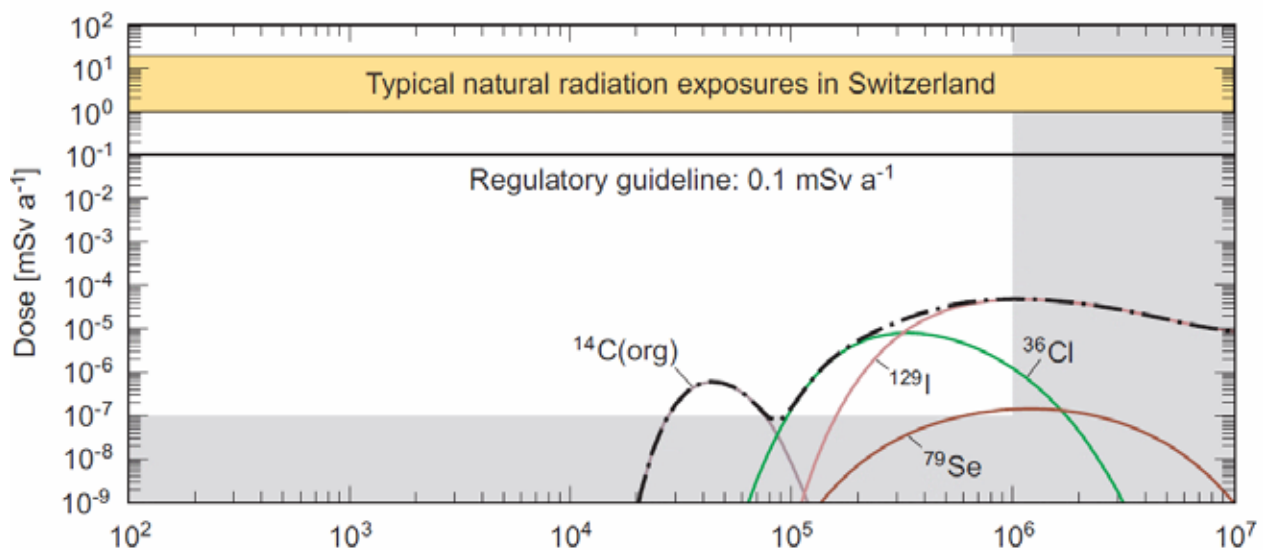
Darstellung: Öko-Institut e.V.

Ergebnisse von Langzeitsicherheitsanalysen

Im Hinblick auf die Wirksamkeit von P&T-Anwendungen für die Langzeitsicherheit eines Endlagers ist insbesondere zu betrachten, wie sich die veränderte Radionuklidzusammensetzung auf das langfristige Freisetzungsverhalten auswirkt. Bei detaillierteren Betrachtungen bzw. nach Erforschung der erforderlichen Grundlagen wären außerdem potenzielle Anpassungen oder Optimierungen der Abfallgebinde bzw. der Abfallmatrix zu berücksichtigen, die zu einer Verzögerung der Freisetzung führen können.

Abbildung 6-3 zeigt exemplarisch am Beispiel Tonstein für die vorliegenden Langzeitsicherheitsanalysen für geologische Endlager, dass die Aktiniden für die erwarteten Entwicklungen keinen Beitrag zur Dosis liefern. Dies ist darauf zurückzuführen, dass Aktiniden unter chemisch reduzierenden Bedingungen weitgehend immobil sind. Die zu erwartenden Dosen resultieren ausschließlich aus den Spalt- und Aktivierungsprodukten und liegen deutlich unter den zulässigen Werten. (Bollingerfehr et al. 2014) gehen daher davon aus, dass sich im Hinblick auf die langfristig zu erwartende Dosis aus dem fluidgetragenen Transport der Radionuklide durch P&T Anwendungen kein positiver Beitrag ergibt.

Abbildung 6-3: Exemplarische Entwicklung der Dosis über die Zeit: Referenzfall für die Endlagerung abgebrannter Brennelemente in Tonstein



Quelle: (NAGRA 2002)

Anders als bei der fluidgetragenen Freisetzung ist nach (Bollingerfehr et al. 2014) für die Freisetzung über den Gaspfad ein positiver Effekt durch die P&T-Anwendung denkbar. Dies betrifft vor allem den radioaktiven Kohlenstoff-14 und ggf. in geringerem Umfang weitere Nuklide wie Iod-129 und Selen-79. Diese können gasförmig vorliegen und unter Umständen als sogenannte „Instant Release Fraction“ frühzeitig aus einem Endlager freigesetzt werden, für detaillierte Ausführungen zur Instant Release Fraction bei der Endlagerung in Steinsalz siehe (Larue et al. 2013). Dieser Effekt tritt vor allem bei abgebrannten Brennelementen auf und könnte demnach durch vorhergehende Konditionierungsvorgänge, z. B. im Rahmen von P&T reduziert werden.

Allerdings ist zu beachten, dass es sich bei Kohlenstoff-14 und Iod-129 um die leichtflüchtigen Nuklide handelt, die bei einer Wiederaufarbeitung der Brennelemente bereits bei der Zerlegung der Brennstäbe zu einem großen Teil freigesetzt werden. Bei heute üblichen Technologien kommt es dabei auch zu Freisetzungen der Stoffe in die Umgebung, was eine potenzielle Dosisreduzierung bei der Instant Release Fraction durch P&T mehr als kompensieren dürfte. Um tatsächlich eine Verringerung der Freisetzungen leicht flüchtiger Nuklide zu erreichen, müssten diese bei der Partitionierung der Brennelemente in Filtern mit einem hohen Wirkungsgrad zurückgehalten und abschließend in einer (noch nicht existierenden) Matrix so fixiert werden, dass sich eine deutliche Verzögerung der Freisetzung erreichen ließe.

Menschliches Eindringen

Da die oben beschriebenen Verzögerungs- und Rückhalteeffekte bei Szenarien mit schlagartigen Freisetzungen in die Biosphäre nicht wirksam werden, kann in solchen Fällen die Reduzierung des radioaktiven Inventars durch P&T zu einer Reduzierung der freigesetzten Aktivität und daraus resultierenden Dosis führen.

Beispielhaft werden in verschiedenen Veröffentlichungen Szenarien des unbeabsichtigten menschlichen Eindringens in ein Endlager und die dabei möglichen Dosen für einen Beschäftigten vor Ort betrachtet. (Marivoet et al. 2008) vergleichen potenzielle Dosen für einen Beschäftigten, der bei der Entnahme eines Bohrkerns unbeabsichtigt einen Endlagerbereich anbohrt. Im Entsorgungskonzept mit P&T läge die Dosis für den Beschäftigten beispielsweise zum Zeitpunkt 10.000 Jahre nach der Einlagerung um knapp zwei Größenordnungen unterhalb der Dosis bei direkter Endlagerung abgebrannter Brennelemente. Für die Beschäftigten vor Ort, würde sich also ein positiver Effekt ergeben. Im Hinblick auf die Gefährdung der Bevölkerung gehen beispielsweise (Bollingerfehr et al. 2014) davon aus, dass die Gefahr bemerkt und das Bohrloch anforderungsgerecht verschlossen werden würde. Eine Gefährdung für die Bevölkerung fände in diesem Fall nicht statt. Würde das Anbohren eines Endlagers nicht bemerkt und das Bohrloch nicht verschlossen werden, wären auch Auswirkungen für die Bevölkerung denkbar. Welche Auswirkungen sich in einem solchen Fall ergeben könnten und wie sich dabei ein durch P&T verändertes Inventar auswirken könnte, wäre in detaillierten Konsequenzanalysen zu betrachten. Relevante Einflussfaktoren können z. B. Veränderungen des chemischen Milieus und geänderte Ausbreitungspfade sein, die zu veränderten Freisetzungsraten von Radionukliden führen (siehe auch (acatech 2014)).

Gemäß dem aktuellen deutschen Regelwerk (BMUB 2010) ist das menschliche Eindringen in ein Endlager bei der Auslegung eines Endlagers als nachrangiges Optimierungsziel zu betrachten. Dabei ist nicht die Exposition potenzieller Beschäftigter sondern die Reduzierung der Wahrscheinlichkeit einer Exposition der allgemeinen Bevölkerung als Optimierungsziel zu verfolgen. Hier spielt neben dem eingelagerten Inventar eine Vielzahl von Faktoren eine Rolle (beispielsweise Tiefenlage des Endlagers, anderweitige Nutzungspotenziale des Untergrunds, Markierungen des Endlagers). Diese wären abzuwägen, nachdem eine Optimierung der Langzeitsicherheit im Hinblick auf die wahrscheinlichen und weniger wahrscheinlichen Entwicklungen erfolgt ist.

(Wigeland et al. 2012) diskutieren im Kontext schlagartiger Freisetzungen auch den Einfluss natürlicher Phänomene wie Erdbeben und Vulkanismus. Solche Ereignisse könnten im Extremfall dazu führen, dass das Einschussverhalten des Endlagers sich nachteilig verändert. Außerdem könnte sich in ursprünglich vorwiegend trockenen Endlagerbedingungen das Wasserangebot deutlich erhöhen, was sich auf Löslichkeiten und Transportmechanismen auswirkt. Auch für diesen

Fall wären detaillierte Konsequenzenanalysen erforderlich, um einen möglichen Einfluss des durch P&T veränderten Inventars ermitteln zu können.

Da sowohl Vulkanismus als auch Erdbeben bereits bei der Auswahl eines Endlagerstandortes eine wichtige Rolle spielen, wären derartige Ereignisse nach (BMUB 2010) als unwahrscheinliche Entwicklungen zu betrachten. Für diese gilt ebenso wie für das menschliche Eindringen eine nachrangige Optimierungspflicht.

6.1.2. Wärmeleistung, Abfallvolumen und Gesamtfläche des Endlagers für wärmeentwickelnde Abfälle

Wärmeleistung

Im abgebrannten Brennstoff tragen in den ersten 100 Jahren die Aktiniden und die Spaltprodukte gleichermaßen zur Wärmeleistung bei. Die Gesamtwärmeleistung ist nach 300 Jahren auf etwa 10% der Anfangsleistung abgefallen. Wegen des schnelleren Zerfalls eines großen Teils der Spaltprodukte ist deren Wärmeleistung bis zu diesem Zeitpunkt auf ca. 1% des Beitrags der Aktiniden abgefallen.

Wenn die Aktiniden durch P&T abgetrennt werden, kann nach etwa 300 Jahren eine weitere Reduzierung der Wärmeleistung der Abfälle um einen Faktor 100 erreicht werden, während im nicht mit P&T behandelten abgebrannten Brennstoff nach dieser Zeit die Transurane maßgeblich die Wärmeleistung bestimmen würden.

In der Gesamtbilanz ist zu berücksichtigen, dass sich der Anteil der Spaltprodukte durch P&T je nach Technologie um 126–135 t (IMF) bzw. um 420–450 t (MOX-Brennstoff) erhöht. Bezogen auf die Masse von 607 t Spaltprodukten im Szenario ohne P&T entspricht dies einem Anstieg zwischen ca. 20% bis knapp 75%. Außerdem tragen die nicht transmutierten Abfälle und der durch die Zielreduktion bestimmte Verbleib an Transuranen im P&T Materialstrom zu einer geringeren Reduzierung der Wärmeleistung bei.

Um einen nennenswerten Effekt der P&T-Anwendung auf die Wärmeleistung des Abfallinventares zu erreichen, müssten die Abfälle nach der Transmutation noch ca. 300 Jahren in einem Zwischenlager verbleiben. Eine solche Strategie, die den Abschluss der Einlagerung von Abfällen in ein Endlager um weitere 300 Jahre nach die Beendigung der P&T Anwendung verschiebt, ist mit den heute geltenden Prinzipien einer möglichst zeitnahen Endlagerung der Abfälle und der Entlastung zukünftiger Generationen von übermäßigen Verpflichtungen nicht vereinbar.

Der Beitrag zur Reduzierung der Wärmeleistung wird daher auf die in den ersten Zyklen transmutierten Abfälle begrenzt bleiben. Die dabei entstehenden Spaltprodukte könnten während der verbleibenden Dauer des P&T Prozesses über ca. 150 Jahre zwischengelagert werden. Für die späteren Zyklen wird dieser Beitrag immer geringer, wenn nicht wie oben ausgeführt eine deutliche Verzögerung bei der Endlagerung vorgesehen werden soll. Zudem ist zu berücksichtigen, dass die vorhandenen wärmeentwickelnden Abfälle, die nicht am P&T Prozess teilnehmen, sowie der bei P&T verbleibende Transurananteil nach wie vor Aktiniden enthalten, so dass die Möglichkeiten zur Reduktion der Wärmeleistung reduziert werden.

Abfallvolumen

Durch die Anwendung von P&T reduziert sich das Volumen der endzulagernden wärmeentwickelnden Abfälle zum Einen dadurch, dass das Uran, das mehr als 90% des Volumens des abgebrannten Brennstoffs ausmacht, separiert wird – entsprechende Endlagermöglichkeiten sind

dennoch vorzusehen. Zum anderen reduziert sich der Anteil der volumenintensiven Pollux-Behälter, die in den gängigen Endlagerinventaren (siehe z. B. Tabelle 2-1) als Endlagerbehälter für die abgebrannten Brennelemente angenommen werden. Die Prognosen sind noch mit diversen Unsicherheiten behaftet, da beispielsweise zum Aufkommen von Hülsen und Strukturteilen aus P&T Brennelementen keine Angaben vorliegen und weil noch keine Verfahren existieren, um beim Einsatz von IMF die Spaltprodukte von der Matrix zu trennen. Eine Reduzierung des wärmeentwickelnden Abfallvolumens auf rund 40% der Prognosen ohne P&T ist daher nur eine überschlägige Schätzung und wäre weiter abzusichern.

Endlagerfläche

Aufgrund der Reduzierung des Volumens der im Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle zu lagernden Abfälle und aufgrund der bei einer längeren Zwischenlagerung erreichbaren Reduzierung der Wärmeleistung, kann sich die Endlagerfläche durch die Anwendung von P&T verringern. Die Endlagerbereiche, die zur Einlagerung der Abfälle, die nicht an P&T teilnehmen sowie als Infrastrukturbereiche erforderlich sind, betragen ca. 50% für ein auf Streckenlagerung basierendes Konzept und 65% beim Konzept Bohrlochlagerung unter Verwendung von Brennstabkokillen. Die Flächenreduzierung kann demnach maximal 50% betragen, dürfte aber eher geringer sein.

Die Reduzierung der Endlagerfläche würde für den hypothetischen Fall einen Vorteil bieten, dass eine optimale Endlagerformation gefunden würde, die aber aufgrund ihrer Größe nur für einen reduzierten Flächenbedarf geeignet wäre.

Bei einer Formation, die auch für das Inventar ohne P&T Anwendung geeignet ist, würden sich durch einen reduzierten Flächenbedarf die Abstände des einschlusswirksamen Gebirgsbereichs zum Rand der Wirtsgesteinsformation bzw. zu möglichen Störungen innerhalb der Wirtsgesteinsformation vergrößern. Dies könnte allenfalls als zusätzliche Sicherheitsmarge für die Ergebnisse eines Langzeitsicherheitsnachweises herangezogen werden, der auch ohne die Reduzierung des Flächenbedarfs zu führen wäre.

Ein geringerer Flächenbedarf verringert zudem die Gefahr des unbeabsichtigten menschlichen Eindringens.

Allerdings ist das aus P&T resultierende Potenzial zur Reduzierung der Endlagerfläche auch im Kontext der aus dem Endlagerkonzept und vor allem dem Wirtsgestein resultierenden Einflüsse zu betrachten. Gemäß (Bollingerfehr et al. 2014) wird der Flächenbedarf für ein Endlager im Salz bei Einlagerung der abgebrannten Brennelemente in sogenannten Pollux Behältern in Strecken mit ca. 2 km² angegeben, davon entfallen auf die abgebrannten Brennelemente 1,1 km². Wenn die Brennelemente in Kokillen verpackt und in etwa 300 m tiefen Bohrlöchern gelagert werden, reduziert sich der Flächenbedarf des Endlagers insgesamt auf 1,1 km², wovon auf die Lagerung der abgebrannten Brennelemente 0,4 km² entfallen.

Bei der Endlagerung in Tonstein ist die Auslegungstemperatur von derjenigen für Salz von 200°C auf diejenige von Tonstein von 100°C zu reduzieren, um Schädigungen am einschlusswirksamen Gebirgsbereich zu vermeiden. Aufgrund der thermischen Beschränkungen sowie aus bergbau-technischen Gründen ermitteln (Bollingerfehr et al. 2014) für ein Bohrlochkonzept im Ton für die Brennelemente einen Platzbedarf von 3,5 km² sowie von 6,5 km² für das Endlager insgesamt.

Die durch P&T erzielbare Flächenreduzierung kann also durch andere Effekte deutlich übertroffen werden.

Insgesamt resultiert aus einem um weniger als 50% verringerten Flächenbedarf für ein Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle kein unmittelbarer Gewinn im Hinblick auf die Langzeitsicherheit des Endlagers. Gleichwohl stellen die geringere Ausnutzung des verfügbaren Wirtsgesteinskörpers und das reduzierte Potenzial für ein unbeabsichtigtes menschliches Eindringen einen positiven Beitrag zur Langzeitsicherheit dar. In einer Gesamtbilanz wäre dieser Beitrag gegen die aus der Anwendung von P&T resultierenden potenziellen Vor- und Nachteile abzuwägen.

6.1.3. Verbleib der Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung

Während sich das Volumen der wärmeentwickelnden Abfälle wie in den Kapiteln 5.5.1 und 6.1.2 dargelegt reduziert, erhöht sich gleichzeitig das Volumen der Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung durch die Anwendung von P&T erheblich.

Für die schwach- und mittelradioaktiven Abfälle ergibt sich ein geschätztes Volumen von 150.000–170.000 m³.

Das Volumen der nach der bisherigen Entsorgungsplanung endzulagernden Betriebs- und Stilllegungsabfälle (einschließlich der Abfälle aus Landessammelstellen, industriellen und medizinischen Anwendungen) würde sich demnach durch P&T um mehr als 50% von gut 300.000 m³ auf mehr als 450.000 m³ vergrößern. Für das durch P&T entstehende Abfallvolumen existiert weder ein Zwischenlager noch ein Endlager. Eine Nutzung des Endlagers Konrad ist nach heutigen Planungen ausgeschlossen, da die genehmigte Menge auf 303.000 m³ begrenzt ist, diese mit den bereits heute vorhandenen oder in den nächsten Jahrzehnten konkret erwarteten Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung erschöpft ist und eine Erweiterung gemäß (NaPro 2015) nicht vorgesehen ist.

Für die Betriebs- und Stilllegungsabfälle wäre also ein weiterer Endlagerstandort zu suchen und ein weiteres geologisches Endlager einzurichten, oder es müsste eine erhebliche Erweiterung der Endlagerkapazitäten am Standort eines Endlagers für insbesondere wärmeentwickelnde Abfälle geplant werden. Es ist allerdings damit zu rechnen, dass die letzten Abfälle aus dem Rückbau der P&T Anlagen erst etwa 200 Jahre nach der Aufnahme des P&T-Betriebs eingelagert werden könnten, so dass mit einer erheblichen Verschiebung der Betriebszeiträume des Endlagers in die Zukunft zu rechnen wäre.

Hinzu kommt das abgetrennte Uran aus der Wiederaufarbeitung der für P&T zu nutzenden Brennelemente und ggf. aus der Aufbereitung von MOX-Brennstoff aus der P&T-Anwendung, das nach heutigem Stand für eine Zwischen- und spätere Endlagerung in Uranoxid (U₃O₈) mit einem Volumen von ca. 2.000 bis 3.000 m³ zu konvertieren wäre. Für diesen Abfallstrom wäre eine Entsorgung zusammen mit den gemäß (NaPro 2015) abgeschätzten ca. 100.000 m³ abgereicherter Uran aus der Urananreicherung zu planen. Das Endlager Konrad, steht für die Abfälle einerseits aus Kapazitätsgründen nicht zur Verfügung und ist aber darüber hinaus auch aufgrund der geltenden Limitierungen für die zulässigen Uranmengen nicht geeignet.

Es ist aus heutiger Sicht nicht prognostizierbar, ob an einem mittels Auswahlverfahren zu definierenden Standort für ein Endlager für insbesondere wärmeentwickelnde Abfälle die geologischen Verhältnisse sowie die übertägigen Gegebenheiten geeignet sind, auch mehrere tausend Kubikmeter Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung aufzunehmen. Neben den Fragen der technischen Machbarkeit wären auch politische und gesellschaftliche Entscheidungen für ein solches Entsorgungskonzept erforderlich.

Alternativ wäre ein weiterer Endlagerstandort zu bestimmen, was erfahrungsgemäß mit erheblichem Aufwand und Unsicherheiten verbunden sein dürfte.

Allerdings wäre es nach heutigem Verständnis im Umgang mit den radioaktiven Abfällen nicht akzeptabel, kerntechnische Anlagen im großen Stil zu planen und zu realisieren, wie es für ein P&T-Programm erforderliche wäre, ohne konkrete Entsorgungswege für die anfallenden Abfälle benennen zu können.

6.2. Sicherheit

Bei einer Strategie der direkten Endlagerung der deutschen Abfälle betreffen Sicherheitsaspekte primär die Sicherheit des Endlagers, diese Aspekte wurden in Kapitel 6.1 gewürdigt. Bei einer P&T-Strategie werden darüber hinaus für viele Dekaden radioaktive Stoffe in großtechnischen Anlagen gehandhabt. Hieraus können sowohl während des Normalbetriebs der Anlagen als auch bei Stör- und Unfällen spezifische Sicherheitsrisiken resultieren.

Bei der Wiederaufarbeitung von abgebrannten Brennstoffen werden gegenwärtig insbesondere gasförmige und leichtflüchtige radioaktive Elemente über die Luft bzw. über das Abwasser an die Umwelt abgegeben. Derartige Freisetzungen könnten grundsätzlich durch fortgeschrittene Rückhaltetechniken reduziert werden. Dies würde allerdings zu zusätzlichen Kosten in den Wiederaufarbeitungsanlagen führen.

Bei der Herstellung, dem Transport und dem Einsatz im Reaktor stellen Transmutationsbrennstoffe aufgrund der hohen Gamma- und Neutronenstrahlung der enthaltenen Aktiniden sowohl bei frischen als auch bei abgebrannten Brennstoffen aus Gründen des betrieblichen Strahlenschutzes besondere Anforderungen an die Abschirmung und fernhantierte Handhabungsprozesse. Bei der Verwendung von Blei oder Blei-Bismut-Legierungen als Kühlmittel in den Transmutationsreaktoren kommt es zur Aktivierung des Kühlmittels mit Polonium-210, was ebenfalls zu höheren Anforderungen an den betrieblichen Strahlenschutz führt. Weiterhin kann es bei beschleunigergetriebenen Systemen durch Instabilitäten im Beschleunigerstrom zur Aktivierung von Strukturmaterialien des Beschleunigers und der umliegenden Räumlichkeiten kommen, die ebenfalls zu hohen Anforderungen an den betrieblichen Strahlenschutz führen können.

Bei der Wiederaufarbeitung mit hydrometallurgischen Trennverfahren kann es durch die Zersetzung des Lösungsmittels bspw. zur Bildung brennbarer und explosibler Zersetzungspunkte kommen. Daher müssen für diesen Einsatzzweck optimierte Extraktionsmittel entwickelt werden. Für einen erfolgreichen industriellen Einsatz wesentlich sind hohe Beständigkeiten insbesondere gegenüber radiolytischen und hydrolytischen Zersetzungsmechanismen. Die Stabilität neuer Extraktionsmittel wird von einigen Autoren gegenwärtig als ausreichend für industrielle Anwendungen angesehen, andere Autoren sehen hier zusätzlichen Forschungsbedarf.

Minore Aktinide weisen eine relativ kleine kritische Masse auf. Daher besteht bei allen Verarbeitungsschritten, bei denen mit Minoren Aktiniden umgegangen wird (Wiederaufarbeitung und Brennstoffherstellung) besondere Anforderungen an die Kritikalitätssicherheit.

Die Umsetzung der Transurane im Rahmen einer P&T-Strategie erfordert einen Betrieb der Transmutationsreaktoren für etwa 750 bis 1050 Reaktorbetriebsjahre. Dies entspricht in etwa der gesamten Laufzeit der in Deutschland betriebenen Leistungsreaktoren. Die Transmutationsreaktoren weisen dabei spezifische Stör- bzw. Unfallrisiken auf.

Das radioaktive Inventar von Transmutationsreaktoren, das bei Stör- und Unfällen den potenziellen Quellterm darstellt, weist gegenüber heutigen Leistungsreaktoren bezogen auf die gleiche thermische Leistung des Reaktors zwei wesentliche Unterschiede auf. Aufgrund der zur Erreichung einer hohen Transmutationseffizienz erforderlichen hohen Abbrände des Brennstoffs ergibt sich ein entsprechend hoher Gehalt an Spaltprodukten im Reaktorkern. Darüber hinaus ist

das Inventar der besonders radiotoxischen Transurane gegenüber heutigen Leistungsreaktoren deutlich erhöht. Damit steigen insgesamt die Anforderungen an den sicheren Einschluss des radioaktiven Inventars.

Grundsätzlich weisen die erforderlichen Transmutationsreaktoren vergleichbare Leistungsgrößen und eher höhere Leistungsdichten auf als heutige Leistungsreaktoren. Daher bestehen an diese Reaktoren mindestens vergleichbare Anforderungen bezüglich der kontinuierlichen Kühlung des Reaktorbrandstoffs, auch nach Abschaltung des Reaktors. Eine Unterbrechung der Kühlung kann aufgrund der Nachzerfallsleistung bereits nach kurzen Zeiten zu Brandstoffschäden führen. Die Beherrschung von Stör- und Unfällen mit einem Verlust der Kernkühlung ist daher für Transmutationsreaktoren von gleicher Bedeutung wie für heutige Leistungsreaktoren.

Weiterhin kann es in Transmutationsreaktoren ebenso wie bei heutigen Leistungsreaktoren zu Reaktivitätsstörungen und einer damit verbundenen Änderung der Leistungsfreisetzung kommen. In heutigen Leichtwasserreaktoren führen sogenannte Reaktivitätskoeffizienten zu einer inhärenten Begrenzung solcher Leistungsexkursionen.

Bei schnellen Reaktoren führt der Einsatz eines Anteils von Minoren Aktiniden im Brandstoff dazu, dass diese Reaktivitätskoeffizienten ungünstigere Werte annehmen. Weiterhin nimmt die für die Reaktorsteuerung wichtige Größe der verzögerten Neutronen ab. Zur Kompensation dieser Effekte stellen sich daher besondere Anforderungen an die Auslegung des Reaktorkerns, an die schnelle und automatische Detektion solcher Störfälle sowie an die zur Beherrschung erforderlichen Abschaltssysteme. Verstärkt wird diese Problematik, wenn zur Erhöhung der Effizienz der Transmutation uranfreie Brandstoffe eingesetzt werden sollen. Durch den Verzicht auf Uran in der Brandstoffmatrix nehmen die Reaktivitätskoeffizienten nochmals ungünstigere Werte an. Insgesamt ist aus den genannten reaktorphysikalischen Gründen der in Schnellen Reaktoren im Rahmen einer homogenen Rezyklierung mögliche Anteil an Minoren Aktiniden im Kern begrenzt.

Bei einer Transmutation von höheren Anteilen an Minoren Aktiniden oder dem Einsatz von uranfreien Brandstoffen wird daher entweder eine heterogene Rezyklierung erforderlich, oder es müssen unterkritische, beschleunigergetriebene Systeme verwendet werden.

Ein wesentliches Unterscheidungsmerkmal von beschleunigergetriebenen Systemen gegenüber Schnellen Reaktoren ist, dass ein beschleunigergetriebenes System unterkritisch betrieben wird. Dieses Merkmal macht ein beschleunigergetriebenes System gegenüber Reaktivitätsänderungen robuster als kritische Schnelle Reaktoren. Damit ist hier der Einsatz von höheren Anteilen an Minoren Aktiniden und die Verwendung von uranfreien Brandstoffen grundsätzlich möglich. Dennoch besteht auch bei beschleunigergetriebenen Systemen die Möglichkeit einer Leistungsexkursion durch Änderungen der Reaktivität und der damit verbundenen Notwendigkeit, die sicherheitstechnischen Auswirkungen solcher Störfälle durch die Auslegung des Reaktors sicher zu beherrschen.

Bei beschleunigergetriebenen Reaktoren sind neben Reaktivitätsstörfällen und Störfällen mit einem Ausfall der Kernkühlung auch neuartige Szenarien und Randbedingungen für Stör- und Unfälle zu berücksichtigen. So sind aufgrund der Wechselwirkung zwischen dem erforderlichen Starkstrombeschleuniger und dem unterkritischen Reaktorkern Leistungsexkursionen ausgehend von einer plötzlichen Leistungsänderung des Beschleunigers zu berücksichtigen. Hinzu kommt, dass es aufgrund der unterkritischen Anordnung des eigentlichen Reaktorkerns zu einem ausgeprägten Abfall der Leistungsdichte ausgehend von der Spallationsneutronenquelle hin zum Rand des Reaktorkerns kommt. Schließlich muss der Beschleunigerstrom von außerhalb des Reaktors bis in den Reaktorkern geführt werden. Er durchdringt daher die wesentlichen, dem

sicheren Einschluss des radioaktiven Inventars dienenden Barrieren, also den primären Kühlkreis und das Reaktorgebäude.

Weiter spezifische Sicherheitsaspekte ergeben sich bei den Transmutationsreaktoren aus der Nutzung von Flüssigmetallen als Kühlmittel. So kann es bei Einsatz von Natrium als Kühlmittel im Falle von Leckagen an den Kühlkreisläufen zu Natriumbränden mit Rückwirkungen auf die Sicherheit und Verfügbarkeit der Anlagen kommen. Sowohl bei Natrium wie bei Blei oder Blei-Bismut-Legierungen stellen die korrosiven Eigenschaften des Kühlmittels in seinen Rückwirkungen auf die Integrität der Brennelemente und der Kühlkreisläufe hohe Anforderungen an die Auslegung und den Betrieb der Reaktoren.

Um einen möglichst hohen Anteil der geladenen Transurane in einem Bestrahlungszyklus zu eliminieren und damit den Umsetzungszeitraum einer P&T-Strategie soweit wie möglich zu begrenzen, ist es weiterhin erforderlich, möglichst große Einsatzzeiten der Brennstoffe, also hohe Abbrände zu erreichen. Mit zunehmendem Abbrand können sich wichtige sicherheitstechnische Eigenschaften der Brennstoffe bestrahlungsbedingt verändern, so z. B. die Wärmeleitfähigkeit oder die Rückhaltefähigkeit für gasförmige Spaltprodukte. Hierzu trägt auch die erhöhte Heliumproduktion durch den hohen Anteil an Minoren Aktiniden bei. Auch die mit dem schnellen Neutronenspektrum verbundenen höheren Strahlenbelastungen des Brennstoffs und der Strukturmaterialien können mit zunehmendem Abbrand die Sicherheitseigenschaften des Brennstoffs verschlechtern. Insgesamt existieren nur wenige experimentelle Erfahrungen mit Brennstoffen für Transmutationsszenarien, insbesondere auch hinsichtlich ihrer Sicherheitseigenschaften unter Störfallbedingungen.

Bei allen heute existierenden Kernkraftwerken besteht die Gefahr schwerer Unfälle mit einer Freisetzung großer Teile des radioaktiven Inventars. Insgesamt stellt die Entwicklung von Reaktoren mit demgegenüber erhöhter inhärenter Sicherheit eines der Kernziele der aktuellen internationalen F&E-Arbeiten u. a. des Generation IV International Forums dar. Inwieweit dieses Ziel jedoch erreicht werden kann, ist aus heutiger Sicht offen. So kommt bspw. die französische Gutachterorganisation IRSN zum Schluss (IRSN 2015):

“At the present stage of development, IRSN does not have all the necessary data to determine whether the systems under review are likely to offer a significantly improved level of safety compared with Generation III reactors, except perhaps for the VHTR, which is a low-power reactor.”

Es ist vor diesem Hintergrund mit vergleichbaren Sicherheitsrisiken beim Betrieb der Transmutationsreaktoren zu rechnen wie bei den heutigen Leistungskernkraftwerken.

6.3. Nukleare Nichtverbreitung

Der mangelnde Zugriff auf waffenfähiges Spaltmaterial ist heute für viele Staaten und subnationale Gruppen die wesentliche (technische) Hürde auf dem Weg zum Bau einer Kernwaffe. Als geeignete Materialien gelten insbesondere hochangereichertes Uran und Plutonium, die beide in den Waffenprogrammen der Kernwaffenstaaten Verwendung finden. Die Verhinderung bzw. der Entzug eines Zugriffs auf kernwaffenfähige Materialien stellen daher wesentliche Maßnahmen gegen die Weiterverbreitung von Kernwaffen dar.

Die Überwachung des Umgangs mit waffenfähigem Spaltmaterial ist zentrales Element des nuklearen Nichtverbreitungsvertrages. Durch politisch-institutionelle Maßnahmen wird angestrebt, durch die Gefahr einer rechtzeitigen Entdeckung von außen die mit einem Zugriff auf waffenfähiges Material verbundenen politischen – und im Falle von Sanktionen auch ökonomischen – Nachteile

soweit zu erhöhen, dass ein solcher Versuch nicht unternommen wird. Diesem Zweck dienen die Maßnahmen zur Spaltstoffflusskontrolle (Safeguards) der Internationalen Atomenergiebehörde IAEA.

Als weiterer wesentlicher Aspekt kann durch technisch-intrinsische Maßnahmen und Barrieren sichergestellt werden, dass die Möglichkeiten für einen unerwünschten Zugriff eingeschränkt und die Entdeckungswahrscheinlichkeit erhöht sowie die Rechtzeitigkeit einer Entdeckung sichergestellt werden (Liebert et al. 2009). Als eine effektive Barriere wird allgemein die hohe Strahlung angesehen, die von einem Gemisch des waffenfähigen Materials mit radioaktiven Spaltprodukten ausgeht (NAS; CISAC 2000). Daher hält auch die IAEA für abgebrannte Brennelemente, deren Strahlung einen Schwellenwert übersteigt, reduzierte Sicherungsmaßnahmen im Vergleich zu unbestrahltem Material für adäquat (IAEA 2011b).

Neben dem direkten Zugriff auf kernwaffenfähige Materialien entstehen Proliferationsgefahren grundsätzlich auch durch die Verfügbarkeit und Weiterverbreitung von kernwaffenrelevantem Know-How, die Verfügbarkeit von Technologien zur Anreicherung oder Abtrennung von spaltbaren Materialien und die Verfügbarkeit von ausgebildetem Personal.

6.3.1. Kernwaffenfähige Materialien

Plutonium

Proliferationsgefahren (Gefahren der Weiterverbreitung von Kernwaffen), die mit vorhandenen Beständen an abgetrenntem Plutonium verbunden sind, wurden international intensiv diskutiert (beispielhaft: CISAC 1994; Takagi et al. 1997; Carter und Pigford 1999). Üblicherweise wird zwischen dem im militärischen Bereich produzierten „Waffenplutonium“, für das ein möglichst hoher Anteil an Plutonium-239 angestrebt wird, und dem im zivilen Bereich anfallenden „Reaktorplutonium“ unterschieden. Das US-Department of Energy definiert Plutonium als waffengrädig, wenn es weniger als 7% Plutonium-240 enthält (DoE 1994). In einem anderen Zusammenhang wurde Plutonium als waffengrädig eingestuft, wenn das Verhältnis von Plutonium-240 zu Plutonium-239 nicht größer als 0,10 ist (DoE 2002). Der Anteil des Plutonium-240 beeinflusst im wesentlichen qualitative Eigenschaften und damit die Attraktivität für militärische Zwecke, da die hohe Wahrscheinlichkeit spontaner Spaltung des Plutonium-240 das Risiko eines nicht exakt einstellbaren Zündzeitpunkts und damit einer reduzierten Sprengkraft einer Kernwaffe erhöht. Praktisch alle Isotopenzusammensetzungen von Plutonium wären aber in Kernwaffen verwendbar (DoE 1997b; Kankeleit et al. 1989; Mark 1993).

Minore Aktinide

Die für die Transmutation vorgesehenen Minoren Aktinidenelemente Neptunium, Americium und möglicherweise Curium entstehen sowohl in Leichtwasser- als auch in Schnellen Reaktoren als Gemische verschiedener Isotope, von denen mindestens eines jedes Elementes eine hinreichend langen Halbwertszeit aufweist und in Kernwaffen spaltbar ist (Bathke et al. 2008). Daher sind insbesondere Neptunium und Americium proliferationsrelevant und müssten im Falle einer industriellen P&T-Technik in die heute auf Uran und Plutonium begrenzte Spaltstoffflusskontrolle einbezogen werden (IAEA 2004). Der Bau einer Nuklearwaffe aus dem abgetrennten Curium hingegen ist aufgrund dessen hoher Wärmeleistung und Spontanspaltrate, die zu einer im Vergleich zu Reaktorplutonium massiv erhöhten Wahrscheinlichkeit für eine vorzeitige Detonation bei der Zündung eines Curium-Sprengkopfes führen würde, nicht attraktiv (Buhmann 2015).

Für die in Deutschland bis 2022 insgesamt anfallenden abgebrannten Brennelemente aus Leistungsreaktoren wurden unter vereinfachenden Annahmen³³ die Inventare an Neptunium und Americium, deren Isotopenzusammensetzung und resultierende kritische Massen bei der Verwendung als Nuklearwaffe abgeschätzt (Buhmann 2015). Das in den Brennelementen produzierte Neptunium würde danach für etwa 125, das Americium für rund 200 Sprengköpfe ausreichen.

6.3.2. Proliferationsgefahren bei direkter Endlagerung ohne P&T

Bei der direkten Endlagerung werden in Deutschland ca. 140 t Transurane im abgebrannten Brennstoff von DWR- und SWR-Reaktoren in ein Endlager eingebracht werden. Zusätzlich wird ein Bestand von ca. 18 t aus WWER-Brennstoffen, Versuchs- und Demonstrationsreaktoren, den Forschungsreaktoren sowie den Abfallmengen aus der Wiederaufarbeitung ins Endlager eingebracht werden.

Zusammen mit der Überwachung durch die IAEA stellt die von abgebrannten Brennelementen ausgehende Strahlung einen hohen Schutz vor einer missbräuchlichen Verwendung des spaltbaren Materials während dessen Zwischenlagerung und Verbringung in ein Endlager dar. Nach dem Verschluss des Endlagers wird sich der durch die radioaktiven Spaltprodukte gegebene physische Schutz zerfallsbedingt nach etwa 100 Jahren reduziert haben. Allerdings stellt auch dann die Einlagerung in großer Tiefe eine Barriere dar (acatech 2014).

Zur Wiedergewinnung der kernwaffenfähigen Materialien aus einem geologischen Endlager wären eine exakte Lokalisierung der Abfälle, das Abteufen eines Schachtes, die Streckenauffahrung und die Bergung der eingelagerten Abfälle notwendig. Daran anschließend wären die gewünschten Spaltstoffe aus den so gewonnenen Materialien chemisch abzutrennen.

Dies stellt ein großtechnisches Unternehmen dar, dessen Umfang und Komplexität zumindest für subnationale Akteure prohibitiv sein dürfte und auch für staatliche Akteure mit einem erheblichen Aufwand verbunden ist. Dies wird beispielhaft durch die technischen und zeitlichen Herausforderungen, die die Rückholung der fast ausschließlich schwachradioaktiven Abfälle aus dem Endlager Asse stellt, illustriert.

Demgegenüber steht allen Akteuren auch in der Zukunft die Option offen, sich Zugriff auf kernwaffenrelevantes Material durch die Anreicherung von Natururan oder die Neuproduktion von Plutonium in hierfür geeigneten Kernreaktoren zu verschaffen. Bei einem Ausstieg aus der kommerziellen Kernenergienutzung und dem Verzicht auf die Nutzung einer P&T-Strategie stünden hierfür allerdings geringere personelle und infrastrukturelle Voraussetzungen zur Verfügung.

6.3.3. Proliferationsgefahren bei P&T-Szenarien

Bei der Umsetzung eines P&T-Szenarios muss der Gefahr der Abzweigung spaltbaren Materials während der gesamten Betriebszeit der Anlagen bis zur weitgehenden Umwandlung der in den abgebrannten Brennelementen in Deutschland vorhandenen Inventare begegnet werden (acatech 2014). Der erforderliche Zeitrahmen kann auf 200 Jahre geschätzt werden (acatech 2014); dies sollte eher als untere Grenze verstanden werden (siehe Kapitel 6.6).

³³ Mittlerer Abbrand von 50 GWd/t, 50 Jahre Zwischenlagerung vor der Partitionierung, unreflektierte metallische Vollkugeln.

Dabei wird kontinuierlich mit einer Menge an abgetrennten Transuranen im Bereich von einigen Tonnen pro Jahr umgegangen werden müssen.

Dies setzt zunächst die langfristige Existenz einer internationalen Organisation wie der IAEA voraus, die eine effektive Spaltstoffflusskontrolle gewährleistet. Die potentiellen Proliferationsgefahren der für eine P&T-Strategie erforderlichen Anlagen werden im Folgenden anlagenspezifisch diskutiert.

6.3.3.1. Proliferationsaspekte bei den verwendeten Anlagen

Die Durchführung eines P&T-Szenarios setzt die Entwicklung und Implementierung von großtechnischen Anlagen zur Abtrennung und Verarbeitung von spaltbaren Materialien sowie deren großtechnischen Einsatz über einen Zeitraum von ca. 200 Jahren voraus.

Damit bleibt über diesen gesamten Zeitraum sowohl das technische Know-How als auch die technische Infrastruktur für die erforderlichen Anlagen erhalten. Weiterhin ist es notwendig, einen ausreichenden Stab an Personal für den Betrieb der Anlagen auszubilden und zu beschäftigen. Damit wären diese Technologien und geschultes Personal gegenüber einer Strategie der direkten Endlagerung für sehr lange Zeiträume unmittelbar verfügbar, so dass der Option, sich Zugriff auf kernwaffenrelevantes Material durch die Neuproduktion in hierfür geeigneten Kernreaktoren zu verschaffen, nur geringe technische Hürden entgegen stünden.

Wiederaufarbeitungsanlagen für die Partitionierung

Die P&T-Technik erfordert Bau und Betrieb fortgeschrittener Wiederaufarbeitungsanlagen zur Separation und anschließenden Partitionierung des Plutoniums und der Minoren Aktinide. Mit dem hydrochemischen PUREX-Verfahren arbeitende Wiederaufarbeitungsanlagen werden generell als proliferationssensitiv klassifiziert, da die Spaltstoffe Uran und Plutonium von den als Barriere wirkenden radioaktiven Spaltstoffen getrennt und als reine Elemente gewonnen werden (Liebert 1997; APS 2005). Im Vergleich zum klassischen PUREX-Prozess wird den neu entwickelten hydrochemischen Abtrennverfahren, die für eine Separation der Minoren Aktinide erforderlich sind (siehe Kapitel 5.1.1), das Plutonium zusammen mit den Minoren Aktiniden für den Fall einer homogenen Rezyklierung oder zumindest gemeinsam mit Neptunium im Falle der heterogenen Rezyklierung extrahiert. Da bei keiner der Optionen das Plutonium in reiner Form vorliegt, wird diesen Prozessen eine verbesserte Proliferationsresistenz attestiert (acatech 2014).

Insbesondere die intensive Neutronenstrahlung des Curiums würde eine Handtierung des abgetrennten Materials deutlich erschweren (Salvatores et al. 2015). Diese das Proliferationsrisiko senkende Curium-Charakteristik führt allerdings bei der Brennelementfertigung zu den Problemen, aufgrund derer die in Kapitel 5.1.1 diskutierten P&T-Optionen ohne Curium entwickelt werden. (Kang und Hippel 2005) weisen mit detaillierten Dosisberechnungen nach, dass eine gemeinsame Separation von Plutonium und Neptunium das Proliferationsrisiko wenig reduziert, da die von Neptunium-237 ausgehenden Dosisleistungen niedriger sind als die des Plutoniums, und dass erst der Verzicht auf die Separation des Americiums und Curiums von den als Spaltprodukte entstandenen Lanthaniden zu einer Dosisleistung führen würde, die den Schwellenwert der IAEA für eine radiologische Barriere (IAEA 2011b) übersteigen würde. In diesem Fall würde sich allerdings ein Zielkonflikt ergeben zwischen der erhöhten Proliferationsresistenz einerseits und den durch Wärmeerzeugung und insbesondere Strahlungsleistung erschwerten Bedingungen der Brennelementfertigung und -handtierung und der durch die Neutroneneinfangwirkungsquerschnitte der Lanthanide reduzierten Reaktivität der Transmutations-Brennstoffe im Reaktor.

Brennelementfertigung

Da bei der Brennelementfertigung die einzelnen separierten Produktströme aus den Partitionierungsanlagen verarbeitet werden, sind die dort gemachten Aussagen zu deren Proliferationspotenzial übertragbar.

Transmutation in Schnellen Reaktoren

Im Folgenden werden die beiden Varianten der *homogenen Rezyklierung* – alle Brennelemente weisen einen geringen Anteil (ca. 3%) Minorer Aktinide auf – und der *heterogenen Rezyklierung* – im äußeren Bereich des Reaktorkerns werden spezielle Brennelemente mit 20-30% Minorer Aktinide in nicht angereichertem Uran als Trägermaterial eingesetzt – unterschieden, da die von ihnen ausgehenden Proliferationsrisiken unterschiedlich zu bewerten sind.

Im Falle der *homogenen Rezyklierung* werden durch die konkurrierenden neutroneninduzierten Einfang- und Spaltprozesse die Isotopenzusammensetzungen des Plutoniums und der Minoren Aktinide modifiziert. Für das Plutonium führt dies dazu, dass seine Proliferationsrelevanz aufgrund des Aufbaus von Plutonium-238 leicht abnimmt (Permana et al. 2015). Zudem stellen die hohen Abbrände und damit verknüpften hohen Spaltproduktkonzentrationen bis zur Wiederaufarbeitung der abgebrannten Brennstoffe eine effektive radiologische Barriere her.

Bei der *heterogenen Rezyklierung* der Minoren Aktinide besteht der Reaktor aus einem inneren Kern mit hoher Leistungsdichte, der axial und/oder radial von mit einem (die Transmutations-Brennelemente aufweisenden) Mantel mit geringer Leistungsdichte umgeben ist. Da das Trägermaterial dieser Brennelemente aus nicht angereichertem Uran besteht, ähnelt diese Konfiguration des Reaktorkerns derjenigen „klassischer“ Schneller Brüter. Die geringe Leistungsdichte im Mantel hat zur Konsequenz, dass aus dem Uran-238 waffenfähiges Plutonium aufgebaut wird (GIF 2011), das zudem aufgrund des geringen Abbrands der Brennelemente vergleichsweise einfach separierbar ist.

Damit ergibt sich ein Zielkonflikt: Das Konzept der heterogenen Rezyklierung der Minoren Aktinide erhöht die Sicherheit eines für die Transmutation dieser Radionuklide eingesetzten Schnellen natriumgekühlten Reaktors, da es das Risiko nicht beherrschbarer Reaktivitätsstörfälle reduziert, führt aber zu einer Erhöhung des Proliferationsrisikos.

Transmutation in beschleunigergetriebenen Reaktoren

Grundsätzlich gelten für den Einsatz in beschleunigergetriebenen Reaktoren dieselben Überlegungen wie für Schnelle Reaktoren. Unterschiede ergeben sich, wenn anstelle von MOX-Brennstoffen uranfreie Brennstoffe eingesetzt werden. Bei uranfreien Brennstoffen wird aufgrund des Verzichts auf Uran im Brennstoff bei der Bestrahlung im Reaktor kein neues spaltbares Material erzeugt. Damit verändert sich die Isotopenzusammensetzung der im Brennstoff enthaltenen Transurane stärker, als dies bei MOX-Brennstoffen der Fall ist (Liebert et al. 2009). Die Proliferationsrelevanz der Transurane, insbesondere des enthaltenen Plutoniums nimmt daher mit der Zeit deutlich stärker ab, als dies bei Schnellen Reaktoren und dem Einsatz von MOX-Brennstoffen der Fall ist.

6.4. Technischer Entwicklungsstand

Im Folgenden wird der Entwicklungsstand der Technologien eines P&T-Systems, die in Kapitel 5 näher beschrieben wurden, zusammengefasst. Der Entwicklungsstand wird dabei mit den in Kapitel 3 eingeführten Technologiereifegraden (Technology Readiness Level, TRL) bewertet, um

daraus eine Abschätzung für den zukünftigen weiteren Aufwand zur Entwicklung eines industriellen P&T Systems abzuleiten, vor allem in Hinblick auf eine Einschätzung der notwendigen Zeiten (Kapitel 6.6.1) und Kosten (Kapitel 6.5). Der Technology Readiness Level ist ein relativer Maßstab. Trotz einer Einordnung in denselben Entwicklungsstands können sich zwei Technologien bezüglich des jeweils benötigten absoluten Aufwandes (Kosten, Zeiten) zur vollständigen Realisierung deutlich unterscheiden. Ebenso sind die benötigten Entwicklungszeiträume und entstehenden Kosten nicht immer direkt proportional zum Technology Readiness Level. Gerade Forschung und Entwicklung in TRL 1-3 sind häufig schneller und günstiger zu realisieren als der Bau und die Finanzierung eines Prototypen oder Demonstrationssystems. Einen Überblick der Einordnung verschiedener Technologien in Entwicklungsstände entsprechend den Technology Readiness Levels gibt Tabelle 6-2.

Wiederaufarbeitung

Die Abtrennung von Uran und Plutonium aus abgebrannten Uranoxid-Brennelementen aus Leichtwasserreaktoren mit dem PUREX-Verfahren wird heute großtechnisch eingesetzt (TRL 9). Damit ist auch eine Abtrennung von Uran und Plutonium aus Brennelementen, die in Schnellen Brütern eingesetzt wurden, möglich.

Für die Abtrennung nicht nur des Urans und Plutoniums, sondern auch der Minoren Aktinide Neptunium, Americium und Curium für deren anschließende Transmutation müssen für die Wiederaufarbeitung zusätzliche Trennprozesse entwickelt werden. Der GANEX Prozess zur homogenen Rezyklierung der Transurane wurde im Labormaßstab mit echter Abfalllösung erfolgreich getestet (TRL 4-5). Bei der heterogenen Rezyklierung sind die Fließschemata der zur Aktinidenabtrennung und -separation entwickelten Verfahren komplexer. Die Prozesse zur Abtrennung von Americium und Curium mit dem DIAMEX Prozess sowie die nachfolgende Separation anderer Lanthaniden mit dem SANEX Verfahren ist ebenfalls im Labormaßstab getestet (TRL 4). Reduzierte Transmutationsoptionen ohne Curiumabtrennung werden experimentell erforscht (TRL 3).

Bei der Wiedergewinnung von Transuranen konnten die angestrebten 99,9% im Labor erreicht werden. Offene Fragen bestehen allerdings noch hinsichtlich der vollständigen Auflösung der Brennstoffe in der organischen Lösung. Für den zur Americium-Extraktion entwickelten EXAm-Prozess sind ebenfalls weitere Forschungs- und Entwicklungsarbeiten nötig, um den Wiedergewinnungsfaktor zu erhöhen. Offen bleibt derzeit ebenfalls, ob für Neptunium die Anforderung einer Wiedergewinnungsrate von 99,9% bei jeder der Partitionierungen für ein effizientes P&T-System auf der Basis eines optimierten PUREX-Prozesses erfüllt werden kann.

Die für die Isolation der Minoren Aktinide aus der Abfalllösung optimierten Extraktionsmittel bedürfen für einen industriellen Einsatz hoher Beständigkeit, insbesondere gegenüber radiolytischen und hydrolytischen Zersetzungsmechanismen. Hier besteht ebenfalls weiterer Forschungsbedarf.

Die Frage des Entwicklungsstandes und der industriellen Einsatzreife der neuentwickelten hydrochemischen Verfahren zur Aktinidentransmutation wird von Experten insgesamt extrem unterschiedlich bewertet.

Der Entwicklungsstand von pyrometallurgischen Abtrennverfahren ist gegenüber hydrometallurgischen Abtrennverfahren als noch geringer einzustufen (TRL 3).

Zusammenfassend kann konstatiert werden, dass insbesondere in der Europäischen Union verschiedene hydrochemische Partitionierungsverfahren entwickelt worden sind, die für ein

Programm zur Transmutation des Plutoniums und der Minoren Aktinide bestimmt sind. Sie stellen Weiterentwicklungen und Ergänzungen des PUREX-Prozesses dar. Ihre Eignung konnte im Labormaßstab nachgewiesen werden. Ob sie allerdings im industriellen Einsatz die für eine effektive P&T-Technik erforderlichen Wiedergewinnungsraten von 99,9% erreichen können, kann angesichts ihrer im Vergleich zum erprobten PUREX-Prozess komplexen Fließschemata und bei der Berücksichtigung der Verluste im Auflöser derzeit nicht beurteilt werden.

Brennstofffertigung

Industrielle Erfahrungen bestehen bei der Fertigung von MOX-Brennstoffen aus Uran und Plutonium sowohl für Leichtwasserreaktoren wie für Schnelle Reaktoren. Dabei ist es bei der Errichtung der zuletzt fertiggestellten bzw. der noch in Bau befindlichen Anlagen z. T. zu erheblichen Verzögerungen und Kostensteigerungen gekommen. Die zuletzt in Betrieb genommene Anlage (SMP) wurde aufgrund technischer Probleme nach kurzer Betriebszeit wieder stillgelegt, ohne jemals ihre Nennkapazität erreicht zu haben.

Gegenüber der bisherigen MOX-Herstellung resultieren im Rahmen eines P&T-Szenarios sowohl für die MOX- wie für die IMF-Herstellung durch den zusätzlichen Aktinidenanteil Probleme, die umfangreiche F&E-Arbeiten zur Auswahl eines geeigneten Brennstoffs, des zugehörigen Herstellungsprozesses und der Qualifizierung des Brennstoffs erforderlich machen. Dies betrifft die folgenden Faktoren:

- Erzeugung eines homogenen Produkts mit Blick auf die chemischen, physikalischen und neutronenphysikalischen Eigenschaften
- Änderungen der Prozessführung bedingt durch die höhere Flüchtigkeit von Americium
- Strahlenschutzaspekte resultierend aus der hohen Gamma- und Neutronenstrahlung der zu verarbeitenden Aktiniden
- Stärkere Heliumproduktion durch die Minoren Aktiniden
- Stärkere Wärmeentwicklung durch die Minoren Aktiniden

Für MOX-Brennstoffe, die zusätzlich Anteile an Minoren Aktiniden enthalten, sowie für uranfreie Brennstoffe (IMF) gibt es bislang nur erste labortechnische Erfahrungen. Das Technology Readiness Level für die Herstellung von MOX-Brennstoffen mit Minoren Aktiniden stufen wir mit etwa 5 ein, für IMF etwa mit 3-4.

Es liegen jedoch praktisch keine experimentellen Erkenntnisse zum Brennstoffverhalten unter Stör- und Unfallbedingungen vor. Diese wären im Rahmen einer Qualifizierung von Brennstoffen für einen Reaktoreinsatz erforderlich und setzen Versuchsprogramme in geeigneten Versuchsanlagen voraus.

Schnelle Brüter

Weltweit sind in den letzten Jahrzehnten umfangreiche Erfahrungen mit Bau und Betrieb natriumgekühlter Schneller Brutreaktoren gemacht worden. Allerdings zeigt sich, dass die in vielen Staaten unternommenen Anstrengungen nicht zur erfolgreichen Einführung kommerziell wettbewerbsfähiger Kraftwerke geführt haben. Wie bei vergleichbaren Großtechniken erfolgte die Entwicklung Schneller Brutreaktoren in drei Phasen von Experimentellen Reaktoren über Prototyp- / Demonstrationsreaktoren zu kommerziellen Anlagen.

Für den natriumgekühlten Schnellen Reaktor konstatiert das Generation IV International Forum, dass dieser im Vergleich zu anderen Konzepten Schneller Reaktoren ausgereifter sei (TRL 8) und

daher schon in nächster Zukunft für die Aktiniden-Transmutation eingesetzt werden könne. Die IRSN verweist darauf, dass nur ein natriumgekühlter Schneller Reaktor vor 2050 als Prototypanlage für einen industriellen Einsatz errichtet werden kann (IRSN 2015). Als Meilensteine werden die Inbetriebnahme des BN-800 in Russland 2014 (s. Tabelle 5-4) und der Abschluss der Planung des ASTRID-Reaktors in Frankreich angesehen. In einer Kooperation strebt ein internationales Länderkonsortium (China, EURATOM, Frankreich, Japan, Korea, Russland und die USA) an, die F&E-Arbeiten für einen fortgeschrittenen natriumgekühlten Schnellen Reaktor mit Transmutation Minorer Aktinide bis etwa 2022 so weit vorangetrieben zu haben, dass sich dann eine mindestens 10-jährige Demonstrationsphase anschließen kann, in der zusammen mit der Industrie Genehmigungsverfahren, Bau und Betrieb eines Prototyp- / Demonstrationsreaktors durchgeführt werden sollen.

Andere Reaktorkonzepte für Schnelle Brüter weisen einen deutlichen Entwicklungsrückstand auf. Zwei experimentelle Reaktoren mit Bleikühlung werden derzeit in Russland errichtet, so dass die Technologie in den nächsten zwei Jahrzehnten unter relevanten Betriebsbedingungen getestet (TRL 4) und anschließend demonstriert werden kann (TRL 5). Für gasgekühlte Schnelle Reaktoren soll in den nächsten zwei Jahrzehnten lediglich das Konzept für einen experimentellen Reaktor ausgearbeitet werden (TRL 3).

Beschleunigergetriebene unterkritische Systeme

Gegenüber Schnellen Brütern weisen beschleunigergetriebene Systeme einen deutlichen Entwicklungsrückstand auf. Bisher gibt es weltweit keine laufende Prototypanlage eines beschleunigergetriebenen Systems, das die Spallationsneutronenquelle mit einem subkritischen Reaktor verbindet. Konkrete Absichten, eine solche Anlage mit internationalen Partnern zu finanzieren, bestehen im MYRRHA Projekt in Belgien, wo ein erster beschleunigergetriebener Forschungs- und Demonstrationsreaktor entstehen soll. Das MYRRHA Projekt ist derzeit mit einer Fertigstellung für das Jahr 2026 geplant, erste Anlagenkonzepte stammen aus den 1990er Jahren.

Es existieren allerdings weltweit schon erste Erfahrungen mit Spallationsneutronenquellen ohne Kopplung mit einem subkritischen Reaktor. Derartige Spallationsneutronenquellen werden in der Forschung zur Erzeugung von Neutronen eingesetzt. Auch sind bestimmte Erfahrungen aus dem Betrieb von Hochstrombeschleunigern im Forschungsbereich für die Entwicklung von beschleunigergetriebenen Systemen übertragbar.

Der Entwicklungsstand von beschleunigergetriebenen Systemen kann daher mit einem Technology Readiness Level von 4-5 eingeschätzt werden. Die Funktionstüchtigkeit von Spallationstargets im Megawattbereich wurde unter relevanten Betriebsbedingungen bestätigt, die Leistung der Spallationsquelle muss allerdings für den Betrieb eines Demonstrationsreaktors noch steigen (TRL 4-5). Vor allem hinsichtlich der Zuverlässigkeit des Beschleunigers ist noch Entwicklungsarbeit zu leisten, wir schätzen daher diese Technologie nur auf TRL 4 ein. Nähere Details zu den einzelnen technologischen Systemen und deren Entwicklungsstand bietet auch (Abderrahim et al. 2010). Die Entwicklung des unterkritischen Reaktors befindet sich ebenfalls bei TRL 4-5. Erste Erfahrungen mit Blei-Bismut gekühlten Reaktoren sind vorhanden, aber gerade hinsichtlich der Kopplung aller Anlagenteile zu einem Gesamtsystem und dessen sicherer Handhabung sind noch nicht alle Technologien unter relevanten Betriebsbedingungen bestätigt.

Tabelle 6-2: Technology Readiness Level für P&T Technologien

Technologie	Grundlagen- forschung und Konzeptentwicklung			Nachweis der Machbarkeit			Leistungsnachweis		
	1	2	3	4	5	6	7	8	9
Abtrennung von Uran und Plutonium (PUREX)	■								
Hydrometallurgische Abtrennung weiterer Aktinide	■			■					
Pyrometallurgische Abtrennung	■								
MOX Brennstofffertigung	■								
MOX Brennstofffertigung mit Minoren Aktiniden	■								
IMF Brennstofffertigung	■			■					
Natriumgekühlte Schnelle Reaktoren	■								
Natriumgekühlte Schnelle Reaktoren mit Minoren Aktiniden	■						■		
Beschleunigergetriebene Systeme	■				■				

Quelle: Eigene Abschätzungen

Der Technology Readiness Level ist ein relativer Maßstab. Trotz einer Einordnung in denselben Entwicklungsstand können sich zwei Technologien bezüglich des jeweils benötigten absoluten Aufwandes (Kosten, Zeiten) deutlich unterscheiden, auch ist der Aufwand nicht proportional zum Technology Readiness Level

6.5. Kosten

Eine Abschätzung der Kosten eines P&T-Szenarios ist mit extrem großen Unsicherheiten behaftet. Dies liegt vor allem an den Umsetzungszeiträumen von einem bis mehreren Jahrhunderten, ein Zeitraum für den eine seriöse detaillierte Kostenabschätzung kaum möglich ist. Darüber hinaus mussten gerade im Nuklearbereich Kostenabschätzungen, die in frühen Konzeptstudien angegeben wurden, nachträglich häufig um einen Faktor 2-3 korrigiert werden. Ebenso ist eine mögliche Kostenreduktion durch „economy of scale“-Effekte schwierig einzuschätzen.

Basierend auf dem heutigen Wissen über die Kosten von nuklearen Anlagen kann an dieser Stelle lediglich eine sehr grobe Abschätzung wesentlicher Kostenfaktoren eines P&T Gesamtsystems erfolgen. Die Kosten werden in drei zeitlichen Abschnitten anfallen. Im ersten Abschnitt werden Ausgaben für Forschung und Entwicklung getätigt. Im zweiten Abschnitt werden die größten Investitionssummen zum Bau der Transmutationsanlagen benötigt. Im letzten Abschnitt fallen die Kosten zur Abwicklung und Verbringung der verbleibenden Abfälle in die entsprechenden Endlager für hoch radioaktive und mittel- bzw. schwach radioaktive Abfälle inklusive des Rückbaus aller Anlagen an.

Einige Kostenfaktoren sind in Tabelle 6-3 zusammengestellt. Betrachtet werden nur Kostenänderungen, die sich gegenüber einer Strategie der direkten Endlagerung ergeben würden. Die Kosten für die Erkundung und den Bau eines geologischen Endlagers für hoch radioaktive Abfälle, die bis dahin nötige Zwischenlagerkapazität usw. fallen auch bei Nutzung einer P&T-Strategie an.

Tabelle 6-3: Grobe Abschätzung der Systemkosten eines P&T-Systems beruhend auf dem Szenario S (Tabelle 6-1) in Milliarden Euro

Kostenfaktor	Anzahl Anlagen (gesamt)	Kosten pro Anlage	Gesamt	Forschung und Entwicklung
Wiederaufarbeitungsanlage für die bis 2022 angefallenen abgebrannten Brennelemente aus DWR und SWR	1	1 – 2,5	1 – 2,5	-
Brennstoffertigungsanlagen	3	1 – 10	3 – 30	2,5 – 10
Schnelle Reaktoren, 1200 MW _{th}	20 – 40	2 – 6	40 - 240	20 – 25
Beschleunigergetriebene Systeme (ADS), 400 MW _{th}	20 – 40	1 – 3	20 - 120	30 – 40
Wiederaufarbeitungsanlagen für P&T-Brennelemente	3	1 – 10	3 - 30	2,5 – 10
Rückbau aller Anlagen (Reaktoren, Wiederaufarbeitung, Brennstoffertigung)	27 – 47	0,5 – 1	13,5 – 47	
Gesamtkosten (Schnelle Reaktoren)			60 – 350	25 – 45
Gesamtkosten (mit ADS)			40 – 230	35 – 60

Quelle: Eigene Abschätzung. Die Laufzeit der Anlagen wird mit ca. 40-50 Jahren angenommen.

6.5.1. Kosten für Forschung und Entwicklung

Anfang des Jahrtausends wurde eine Zahl von etwa 50 Milliarden US Dollar genannt (IAEA, 2007), die bis dahin weltweit in die Entwicklung der Technik natriumgekühlter Schneller Reaktoren und den Bau von Demonstrationskraftwerken investiert worden sind. Der Großteil der Investitionen wurde in den 1970er und 80er Jahren getätigt.

Für Entwicklung und Bau der Demonstrationsanlagen, die im Rahmen der European Industrial Initiative on Sustainable Nuclear Energy geplant werden, sind 10,8 Milliarden Euro veranschlagt (World Nuclear Association 2015a). Bis zur damit angestrebten Entwicklung eines kommerziell einsetzbaren Schnellen Reaktors erscheint daher eine Summe von 20-25 Milliarden Euro realistisch.

Die Entwicklungskosten für den Bau von Demonstrationsanlagen bis zu einem kommerziellen System für beschleunigergetriebene Reaktoren sind zumindest ebenso hoch anzusetzen. Da weniger Erfahrung als mit Schnellen Reaktoren vorliegt, muss mit noch höheren Entwicklungskosten gerechnet werden, die wir mit 30-40 Milliarden Euro abschätzen.

Die Kosten für die Entwicklung von P&T Brennstoffen und Wiederaufarbeitungstechnologien sind schwierig abzuschätzen, da der technologische Reifegrad noch gering ist. Es wurden bisher noch keine größere Prototyp- oder Demonstrationsanlage gebaut. Die Kosten für solche Anlagen werden noch zusätzlich zu den Ausgaben für die gesamte Grundlagenforschung entstehen. Forschungsausgaben werden allerdings im Europäischen Verbund getätigt. Bei einer Systembeteiligung mit europäischen Partnern ist davon auszugehen, dass ein Teil der Forschungs- und Entwicklungskosten geteilt werden könnte.

Von 1998 bis 2002 wurde im Rahmen des 5. Forschungsrahmenprogramms insgesamt 69 Millionen Euro für Forschungen im Bereich P&T ausgegeben. Im 6. Forschungsrahmenprogramm (2002 – 2006) wurde diese Fördersumme erhöht. Insgesamt gab es einen Forschungsetat von 81 Millionen Euro für Forschungen im P&T Bereich, davon hat 43,5 Millionen Euro die EU gestellt.

In (acatech 2014) werden die Kosten der relevanten EU Projekte von 2002-2012 (6. und 7. Forschungsrahmenprogramm) aufgelistet, die in Bezug zu P&T stehen. Es ergeben sich Gesamtkosten von ca. 300 Millionen Euro, von denen 160 Millionen durch die EU getragen wurden.

Wir schätzen daher die Gesamtentwicklungskosten inklusive dem Bau von Prototyp- und Demonstrationsanlagen für die Wiederaufarbeitung und die Brennstoffentwicklung auf jeweils 2,5 - 10 Milliarden Euro.

6.5.2. Anlagenkosten

Wiederaufarbeitung

Die Kosten der Wiederaufarbeitungsanlage in Rokkasho mit einer Kapazität von 800 t Schwermetall pro Jahr belaufen sich auf 20 Milliarden US Dollar (GNEP 2008). Andere Schätzungen gehen von 27,5 Milliarden US Dollar aus (Idei 2011). Um die entsprechenden Kosten einer Wiederaufarbeitungsanlage in den USA abzuschätzen, hat das DoE empfohlen, die Kosten entsprechend der Kapazität zu skalieren, und kam für eine Anlage mit einer Kapazität von 3000 t Schwermetall, um die amerikanischen Brennstoffe aufzuarbeiten, auf Kosten von 44 Milliarden US Dollar (GNEP 2008). Entsprechend können die Kosten für eine Anlage mit 50-100 t Schwermetall auf rund 1 – 2,5 Milliarden Euro für eine Anlage mit PUREX Prozess abgeschätzt werden.³⁴

Für eine Anlage zur Wiederaufarbeitung der Transmutationsbrennstoffe muss von einer völlig neuartigen Anlage ausgegangen werden. Die Kosten für eine derartige Anlage inklusive des Betriebs schätzen wir mit 1-10 Milliarden Euro ab.

Brennstofffertigung

Aufgrund der höheren Radioaktivität von Transuranen, ihrer geringen kritischen Masse und den Gefahren einer Abzweigung für Waffenzwecke ist der Umgang mit Transuranen im Vergleich zur Verwendung von niedrig angereichertem Uran mit beträchtlichem Aufwand verbunden, der sich auch in den Kosten für die Herstellung und Verwendung von Brennstoffen mit Transuranen im Vergleich zu Uran-Brennstoff bemerkbar macht. So würde die höhere Radioaktivität der Transurane im Vergleich zum Uran zu höheren Belastungen für die Beschäftigten führen, was durch eine weitestgehende Automatisierung ausgeglichen werden muss. Auch kann, um eine

³⁴ Der Umtauschkurs von US Dollar zu Euro betrug im November etwa 1,06 US Dollar für 1 Euro und wurde für die Berechnungen an dieser Stelle mit eins angenommen.

ungewollte Kritikalität ausschließen zu können, nur mit jeweils relativ geringen Mengen gearbeitet werden. Schließlich fallen erhebliche Aufwendungen für Sicherungsmaßnahmen (Safeguards) beim Umgang mit separierten Transuranen an.

Bereits die Herstellung von MOX-Brennstoff für LWR ist im Vergleich zur Herstellung von Uran-Brennstoffen mit signifikant höheren Kosten verbunden. Für Anlagen zur Herstellung von Brennstoffen für P&T-Szenarien ist von einer weiteren Steigerung der Kosten auszugehen.

Die Kosten der letzten als kommerzielle Anlage errichteten MOX-Fabrik, der britischen SMP mit einer geplanten Kapazität von 120 t Brennstoff pro Jahr, beliefen sich auf 498 Millionen GBP, für die in den USA derzeit in Errichtung befindliche MFFF mit einer vergleichbaren Kapazität wurden die Kosten zuletzt mit 7,78 Milliarden US Dollar angegeben, die Gesamtkosten (inklusive Betrieb und Rückbau) für die Verarbeitung von ca. 50 t Plutonium wurden mit ca. 30 Milliarden US Dollar angegeben.

Vor diesem Hintergrund schätzen wir die Kosten inklusive des Betriebs einer Anlage zur Brennstoffherstellung mit einer Verarbeitungskapazität von jährlich mindestens 14 t Transuranen mit 1-10 Milliarden Euro ab.

Transmutationsanlagen

Über die Laufzeit einer P&T-Strategie werden insgesamt mehr als 30 natriumgekühlte Schnelle Reaktoren mit 1200 MW_{th} Leistung oder EFIT Anlagen mit 400 MW_{th} Leistung benötigt (siehe Tabelle 6-1), wenn eine Laufzeit von 40 Jahren pro Reaktor angenommen wird. Die Anzahl der insgesamt benötigten Reaktoren ist von den Annahmen des jeweiligen P&T-Szenarios abhängig, so dass wir eine Spanne von 20-40 während der Umsetzungszeit zu errichtenden Reaktoren annehmen.

Die Baukosten (overnight capital cost) für einen heute im Bau befindlichen Leichtwasserreaktor belaufen sich auf ca. 3000 – 7000 Euro/kW_{el}. (WNA 2015d). Die veranschlagten Kosten für den Bau des European Pressurized Water Reactors (EPR) in Flamanville betragen 2007 bei einem projektierten Ende für 2012 3,3 Milliarden Euro. Das Projekt kämpft jedoch, wie auch der Bau der EPR Anlage in Olkiluoto mit erheblichen Verzögerungen und Kostensteigerungen, derzeit werden die Gesamtkosten auf 10,5 Milliarden Euro bei einer Fertigstellung bis 2018 geschätzt (EDF 2015). Die Baukosten liegen auch in anderen Regionen der Welt eher im mittleren und oberen Bereich der oben angegebenen Spanne. Nur in Asien konnten bisher Baukosten im niedrigen Bereich verwirklicht werden.

EPR Anlagen sind zwar neuartige Anlagen, die vorher nicht in dieser Weise gebaut wurden, allerdings beruhen sie wesentlich auf seit vielen Jahrzehnten in der Anlagentechnik verwendeten Technologien und Materialien. Diesen Vorteil haben Schnelle Reaktoren nicht. Für einen Prototyp eines 600 MW_{el} Schnellen Reaktors veranschlagen z. B. (Deloitte 2010) 4,268 Milliarden Euro. Dies entspricht 7000 Euro/kW_{el}. Für den Bau von Schnellen Reaktoren in Europa nehmen wir daher mindestens Baukosten im mittleren bis hohen Bereich der derzeitigen Baukosten von Leichtwasserreaktoren von 5000-7000 Euro/kW_{el} an. Werden gegenüber Leichtwasserreaktoren zusätzliche Sicherheitskosten und „Economy of scale“-Effekte angenommen, können sich die Baukosten noch erhöhen.

Für den Bau von Reaktoren mit geringer thermischer Leistung müssten eigentlich noch „economy of scale“ Effekte berücksichtigt werden, da einige der benötigten Anlagenteile nicht direkt mit der Leistung skalieren (z. B. Turbinen, Sicherheitseinrichtungen). Bei Schnellen Reaktoren wird dies hier nicht berücksichtigt, da im Prinzip auch leistungsstärkere Anlagen gebaut werden könnten. Wir

veranschlagen daher für einen Schnellen Reaktor mit einer thermischen Leistung von 1200 MW (entsprechend ca. 400 MW_{el}) Baukosten in Höhe von 2-6 Milliarden Euro.

Speziell bei beschleunigergetriebenen Systemen, die etwa bei einer EFIT Anlage nur ein Drittel der elektrischen Leistung von 133 MW_{el} gegenüber einer ASTRID Anlage erzeugen, müsste dies aber berücksichtigt werden. Außerdem kommen bei EFIT Anlagen noch die Kosten für den Beschleuniger dazu. Bei MYRRHA wird mit Kosten von etwa 30-40% der Baukosten allein für den Beschleuniger gerechnet (acatech 2014). Wir veranschlagen daher Baukosten in Höhe von 50% der Kosten eines Schnellen Reaktors, also von 1-3 Milliarden Euro pro Anlage.

Bei heutigen Leichtwasserreaktoren beläuft sich der Anteil der Kapitalkosten an den über die gesamte Laufzeit anfallenden Kosten und damit an den Stromentstehungskosten auf 65% – Betrieb, Wartung und Entsorgung 23%, der Rest entfällt auf die Brennstoffherstellung (Alt et al. 2011). In (Kazimi et al. 2011) werden 80% Kapitalkosten und 10% Betriebskosten angegeben. Ein Rechenbeispiel kann die Kosten veranschaulichen, die während der Laufzeit entstehen. Für Betrieb und Wartung laufender abgeschriebener Kernkraftwerke in Deutschland geben (EWI 2005) Kosten in Höhe von ca. 150.000 Euro/MW_{el} pro Jahr an (17 Euro / MWh_{el} in 2005). Übernimmt man diese Zahlen würden bei einer insgesamt über 40 Jahre effektive Laufzeit erzeugten Energie von 350 TWh bei einem Reaktor mit 1 GW_{el} Leistung Kosten in Höhe von ca. 6 Milliarden Euro für Betrieb, Wartung und Entsorgung (23% der Gesamtkosten), 17 Milliarden Euro für die Finanzkosten (65%) und 3 Milliarden Euro für den Brennstoff aufgebracht werden. Die Investitionskosten in Tabelle 6-3 geben daher nur einen Bruchteil der Gesamtkosten wieder.

Den Kosten stehen bei einer ökonomischen Betrachtung dann Einnahmen aus dem Verkauf des in den Transmutationsreaktoren produzierbaren Stroms gegenüber. Vereinfachend legen wir für eine Abschätzung die heutigen Strompreise zu Grunde. Die Großhandelspreise für Strom in Zentralwesteuropa schwankten in den Jahren 2011 - 2014 von 3-6 ct/kWh. Daraus ergeben sich bei einer Stromproduktion von 3100 TWh_{th} Einnahmen in Höhe von 30-60 Milliarden Euro bei Nutzung von uranfreien Brennstoffen in beschleunigergetriebenen Systemen. Hierbei wurden Aufwendungen für den Betrieb des Beschleunigers nicht berücksichtigt. In Schnellen Reaktoren mit MOX Brennstoffen (Spalte 8 in Tabelle 6-1) würden aufgrund der höheren Energieproduktion von 10.200 TWh_{el} 100-200 Milliarden Euro eingenommen werden. Würde ein Strompreis von ca. 12 ct/kWh zugrunde gelegt, wie er derzeitig etwa in Großbritannien im sogenannten „Contract For Difference“ für neu zu errichtende Leichtwasserreaktoren mit 13 ct/kWh beschlossen wurde (Schneider und Froggatt 2015), würden sich die Erträge noch einmal verdoppeln. Derartige Preise werden derzeitig aber nur durch staatlich garantierte Subventionen erzielt.

Auch bei einer Beteiligung Deutschlands an einem europäischen Verbundprojekt ergibt sich zunächst kein Kostenvorteil für Deutschland. Nur wenn die Verbundpartner Teile der radioaktiven Abfälle (insbesondere Plutonium) in ihrer Kernenergiestrategie unabhängig von den ökonomischen Randbedingungen aufgrund ihrer Eigenschaften als Spaltstoff nicht als Abfall sondern als Wertstoff betrachten, und daher bereit sind, diese Abfallanteile von Deutschland zu übernehmen, könnten für Deutschland Kostenvorteile entstehen.

Zusammenfassung

Nach einer groben Abschätzung ergeben sich Investitionskosten für eine P&T-Strategie in Höhe von etwa 75-400 Milliarden Euro, je nach eingeschlagenem technologischem Entwicklungspfad. Ein Großteil der Kosten von Forschung und Entwicklung wird in den nächsten Jahrzehnten anfallen (25-60 Milliarden Euro). Die weiteren Kosten von 40-350 Milliarden Euro entstehen dann während der Umsetzungsphase. Zuzüglich zu den hieraus entstehenden Kapitalkosten fallen

während des Betriebs der Anlagen noch betriebliche Kosten an. Der in den Transmutationsanlagen produzierte Strom kann am Strommarkt verkauft werden. Aus heutiger Sicht ist jedoch nicht zu erwarten, dass ein P&T-System ökonomisch konkurrenzfähig ist.

6.6. Zeitrahmen

Der benötigte Zeitrahmen für ein P&T-Szenario hängt von zwei weitgehend unabhängigen Größen ab: der Entwicklungszeit, bis die benötigten Technologien zur großtechnischen Einsatzreife entwickelt sind, und der Umsetzungszeit zur Transmutation der Transuranbestände. Die Umsetzungszeit wiederum ist abhängig von der Errichtungszeit für die benötigten Anlagen, der Reduzierung der vorliegenden Transuranmenge pro Jahr und der Zeit für den Rückbau der Anlagen und die Einlagerung in und den Verschluss des Endlagers. Im Folgenden werden die jeweiligen Zeiten mit ihren Unsicherheiten grob abgeschätzt, soweit das aus heutiger Sicht möglich ist.

6.6.1. Entwicklungszeit

Die Zeit bis zur großtechnischen Einsatzreife der benötigten Technologien hängt vom jeweiligen technischen Entwicklungsstand und den notwendigen technischen Entwicklungsschritten ab.

Wiederaufarbeitung

Die Frage des tatsächlichen Entwicklungsstandes und der industriellen Einsatzreife von neuentwickelten hydrochemischen Verfahren zur Aktinidentransmutation wird in der Literatur extrem unterschiedlich bewertet, vgl. Kapitel 5.1.1. Während einige Autoren von einer relativ kurzfristigen auch großtechnischen Verfügbarkeit von geeigneten Wiederaufbereitungsverfahren ausgehen, stellen andere Autoren fest, dass auch eine jahrzehntelange Forschung noch nicht zu Wiederaufarbeitungstechnologien geführt hat, um die für P&T-Szenarien relevanten hohen Abtrennfaktoren einhalten zu können. Für pyrometallurgische Trennverfahren ist der Entwicklungsstand demgegenüber erheblich geringer.

Wir gehen vor diesem Hintergrund davon aus, dass der weitere Entwicklungsaufwand auch für hydrochemischen Verfahren noch mindestens zwei Jahrzehnte beträgt, da die Anwendbarkeit zunächst in Pilot- und später in Demonstrationsanlagen nachgewiesen werden muss. Für elektrolytische Trennverfahren sind mindestens mehrere Jahrzehnte erforderlich.

Brennstoffentwicklung

Die Entwicklung eines Brennstoffs setzt die labortechnische Herstellung, eine Bestrahlung in einem geeigneten Versuchsreaktor, eine Zwischenlagerung des bestrahlten Brennstoffs zum Abklingen der Radioaktivität und die Durchführung umfangreicher Nachbestrahlungsuntersuchungen voraus. Jeder solche Zyklus umfasst daher mehrere Jahre. Dabei sind zunächst die chemischen und physikalischen Brennstoffeigenschaften unter Bestrahlung zu untersuchen.

Daran anschließend ist auch das Brennstoffverhalten unter Stör- und Unfallbedingungen zu überprüfen, wobei aufgrund ihrer unterschiedlichen Eigenschaften dabei grundsätzlich sowohl frische wie abgebrannte Brennstoffe untersucht werden müssen.

Ist ein Brennstoff im Labormaßstab entwickelt, muss ein großtechnischer Herstellungsprozess entwickelt werden, der zu einem qualitativ gleichwertigen Produkt führt. Mit dieser Technik hergestellte Brennstoffe müssen wiederum ein Qualifikationsprogramm durchlaufen, wobei diese Brennstoffe wiederum in geeigneten Versuchsreaktoren und nach einer entsprechenden

Abklingzeit von typischerweise mehreren Jahren durch Nachbestrahlungsuntersuchungen zu untersuchen sind.

Ausgehend von bisherigen Entwicklungszeiten für konventionelle Uranbrennstoffe und dem gegenwärtigen Entwicklungsstand der Brennstoffe für P&T-Szenarien ist von einem Zeitbedarf von wenigsten mehreren Jahrzehnten bis zur kommerziellen Einsetzbarkeit eines solchen Brennstoffs auszugehen.

Transmutationsreaktoren

Die Arbeiten im Generation IV International Forum sehen vor, die Entwicklung eines fortgeschrittenen natriumgekühlten Schnellen Reaktors für die Transmutation Minorer Aktinide bis etwa 2022 so weit vorangetrieben zu haben, dass sich dann eine mindestens 10-jährige Demonstrationsphase anschließen kann, in der zusammen mit der Industrie Genehmigungsverfahren, Bau und Betrieb eines Prototyp- / Demonstrationsreaktors durchgeführt werden sollen. In französischen Gesetzen werden F&E-Maßnahmen gefordert, um die Perspektive einer großtechnischen Einführung von Transmutationsreaktoren zwischen 2040 und 2050 zu gewährleisten. Die französische Gutachterorganisation IRSN hat jedoch darauf verwiesen, dass nur ein natriumgekühlter Schneller Reaktor vor 2050 als Prototypanlage für einen industriellen Einsatz errichtet werden kann.

Für beschleunigergetriebene Reaktoren bestehen noch deutlich geringere Erfahrungen. Die Planung für Errichtung und Betrieb eines ersten Versuchsreaktors in Belgien laufen seit 1998, derzeit wird angestrebt, diesen Reaktor im Jahr 2026 in Betrieb zu nehmen. Die Errichtung eines ersten Demonstrationsreaktors setzt den langjährigen Betrieb dieses Versuchsreaktors und eine anschließende Design-, Planungs- und Genehmigungsphase voraus, so dass frühestens zwei Jahrzehnte später mit der Aufnahme eines Probebetriebs eine Demonstrationsreaktors gerechnet werden kann.

Unsicherheiten

Ein wichtiger Aspekt bei der Entwicklung der notwendigen P&T-Technologien besteht in einer Rückwirkung der Entwicklungen in einem Technologiebereich auf die jeweiligen anderen Technologien.

So hängt die Entwicklung einer geeigneten Wiederaufarbeitungstechnologie vom angestrebten Brennstoff (MOX-Brennstoff, uranfreier Brennstoff) ab. Bislang wird eine größere Bandbreite an möglichen Brennstoffmaterialien parallel untersucht, die jeweils eigene Anforderungen auch an die Wiederaufarbeitungstechnologie stellen werden. Insbesondere die erreichbaren Abtrennfaktoren, die einen wesentlichen Einfluss auf die erreichbaren Ziele eines P&T-Szenarios haben, werden vom gewählten Brennstoff abhängen. Für die angestrebten sehr hohen Abtrennfaktoren ist grundsätzlich auch eine Abhängigkeit des erreichbaren Abtrennfaktors vom gewählten Herstellungsprozess und dem Abbrandverhalten des Brennstoffs denkbar. Daher setzt die Entwicklung einer geeigneten Wiederaufarbeitungstechnologie auch die prototypische Herstellung und Bestrahlung eines Versuchs Brennstoffs voraus. Sie ist damit zeitlich an die Brennstoffherstellung gekoppelt.

Die Wahl eines geeigneten Brennstoffs wiederum hängt auch vom gewählten Reaktorsystem ab. In Abhängigkeit vom gewählten Kühlmittel, dem sich ergebenden Neutronenspektrum oder den angestrebten Zielabbränden sind Untersuchungen zum Hüllrohrverhalten, dem Abbrandverhalten des Brennstoffs und der sicherheitstechnischen Eigenschaften des Brennstoffs in jeweils repräsentativen Versuchsreaktoren durchzuführen.

Kommt es bei einer der zu entwickelnden Technologien zu zeitlichen Verzögerungen, wird sich dies mit hoher Wahrscheinlichkeit auf die gesamte Entwicklungszeit eines P&T-Systems auswirken.

Fazit

Insgesamt sind für die Entwicklung der notwendigen P&T-Technologien aus heutiger Sicht wenigsten vier bis fünf Jahrzehnte erforderlich. Die Unsicherheiten bei der Entwicklungszeit belaufen sich wiederum auf mehrere Jahrzehnte.

Der Zeitpunkt für den Beginn eines P&T-Szenarios könnte damit im Zeitraum 2050-2070 liegen.

6.6.2. Umsetzungszeit

Sind die erforderlichen Technologien grundsätzlich einsatzbereit, so hängt die weitere Umsetzung einer P&T-Strategie von der Errichtungszeit der erforderlichen Anlagen und dem anschließend erforderlichen Betriebszeitraum der Anlagen ab.

Errichtungszeit der Anlagen

Für alle relevanten Anlagen (Wiederaufarbeitung, Brennstofffertigung, Transmutationsanlagen) gilt, dass sie als kerntechnische Anlagen ein umfangreiches Genehmigungsverfahren durchlaufen müssen. Zwischen der ersten Antragstellung und der Baugenehmigung einer Anlage vergehen daher typischerweise bereits mehrere Jahre.

Die eigentliche Bauzeit von kerntechnischen Anlagen kann ebenfalls sehr stark variieren. Dies gilt auch mit Blick auf heutige Leichtwasserreaktoren. Für die letzten 37 Leichtwasserreaktoren, die seit dem Jahr 2004 in Betrieb genommen wurden, betrug die durchschnittliche Bauzeit 10 Jahre, mit einer Bandbreite von 3,8 bis 36 Jahren. Für die mit Stand 2014 in Bau befindlichen Leichtwasserreaktoren betrug die bisherige Bauzeit im Schnitt 7 Jahre (Schneider und Froggatt 2015).

Insbesondere für die erste Generation von Transmutationsanlagen ist nicht davon auszugehen, dass die Bauzeiten gegenüber diesen Werten erheblich reduziert werden können. Daher ist für die erste Generation von Transmutationsanlagen wenigstens von einer Genehmigungs- und Bauzeit von 10 Jahren auszugehen.

Ausgehend von einer großtechnischen Verfügbarkeit der Anlagen ab dem Jahr 2050-2070 kann daher nicht vor 2060-2080 mit dem Betrieb einer Anlage gerechnet werden.

Erforderlicher Betriebszeitraum

Wie bereits oben diskutiert hängt der erforderliche Betriebszeitraum der P&T-Anlagen wesentlich von den großtechnisch erreichbaren Zykluslängen und dem in einem Zyklusschritt erreichbaren Transmutationsanteil ab.

Unter den in Tabelle 6-1 gemachten Annahmen einer kurzen erreichbaren Zykluszeit von nur 6 Jahren und eines Transmutationsanteils von 10% ergäbe sich ein Umsetzungszeitraum von ca. 150 Jahren. Nur durch eine deutliche Erhöhung des Transmutationsanteils, welche mit hoher Wahrscheinlichkeit nur durch den Einsatz von uranfreien Brennstoffen in unterkritischen Reaktoren erreicht werden könnte, wäre der erforderliche Zeitraum auf unter 100 Jahre absenkbar. Geht man von realistischeren Zykluszeiten aus, so steigt der erforderliche Umsetzungszeitraum auf ca. 200-

250 Jahre und kann bei längeren Zykluszeiten, wie sie dem bisherigen Stand der Technik entsprechen, sogar bei ca. 325 Jahren liegen.

Damit würde das Ende eines P&T-Szenarios frühestens im Zeitraum 2210-2230 erreicht, wobei sich die zusätzlichen Unsicherheiten auf 50-150 Jahre belaufen.

Fazit

Es ist von einem Gesamtzeitraum bis zum Abschluss einer P&T-Strategie von ca. 200 Jahren auszugehen, unter Berücksichtigung von Unsicherheiten bei den erreichbaren Zykluszeiten und Transmutationsanteilen wäre jedoch auch ein Zeitraum von 250-350 Jahren möglich.

Nach Abschluss des P&T-Szenarios müssen die verbleibenden wärmentwickelnden Abfälle vor der endgültigen Einlagerung in ein Endlager noch zwischengelagert werden. Die vorhandenen Anlagen wären rückzubauen und die dabei anfallenden Rückbauabfälle in eine geeignetes Endlager zu verbringen. Danach wären die Endlager zu verschließen.

Insgesamt wäre vor diesem Hintergrund frühestens ca. 2225 mit dem Ende der Endlagerung in Deutschland zu rechnen, unter ungünstigeren Umständen ggf. auch erst 2375-2475.

6.7. Gesellschaftliche und soziale Randbedingungen für die praktische Umsetzung

Die Durchführung der Behandlung hoch radioaktiver Abfälle mit P&T stellt insbesondere durch die Langfristigkeit der damit verbundenen Zeiträume eine außerordentliche Herausforderung für die benötigten gesellschaftlichen Rahmenbedingungen dar und es entstehen gesellschaftliche Verpflichtungen über mehrere Generationen hinweg. Die benötigten Zeiträume wurden in Kapitel 6.6 dargestellt, die aufzuwendenden Kosten in Kapitel 6.5. Auf die für diese Zeiträume notwendige Sicherung des Materials und der Anlagen wurde in Kapitel 6.3 eingegangen. Mögliche Sicherheitsrisiken der verwendeten Anlagen wurden in Kapitel 6.2 diskutiert.

Die Nutzung von P&T über ein bis zwei Jahrhunderte setzt daher stabile staatliche Verhältnisse mit intakter Verwaltung, Aufsichtsbehörden und Rechtsstrukturen voraus, um Sicherung und Sicherheit der Anlagen bzw. Materialien zu garantieren und langfristig stabile finanzielle Rahmenbedingungen zu erhalten. Ebenso müssen mehrere Generationen an Nuklearwissenschaftlern für Forschung und Entwicklung, für Aufsichtsbehörden (z. B. Strahlenschutz, Reaktorsicherheit, Safeguards), und Gutachterinstitutionen sowie entsprechendes Fachpersonal für den Betrieb der Anlagen ausgebildet werden. Hierzu bedarf es einer entsprechenden Infrastruktur an Universitäten, Hochschulen, Ausbildungseinrichtungen, Forschungsinstituten und Großforschungseinrichtungen, die auch den anfänglich sehr hohen Bedarf an Forschung und Entwicklung und später die begleitende Forschung abdecken sowie das benötigte Wissen über ein bis zwei Jahrhunderte erhalten.

Die Stabilität der entsprechenden Infrastruktur setzt auch eine entsprechend langfristige Akzeptanz in der Bevölkerung voraus. Der heute gültige Konsens zur Nutzung von Kernenergie in Deutschland müsste aufgehoben werden, da die Umsetzung einer P&T Strategie in jedem Fall einer großtechnischen Nutzung von Kerntechnik bedarf. Diese Entscheidung müsste dann von mehreren Generationen weiter getragen und finanziert werden, da sonst der theoretische Nutzen der Abfallbehandlung durch P&T nicht erreicht wäre. Die langen Zeiträume, in denen P&T genutzt werden, bergen das Risiko, dass in zukünftigen Generationen die Akzeptanz dieser Abfallbeseitigungsstrategie wegbrechen könnte.

In (acatech 2014) wurde eine Befragung von Umweltverbänden durchgeführt, die eine negative Bewertung einer P&T Anwendung unter den Befragten aufgrund der Risiken der Technologie ergab. Ein Schluss auf die Akzeptanz in der Gesamtbevölkerung auch über lange Zeiträume ist daraus aber nicht möglich. Die generelle Haltung der Öffentlichkeit gegenüber der Nutzung der Kernenergie war aber auch schon vor dem Reaktorunfall in Fukushima skeptisch (NEA 2010b). Eine Änderung der Akzeptanz ist aufgrund des geringen Einflusses, der für eine P&T Strategie auf ein Endlagerkonzept zu erwarten ist, als eher gering einzuschätzen.

Die in einigen P&T-Szenarien vorgesehenen Technologien sind auf ihre Kompatibilität mit der bestehenden Gesetzgebung zu überprüfen, da die derzeitige Rechtslage angepasst werden müsste. In der derzeit gültigen Fassung des Atomgesetz ist die *„Abgabe von aus dem Betrieb von Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen zur gewerblichen Erzeugung von Elektrizität stammenden bestrahlten Kernbrennstoffen zur schadlosen Verwertung an eine Anlage zur Aufarbeitung bestrahlter Kernbrennstoffe (...) vom 1. Juli 2005 an unzulässig“* (AtG 2015) „und damit auch P&T.“ (ESK 2015) Des Weiteren gilt, dass für *„die Errichtung und den Betrieb von Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen zur gewerblichen Erzeugung von Elektrizität und von Anlagen zur Aufarbeitung bestrahlter Kernbrennstoffe [...] keine Genehmigungen erteilt“* (AtG 2015) werden.

In einigen national und international diskutierten P&T-Szenarien ist eine multilaterale Systempartizipation vorgesehen (acatech 2014). Bestimmte Anlagen würde im Ausland errichtet und von Deutschland mit genutzt werden. Speziell in (acatech 2014) etwa wird in einem Szenario davon ausgegangen, dass das Plutoniuminventar der radioaktiven Abfälle dann zum Teil in den europäischen Partnerländern in deren Kernenergieprogramme genutzt würde. Es stellt sich bei solchen Szenarien die Frage, inwiefern ein solches Vorgehen der Verlagerung der P&T Infrastruktur zu den europäischen Partnern, angesichts der nationalen Entscheidung zum Ausstieg aus der Kernenergie, als zulässig betrachtet werden kann. In einer solchen multilateralen Strategie würden dann auch je nach Grad der Systembeteiligung radioaktive Stoffe ins Ausland verbracht werden.

Auch bezüglich der derzeitigen Diskussion der Endlagerung könnte die Nutzung von P&T eine Entscheidung über einen Standort verzögern. Für die Nutzung eines geologischen Endlagers ergeben sich folgende prinzipielle Fallunterscheidungen:

- Fall A: Offenhalten des Endlagers

Ein Endlagerstandort wird, wie im Falle der direkten Endlagerung heute, gesucht und erschlossen und das Bergwerk aufgefahren. Das Endlager wird jedoch nicht möglichst zeitnah geschlossen, sondern muss dann über den Umsetzungszeitraum einer P&T Strategie offen gehalten werden. Dies birgt Risiken bezüglich möglicher Einwirkungen auf das Endlager. Der Vorteil ist, dass Abfälle, die nicht mit P&T behandelt werden, schon eingelagert werden könnten.

- Fall B: Zwei Endlager

Statt den Verschluss abzuwarten könnten auch nur die Mengen an Abfällen, die nicht mit P&T behandelt werden, eingelagert und das erste Endlager verschlossen werden. Ein zweites Endlager müsste dann erst später für die Abfälle aus der P&T Behandlung gesucht werden.

- Fall C: Langfristige Zwischenlagerung

Es wird eine längere Zeit abgewartet. Die Suche nach einer Endlagerung wird auf folgende Generationen verlagert. Dies entspricht der Strategie einer langfristigen Zwischenlagerung, siehe dazu (TÜV/ÖI 2015).

In ethischer Hinsicht würde eine P&T-Strategie die Problematik radioaktiver Abfälle auf folgende Generationen verlagern, ohne dass diese einen Nutzen davon hätten (siehe auch Kapitel 6.1.2). Dies würde allenfalls dann nicht zutreffen, wenn eine P&T Behandlung tatsächliche Sicherheitsvorteile für zukünftige Generationen durch Reduktion von Risiken erbringen würde.

Bezüglich der Umweltauswirkungen einer P&T Strategie liegen nach (acatech 2014) bisher keine Untersuchungen vor. Auswirkungen durch Unfälle und Störfälle wurden in Kapitel 6.2 behandelt. Es entstehen darüber hinaus Auswirkungen durch radiologische Emissionen im Normalbetrieb. Andere Wirkfaktoren sind der z. B. Ressourcenverbrauch, Einsatz von Gefahrstoffen, Energiebilanz, Flächenverbrauch, Transporte und Abfälle (acatech 2014).

Zusammenfassung

Die Nutzung einer P&T Strategie setzt stabile staatliche Verhältnisse voraus, um langfristig stabile Rahmenbedingungen zu erhalten. Ebenso bedarf es einer entsprechenden Infrastruktur für Ausbildung, Betrieb, Forschung und Entwicklung und den Erhalt des Wissens über ein bis zwei Jahrhunderte. Dies setzt eine entsprechend langfristige Akzeptanz der Bevölkerung voraus. Dementsprechend müssten der heute gültige Konsens zum Verzicht auf die Nutzung von Kernenergie in Deutschland aufgehoben und die rechtlichen Rahmenbedingungen z. B. im Atomgesetz angepasst werden. Dies würde auch im Falle einer wie auch immer gearteten europäischen Systempartizipation mit Beteiligung europäischer Partnerländer notwendig. Bezüglich der Nutzung eines geologischen Endlagers müsste ein heute geplantes Endlager über den Umsetzungszeitraum einer P&T-Strategie offen gehalten werden. Alternativ könnten auch zwei Endlager gebaut werden, eines heute und eines in der Zukunft für die Abfälle aus der P&T Behandlung. Oder die Suche nach einem Endlagerstandort würde verschoben. In jedem Fall würde eine P&T Strategie die Verantwortung auf zukünftige Generationen verlagern.

Literaturverzeichnis

Abderrahim, H.A.; Galambos, J.; Gohar, Y.; Henderson, S.; Lawrence, G.; McManay, T. et al. (2010): Accelerator and Target Technology for Accelerator Driven Transmutation and Energy Production (White Paper). Online verfügbar unter http://science.energy.gov/~media/hep/pdf/files/pdfs/ADS_White_Paper_final.pdf.

Abderrahim, H.A.; Baeten, P.; De Bruyn, D. (2011): The MYRRHA ADS programme in Belgium: A multi-national demonstration programme for incineration of spent nuclear fuel wastes. In: Technology and Components of Accelerator-driven Systems. First International Workshop Proceedings. Karlsruhe, 15-17 March 2010. Nuclear Energy Agency (NEA Proc.) (NEA No. 6897).

Abderrahim, H.A.; Van den Eynde, G.; Baeten, P.; Schyns, M.; Vandeplassche, D.; Kochetkov, A. (2015): Contribution of the European Commission to a European Strategy for HLW Management through Partitioning and Transmutation: Presentation of MYRRHA and its Role in the European P&T Strategy. In: Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation. Thirteenth Information Exchange Meeting. Seoul, Republic of Korea, 23-26 September 2014. Nuclear Energy Agency (NEA Proc.). Paris: OECD (NEA/NSC/R(2015)2).

Abderrahim, Hamid; Biarotte, Jean-Luc; Baeten, Peter; Kochetkov, Anatoly; Schyns, Marc; Van den Eynde, Gert (2013): Contribution of the European Commission to a European Strategy for HLW Management through Partitioning & Transmutation. Role of Accelerator Driven Strategy and MYRRHA and associated FP7 projects ARCAS, CDT, MARISA, MAX, FREYA and MAXSIMA. 8th European conference on Euratom research and training in reactor systems. FISA 2013. 14-16 October Vilnius, 2013.

Akie, Hiroshi; Muromura, Tadasumi; Takano, Hideki; Matsuura, Shojiro (1994): A New Fuel Material for Once-Through Weapons Plutonium Burning. In: *Nuclear Technology* Vol. 107, (No. 2), S. 182–192. DOI: 10.13182/NT107-182.

Alt, Stefan; Kallenbach-Herbert, Beate; Kurth, Stephan; Loreck, Charlotte; Neles, Julia Mareike; Pistner, Christoph; Schmidt, Gerd (2011): Streitpunkt Kernenergie - Eine neue Debatte über alte Probleme. Öko-Institut e.V.

ANDRA (2005): Safety evaluation of a geological repository. Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs (ANDRA). Paris.

APS (2005): Nuclear Power and Proliferation Resistance: Securing Benefits, Limiting Risk. American Physical Society (APS). Washington D.C. (USA).

Artioli, C.; Chen, X.; Gabrielli, F.; Glinatsis, G.; Liu, P.; Maschek, W. et al. (2008): Minor Actinide Transmutation in ADS: The EFIT Core Design. Proceedings of PHYSOR'08, 14. - 18. September 2008 Interlaken, Schweiz.

ASGARD (2015): Advanced fuelS for Generation IV reActors: Reprocessing and Dissolution: Project Presentation. Online verfügbar unter http://asgardproject.eu/download/var/files/ASGARD_Official_project_presentation.pdf, zuletzt geprüft am November 2015.

AtG (2015): Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren, vom in der Fassung der Bekanntmachung vom 15.07.1985 (BGBl. I S. 1565), das durch Artikel 1 des Gesetzes vom 20.11.2015 (BGBl. I S. 2053) geändert worden ist.

Bairiot, H.; van Vliet, J.; Chiarelli, G.; Edwards, J.; Nagai, S. H.; Reshetnikov, F. (2000): Overview of MOX Fuel Fabrication Achievements. In: MOX Fuel Cycle Technologies for Medium and Long Term Deployment.

Proceedings of a Symposium held in Vienna, Austria, 17.–21. May 1999. International Atomic Energy Agency (IAEA Proc.). Vienna (IAEA-CSP-3/P), S. 81–101.

Bathke, C. G.; Wallace, R. K.; Ireland, J. R.; Johnson, M. W.; Bradley, K. S.; Ebbinghaus, B. B. et al. (2008): An Assessment Of The Proliferation Resistance Of Materials In Advanced Nuclear Fuel Cycles. 8th International Conference on Facility Operations – Safeguards Interface, March 30 – April 4, 2008.

Baumgärtner, F. (1978): Der Entwicklungsgang zum heutigen Stand der Wiederaufarbeitungstechnik. In: F. Baumgärtner (Hg.): Chemie der Nuklearen Entsorgung, Teil I. München: Verlag Karl Thiernig, S. 89–114.

Benedict, R. W.; Solbrig, C.; Westphal, B.; Johnson, T. A.; Li, S. X.; Marsden K.; Goff, K. M. (2007): Pyroprocessing Progress at Idaho National Laboratory. Global 2007. Idaho National Laboratory (INL).

Biarrotte, J. L.; Müller, A. C. (2011): Accelerator reference design for the European ADS demonstrator. In: Technology and Components of Accelerator-driven Systems. First International Workshop Proceedings. Karlsruhe, 15-17 March 2010. Nuclear Energy Agency (NEA Proc.) (NEA No. 6897), S. 197–207.

Biarrotte, Jean-Luc; Uriot, Didier; Medeiros Romao, Luis; Vandeplassche, Dirk (2015): Beam operation aspects for the MYRRHA linear accelerator. In: Technology and Components of Accelerator-driven Systems. Second International Workshop Proceedings. Nantes, 21-23 May 2013. Nuclear Energy Agency (NEA Proc.) (NEA/NSC/DOC(2015)7).

Bleyl, H.-J.; Ochsenfeld, W. (1978): Die Rezyklierungstechniken und die Problemelemente T, Zr, Tc und Np. In: F. Baumgärtner (Hg.): Chemie der Nuklearen Entsorgung, Teil I. München: Verlag Karl Thiernig.

Bleyl, H.-J. (1984): Erfahrungen mit der Aufarbeitung von KNK-Brennstoff in der MILLI. In: Der Brüterbrennstoffkreislauf – Brennelemente und ihre Wiederaufarbeitung. KfK/KTG-Fachtagung. Kernforschungszentrum Karlsruhe, 3. - 4. November 1983. Kernforschungszentrum Karlsruhe (KfK) (KfK-3775).

BMUB (2010): Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle. Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB).

Bollesteros, Marie-Jordane; Calor, Jean-Noël; Costenoble, Sylvain; Montuir, Marc; Pacary, Vincent; Sorel, Christian et al. (2012): Implementation of Americium Separation from a PUREX Raffinate. In: *Procedia Chemistry*, S. 178–183. DOI: 10.1016/j.proche.2012.10.030.

Bollingerfehr, Wilhelm; Filbert, Wolfgang; Dörr, Sabine; Herold, Philipp; Lerch, Christian; Burgwinkel, Paul et al. (2012): Endlagerauslegung und -optimierung. Bericht zum Arbeitspaket 6. Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH (GRS) (GRS - 281).

Bollingerfehr, Wilhelm; Buhmann, Dieter; Filbert, Wolfgang; Mönig, Jörg (2014): Auswirkungen von Partitionierung und Transmutation auf Endlagerkonzepte und Langzeitsicherheit von Endlagern für Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH (GRS) (GRS - 318).

Bourg, Stephane; Poinssot, Christophe; Geist, Andres; Cassayre, Laurent; Rhodes, Chris; Ekberg, Christian (2012): Advanced Reprocessing Developments in Europe Status on European Projects ACSEPT and ACTINET-I3. In: *Procedia Chemistry*, S. 166–171. DOI: 10.1016/j.proche.2012.10.028.

Bowman, C. (1998): Accelerator-Driven Systems for Nuclear Waste Transmutation. In: *Annu. Rev. Nucl. Part. Sci.* 48 (505).

Brasser, T.; Droste, Johannes; Müller-Lyda, Ingo; Neles, Julia Mareike; Sailer, Michael; Schmidt, Gerhard; Steinhoff, Mathias (2008): Endlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle in Deutschland. Hauptband. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH (GRS) (GRS – 247).

-
- Buhmann, E. (2015): Kritische Massen von Transuranen aus Leichtwasserreaktor-Brennelementen. BSc-Arbeit, Fachbereich Physik, Universität Hamburg. Online verfügbar unter <https://www.znf.uni-hamburg.de/media/documents/archiv-qualifikationsarbeiten/bachelorarbeit-buhmann.pdf>.
- Bundamt für Strahlenschutz (BfS) (2015): Abfallprognosen. Online verfügbar unter <http://www.bfs.de/DE/themen/ne/abfaelle/prognosen/prognosen.html>, zuletzt aktualisiert am 09.02.2015, zuletzt geprüft am 24.11.2015.
- Carter, L. J.; Pigford, T. H. (1999): Confronting the Paradox in Plutonium Policies. In: *Issues in Science and Technology*, 1999.
- CISAC (1994): Management and Disposition of Excess Weapons Plutonium. National Academy of Sciences (NAS); Committee on International Security and Arms Control (CISAC). National Academy Press, Washington D. C.
- Crawford, Douglas C.; Porter, Douglas L.; Hayes, Steven L.; Meyer, Mitchell K.; Petti, David A.; Pasamehmetoglu, Kemal (2007): An approach to fuel development and qualification. In: *Journal of Nuclear Materials* 371 (1), S. 232–242. DOI: 10.1016/j.jnucmat.2007.05.029.
- Croff, A.G.; Tedder, D. W.; Drago, J. P.; Blomeke, J.O.; Perona, J. J. (1977): A Preliminary Assessment of Partitioning and Transmutation as a Radioactive Waste Management Concept. Oak Ridge National Laboratory (ORNL) (ORNL/TM-5808).
- Croff, A.G.; Blomeke, J.O. (1980): Actinide Partitioning-Transmutation Program Final Report. I. Overall Assessment (ORNL-5566).
- De Bruyn, D.; Ait Abderrahim, H.; Baeten, P.; Leysen, P. (2015): The MYRRHA ADS Project in Belgium Enters the Front End Engineering Phase. In: Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation. Thirteenth Information Exchange Meeting. Seoul, Republic of Korea, 23-26 September 2014. Nuclear Energy Agency (NEA Proc.). Paris: OECD (NEA/NSC/R(2015)2).
- Degueldre, C.; Paratte, J.M. (1999): Concepts for an inert matrix fuel, an overview. In: *Journal of Nuclear Materials* 274 (1), S. 1–6. DOI: 10.1016/S0022-3115(99)00060-4.
- Degueldre, C.; Meyer, Mitchell K. (2003): Revisiting IMF material criteria for utilization in reactors. Proceedings of the 9th IMF Workshop, 9–12 September 2003, Kendal, Cumbria, United Kingdom, BNFL. Paul Scherrer Institute (PSI); Argonne National Laboratory (ANL).
- Delage, F.; Belin, R.; Chen, X.-N.; D'Agata, E.; Klaassen, F.; Maschek, W. et al. (2011): Minor actinide transmutation in the accelerator-driven system EFIT: Results from fuel developments in Domain AFTRA. In: Technology and Components of Accelerator-driven Systems. First International Workshop Proceedings. Karlsruhe, 15-17 March 2010. Nuclear Energy Agency (NEA Proc.) (NEA No. 6897), S. 69–79.
- Delage, F.; Bejaoui, S.; Bonnerot, J. M.; Chauvin, N.; Pillon, S. (2015): Outcomes On Oxide Fuel Development For Minor Actinides Recycling. In: Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios (Fr13). Edited by S. Monti, Bd. 2. Proceedings of an International Conference held in Paris, France, 4–7 March 2013. International Atomic Energy Agency (IAEA Proc.). Vienna (Proceedings Series, STI/PUB/1665).
- Deloitte (2010): Funding opportunities and legal status options for the future European Sustainable Nuclear Fission Industrial Initiative of the Strategic Energy Technology Plan. For the European Commission. Deloitte.
- Deutsche Gesellschaft zur Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen (1988): Kurzbeschreibung für die Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf. Deutsche Gesellschaft zur Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen. Hannover.
- DoE (1994): Draft Public Guidelines to Department of Energy Classification of Information. U.S. Department of Energy (DoE); Office of Declassification. Washington D.C. (USA) (20545).

DoE (1997a): Final Nonproliferation and Arms Control Assessment of Weapons-Usable Fissile Material Storage and Excess Plutonium Disposition Alternatives. U.S. Department of Energy (DoE). Washington D.C. (USA) (DOE/NN-0007).

DoE (1997b): Record of Decision for the Storage and Disposition of Weapon-Usable Fissile Materials. U.S. Department of Energy (DoE). Washington D.C. (USA) (62 FR 3014.).

DoE (1998): A Roadmap for Developing Accelerator Transmutation of Waste (ATW) Technology. A Report to Congress. U.S. Department of Energy (DoE).

DoE (2000): Record of Decision for the Surplus Plutonium Disposition Final Environmental Impact Statement. U.S. Department of Energy (DoE). Washington D.C. (USA).

DoE (2002): Surplus Plutonium Disposition Program. In: *Federal Register* Vol. 67, No. 76, 19.04.2002, S. 194333. Online verfügbar unter <http://www.gpo.gov/fdsys/pkg/FR-2002-04-19/pdf/02-9658.pdf>, zuletzt geprüft am November 2015.

DoE; OCRWM (2008): Yucca Mountain Repository License Application - SAFETY ANALYSIS REPORT. Chapter 2: Repository Safety After Permanent Closure. U.S. Department of Energy (DoE); Office of Civilian Radioactive Waste Management (OCRWM). Las Vegas, Nevada (DOE/RW-0573, Rev. 0).

EARTO (2014): The TRL Scale as a Research & Innovation Policy Tool, EARTO Recommendations. European Association of Research and Technology Organisation (EARTO).

EC (1983): Commission of the European Communities, Assessment Studies on Nuclear Transmutation of By-product Actinide, Final Report. Joint Research Centre at Ispra (SA/1-05-03-83-13).

EC (1997): Perspectives and Cost of Partitioning and Transmutation of Long-lived Radionuclides. European Commission (EC) (EUR-17485 EN).

EC (2014): Horizon 2020 - Work Programme 2014-2015, Annex G: Technology readiness levels (TRL). European Commission (EC). Online verfügbar unter http://ec.europa.eu/research/participants/data/ref/h2020/wp/2014_2015/annexes/h2020-wp1415-annex-g-trl_en.pdf.

Électricité de France (EDF) (2015): Flamanville EPR: optimised project management and a new timetable. Pressemitteilung, 03. Sept. 2015. Online verfügbar unter <https://www.edf.fr/en/the-edf-group/dedicated-sections/press/all-press-releases/flamanville-epr-optimised-project-management-and-a-new-timetable>, zuletzt aktualisiert am 25.11.2015.

ESK (2015): Partitionierung und Transmutation (P&T) als Option für die nukleare Entsorgung Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle in Deutschland. Entsorgungskommission (ESK) (Diskussionspapier der Entsorgungskommission).

ESNII (2015): ESNII: European Industrial Initiative on sustainable nuclear energy. Online verfügbar unter https://setis.ec.europa.eu/implementation/technology-roadmap/european-industrial-initiative-on-sustainable-nuclear-energy#_ftn1, zuletzt geprüft am 10.09.2015.

EWI (2005): Energy Environment Forecast Analysis (EEFA) 2005: Ökonomische Auswirkungen alternativer Laufzeiten von Kernkraftwerken in Deutschland. Gutachten für den Bundesverband der deutschen Industrie e. V. (BDI). Energiewirtschaftliches Institut der Universität zu Köln (EWI). Köln, Berlin.

Faber, Wolfgang (2011): MOX@EON EON Operational Experience. Fall 2011 Meeting of the US Nuclear Waste Technical Review Board. EON-Kernkraft. Online verfügbar unter <http://www.nwtrb.gov/meetings/2011/sept/faber.pdf>, zuletzt geprüft am 24.11.2015.

-
- Forsberg, C.W.; Croff, A.G.; Kocher, D.C. (1990): Historical Perspective – Economic Analysis and Regulatory Analysis of the Impacts of Waste Partitioning and Transmutation on the Disposal of Radioactive Wastes. Oak Ridge National Laboratory (ORNL) (ORNL-TM-11650).
- Gabrielli, Fabrizio; Rineiski, Andrei; Vezzoni, Barbara; Maschek, Werner; Fazio, Concetta; Salvatores, Massimo (2015): ASTRID-like Fast Reactor Cores for Burning Plutonium and Minor Actinides. In: *Energy Procedia* (71), S. 130–139. DOI: 10.1016/j.egypro.2014.11.863.
- GIF (2011): Proliferation Resistance and Physical Protection of the Six Generation IV Nuclear Energy Systems. Generation IV International Forum (GIF) (GIF/PRPPWG/2011/002).
- GIF (2014): Technology Roadmap Update for Generation IV Nuclear Energy Systems - January 2014. OECD Nuclear Energy Agency for the Generation IV International Forum. Online verfügbar unter https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_60729/technology-roadmap-update-2013, zuletzt geprüft am 31.07.2015.
- GIF (2015): Generation IV International Forum. Online verfügbar unter https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9343/system-arrangements-mou, zuletzt geprüft am 22.10.2015.
- Gilai, D.; Williams, M. L.; Cooper, J. H.; Laing, W. R.; Walker, R. L.; Raman, S.; Stelson, P. H. (1982): Experimental and Calculational Analyses of Actinide Samples Irradiated in EBR-II. Oak Ridge National Laboratory (ORNL) (ORNL-5791).
- GNEP (2007): Global Nuclear Energy Partnership Technology Development Plan. Prepared for the U.S. Department of Energy. Global Nuclear Energy Partnership Technical Integration Office (GNEP). Idaho National Laboratory, Idaho Falls (GNEP-TECH-TR-PP-2007-00020).
- GNEP (2008): DoE Should Reassess Its Approach to Designing and Building Spent Nuclear Fuel Recycling Facilities. Global Nuclear Energy Partnership Technical Integration Office (GNEP) (GAO-08-483).
- Gouffon, A.; Merle, J. P. (1990): Safety Problems Related to the Use of MOX Assemblies in PWRs. In: Recycling of plutonium and uranium in water reactor fuels. Proceedings of a Technical Committee Meeting, Cadarache, France, 1989. International Atomic Energy Agency (IAEA Proc.). Vienna, S. 333–337.
- GRS (1986): Der Unfall im Kernkraftwerk Tschernobyl. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH (GRS) (GRS-S-39).
- GRS (2011): Abfallspezifikation und Mengengerüst Basis Ausstieg aus der Kernenergienutzung. (Juli 2011) Bericht zum Arbeitspaket 3 Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben. AP 3. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH (GRS).
- Hayashi, H.; Nishi, T.; Takano, M.; Sato, T.; Shibata, H.; Kurata, M. (2015): Recent Progress and Future R&D Plan of Nitride Fuel Cycle Technology for Transmutation of Minor Actinides. In: Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation. Thirteenth Information Exchange Meeting. Seoul, Republic of Korea, 23-26 September 2014. Nuclear Energy Agency (NEA Proc.). Paris: OECD (NEA/NSC/R(2015)2), S. 370–377.
- Holt, Mark; Nikitin, Mary (2014): Mixed-Oxide Fuel Fabrication Plant and Plutonium Disposition: Management and Policy Issues. Congressional Research Service (CRS) (CRS Report, 7-5700).
- IAEA (1991): Guidebook on quality control of mixed oxides and gadolinium bearing fuels for light water reactors. International Atomic Energy Agency (IAEA). Vienna (TECDOC-584).
- IAEA (1997a): Safety and Environmental Aspects of Partitioning and Transmutation of Actinides and Fission Products. International Atomic Energy Agency (IAEA). Vienna (TECDOC-783).
- IAEA (1997b): Status Report on Actinide and Fission Product Transmutation Studies. International Atomic Energy Agency (IAEA). Vienna (IAEA-TECDOC-948).

IAEA (2003a): Status and Advances in MOX Fuel Technology. International Atomic Energy Agency (IAEA). Vienna (Technical report series, No. 415).

IAEA (2003b): Development status of metallic, dispersion and non-oxide advanced and alternative fuels for power and research reactors. International Atomic Energy Agency (IAEA). Vienna (IAEA-TECDOC-1374).

IAEA (2004): Implications of partitioning and transmutation in radioactive waste management. International Atomic Energy Agency (IAEA). Vienna (Technical report series, no. 435).

IAEA (2006a): Fast Reactor Database 2006 Update. International Atomic Energy Agency (IAEA). Vienna (IAEA-TECDOC-1531).

IAEA (2006b): Viability of inert matrix fuel in reducing plutonium amounts in reactors. International Atomic Energy Agency (IAEA) (IAEA-TECDOC-1516).

IAEA (2007): Liquid Metal Cooled Reactors: Experience in Design and Operation. International Atomic Energy Agency (IAEA). Vienna (IAEA-TECDOC-1569).

IAEA (2011a): Status of Developments in the Back End of the Fast Reactor Fuel Cycle. International Atomic Energy Agency (IAEA). Vienna (IAEA NUCLEAR ENERGY SERIES, No. NF-T-4.2).

IAEA (2011b): The Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities. INFCIRC/225/Revision 5. International Atomic Energy Agency (IAEA). Vienna (IAEA Nuclear Security Series, No. 13).

IAEA (2012a): Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material. 2012 Edition. International Atomic Energy Agency (IAEA). Vienna (Specific Safety Requirements, SSR-6). Online verfügbar unter http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1570_web.pdf, zuletzt geprüft am 07.12.2015.

IAEA (2012b): Status of Fast Reactor Research and Technology Development. International Atomic Energy Agency (IAEA). Vienna (IAEA-TECDOC-1691).

IAEA (2012): Status of Fast Reactor Research and Technology Development. International Atomic Energy Agency. Wien (IAEA-TECDOC-1691).

IAEA (2015a): Nuclear Fuel Cycle Information System. International Atomic Energy Agency (IAEA). Online verfügbar unter <https://infcis.iaea.org/NFCIS/About.cshtml>, zuletzt geprüft am 24.11.2015.

IAEA (2015b): Nuclear Technology Review 2015. International Atomic Energy Agency (IAEA). Vienna.

IAEA (2015c): Status of accelerator driven systems research and technology development. International Atomic Energy Agency (IAEA). Vienna (IAEA-TECDOC series, TE-1766).

Idei, Yas (2011): Japan's Other Nuclear Disaster. In: *Forbes* 2011, 06.04.2011.

Ikeuchi, Hiroto; Shibata, Atsuhiko; Sano, Yuichi; Koizumi, Tsutomu (2012): Dissolution Behavior of Irradiated Mixed-oxide Fuels with Different Plutonium Contents. In: *Procedia Chemistry*, S. 77–83. DOI: 10.1016/j.proche.2012.10.014.

IRSN (2015): Review of Generation IV Nuclear Energy Systems. Institute for Radiological Protection and Nuclear Safety (IRSN). Online verfügbar unter www.irsn.fr/EN/newsroom/News/Documents/IRSN_Report-GenIV_04-2015.pdf.

JC (2014a): France - Fifth National Report for Compliance with the Joint Convention Obligations. IAEA Joint Convention (JC).

JC (2014b): National Report of Japan for the Fifth Review Meeting 2015. Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management. IAEA Joint Convention (JC).

JC (2014c): Report of the Federal Republic of Germany for the Fifth Review Meeting 2015. Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management. IAEA Joint

-
- Convention (JC). Online verfügbar unter http://www.bfs.de/SharedDocs/Downloads/BfS/EN/reports/ne/joint-convention-fuenfter-bericht-2015-en.pdf?__blob=publicationFile&v=2.
- JC (2014d): Sweden's fifth national report under the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management. IAEA Joint Convention (JC).
- JC (2014e): The United States of America Fifth National Report for the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management. IAEA Joint Convention (JC).
- JNFL (2015): Operation Status. Japan Nuclear Fuel Limited (JNFL). Online verfügbar unter <http://www.jnfl.co.jp/english/operation/>, zuletzt geprüft am November 2015.
- Kang, J.; Hippel, F. von (2005): Limited proliferation-resistance benefits from recycling unseparated transuranics and lanthanides from Light-Water Reactor spent fuel. In: *Science and Global Security* 13, 2005, S. 169–181.
- Kankeleit, E.; Küppers, C.; Imkeller, U. (1989): Bericht zur Waffentauglichkeit von Reaktorplutonium. Übersetzung des deutschen Originals von 1989 durch den Berkeley Scientific Translation Service: Report on the Usability of Reactor-Plutonium in Weapons. UCRL-TT-112792, Livermore, Januar 1993. Interdisziplinäre Arbeitsgruppe Naturwissenschaft, Technik und Sicherheit (IANUS). Darmstadt (IANUS-Arbeitsbericht, 1/1989).
- Kazimi, Mujid; Moniz, Ernest J.; Forsberg, Charles W. (2011): The Future of The Nuclear Fuel Cycle. Massachusetts Institute of Technology (MIT).
- Kirchner, Gerald (1991): Reactivity effects of oil contamination in the primary cooling loop of a sodium-cooled fast reactor. In: Int. Conf. on Nuclear Criticality Safety. Oxford, 9-13 Sept. 1991, S. V-167 - V-173.
- Knebel, J.; Fazio, C.; Maschek, W.; Tromm, W. (2013): Was tun mit dem radioaktiven Abfall? In: *Spektrum der Wissenschaft* (Februar), S. 34–41.
- Knebel, Joachim; Abderrahim, Hamid; Cinotti, Luciano; Delage, Fabienne; Fazio, Concetta; Giot, Michel et al. (2009): Transmutation of high level nuclear waste in an accelerator driven system: towards a demonstration device of industrial interest (EUROTRANS). EUROTRANS. In: Directorate-General for Research Euratom (Hg.): Seventh European Commission conference on Euratom research and training in reactor systems. EUROTRANS. FISA - EU Research and Training in Reactor Systems. European Commission (EC Proc.). Online verfügbar unter ftp://ftp.cordis.europa.eu/pub/fp6-euratom/docs/fisa2006_pt_eurotrans_en.pdf.
- Koelzer, W. (2011): Lexikon zur Kernenergie. Forschungszentrum Karlsruhe. Karlsruhe.
- Kumar, A. (2015): Development, Fabrication And Characterization Of Fuels For The Indian Fast Reactor Programme. In: *Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios (Fr13)*. Edited by S. Monti, Bd. 2. Proceedings of an International Conference held in Paris, France, 4–7 March 2013. International Atomic Energy Agency (IAEA Proc.). Vienna (Proceedings Series, STI/PUB/1665).
- Larue, Jürgen; Baltes, Bruno; Fischer, Heidemarie; Frieling, Gerd; Kock, Ingo; Navarro, Martin; Seher, Holger (2013): Radiologische Konsequenzenanalyse. Bericht zum Arbeitspaket 10. Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH (GRS) (GRS - 289).
- Lee, Chan Bock; Lee, Byoung Oon Ki; Kim, Hwan; Kim, Sung Ho (2015): Status of SFR Metal Fuel Development. In: *Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios (Fr13)*. Edited by S. Monti, Bd. 2. Proceedings of an International Conference held in Paris, France, 4–7 March 2013. International Atomic Energy Agency (IAEA Proc.). Vienna (Proceedings Series, STI/PUB/1665).
- Lensa, Werner von; Nabbi, Rahim; Rossbach, Matthias (2007): RED-IMPACT Impact of Partitioning, Transmutation and Waste Reduction Technologies on the Final Nuclear Waste Disposal. SYNTHESIS

REPORT (Schriften des Forschungszentrums Jülich, Reihe Energie & Umwelt/Energy & Environment, Band / Volume 15).

Liebert, Wolfgang (1997): Managing Proliferation Risks from Civilian and Weapon-Grade Plutonium and Enriched Uranium: A Comprehensive Cut-Off Convention. In: J. Rotblat und M. Monuma (Hg.): Proceedings of the 45th Pugwash Conference on Science and World Affairs: Towards a Nuclear-Weapon-Free-World. Hiroshima (Japan), 23–29. Juli 1995. Singapore: World Scientific, S. 418–435.

Liebert, Wolfgang; Englert, Matthias; Pistner, Christoph (2009): Kernwaffenrelevante Materialien und Präventive Rüstungskontrolle: Uranfreie Brennstoffe zur Plutoniumbeseitigung und Spallationsneutronenquellen. Forschungsbericht zur Projektförderung durch die Deutsche Stiftung Friedensforschung. Deutsche Stiftung Friedensforschung (DSF) (Forschung DSF, No. 20).

Madic, C. (2001): Overview of the hydrometallurgical and pyro-metallurgical processes studied worldwide for the partition of high active nuclear wastes. In: Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation. Sixth Information Exchange Meeting. Madrid, 11.-13. 12. 2000. Nuclear Energy Agency (NEA Proc.). Paris (Nuclear Energy Agency, NEA-3108).

Maeda, Koji; Sasaki, Shinji; Kato, Masato; Kihara, Yoshiyuki (2009): Radial redistribution of actinides in irradiated FR-MOX fuels. In: *Journal of Nuclear Materials* 389 (1), S. 78–84. DOI: 10.1016/j.jnucmat.2009.01.010.

Maeda, S.; Suzuki, M.; Kaito, T.; Tanaka, K.; Abe, T. (2015): Concept And Development Status Of Fast Breeder Reactor Fuels In The Fact Project. In: Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios (Fr13). Edited by S. Monti, Bd. 2. Proceedings of an International Conference held in Paris, France, 4–7 March 2013. International Atomic Energy Agency (IAEA Proc.). Vienna (Proceedings Series, STI/PUB/1665).

Magill, J.; Berthou, V.; Haas, D.; Galy, J.; Schenkel, R.; Wiese, H.-W. et al. (2003): Impact limits of partitioning and transmutation scenarios on the radiotoxicity of actinides in radioactive wastes. In: *Nuclear Energy* 42, S. 263–277.

Malmbeck, Rikard; Souček, Pavel; Glatz, Jean-Paul (2011): The Pyro-reprocessing Option for Advanced Nuclear Fuel Cycles. Innovative Nuclear Power in a Closed Fuel Cycle Scenario, 494. WE Heraeus Seminar, Bad Honnef, 5-8 December 2011. Online verfügbar unter http://www.nuklear.kit.edu/img/12_494.WE-Heraeus-Seminar_Dec_2011_Glatz.pdf, zuletzt geprüft am 01.12.2015.

Mankins, John C. (1995): Technology Readiness Levels. Advanced Concepts Office, Office of Space Access and Technology (NASA).

Marivoet, J.; Cuñado, M.; Norris, S.; Weetjens, E. (2008): Impact of Advanced Fuel Cycle Scenarios on Geological Disposal. Euradwaste.

Mark, J. Carson (1993): Explosive Properties of Reactor-Grade Plutonium. In: *Science & Global Security* 4, 1993, S. 111–128.

Matzke, HJ; Rondinella, V.V; Wiss, T (1999): Materials research on inert matrices: a screening study. In: *Journal of Nuclear Materials* 274 (1), S. 47–53. DOI: 10.1016/S0022-3115(99)00062-8.

Mayorshin, A.A.; Bychkov, A.V.; Kormilitsyn, M.V.; Kisly, V.A.; Shishalov, O. V.; Yefimov, V.N. et al. (2002): Experimental Transmutation of Neptunium in the BOR-60 Reactor in the Form of Vibropac UNpO₂ Fuel. In: Proceedings 7th Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation. Jeju, Republik Korea, 14.-16. 10. 2002. National Academy of Sciences (NAS), S. 571–580.

Mendes, E.; Serp, J.; Plet, T.; Miguiditchian, M. (2015): Assessment of the Pyrochemical DOS Process for the Recovery of Actinides from Irradiated Oxide Fuels. In: Actinide and Fission Product Partitioning and

-
- Transmutation. Thirteenth Information Exchange Meeting. Seoul, Republic of Korea, 23-26 September 2014. Nuclear Energy Agency (NEA Proc.). Paris: OECD (NEA/NSC/R(2015)2), S. 149.
- Minhans, A.; Neles, J.; Schmid, G. (2008): Endlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle in Deutschland. Anhang Entsorgungsstrategien Darstellung und Bewertung von Alternativen zur Endlagerung. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit und Ökos-Institut e.V. (GRS/ÖI).
- Mitev, Lubomir (2014): Experimenting with Lead-Bismuth Technology in Belgium. In: *ATW - International Journal for Nuclear Power* 59 (3), S. 150–152.
- Modolo, G.; Wilden, A.; Geist, A.; Magnusson, D.; Malmbeck, R. (2012): A review of the demonstration of innovative solvent extraction processes for the recovery of trivalent minor actinides from PUREX raffinate. In: *Radiochimica Acta* (100), S. 715–725.
- Montuir, Marc; Pacary, Vincent; Sorel, Christian; Baron, Pascal; Bollesteros, Marie-Jordane; Costenoble, Sylvain et al. (2012): Sensitivity of Americium and Curium Splitting Flowsheet and Running Procedure. In: *Procedia Chemistry*, S. 275–281. DOI: 10.1016/j.proche.2012.10.044.
- Moses, D.L.; Chebeskov, A.N.; Matveev, V.I.; Vasiliev, B.A.; Maltsev, V.V. (1998): Plutonium disposition in the BN-600 fast-neutron reactor at the Beloyarsk nuclear power plant. In: *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A* (414), S. 28–35.
- Mueller, A.C.; Abderrahim, H.A. (2010): Transmutation von radioaktivem Abfall – Reaktor- und Beschleuniger-Technologie gehen gemeinsam das Hauptproblem der Kernenergie an. In: *Physik Journal* 9 (11), S. 33–38.
- NAGRA (2002): Project Opalinus Clay - Safety Report - Demonstration of disposal feasibility for spent fuel, vitrified high-level waste and long-lived intermediate-level waste (Entsorgungsnachweis). Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle (NAGRA). Wettingen, Schweiz (Technical Report 02-05).
- Napolitano, M. (2001): Accelerators for ADS. The Impact of Nuclear Science on Life Science. Nuclear Physics European Collaboration Committee (Nupecc). Online verfügbar unter <http://www.nupecc.org/iai2001/report/A4.pdf>.
- NaPro (2015): Programm für eine verantwortungsvolle und sichere Entsorgung bestrahlter Brennelemente und radioaktiver Abfälle (Nationales Entsorgungsprogramm). Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB).
- National Academy of Sciences (NAS); Committee on International Security and Arms Control (CISAC) (2000): The Spent-Fuel Standard for disposition of excess weapon Plutonium. Application to current DOE options. Panel to review the spent-fuel standard for disposition of excess weapons Plutonium. Washington D.C. (USA): National Academy Press.
- National Research Council: Committee on Separations and Transmutation System (1996): Nuclear Wastes. Technologies for Separations and Transmutation. Washington D.C. (USA): National Academy Press.
- NEA (1997): Management of Separated Plutonium. The Technical Options. Nuclear Energy Agency (NEA). Paris.
- NEA (1999): Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation – Status and Assessment Report. Nuclear Energy Agency (NEA). Paris.
- NEA (2000): Utilisation and Reliability of High Power Proton Accelerators. Workshop Proceedings, Mito, Japan, 13-15 October 1998. Paris: OECD Publishing (Nuclear Science).
- NEA (2002): Accelerator-driven Systems (ADS) and Fast Reactors (FR) in Advanced Nuclear Fuel Cycles. A Comparative Study. Nuclear Energy Agency (NEA).

NEA (2005): Accelerator and Spallation Target Technologies for ADS Applications. A Status Report. Nuclear Energy Agency (NEA) (NEA No. 5421).

NEA (2006): Physics and Safety of Transmutation Systems. A Status Report. Nuclear Energy Agency (NEA). Paris (NEA No. 6090).

NEA (2007): Handbook on Lead-bismuth Eutectic Alloy and Lead Properties, Materials Compatibility, Thermal-hydraulics and Technologies. Nuclear Energy Agency (NEA) (NEA No. 6195).

NEA (2010a): Nuclear Programmes in Chemical Partitioning – A Status Report. Nuclear Energy Agency (NEA) (NEA-5425).

NEA (2010b): Public Attitudes to Nuclear Power. Nuclear Energy Agency (NEA) (NEA No. 6859).

NEA (2011): Potential Benefits and Impacts of Advanced Nuclear Fuel Cycles with Actinide PARTitioning and Tranmutation. Nuclear Energy Agency (NEA) (NEA No. 6894).

NEA (2012): Homogeneous versus Heterogeneous Recycling of Transuranics in Fast Nuclear Reactors. Nuclear Energy Agency (NEA). Paris (NEA-7077).

NEA (2015a): French R&D on the Partitioning and Transmutation of Long-lived Radionuclides. An International Peer Review of the 2005 CEA Report. Nuclear Energy Agency (NEA) (NEA No. 6210).

NEA (2015b): Review of Integral Experiments for Minor Actinide Management. Nuclear Energy Agency (NEA) (Nuclear Science, NEA No. 7222).

NEI (2009): Official Figures Show Scale of Sellafield MOX Plant losses. In: *Nuclear Engineering International*, May 2009, S. 5.

NEI (2011): UK MOX Plant to close. In: *Nuclear Engineering International*, September 2011, S. 9.

NEI (2014): Fuel design data. In: *Nuclear Engineering International*, September 2014, S. 28–35.

NIROND (2001): SAFIR 2 Safety Assessment and Feasibility Interim Report 2. Belgian agency for radioactive waste and enriched fissile materials (ONDRAF/NIRAS) (NIROND 2001–06 E).

NRC (2014): Shaw AREVA MOX Services; Mixed Oxide Fuel Fabrication Facility. U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC) (Federal Register, Vol. 79, No. 205).

Nuclear Energy Agency (NEA Proc.) (2001): Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation. Sixth Information Exchange Meeting. Madrid, 11.-13. 12. 2000. Paris (Nuclear Energy Agency, NEA-3108).

Nuclear Energy Agency (NEA Proc.) (2003): Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation. Seventh Information Exchange Meeting. Jeju, 14.-16. 10. 2002. Paris: OECD (Nuclear Energy Agency, NEA-4454).

Nuclear Energy Agency (NEA Proc.) (2005): Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation. 8th Information Exchange Meeting. Las Vegas, 9.-11. 11. 2004. Paris: OECD (Nuclear Energy Agency, NEA-6024).

Nuclear Energy Agency (NEA Proc.) (2007): Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation. 9th Information Exchange Meeting. Nimes, 25.-29. 9. 2006. Paris: OECD (Nuclear Energy Agency, NEA-6282).

Nuclear Energy Agency (NEA Proc.) (2010): Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation. 10th Information Exchange Meeting. Mito, 6.-10. 10. 2008. Paris: OECD (Nuclear Energy Agency, NEA-6420).

-
- Nuclear Energy Agency (NEA Proc.) (2012): Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation. 11th Information Exchange Meeting. San Francisco, 1.-4. 11. 2010. Paris: OECD (Nuclear Energy Agency, NEA-6996).
- Nuclear Energy Agency (NEA Proc.) (2013): Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation. 12th Information Exchange Meeting. Prag, 24.-27. 9. 2012. Paris: OECD (Nuclear Energy Agency, NEA/NSC/DOC(2013)3).
- Nuclear Energy Agency (NEA Proc.) (2015): Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation. Thirteenth Information Exchange Meeting. Seoul, Republic of Korea, 23-26 September 2014. Paris: OECD (NEA/NSC/R(2015)2).
- Oversby, V.M.; McPheeters, C.C.; Degueldre, C.; Paratte, J.M. (1997): Control of civilian plutonium inventories using burning in a non-fertile fuel. In: *Journal of Nuclear Materials* 245 (1), S. 17–26. DOI: 10.1016/S0022-3115(96)00751-9.
- Pasamehmetoglu, K.; Carmack, A. J.; Goldner, F. (2015): US DoE Advanced Nuclear Fuel Development Programme Overview. In: *Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios (Fr13)*. Edited by S. Monti, Bd. 2. Proceedings of an International Conference held in Paris, France, 4–7 March 2013. International Atomic Energy Agency (IAEA Proc.). Vienna (Proceedings Series, STI/PUB/1665).
- Permana, Sidik; Novitrian; Waris, Abdul; Suud, Zaki; Suzuki, Mitsutoshi (2015): Analysis on Proliferation Resistance Factor and Fuel Breeding Capability Based on Even Mass Plutonium Isotope Compositions. The Fourth International Symposium on Innovative Nuclear Energy Systems, INES-4. In: *Energy Procedia* 71, S. 182–190. DOI: 10.1016/j.egypro.2014.11.868.
- Pistner, Christoph (1999): Emerging Nuclear Technologies. The Example of Carlo Rubbia's Energy Amplifier. In: *Inesap Information Bulletin* (17), S. 61–64.
- Plum, M. (2013): Challenges Facing High Power Proton Accelerators. Proceedings of IPAC2013. Shanghai, China.
- PMDA (2010): U.S.-Russian Plutonium Management and Disposition Agreement. Online verfügbar unter <http://ipfmlibrary.org/PMDA2010.pdf>, zuletzt geprüft am aufgerufen 27.10.2015.
- Poinssot, C.; Baron, P.; Warin, D.; Boullis, B. (2012a): Main results of the French program on Partitioning of Minor Actinides, a significant improvement towards nuclear waste reduction. In: *Procedia Chemistry* 7 (358-366).
- Poinssot, C.; Rostaing, C.; Grandjean, S.; Boullis, B. (2012b): Recycling the actinides, the cornerstone of any sustainable nuclear fuel cycles. In: *Procedia Chemistry* (7), S. 349–357.
- Precek, Martin; Paulenova, Alena; Mincher, Bruce J. (2012): Reduction of Np(VI) in Irradiated Solutions of Nitric Acid. In: *Procedia Chemistry*, S. 51–58. DOI: 10.1016/j.proche.2012.10.010.
- Ramspott, Lawrence D.; Choi, Jor-Chan; Halsey, William; Pasternak, Alan (1992): Impacts of New Developments in Partitioning and Transmutation on the Disposal of High-level Nuclear Waste in a Mined Geologic Repository (UCRL Report ID-109203).
- Renn, Ortwin (Hg.) (2014): Partitionierung und Transmutation, Forschung – Entwicklung – Gesellschaftliche Implikationen. acatech STUDIE. Deutsche Akademie der Technikwissenschaften (Acatech). München: Herbert Utz Verlag GmbH.
- Riendeau, C.D.; Moses, D.L.; Olson, A.P. (1999): Proliferation Potential of Accelerator-Driven Systems: Feasibility Calculations. U.S. Department of Energy (DoE) (K/NSP-778).

-
- Romero, Enrique Gonzáles (2007): Rational and added value of P&T for waste management policies. Deliverable D1.1. PATEROS - Partitioning and Transmutation European Roadmap for Sustainable nuclear Energy (FI6W - Contract Number 036418).
- Rosatom (2015): SVBR-100. Online verfügbar unter <http://www.akmeengineering.com/svbr100.html>, zuletzt geprüft am 30.11.2015.
- Rostaing, Christine; Poinssot, Christophe; Warin, Dominique; Baron, Pascal; Lorraina, Brigitte (2012): Development and Validation of the EXAm Separation Process for Single Am Recycling. In: *Procedia Chemistry*, S. 367–373. DOI: 10.1016/j.proche.2012.10.057.
- Rubbia, C.; Buono, S.; Gonzalez, E.; Kadi, Y.; Rubio, J.A. (1995a): A Realistic Plutonium Elimination Scheme with Fast Energy Amplifiers and Thorium-Plutonium Fuel. Conseil Européen pour la Recherche Nucléaire (CERN). Genf (Bericht CERN/AT/95-53(ET)).
- Rubbia, C.; Rubio, J.A.; Buono, S.; Carminati, F.; Fiétier, N.; Galvez, C. et al. (1995b): Conceptual Design of a Fast Neutron Operated High Power Energy Amplifier. Conseil Européen pour la Recherche Nucléaire (CERN) (CCERN/AT/95-44 (ET)).
- Salvatores, Massimo; Aliberti, Gerardo; Palmiotti, Giuseppe (2015): Physics challenges for advanced fuel cycle assessment. In: *Journal of Nuclear Science and Technology* 52 (1), S. 1–16. DOI: 10.1080/00223131.2014.927807.
- Saturnin; Dureta, B.; Alloua, A.; Jasseranda, F.; Fillastrea, E.; Giffarda, F.-X. et al. (2015): Impact of Transmutation Scenarios on Fuel Transportation. In: Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation. Thirteenth Information Exchange Meeting. Seoul, Republic of Korea, 23-26 September 2014. Nuclear Energy Agency (NEA Proc.). Paris: OECD (NEA/NSC/R(2015)2).
- Schmidt, Gerhard; Kirchner, Gerald; Pistner, Christoph (2013): Endlagerproblematik – Können Partitionierung und Transmutation helfen? In: *Technikfolgenabschätzung - Theorie und Praxis* 22 (3), S. 52–58.
- Schneider, Mycle; Froggatt, Antony (2015): The World Nuclear Industry Status Report. Status Report 2015.
- Schwenk-Ferrero, A. (2013): German Spent Nuclear Fuel Legacy: Characteristics and High-Level Waste Management Issues. In: *Science and Technology of Nuclear Installations* Article ID 293792. DOI: 10.1155/2013/293792.
- Shaw (2014): Request for Extension of Construction Authorization (CAMOX-001). Shaw AREVA MOX Services (DCS-NRC-000373).
- SKB (2011): Long-term safety for the final repository for spent nuclear fuel at Forsmark - Main report of the SR-Site project. Volumes I, II and III. Svensk Kärnbränslehantering AB (SKB). Stockholm, Sweden (Technical Report TR-11-01).
- Smith, H.V.; Schneider, J.D. (2000): Status Report on the Low-Energy Demonstration Accelerator (LEDA). XX International Linac Conference, Monterey, August 21 - 25, 2000.
- Somers, J. (2015): Recent Advances In Fuel For Fast Reactors: Synthesis, Properties, Safety Performance. In: *Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios (Fr13)*. Edited by S. Monti, Bd. 2. Proceedings of an International Conference held in Paris, France, 4–7 March 2013. International Atomic Energy Agency (IAEA Proc.). Vienna (Proceedings Series, STI/PUB/1665).
- Steinberg, M.; Wotsak, G.; Manowitz, B. (1964): Neutron burning of long-lived fission products for waste disposal. Brookhaven National Laboratory (BNL-8558).
- Stiglitz, L.; Becker, R. (1984): Chemische und radiolytische Solventzersetzung im PUREX-Prozeß. In: *Der Brüterbrennstoffkreislauf – Brennelemente und ihre Wiederaufarbeitung*. KfK/KTG-Fachtagung.

Kernforschungszentrum Karlsruhe, 3. - 4. November 1983. Kernforschungszentrum Karlsruhe (KfK) (KfK-3775).

Stuadiencentrum voor Kernenergie - Centre d'Étude de l'énergie Nucléaire (SCK CEN) (2015): MYRRHA included in European Commission investment plan for 1.5 billion euros. Online verfügbar unter http://myrrha.sckcen.be/en/News/20150109_myrrha_investment, zuletzt aktualisiert am 25.22.1015.

Sun, K.; Krepel, J.; Mikityuk, K.; Chawla, R. (2011): An Optimization Study for the Safety and Performance Parameters of a 3600 MWth Sodium-cooled Fast Reactor. In: International Congress on Advances in Nuclear Power Plants ICAPP. Nizza, 2.-5. 5. 2011.

Swift, P. N.; Nutt, W. M. (2012): Applying insights from repository safety assessments to evaluating impacts of partitioning and transmutation. In: Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation. 11th Information Exchange Meeting. San Francisco, 1.-4. 11. 2010. Nuclear Energy Agency (NEA Proc.). Paris: OECD (Nuclear Energy Agency, NEA-6996), S. 145–153.

Takagi, J.; Schneider, M.; Barnaby, F.; Hokimoto, I.; Hosokawa, K.; Kamisawa, C. et al. (1997): Comprehensive Social Impact Assessment of MOX Use in Light Water Reactors. Final Report of the International MOX Assessment. IMA Project. Citizens' Nuclear Information Center (CNIC).

TÜV/ÖI (2015): Gutachten zur Langzeitzwischenlagerung abgebrannter Brennelemente und verglasteter Abfälle. erstellt im Auftrag der Kommission Lagerung hoch radioaktiver Abfallstoffe. TÜV Nord und Öko-Institut e.V. (TÜV/ÖI).

U.S.A./Russia (2001): Agreement Between the Government of The United States of America and The Government of The Russian Federation concerning the Management and Disposition of Plutonium Designated as No Longer Required for Defence Purposes and Related Cooperation. U.S.A./Russia.

Van den Eynde, Gert; Abderrahim, Hamid Ait; De Bruyn, Didier (2013): Progress of the MYRRHA ADS Project in Belgium. In: Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation. 12th Information Exchange Meeting. Prag, 24.-27. 9. 2012. Nuclear Energy Agency (NEA Proc.). Paris: OECD (Nuclear Energy Agency, NEA/NSC/DOC(2013)3).

Vandeplassche, D.; Medeiros Romao, L. (2012): Accelerator Driven Systems. Proceedings of IPAC2012, New Orleans, Louisiana, USA.

Vezzoni, Barbara; Gabrielli, Fabrizio; Rineiski, Andrei; Schwenk-Ferrero, Aleksandra; Romanello, Vincenzo; Maschek, Werner et al. (2015): Plutonium and Minor Actinides incineration options using innovative Na-cooled fast reactors: Impacting on phasing-out and on-going fuel cycles. In: *Progress in Nuclear Energy* (82), S. 58–63. DOI: 10.1016/j.pnucene.2014.07.034.

Walker, R. L.; Botts, J. L.; Cooper, J. H.; Adair, H. L.; Bigelow, J. E.; Raman, S. (1983): Characterisation of Actinide Physics Specimen for the US/UK Joint Experiment in the Dounreay Prototype Fast Reactor. Oak Ridge National Laboratory (ORNL) (ORNL-5986).

Wigeland, R.; Halsey, W.; Taiwo, T.; Todosow, M.; Gehin, J. (2012): Relationship between geological characteristics and advanced nuclear fuel cycle with partitioning and transmutation. In: OECD 2012: Actinide and Fission product partitioning and Transmutation. In: Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation. 11th Information Exchange Meeting. San Francisco, 1.-4. 11. 2010. Nuclear Energy Agency (NEA Proc.). Paris: OECD (Nuclear Energy Agency, NEA-6996).

WNA (2015a): Fast Neutron Reactors (Updated October 2015). World Nuclear Association (WNA). Online verfügbar unter <http://www.world-nuclear.org/info/Current-and-Future-Generation/Fast-Neutron-Reactors/>, zuletzt geprüft am 16.10.2015.

WNA (2015b): Generation IV Nuclear Reactors (Updated July 2015). World Nuclear Association (WNA). Online verfügbar unter <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Generation-IV-Nuclear-Reactors/>, zuletzt geprüft am 31.07.2015.

WNA (2015c): Processing of Used Nuclear Fuel (Updated September 2015). World Nuclear Association (WNA). Online verfügbar unter <http://world-nuclear-association.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Fuel-Recycling/Processing-of-Used-Nuclear-Fuel/>, zuletzt geprüft am 05.11.2015.

WNA (2015d): The Economics of Nuclear Power (Updated September 2015). World Nuclear Association (WNA). Online verfügbar unter <http://www.world-nuclear.org/info/economic-aspects/economics-of-nuclear-power>.

Wohlmuther, M.; Boutellier, V.; Dai, Y.; Gavillet, D.; Geissmann, K.; Hahl, S. et al. (2015): The MEGAPIE PIE sample preparation. In: Technology and Components of Accelerator-driven Systems. Second International Workshop Proceedings. Nantes, 21-23 May 2013. Nuclear Energy Agency (NEA Proc.) (NEA/NSC/DOC(2015)7).

Woo, S. M.; Ahn, J. (2015): Model Development for Pu-Mass Accountancy of Pyrometallurgical Processing with the Pu/Cm-244 Ratio Method. In: Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation. Thirteenth Information Exchange Meeting. Seoul, Republic of Korea, 23-26 September 2014. Nuclear Energy Agency (NEA Proc.). Paris: OECD (NEA/NSC/R(2015)2), S. 151–160.

Zavarzin, S.; Maslennikov, A.; Efimov, V.; Savinkov, Yu.; Kouz'min, S.; Osipenko, A. et al. (2015): Preparation and Electrochemical Properties of PuPd₃ in 3LiCl + 2KCl. In: Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation. Thirteenth Information Exchange Meeting. Seoul, Republic of Korea, 23-26 September 2014. Nuclear Energy Agency (NEA Proc.). Paris: OECD (NEA/NSC/R(2015)2), S. 306–314.