



BASE – FORSCHUNGSBERICHTE ZUR
SICHERHEIT DER NUKLEAREN ENTSORGUNG

Sicherheitstechnische Analyse und Risikobewertung von Konzepten zu Partitionierungs- und Transmutationsanlagen für hochradioaktive Abfälle

Vorhaben 4720F50501

AUFTRAGNEHMER:IN

Institut für Sicherheits- und Risikowissenschaften
Universität für Bodenkultur (BOKU) Wien

Dr. Friederike Frieß
Nikolaus Arnold
Prof. Dr. Wolfgang Liebert
Dr. Nikolaus Müllner

Unter Mitarbeit von Dr. Ilse Tweer und Klaus Gufler



Sicherheitstechnische Analyse und Risikobewertung von Konzepten zu Partitionierungs- und Transmutationsanlagen für hochradioaktive Abfälle

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

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

BASE-002/21

Bitte beziehen Sie sich beim Zitieren dieses Dokumentes immer auf folgende URN:
urn:nbn:de:0221-2021030826033

Berlin, März 2021

Impressum

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

BASE - FORSCHUNGSBERICHTE ZUR
SICHERHEIT DER NUKLEAREN ENTSORGUNG

Auftragnehmer:in
Institut für Sicherheits- und Risikowissenschaften
Universität für Bodenkultur (BOKU) Wien

Dr. Friederike Frieß
Nikolaus Arnold
Prof. Dr. Wolfgang Liebert
Dr. Nikolaus Müllner
Unter Mitarbeit von Dr. Ilse Tweer und Klaus Gufler

030 18432-0
www.base.bund.de

Stand: März 2021

März 2021

Sicherheitstechnische Analyse und Risikobewertung von Konzepten zu Partitionierungs- und Transmutationsanlagen für hochradioaktive Abfälle

FRIEDERIKE FRIESS
NIKOLAUS ARNOLD
WOLFGANG LIEBERT
NIKOLAUS MÜLLNER

Unter Mitarbeit von Ilse Tweer und Klaus Gufler.

Wissenschaftliches Gutachten im Auftrag des Bundesamtes für die Sicherheit
der nuklearen Entsorgung (BASE).

Institut für Sicherheits- und Risikowissenschaften
Universität für Bodenkultur (BOKU) Wien



Inhaltsverzeichnis

Zusammenfassung.....	7
Verfahren für P&T	9
Trennverfahren (Partitionierung)	10
Brennstoffe und Brennstofffertigung	12
Transmutationsanlagen	14
Hypothetische P&T-Szenarien für radioaktive Abfälle in Deutschland	16
Szenario „SR“ unter Verwendung eines Schnellen Reaktors.....	17
Szenario „ADS“ unter Verwendung eines beschleunigergetriebenen Systems	18
Szenario „MSR“ unter Verwendung eines Salzschnmelzereaktors	19
Schlussfolgerungen	20
Executive Summary	25
Processes for P&T.....	27
Separation Process (Partitioning).....	27
Fuels and Fuel Fabrication.....	29
Transmutation Facilities.....	31
Hypothetical P&T Scenarios for German Radioactive Waste	33
Scenario "SR" using a Fast Reactor.	34
Scenario "ADS" using an Accelerator-driven System	35
Scenario “MSR“ using a Molten Salt Reactor	35
Conclusions.....	36
1 Einleitung.....	40
2 Hintergrund	43
2.1 Partitionierung und Transmutation	43
2.1.1 Anfänge der Partitionierung und Transmutation.....	43
2.1.2 Mögliche Zielsetzungen.....	45
2.1.2.1 Reduzierung des (vorhandenen) radioaktiven Abfalls.....	46
2.1.2.2 Langfristige Nutzung der Kernenergie	52
2.2 Ausgangssituation für die nukleare Entsorgung in Deutschland	55
2.2.1 Abfallmenge.....	55
2.2.2 Rechtliche Lage	58
2.3 Radioaktive Materialien.....	59
2.3.1 Besonderer Herausforderungen im Umgang mit radioaktiven Materialien...60	
2.3.1.1 Kritikalitätskontrolle.....	60
2.3.1.2 Wärmeabfuhr	61
2.3.1.3 Strahlenschutz - spezielle Anforderungen an kerntechnische Anlagen ..62	

2.3.1.4	Schädigende Einflüsse auf strukturelle Werkstoffe, sowie Kühl- und Lösungsmittel in kerntechnischen Anlagen	64
2.3.1.5	Besonderheiten der kerntechnischen Industrie	67
2.3.2	Bewertungsschemata für radioaktive Materialien	68
2.3.2.1	Radiotoxizitätsindex	68
2.3.2.2	Langzeitsicherheit.....	70
2.3.2.3	Wärmeentwicklung.....	71
2.3.2.4	Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung	73
2.3.3	Situation im Zwischenlager	73
2.4	Bewertungskriterien für die Sicherheitsanalyse von Nuklearanlagen	76
2.5	Proliferationsrisiken.....	82
3	Verfahren für P&T	90
3.1	Trennverfahren.....	91
3.1.1	Hydrochemische Trennverfahren.....	92
3.1.1.1	Technische Grundlagen	92
3.1.1.2	Sicherheitsaspekte	95
3.1.1.3	Nichtverbreitung.....	98
3.1.1.4	Geschichte und Erfahrungen	100
3.1.1.5	Auswirkungen auf Mensch und Umwelt.....	104
3.1.1.6	Rolle für P&T	105
3.1.2	Pyrochemische Trennverfahren	106
3.1.2.1	Technische Grundlagen	106
3.1.2.2	Sicherheitsaspekte	109
3.1.2.3	Nichtverbreitung.....	112
3.1.2.4	Geschichte und Erfahrungen	113
3.1.2.5	Auswirkung auf Mensch und Umwelt.....	117
3.1.2.6	Rolle pyrochemischer Trennverfahren für P&T.....	118
3.1.3	Ökonomie der Wiederaufarbeitung.....	120
3.2	Brennstoffertigung.....	121
3.2.1	MOX-Brennstoffe	121
3.2.1.1	Technische Grundlagen	122
3.2.1.2	Sicherheitsaspekte	124
3.2.1.3	Geschichte und Erfahrungen	125
3.2.1.4	Mögliche Rolle von MOX-Brennstoffen für P&T	128
3.2.2	Uranfreie Brennstoffe (IMF).....	131
3.2.2.1	Technische Grundlagen	131
3.2.2.2	Sicherheitsaspekte	133

3.2.2.3	Geschichte und Erfahrungen	135
3.2.2.4	Mögliche Rolle von uranfreien Brennstoffen für P&T	136
3.2.3	Ökonomie der Brennstoffertigung.....	137
3.2.4	Auswirkungen auf Mensch und Umwelt	138
3.2.5	Nukleare Nichtverbreitung.....	138
3.3	Bestrahlungsanlagen	140
3.3.1	Schnelle, metallgekühlte Reaktoren.....	140
3.3.1.1	Technische Grundlagen	141
3.3.1.2	Sicherheitsaspekte	142
3.3.1.3	Nukleare Nichtverbreitung	147
3.3.1.4	Geschichte und Erfahrungen	147
3.3.1.5	Auswirkungen auf Mensch und Umwelt	152
3.3.1.6	Mögliche Rolle von Schnellen Reaktoren für P&T.....	153
3.3.2	Salzschmelzreaktoren	156
3.3.2.1	Technische Grundlagen	157
3.3.2.2	Sicherheitsaspekte	159
3.3.2.3	Nichtverbreitung.....	162
3.3.2.4	Geschichte und Erfahrungen	163
3.3.2.5	Auswirkungen auf Mensch und Umwelt	165
3.3.2.6	Mögliche Rolle von MSR bei P&T	167
3.3.3	Beschleunigergetriebene Reaktoren (ADS).....	169
3.3.3.1	Technische Beschreibung	169
3.3.3.2	Sicherheitsaspekte	171
3.3.3.3	Nichtverbreitung.....	176
3.3.3.4	Geschichte und Erfahrungen	177
3.3.3.5	Auswirkungen auf Mensch und Umwelt	178
3.3.3.6	Mögliche Rolle von ADS für P & T	179
3.3.4	Ökonomie von Reaktoren	180
3.4	Abhängigkeiten der verschiedenen P&T Technologien untereinander.....	184
4	Hypothetische Umsetzungsszenarien.....	187
4.1	Beschreibung der Szenarien.....	187
4.2	Szenario Schneller Reaktor (SR)	189
4.2.1	Zielsetzung des Szenarios	189
4.2.2	Annahmen und Randbedingungen.....	189
4.2.3	Zeitraumen und eingesetzte Anlagen	194
4.2.4	Herausforderung in der Umsetzung	196

4.2.5	Analyse des Szenarios „SR“	196
4.2.6	Sicherheits- und Proliferationsaspekte.....	201
4.2.7	Ergebnisdiskussion und Fazit	204
4.3	Szenario Beschleunigergetriebenes System (ADS)	207
4.3.1	Zielsetzung des Szenarios	207
4.3.2	Annahmen und Randbedingungen	207
4.3.3	Zeitraumen und eingesetzte Anlagen	211
4.3.4	Herausforderung in der Umsetzung	212
4.3.5	Analyse des Szenarios „ADS“	212
4.3.6	Sicherheits- und Proliferationsaspekte.....	217
4.3.7	Ergebnisdiskussion und Fazit	218
4.4	Szenario Salzschnmelzereaktor „MSR“	221
4.4.1	Zielsetzung des Szenarios	221
4.4.2	Annahmen und Randbedingungen	221
4.4.3	Zeitraumen und eingesetzte Anlagen	223
4.4.4	Herausforderung in der Umsetzung	224
4.4.5	Analyse der Szenarios MSR	224
4.4.6	Sicherheits- und Proliferationsaspekte.....	227
4.4.7	Ergebnisdiskussion und Fazit	229
4.5	Übersicht Szenarien	231
5	Schlussfolgerungen	236
6	Erläuterungen	243
6.1	Glossar	243
6.2	Abkürzungsverzeichnis.....	245
6.3	Begriffsklärungen	247
6.4	Grunddaten relevanter Isotope	249
7	Literatur.....	250

Abbildungsverzeichnis

Abbildung 1: Der sogenannte geschlossene Brennstoffkreislauf.	53
Abbildung 2: Nationale Regelwerkspyramide.....	59
Abbildung 3: Der Radiotoxizitätsindex auf der Basis von Ingestionsdosisraten.....	69
Abbildung 4: Der Anteil der Dosisbeiträge der Spaltprodukte und Aktiniden aus dem geplanten Endlager SAFIR-2 in Mol, Belgien.....	71
Abbildung 5: Die Klassifizierung radioaktiver Abfälle der Internationalen Atomenergieorganisation IAEA im Vergleich zur deutschen Klassifizierung.....	72
Abbildung 1: Beispielhafte Zusammensetzung von Reaktor- und Waffenplutonium.	85
Abbildung 7: Schematische Darstellung von Partitionierung und Transmutation.	90
Abbildung 8: Umwandlung von Uranbrennstoff im Kernreaktor.....	122
Abbildung 9: MOX in EU-Reaktoren.....	126
Abbildung 10: Vergleich des Gehalts von Minoren Aktiniden in abgebranntem MOX- und UO ₂ -Brennstoff.....	128
Abbildung 11: Schematischer Aufbau eines schnellen, natriumgekühlten Reaktors.....	142
Abbildung 12: Schema eines Salzschnmelzereaktors.....	158
Abbildung 13: Vereinfachte Darstellung der Pfadabhängigkeiten bei der Entwicklung von Verfahren für die Partitionierung und Transmutation radioaktiver Abfälle.	184
Abbildung 14: Schematische Skizze des betrachteten Partitionierungs- und Transmutationsschemas im Szenario „SR“.....	190
Abbildung 15: Anzahl der Wiederaufarbeitungs- und Transmutationsanlagen (Reaktoren) im Verlauf des Szenarios „SR“.....	195
Abbildung 16: Plutoniumbestände über den Verlauf des Szenarios „SR“.....	197
Abbildung 17: Bestand an wiederaufgearbeitetem, abgetrennt vorliegenden Plutoniuminventar in Tonnen über den Verlauf des Szenarios SR.	197
Abbildung 18: Zeitlicher Verlauf des Inventars der Minoren Aktiniden im Szenario „SR“.....	198
Abbildung 19: Schematische Skizze der betrachteten Partitionierungs- und Transmutationsstrategie im Szenario „ADS“.....	208
Abbildung 20: Gesamtbestand der Minoren Aktiniden im Szenario „ADS“.	213
Abbildung 21: Lagerbestand an abgetrennt vorliegenden Minoren Aktiniden im Szenario „ADS“.....	214
Abbildung 22: Lagerbestand von abgetrennt vorliegendem Plutonium im Szenario „ADS“.....	214
Abbildung 23: Schematische Skizze der betrachteten Partitionierungs- und Transmutationsstrategie im Szenario „MSR“.....	222
Abbildung 24: Gesamtbestand der Transurane im Szenario „MSR“.....	225
Abbildung 25: Lagerbestand an abgetrennt vorliegenden Transuranen über den zeitlichen Verlauf des Szenario „MSR“.....	226

Tabellenverzeichnis

Tabelle 1: Geschätztes Inventar bestimmter Nuklidgruppen in Tonnen im Jahr 2022, die in Form abgebrannter Brennelemente in Deutschland vorliegen werden.....	56
Tabelle 2: Bei der hydrochemischen Wiederaufarbeitung anfallende Prozessabfälle	104
Tabelle 3: Kenngrößen, die zur Modellierung des Szenarios SR herangezogen wurden ..	192
Tabelle 4: Kenngrößen bezüglich des verwendeten Brennstoffs im Schnellen Reaktor auf Basis von ASTRID im Szenario „SR“	194
Tabelle 5: Bestand der einzelnen Transurane zu Beginn und am Ende des Partitionierungs- und Transmutationsszenarios „SR“	199
Tabelle 6: Zusätzliche langlebige Spaltprodukte im Szenario SR	199
Tabelle 7: Aufkommen an Sekundärabfällen aus der Wiederaufarbeitung im Szenario SR.....	200
Tabelle 8: Prozessbedingte Verluste an Transuranen bei der Wiederaufarbeitung und Brennelemente-Fertigung im Szenario „SR“	200
Tabelle 9: Abschätzung der schwach- und mittel wärmeentwickelnden Abfälle.....	201
Tabelle 10: Wichtige im Szenario „ADS“ verwendete Kenngrößen	209
Tabelle 11: Transmutationsraten für ein beschleunigergetriebenes System mit uranfreiem Brennstoff aus verschiedenen Quellen.....	211
Tabelle 12: Kenngrößen bezüglich des verwendeten Brennstoffes im ADS	211
Tabelle 13: Bestand der einzelnen Transurane zu Beginn und am Ende des Partitionierungs- und Transmutationsszenarios „ADS“	215
Tabelle 14: Zusätzlich entstehende langlebige Spaltprodukte im Szenario „ADS“	215
Tabelle 15: Das Aufkommen von Sekundärabfällen durch die Wiederaufarbeitung im Szenario „ADS“	216
Tabelle 16: Prozessbedingte Transuran-Abfälle bei der Wiederaufarbeitung und Brennelemente-Fertigung im Szenario „ADS“	216
Tabelle 17: Wichtige im Szenario MSR verwendete Kenngrößen.	222
Tabelle 18: Transmutationsraten im Szenario „MSR“ für einen Salzschmelzreaktor entsprechend dem russischen MOSART Reaktorkonzept	223
Tabelle 19: Bestand der einzelnen Transurane zu Beginn und am Ende des Szenarios „MSR“	226
Tabelle 20: Zusätzliche langlebige Spaltprodukte im Szenario „MSR“	227
Tabelle 21: Das Aufkommen von Sekundärabfällen durch die Abtrennung von Transuranen im Szenario „MSR“	227
Tabelle 22: Ergebnisübersicht über die verschiedenen Szenarien	233
Tabelle 23: Wichtige physikalische Eigenschaften verschiedener Transurane.....	249
Tabelle 24: Eigenschaften relevanter Spaltprodukte.....	249

Zusammenfassung

Der Umgang mit bereits vorliegenden und noch weiter anfallenden hochradioaktiven (und weiteren schwach- und mittelaktiven) Abfällen aus der Kernenergienutzung ist ein sowohl national als auch international diskutiertes und herausforderndes Thema. Weltweit wurde hauptsächlich Uranbrennstoff in Leichtwasserreaktoren eingesetzt. Die abgebrannten Brennelemente enthalten Uran, Transurane (Plutonium und sogenannte Minore Aktiniden) und sowohl stabile als auch radioaktive Spaltprodukte mit kurzer, mittlerer oder sehr langer Halbwertszeit. Von diesen Materialien geht ein hohes und langfristig bestehendes radiologisches Risiko aus. Eine sichere Abschirmung der radioaktiven Abfälle – und dabei insbesondere der hochradioaktiven – ist daher nach der Entnahme der Brennstoffe aus den Reaktoren, bei der Zwischenlagerung und der schließlich erfolgenden Endlagerung zwingend erforderlich. Für den letzten Schritt wollen die meisten Länder, in denen Kernenergieprogramme betrieben werden oder wurden, den Weg der Endlagerung in tiefen geologischen Schichten gehen. Auch Deutschland hat sich für diesen Weg der Entsorgung hochradioaktiver Abfälle aus dem jetzt auslaufenden Kernenergieprogramm entschieden.

Neben der Möglichkeit der direkten tiefengeologischen Endlagerung stellt sich dabei immer wieder die Frage, ob nicht auch ein kerntechnologischer Ansatz einer vorausgehenden Abfallbehandlung eine Option wäre. Ein solcher Ansatz ist die Partitionierung und Transmutation (P&T). Von Befürwortern dieses Ansatzes wird versprochen, dass mit P&T die Anforderungen an und die Risiken durch ein, dann immer noch notwendiges, Endlager deutlich reduziert werden könnten. Solcherart technologische Versprechen müssen frühzeitig und öffentlich nachvollziehbar überprüfbar werden. Dazu liefert dieses Gutachten einen Beitrag.

Partitionierung ist die verfahrenstechnische Trennung des radioaktiven Abfalls in verschiedene Abfallströme. Diese erweiterte Wiederaufarbeitung geht über die bereits in einigen Ländern praktizierte Wiederaufarbeitung hinaus, da in den meisten P&T-Konzepten zusätzliche Stoffströme wie die Minoren Aktiniden, extrahiert werden müssten und gleichzeitig hohe Effizienzen bei der Abtrennung notwendig wären. Als Minore Aktiniden werden radiologisch besonders problematische Transurane bezeichnet, die in kleineren Mengen als Plutonium in den abgebrannten Brennstoffen beim Reaktorbetrieb erzeugt werden und u. a. die Reaktorphysik beeinflussen. Dies sind insbesondere Neptunium, Americium und Curium.

Bei der **Transmutation** werden Radionuklide durch kernphysikalische Umwandlungen, insbesondere durch Kernspaltung, in andere Nuklide überführt. P&T sieht vor, dass die entstehenden Nuklide entweder nutzbar wären (z.B. weiterhin als Kernbrennstoff) oder zumindest geringere Anforderungen an eine sichere Endlagerung als die Ausgangsnuklide stellen würden. Dies könnte, zumindest theoretisch, durch Überführung der Ausgangsnuklide in Nuklide mit geringeren Halbwertszeiten, geringerer Radiotoxizität oder sogar in stabile Nuklide erreicht werden.

Dieses Gutachten wurde vom Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE) beauftragt, um den Stand von Wissenschaft und Technik dieser hypothetischen

Entsorgungsoption zu erheben. Es liefert einen Überblick über die verschiedenen diskutierten P&T-Verfahrenstechnologien und -konzepte und den diesbezüglichen Stand der internationalen Forschung und Entwicklung. Der technologische Reifegrad der für P&T notwendigen Technologien wird eingeschätzt. Dabei werden Fragen hinsichtlich der grundsätzlichen Realisierbarkeit von P&T beantwortet. Es wird untersucht, mit welchen Risiken ein hypothetischer Betrieb entsprechender Anlagen verbunden und mit welchen möglichen Auswirkungen auf die nukleare Entsorgung zu rechnen wäre. Dabei wird auch auf Entwicklungszeiträume, historische Erfahrungen, sicherheitstechnische Anforderungen, Proliferationsrisiken, Zeit- und Kostenfaktoren eingegangen. Die Entwicklung hypothetischer P&T-Szenarien soll helfen, die Auswirkungen auf in Deutschland vorliegende radioaktive Abfälle, notwendige Anlagen, und Betriebszeiträume bis zur Stilllegung einschätzen zu können.

Generell gilt, dass Partitionierungs- und Transmutationsverfahren mit den bisher in Deutschland betriebenen kerntechnischen Anlagen nicht umgesetzt werden könnten. Die für P&T notwendigen kerntechnischen Anlagen stehen aber auch international nicht im großtechnischen Maßstab zur Verfügung. Es geht also nicht um heute bereits einsatzfähige Technologien. Aller Voraussicht nach wären noch viele Jahrzehnte an Forschungs- und Entwicklungsarbeit vor der Realisierung eines P&T-Programms notwendig. Die Durchführung eines P&T-Programms würde den Betrieb einer Vielzahl verschiedener und neuartiger kerntechnischer Anlagen in Deutschland erforderlich machen. Risiken, möglicherweise auch neuartige Risiken, durch den langfristigen Einsatz dieser Technologien müssten frühzeitig bedacht werden und Fragen nach ihrer gesellschaftlichen Akzeptanz geklärt werden.

Ausgangslage: Radioaktiver Abfall aus der Kernenergienutzung in Deutschland

Nach gegenwärtigen Schätzungen wird davon ausgegangen, dass von den insgesamt 16.786 Tonnen Schwermetall, die in der Betriebszeit der Leistungsreaktoren bis 2022 als abgebrannter Kernbrennstoff angefallen sein werden, noch etwa 60%, dies entspricht 10.113 Tonnen Schwermetall, konditioniert und endgelagert werden müssen. Dieses Inventar ist als hochradioaktiver und wärmeentwickelnder Abfall zu klassifizieren und entspricht einem Volumen von etwa 20.000 m³. Etwa 40% der abgebrannten Brennstäbe wurden wiederaufgearbeitet. Diese Reste aus der in der Vergangenheit bereits durchgeführten Wiederaufarbeitung sind bereits verglast und konditioniert, gehören aber auch zu den hochradioaktiven Abfällen und müssen endgelagert werden. Abgebrannte Brennstoffe aus anderen Reaktoren (insbesondere Forschungsreaktoren) werden aufgrund ihrer Diversität und ihres vergleichsweise geringen Beitrags zur Gesamtmenge in diesem Gutachten nicht weiter betrachtet.

Nach der Stilllegung und dem Rückbau aller Anlagen des Kernenergieprogramms in Deutschland wird davon ausgegangen, dass letztlich etwa 300.000 m³ schwach wärmentwickelnde Abfälle – dominiert durch die Abfälle aus dem deutschen Kernenergieprogramm – endgelagert werden müssen. Dies entspricht dem Abfallgebindevolumen, für das das sich in Vorbereitung befindliche Endlager Schacht Konrad für schwach- und

mittelradioaktive Abfälle genehmigt ist (303.000 m³). Weitere Mengen an radioaktiven Abfällen fallen durch die Rückholung der Abfälle aus der Schachanlage Asse II (schätzungsweise 175.000-220.000 m³) und durch die Rückstände aus der in Deutschland betriebenen Urananreicherung (bis zu 100.000 m³) an. Die Transmutation schwach wärmeentwickelnder Abfälle wird im Gutachten nicht weiter verfolgt, da diese nach übereinstimmender Literaturlage durch keines der diskutierten P&T-Verfahren verarbeitet werden können.

Die ungefähr 10.000 Tonnen abgebrannten Brennstoffs, die 2022 vorliegen werden, enthalten etwa 129 Tonnen Plutonium, etwa 21 Tonnen Minore Aktiniden (insbesondere circa 6 Tonnen Neptunium, knapp 15 Tonnen Americium und etwas weniger als 1 Tonne Curium) und circa 25-30 Tonnen besonders langlebige Spaltprodukte, darunter etwa 17 Tonnen der drei Isotope Technecium-99, Iod-129 und Cäsium-135, und etwa 400 Tonnen weitere Spaltprodukte. Für ein P&T-Programm wären insbesondere Inventare der Transurane (Plutonium und Minore Aktiniden) und der langlebigen Spaltprodukte von Interesse und zumindest theoretisch in Transmutationsanlagen zielführend bearbeitbar. Dazu müssten die abgebrannten Brennstoffe aber zunächst so wiederaufgearbeitet werden, dass genau diese Radionuklide abgetrennt vorlägen. Während in den 1990er Jahren noch über eine Transmutation einiger langlebiger Spaltprodukte geforscht wurde, sind heutige P&T-Überlegungen fast nur noch auf Transurane ausgerichtet.

Für die Umsetzung eines P&T-Konzeptes sind in der Regel neben der Aufarbeitung der abgebrannten Brennstäbe zwei weitere Verfahrensschritte wesentlich: die Fertigung von Brennelementen, die für Transmutation von Transuranen geeignet sind, und anschließend deren Bestrahlung in (speziellen) geeigneten Reaktoren.

Verfahren für P&T

Bei der Entwicklung von Verfahrenstechniken für P&T, bei denen mit (hoch)radioaktiven Materialien und Kernspaltstoffen umgegangen wird, müssen im Vergleich zu anderen Industriezweigen weitere Herausforderungen gemeistert werden, um eine sichere Handhabung und den sicheren Betrieb zu gewährleisten. Dazu zählen u.a. die Kritikalitäts- und Reaktivitätskontrolle, die Wärmeabfuhr, der Strahlenschutz, der Umgang mit der schädigenden Wirkung von Strahlung auf Materialien und die Analyse und Reduzierung möglicher Proliferationsrisiken.

Im Gutachten wird auf die Bedeutung und Verwendbarkeit einiger Bewertungskriterien, die sich auf den Umgang mit radioaktiven Materialien beziehen, eingegangen, u.a. Normalbetriebsemissionen, Dosisraten, Radiotoxizitätsindex, Strahlenschutz, Wärmeentwicklung, erforderliche Endlagervolumina. Weiterhin werden genehmigungsrechtliche Rahmenbedingungen, Anforderungen an Sicherheitsanalysen und Proliferationsrisiken in Hinblick auf P&T-Verfahren diskutiert.

Die wichtigsten Verfahren, die nach gegenwärtigem Stand eine Rolle für P&T spielen könnten, sind:

- pyrochemische und hydrochemische Trennverfahren für die erweiterte Wiederaufarbeitung (Partitionierung),
- die Fertigung von speziellen transuranhaltigen Brennstoffen auf der Basis von Mischoxid (MOX) oder uranfreien Brennstofftypen und
- für die Transmutation entweder ein kritischer schneller Reaktor, ein unterkritischer (beschleunigergetriebener) Reaktor oder ein Salzschnmelzereaktor.

Bei letzterem fällt die Brennelementfertigung weg, da der geeignet herzustellende Brennstoff in Einheit mit dem Kühlmittel in flüssiger Form vorliegen würde. Die verschiedenen Verfahren sind dabei nicht beliebig miteinander kombinierbar. Diese Verfahren werden vor allem in Hinblick auf ihre mögliche Rolle in einem P&T-Programm, den Stand von Wissenschaft und Technik, gemachte Vorerfahrungen und ihren technologischen Reifegrad sowie Sicherheits- und Proliferationsaspekte untersucht.

Trennverfahren (Partitionierung)

Für eine effiziente Umsetzung von P&T-Verfahren müssen Uran und die Transurane aus dem abgebrannten Brennstoff separiert werden. Bei der Mehrzahl der Transmutationsverfahren müssen die Transurane mindestens noch in Plutonium und Minore Aktiniden aufgetrennt werden. Hydrochemische Trennverfahren setzen hierbei auf die gezielte Trennung durch Lösung, Extraktion, Fällung, Ab-, oder Adsorption in wässrigen und organischen Lösungen. Pyrochemische Verfahren dagegen beruhen auf der Trennung durch Lösung in Salzschnmelzen oder Flüssigmetallen, Oxidation in Salzschnmelzen oder der Freisetzung durch Verbrennung und anschließende Abscheidung unter Ausnutzung der unterschiedlichen Flüchtigkeiten der verschiedenen Bestandteile.

Schon in den 1990er Jahren kamen mehrere Studien zu dem bis heute gültigen Ergebnis, dass die Abtrennung von Plutonium (und Uran) aus abgebrannten Brennstoffen und seine Wiederverwertung in Reaktorbrandstoffen energieökonomisch unwirtschaftlich ist im Vergleich mit Verwendung reiner Uranbrandstoffe und direkter Endlagerung.

Allen Anwendungen solcher Trennverfahren gemein ist, dass damit Proliferationsrisiken erhöht werden, da Spaltstoffe von den hochradioaktiven Spaltprodukten, die als Strahlenbarriere gegen direkten Zugriff wirken, abgetrennt werden und dann für den Bau von Kernwaffen verwendet werden könnten. Es gibt Ansätze, das Proliferationsrisiko zu verringern, in dem Plutonium und Uran gemeinsam abgetrennt werden (z.B. durch den COEX-Prozess). Ob damit Proliferationsrisiken vermindert werden könnten, ist allerdings umstritten. Überdies würde eine gemeinsame Abtrennung von Uran und Plutonium die möglichen Optionen und erreichbaren Resultate in einem P&T-Programm massiv beschränken.

Hydrochemische Trennverfahren

Das hydrochemischen PUREX-Trennverfahren (Plutonium-Uranium Recovery by Extraction) ist das einzige Verfahren, das im großindustriellen Maßstab zur Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente seit vielen Jahrzehnten angewandt wird.

Hydrochemische Wiederaufarbeitungsanlagen verursachen bereits im Normalbetrieb hohe Mengen an Sekundärabfällen. Zusätzlich sind die Emissionen von Radionukliden in die Umwelt in der Regel weit höher als die Normalbetriebsemissionen von Kernkraftwerken. Personal und Bevölkerung müssen vor der Strahlenbelastung geschützt werden. Zusätzlich ist das radioaktive Inventar, das im Falle eines Störfalls freigesetzt werden könnte, mindestens vergleichbar mit dem eines Kernkraftwerkes.

Um hydrochemische Verfahren für Transmutationsprogramme nutzen zu können, müssen auch Minore Aktiniden abgetrennt werden. Dies erfordert eine Anpassung des PUREX-Prozesses, die bislang aber nur im Labormaßstab demonstrierbar war. Soll möglichst schnell mit der Implementierung eines P&T-Verfahrens begonnen werden, wäre es vermutlich dennoch zielführender, auf eine Weiterentwicklung hydrochemischer Wiederaufarbeitungsmethoden zu setzen, anstatt auf die Verfügbarkeit anderer, insbesondere pyrochemischer, Trennverfahren zu warten. Der technische Reifegrad hydrochemischer Verfahren ist, betreffend der Abtrennung von Minoren Aktiniden, vergleichbar oder sogar weiter fortgeschritten als derjenige der pyrochemischen Wiederaufarbeitungsmethoden. Diese Einschätzung berücksichtigt allerdings vor allem die chemische Prozessführung und nicht die ingenieurstechnischen Herausforderungen einer großtechnischen Umsetzung.

Der Nachteil hydrochemischer Verfahren ist, dass es wohl auch auf lange Sicht nicht möglich sein wird, die vor der Wiederaufarbeitung nötigen Abklingzeiten für die abgebrannten Brennelemente auf die jeweiligen kürzeren Zeiträume zu reduzieren, die mit pyrochemischen Verfahren vermutlich umsetzbar wären. Der schnellere Einstieg in ein P&T-Programm würde mit einem vermutlich längeren Umsetzungszeitraum erkauft. Dies spielt vor allem dann eine Rolle, wenn das primäre Ziel der Technologieentwicklung tatsächlich die Transmutation von Anteilen vorliegender hochradioaktiver Abfälle und nicht etwa die technologische Unterstützung für eine weitergehende langfristige Kernenergienutzung ist. Die Option einer Behandlung bereits verglasteter Abfälle wird im Zusammenhang mit hydrochemischen Verfahren nicht diskutiert.

Pyrochemische Trennverfahren

Den pyrochemischen Trennverfahren werden im Vergleich zu dem etablierten hydrochemischen Verfahren PUREX und seinen Weiterentwicklungen verschiedene Vorteile zugeschrieben. Hierzu zählen zum Beispiel die hohe chemische und radiologische Stabilität der verwendeten Lösungsmittel, die Möglichkeit hoher Konzentrationen von Spaltmaterialien, die Anwendbarkeit auf viele verschiedene Brennstofftypen und die Vermeidung von flüssigen hochradioaktiven Prozessabfällen. Dem gegenüber zu stellen ist die mangelnde technische Reife der verschiedenen Verfahren, von denen viele schon seit einer Reihe von Jahrzehnten beforscht werden. Verschiedene Formen von pyrochemischen Abtrennverfahren befinden sich derzeit international in der Entwicklung.

Die einzigen beiden Prozesse, die bis jetzt über den Versuchsmaßstab hinaus demonstriert wurden, sind die Elektroraffination in Salzschnmelzen für metallische Brennstoffe (Molten Salt Electrorefining, MSER), sowie die Methode der Elektrolysegewinnung für Oxid-Brennstoffe (Oxide Electrowinning). Beide basieren auf der Umsetzung in Chlorid-haltigen

Medien. Zusätzlich wird noch die Fluoride Volatility Method (FVM) verhältnismäßig stark beforscht.

Pyrochemische Trennverfahren werden noch nicht im größeren Maßstab Umfang eingesetzt. Es ist noch eine Reihe ingenieurtechnischer Fragen, die für einen großtechnischen Einsatz entscheidend sind, zu beantworten. Dazu zählen zum Beispiel der Umgang mit den entstehenden hochradioaktiven Abfällen und die Umsetzung der Fernhandlung aufgrund stark strahlender Materialien.

Wären pyrochemische Trennverfahren so weit entwickelt, dass sie großtechnisch einsetzbar sind, böten sie voraussichtlich den Vorteil, dass deutlich kürzere Abklingzeiten der Brennstoffe nach Entladung aus dem Reaktor und vor der Wiederaufarbeitung notwendig wären, da keine strahlungsempfindlichen Lösungsmittel benötigt würden. In Hinblick auf das Ziel von P&T, eine mehrfache und möglichst schnelle Rezyklierung der Transurane zu ermöglichen, wäre dies von Vorteil. Angesichts der vielen offenen Fragen ist allerdings noch mit mindestens mehreren Jahrzehnten an intensivierten Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zu rechnen, bevor pyrochemische Trennverfahren im industriellen Maßstab eingesetzt werden könnten.

Mitunter wird behauptet, dass bestimmte pyrochemische Verfahren die Möglichkeit der Wiederaufarbeitung auch bereits verglaster hochradioaktiver Abfälle, die aus Wiederaufarbeitungskampagnen der Vergangenheit stammen, bieten würden. Dies wird aber angezweifelt und zumindest international als übermäßig aufwendig und wenig zielführend angesehen.

Brennstoffe und Brennstofffertigung

Auf Basis der erweiterten Wiederaufarbeitung (Partitionierung) stünden die abgetrennten (transuranischen) Materialströme zur Fertigung von Transmutationsbrennstoffen zur Verfügung. Die naheliegendste Möglichkeit ist dabei die Fertigung von Plutonium-Uran-Mischoxid-(MOX)Brennstoffen so wie sie auch gegenwärtig teilweise in Leistungsreaktoren eingesetzt werden – allerdings ggf. in einer leicht veränderten Zusammensetzung und insbesondere unter Einschluss von Minoren Aktiniden. Für die Transmutation Minorer Aktiniden und/oder Plutonium ist allerdings die Verwendung von uranfreien Brennstoffen (Inert Matrix Fuel – IMF) besser geeignet, da in ihnen kein Plutonium (durch Neutroneneinfang in Uran) nacherzeugt wird. Werden Salzschnmelzreaktoren eingesetzt, ist keine spezielle Brennelementfertigung notwendig, da der geeignet zu produzierende Brennstoff während des Reaktorbetriebs in flüssiger Form vorliegt.

Ein generelles Problem bei der Brennstofffertigung in einem Transmutationszyklus ist der deutlich erhöhte Anteil an stark strahlenden und wärmeentwickelnden Nukliden im Brennstoff. Es bedarf Abschirmung und ferngesteuerter Bedienung durch Telemanipulatoren, auch um das Risiko von Strahlenbelastungen für das Personal auf das zulässige Höchstmaß zu beschränken.

Der Einsatz von MOX- oder IMF-Brennstoffen setzt in den meisten Fällen eine Abtrennung von Plutonium (und weiteren transuranischen Elemente mit ebenfalls kleiner kritischer

Masse) aus den abgebrannten Brennelementen voraus. Die Strahlenbarriere, ein essentieller Schutz gegen unautorisierten Zugriff auf das Material, das für Atomwaffen verwendbar wäre, ist damit nicht mehr vorhanden. Der Umgang mit direkt waffentauglichem Spaltmaterial in großen Mengen stellt ein nicht unerhebliches Proliferationsrisiko dar.

MOX-Brennstoffe

Mischoxid Brennstoffe sind Kernbrennstoffe, denen außer Uranoxid (UO_2) auch andere spaltbare Elemente beigemischt werden. Insbesondere wird darunter meist eine Mischung aus Uran- und Plutoniumoxid ($(\text{U,Pu})\text{O}_2$) verstanden. Solche MOX-Brennstoffe werden seit Jahrzehnten international in Leistungsreaktoren eingesetzt. Aus wirtschaftlichen Gründen hat sich ihre Verwendung jedoch nie durchgesetzt. Für die Zukunft wird die Möglichkeit diskutiert, zusätzlich Minore Aktiniden in MOX-Brennelemente einzubringen, die dann in Transmutationsanlagen eingesetzt werden könnten.

Hinsichtlich der Transmutation mit dem Ziel der Abfallbeseitigung ist die Verwendung von MOX-Brennstoffen nicht besonders zielführend. In einem schnellen Neutronenspektrum wird aus dem vorhandenen Uran-238 permanent Plutonium (und weitere Minoren Aktiniden) nachgebrütet. Gleichzeitig ist der Gehalt an Minoren Aktiniden, vor allem aus Reaktorsicherheitsüberlegungen, auf wenige Prozent beschränkt. Gegenwärtig werden u.a. in der EU und Russland Bestrahlungsexperimente zur Qualifizierung von MOX-Brennstoffen mit (leicht) erhöhtem Anteil an Minoren Aktiniden durchgeführt.

Uranfreie Brennstoffe (IMF)

Unter Inert Matrix Fuel (IMF) wird Brennstoff verstanden, bei dem das spaltbare Material in eine Matrix eingebettet wird, die praktisch nicht mit Neutronen wechselwirkt. Durch den Verzicht auf Uran als Matrixmaterial wird insbesondere das Erbrüten von Plutonium aus dem Trägermaterial unterbunden. Daher werden solche Brennstoffe auch als uranfreie Brennstoffe bezeichnet. Ein Einsatz in thermischen, schnellen und beschleunigergetriebenen Reaktoren ist gleichermaßen denkbar.

Uranfreie Brennstoffe könnten eine wesentliche Rolle in P&T-Konzepten zur Reduzierung von Transuranen, die in hochradioaktiven Abfällen vorliegen, spielen. Dies gilt insbesondere für beschleunigergetriebene Systeme. IMF befinden sich seit Jahrzehnten in der Entwicklung. Gleichwohl ist der notwendige Vorlauf in Forschung und Entwicklung für einsatzfähige IMF-Brennstoffe noch immer erheblich. Ein Problem ist u.a. die Wärmeabfuhr aufgrund der deutlich höheren Wärmeabgabe von uranfreien Transmutationsbrennstoffen im Vergleich zu MOX-Brennstoffen. Eine Reihe von Defiziten der technologischen Reife müssten überwunden werden, bevor ein Verfahren zur Herstellung und zum Einsatz dieser Brennstoffe großtechnisch umgesetzt werden könnte.

Es ist noch nicht absehbar, ob und wann uranfreie Brennstoffe mit geeigneten Eigenschaften für P&T-Programme, die erhebliche Herausforderungen für die Technologieentwicklung bedeuten, zur Verfügung stehen könnten. Uranfreie Brennstoffe sind aber eine notwendige Bedingung dafür, dass bei der Transmutation keine zusätzlichen Mengen an Transuranen,

insbesondere Plutonium, produziert und gleichzeitig eine Reduktion der vorliegenden Menge an Minoren Aktiniden erreicht werden könnte.

Transmutationsanlagen

Der entscheidende Schritt der Transmutation ist die Bestrahlung der Transurane in einem schnellen Neutronenspektrum. Der namensgebende Unterschied zwischen schnellen und thermischen Reaktoren ist die Energie (Geschwindigkeit) der freien Neutronen im Reaktorkern. Die heute genutzten Leistungsreaktoren (hauptsächlich Leichtwasserreaktoren) sind fast ausschließlich thermische Reaktoren. Dort geben die Neutronen aus Kernspaltreaktionen einen Großteil ihrer Energie durch Stöße mit einem Moderatorstoff (i.d.R. Wasser) ab, bevor sie weitere Spaltungen auslösen. In einem Schnellen Reaktor sollen die Neutronen möglichst wenig Energie an ihre Umgebung abgeben bevor sie mit Nukliden im Brennstoff wechselwirken. Für die Transmutation ist dieses schnelle Neutronenspektrum von Vorteil, da dann die Wahrscheinlichkeit einer Spaltung der Transurane im Vergleich zu einer Neutronenabsorption, die wiederum zur Bildung von Transuranen führt, im Gegensatz zu einem thermischen Spektrum erhöht ist.

Schnelle, metallgekühlte Reaktoren

Die Idee eines Schnellen Reaktors wurde bereits seit den ersten F&E-Projekten für mögliche Kernenergieprogramme verfolgt und weiterentwickelt. Das Ziel war dabei eine erhöhte Ausbeute der Uranreserven im Vergleich zur Verwendung thermischer Reaktoren. In einem schnellen Neutronenspektrum wird aus Uran-238, das in thermischen Reaktoren nicht spaltfähig ist, besonders effektiv Plutonium (insbesondere Plutonium-239) erzeugt. Nach der Wiederaufarbeitung der abgebrannten Brennstoffe wären diese als Spaltstoff für weitere (thermische) Reaktoren verwendbar. Durch einen entsprechenden Reaktorbetrieb kann in einem schnellen Neutronenspektrum hoch waffenfähiges Plutonium produziert werden.

Bei der Entwicklung von Schnellen Reaktoren, die nicht mehr Wasser als Kühlmittel verwenden können, sondern die Wärme aus dem Reaktorkern zumeist mit flüssigen Metallen abführen, gab es immer wieder erhebliche Rückschläge. Gleichwohl befanden und befinden sich bereits, wenn auch mit recht gemischten Erfahrungen, Schnelle Reaktoren als kleinere Demonstrationsprojekte und als erste Prototypen in Betrieb. Die internationale Zusammenarbeit im Generation IV International Forum (GIF) hat sich seit ihrem Beginn Anfang der 2000er Jahre insbesondere auf die Entwicklung Schneller Reaktoren konzentriert. Der natriumgekühlte Reaktor wird dabei als technisch am weitesten fortgeschritten von den Generation IV Reaktoren angesehen. Allerdings hat die Vergangenheit gezeigt, dass sich Umsetzungspläne zum Bau und Einsatz schneller, natriumgekühlter Reaktoren in der Regel nicht realisieren ließen. So hat beispielsweise auch der in Deutschland geplante Schnelle Brüter in Kalkar nie eine Betriebsgenehmigung erlangt. Auch beim derzeit erfolgreichsten schnellen Reaktor, dem russischen BN-800, vergingen von der Konzeption Mitte der 1980er Jahre auf Basis von Vorgängermodellen bis zur Inbetriebnahme 2014 etwa 30 Jahre. Die langen Zeiträume sind u.a. der Komplexität der Systeme geschuldet. Insbesondere die hohe Strahlungsbelastung für die Strukturmaterialien

in schnellen Neutronenspektren und die Flüssigmetallkühlung sind seit langem als Probleme erkannt und entsprechender Forschungs- und Entwicklungsbedarf definiert.

Für einen hypothetischen Einsatz schneller Reaktoren in Deutschland, der primär auf die Transmutation der im deutschen Abfallinventar vorhandenen Transurane abzielt, müssten Sonderformen Schneller Reaktoren entwickelt werden. Dabei ginge es vor allem darum, den Anteil der Minoren Aktiniden im Brennstoff deutlich zu erhöhen und bestenfalls uranfreie Brennstoffe einzusetzen, um kein neues Plutonium zu erbrüten. Dies würde deutliche Modifikationen an heute diskutierten Reaktordesigns und deren erfolgreiche Demonstration in realisierten Reaktorprojekten erfordern – mit entsprechenden Vorlaufzeiten für Forschung und Entwicklung.

Salzschmelzreaktoren

Ein wesentlicher Unterschied von Salzschmelzreaktoren (MSR – Molten Salt Reactor), die manchmal auch Flüssigsalzreaktoren genannt werden, zu anderen Reaktortypen besteht darin, dass bei ihnen der Brennstoff in der Regel nicht in fester Form vorliegt und als Kühlmittel eine Salzschmelze verwendet wird. Bei fast allen entsprechenden Reaktorkonzepten wird der Brennstoff in diesem Kühlmittel aufgelöst. Dem Salzschmelzreaktor wird aufgrund seines flüssigen Brennstoffes die Eigenschaft zugeschrieben, dass er eine große Bandbreite an Zusätzen und Brennstoffvariationen ermöglicht, ohne dass hierfür jeweils neue Brennstoffe entwickelt und gefertigt werden müssten. Damit sollten sie (zumindest theoretisch) auch gut für die Transmutation von Minoren Aktiniden oder von Transuranen (Plutonium und Minore Aktiniden) einsetzbar sein. Dennoch müsste der sichere Betrieb für die jeweilige Brennstoffzusammensetzung jeweils gesondert nachgewiesen werden können. Die potentiellen Vorteile eines MSR liegen in der angeschlossenen Wiederaufarbeitungseinheit (auch pyrochemische Prozesseinheit PPU genannt). In dieser sollen kontinuierlich Spaltprodukte abgetrennt und ggf. neues Spaltmaterial zugefügt werden. Der Einsatz von Salzschmelzreaktoren ist somit nur bei der Verfügbarkeit von pyrochemischen Trennverfahren möglich.

Es gibt kaum Erfahrungen mit dem Einsatz von Salzschmelzreaktoren, und, trotz bereits seit Jahrzehnten andauernder F&E-Arbeit, noch viele ungelöste technische Probleme (z.B. betreffend der Eigenschaften der Salzschmelze, Wechselwirkung mit dem Strukturmaterial, Korrosionsproblematik). Auch müssen adäquate Sicherheitsbarrieren erst noch definiert werden. Parallel zur technischen Entwicklung müsste ein Genehmigungs- und Regulierungsverfahren entwickelt werden, das sowohl den bereits bekannten Gefahren kerntechnischer Anlagen als auch der Neuartigkeit des Reaktorkonzepts Rechnung trägt. Ebenso müsste die Möglichkeit einer proliferationsresistenten Auslegung durchdacht und IAEO-Safeguards entwickelt werden.

Beschleunigergetriebene Systeme

Beschleunigergetriebene Systeme (Accelerator-driven Systems – ADS) sind spezielle Schnelle Reaktoren, bei denen der eigentliche Reaktorkern unterkritisch ausgelegt ist. In diesem kann somit keine Kettenreaktion aufrechterhalten werden – außer es werden zusätzlich Neutronen zugeführt. Dies geschieht üblicherweise über eine

Spallationsneutronenquelle, die im Inneren des Reaktorkerns positioniert wird. Der Einsatz der Spallationsquelle beruht darauf, dass hochenergetische Teilchen, die von einem Teilchenbeschleuniger außerhalb des Reaktors erzeugt werden, auf ein Target geschossen werden, das aus Schwermetall besteht und sich im Reaktorkern befindet. Aus diesem Target werden große Mengen an Neutronen freigesetzt, deren Anzahl im unterkritischen Reaktorkern vervielfacht wird. Der große Vorteil beschleunigergetriebener Reaktoren für P&T-Anwendungen wäre ihre erhöhte Flexibilität in Bezug auf die verwendete Brennstoffzusammensetzung, da bestimmte Sicherheitslimitierung wie sie aus dem Betrieb kritischer Reaktoren bekannt sind nicht in vergleichbarer Form zutreffen.

Beschleunigergetriebene Systeme sind komplexer als „normale“, bereits eingesetzte Reaktoren. In derzeitig überlegten Einsatzszenarios werden sie vor allem für die Transmutation Minorer Aktiniden und nicht primär zur Stromerzeugung angedacht. Allerdings handelt es sich in der Regel um sogenannte zweisträngige („Double Strata“) Konzepte, in denen parallel in anderen Reaktoren Uran und Plutonium zur Energieerzeugung eingesetzt werden sollen.

Bis jetzt ist kein beschleunigergetriebenes System in Betrieb genommen worden. Zusätzlich ist in fast allen Bereichen noch signifikante Forschungs- und Entwicklungsarbeit zu leisten. Kostenschätzungen und Zukunftsaussichten sind dementsprechend mit großen Unsicherheiten behaftet. Beschleunigergetriebene Systeme sind aber das bevorzugte Konzept für eine Transmutationsanlage innerhalb europäischer F&E-Programme, die auf P&T abzielen. Der im belgischen Mol geplante Demonstrationsreaktor MYRRHA soll, nach vielen Verzögerungen, laut dem jetzigen Planungsstand Mitte der 2030er Jahre in Betrieb gehen. Dort sollen dann auch Bestrahlungsexperimente für die Entwicklung eines Brennstoffes für eine European Facility for Industrial Transmutation (EFIT) durchgeführt werden.

Ein beschleunigergetriebenes System wäre im Wesentlichen auf die Transmutation Minorer Aktiniden ausgelegt. Sein Einsatz setzt aber zusätzlich voraus, dass entsprechende Abtrennverfahren und Brennstoffe zu Verfügung stehen. Beides ist derzeit nicht im großtechnischen Maßstab der Fall. Aus deutscher Perspektive würde der Einsatz von ADS nur unter der Verwendung von uranfreien Brennstoffen Sinn machen, um in einem hochspezialisierten und teuren System zur Transmutation nicht zusätzlich Plutonium zu erbrüten. Proliferationsrisiken von ADS-Systemen sind grundsätzlich ähnlich einzuschätzen wie bei Schnellen Reaktoren. Hinzu tritt eine entsprechende Analysenotwendigkeit für die Beschleuniger- und mögliche Targeteinheiten, für die es bislang keine angemessenen IAEO-Safeguards gibt.

Hypothetische P&T-Szenarien für hochradioaktive Abfälle in Deutschland

Die zur Verfügung stehenden Einzeltechnologien im Bereich der Partitionierung und Transmutation (P&T) lassen sich, wenn auch nicht beliebig, zu einer Vielzahl von möglichen P&T-Gesamtsystemen zur Behandlung hochradioaktiver nuklearer Abfälle kombinieren. Weltweit sind verschiedenste solcher Gesamtsysteme in Erforschung, jedoch ist heute noch

keine insgesamt schlüssige und in allen Details nachvollziehbare Umsetzungsstrategie erkennbar, die ohne weiteres auf die deutsche Ausgangssituation übertragbar wäre.

Um dennoch eine Bandbreite an technologischen Möglichkeiten, die an die deutsche Situation angepasst sind, abdecken zu können, und um eine Abschätzung zu ermöglichen, mit welchen Risiken ein hypothetischer Betrieb entsprechender Anlagen verbunden und mit welchen möglichen Auswirkungen auf die nukleare Entsorgung zu rechnen wäre, wurden drei hypothetische P&T-Szenarien untersucht. Darin wurden drei verschiedene Transmutationsanlagen betrachtet: ein auf eine hohe Transmutationsrate ausgelegter Schneller Reaktor (im Szenario „SR“), ein beschleunigergetriebener, unterkritischer Reaktor (im Szenario „ADS“) und ein Salzschnmelzereaktor (im Szenario „MSR“). Der kritische Schnelle Reaktor wird mit einer speziellen Variante von MOX-Brennstoff betrieben. Im beschleuniger-getriebenen Reaktor (ADS) werden uranfreie Brennstoffe (IMF) eingesetzt, um ein Nachbrüten von Plutonium zu verhindern. Auch der Salzschnmelzereaktor verwendet einen uranfreien Brennstoff. Im Szenario „SR“ wurde hydrochemische Wiederaufarbeitung angenommen, während in den beiden anderen Szenarien („ADS“ und „MSR“) von pyrochemischer Wiederaufarbeitung ausgegangen wurde. Mit einer langen Vorlaufdauer für Forschung und Entwicklung bis zu einem möglichen Start eines P&T-Programms wäre bei allen drei Szenarien zu rechnen.

Eine grundlegende Schwierigkeit bei der Modellierung eines Szenarios, in dem Transurane mehrfach rezykliert werden, besteht darin, dass sich die Nuklidzusammensetzung in den Brennstoffen infolge des Reaktoreinsatzes verändert. Sehr aufwändige Simulationsrechnungen wären notwendig, um detaillierte Aussagen über die Veränderungen in der Elementzusammensetzung und der Isotopenzusammensetzungen der Transurane machen zu können. Nur mit diesem Wissen könnte man beurteilen, in wie weit sich die gewählten Reaktorkonzepte mit der sich ändernden Brennstoffzusammensetzung (sicher) betrieben werden könnten. Als ersten Schritt, um die real ablaufenden Veränderungen in den Nuklidzusammensetzungen der Brennstoffe besser abbilden zu können, wird bei den hier vorgestellten Szenariorechnungen vorausgesetzt, dass der Anteil der einzelnen Elemente (Plutonium, Americium, Curium, Neptunium) im Transurangemisch über den Verlauf des jeweiligen Szenarios in etwa gleichbleiben sollte. Dass sich die Isotopenzusammensetzung der Elemente ändert, wird dabei allerdings vernachlässigt.

Für einen vergleichenden Überblick über Ergebnisse der drei hypothetischen P&T-Szenarien wird auf Tabelle 22 im Kapitel 4.5 verwiesen.

Szenario „SR“ unter Verwendung eines Schnellen Reaktors

In diesem Szenario soll die Transmutation in Schnellen Reaktoren durchgeführt werden. Dabei wird MOX-Brennstoff, dem kleinere Prozentsätze an Minoren Aktiniden zugesetzt sind, in Kombination mit hydrochemischen Abtrennverfahren eingesetzt. Die verwendeten Technologien für die drei Verfahrensebenen sind vergleichsweise weit entwickelt. Es befinden sich einige wenige Schnelle Reaktoren zumindest außerhalb Europas in Betrieb, auch wenn nicht absehbar ist, ob das französische schnelle natriumgekühlte ASTRID-Konzept, das man bei Gelingen als ein realistisches Referenzsystem für einen Einsatz in

Deutschland ansehen könnte, überhaupt noch realisiert wird. Die hydrochemische Wiederaufarbeitung ist zumindest für die Uran- und Plutoniumabtrennung der Standard. MOX-Brennstoffe werden im industriellen Maßstab gefertigt und eingesetzt.

Es ist nicht absehbar, ob alle Hindernisse bei der Weiterentwicklung von MOX-Brennstoffen, die erhöhte Anteile an Minoren Aktiniden enthalten können müssten, bei ihrer Wiederaufarbeitung, in entsprechenden Brennelementfertigungsstätten und den Reaktoren noch in überschaubaren Zeiträumen und entsprechendem Aufwand überwunden werden können. Es wird dennoch davon ausgegangen, dass dieses Szenario vom technischen Standpunkt her am ehesten umsetzbar wäre und der notwendige Zeitraum für Entwicklung und bis zur Realisierung kürzer wäre als bei anderen Szenarien.

Unter den Randbedingungen des Szenarios würden insgesamt 23 Reaktoren über einen Zeitraum von etwa 300 Jahren betrieben werden müssen, um die Möglichkeiten für eine Reduktion von Transuranen auszuschöpfen. Der Plutoniumbestand würde sich von knapp 130 Tonnen auf etwa 17 Tonnen reduzieren. Der Americiumbestand würde sich in etwa halbieren, während sich der Neptuniumbestand kaum verändert würde. Curium würde nachproduziert und relativ rasch weitestgehend zu Plutonium zerfallen. Die endzulagernde Menge von drei betrachteten langlebigen Spaltprodukten (Technecium-99, Iod-129, Cäsium-135), die als Leit isotope für die Bewertung der Langzeitsicherheit von Endlagern dienen, würde sich deutlich (zwischen 48% und 71%) erhöhen. Zusätzlich würden signifikante Mengen an schwach- und mittelaktiven Abfällen in einer Größenordnung von 300.000 m³ durch Wiederaufarbeitung und Rückbau der Anlagen zusätzlich generiert.

Szenario „ADS“ unter Verwendung eines beschleunigergetriebenen Systems

Im Szenario ADS wird für die Transmutationsanlage von einem beschleunigergetriebenen System (ADS) ausgegangen. Diese Anlagen sollen aufgrund ihres unterkritischen Kerns gut für die Transmutation geeignet sein, da der Anteil an Transuranen nicht so stark beschränkt ist wie in einem kritischen Reaktor. Um das Nachproduzieren von Plutonium im Brennstoff zu vermeiden, werden hier uranfreie Brennstoffe verwendet. Die Wiederaufarbeitung dieser Brennstoffe ist mit hydrochemischen Abtrennverfahren vermutlich nicht oder nach nur sehr langen Abklingzeiten möglich. Deswegen wird die Verwendung eines pyrochemischen Abtrennverfahrens angenommen, das auch mit hochradioaktiven Stoffen umgehen können soll. Es soll ein möglichst hoher Anteil aller Transurane, nicht nur der Minoren Aktiniden, transmutiert werden.

Aufgrund der Beschränkungen in der Brennstoffzusammensetzung können insgesamt nur zwei ADS über eine Laufzeit von je 40 Jahren betrieben werden. Ein Parallelbetrieb mehrerer ADS ist unter den gewählten Randbedingungen nicht möglich. Dementsprechend niedrig fällt auch die mögliche Reduktion des Transuraninventars aus: Während sich der Plutonium- und der Neptuniumbestand fast nicht ändern, wird der Americiumbestand auf knapp ein Drittel des Ursprungswertes (von 14,3 Tonnen auf 4,7 Tonnen) reduziert. Curium wird neu gebildet und zerfällt relativ rasch zu Plutonium. Zusätzlich fallen Sekundärabfälle durch die Wiederaufarbeitung in Höhe von etwa 25.000 m³ an niedrig- und

mittelradioaktiven und etwa 7.400 m³ an hochradioaktiven Abfällen an. Außerdem müsste das Restinventar an abgetrennt vorliegenden Transuranen endgelagert werden. Besonders problematisch wären die nach Durchführung des P&T-Programms weiterhin abgetrennt vorliegenden etwa 60 Tonnen unbestrahlten Plutoniums. Die in der Simulation betrachteten Mengen an langlebigen Spaltprodukten, die bereits vorliegen, würden nur um wenige Prozent im Vergleich zum Ausgangsinventar zunehmen. Das liegt daran, dass insgesamt nur geringe Mengen an Transuranen in den Reaktoren gespalten werden können.

Zusätzliche schwach- und mittelradioaktive Abfälle aus dem Betrieb, der Stilllegung und dem Rückbau der Anlagen können aufgrund fehlender belastbarer Daten über neuartige Anlagen, für die naturgemäß keine Erfahrungswerte vorliegen, nur schwer geschätzt werden. Es würden jedoch mindestens schwach- und mittelradioaktive Abfälle in Höhe von 55.000 m³ anfallen. Jedenfalls zu entsorgen wären die 9.500 Tonnen Uran, die aus den bereits vorliegenden abgebrannten Brennstoffen abgetrennt würden und bei der angenommenen Verwendung uranfreier Brennstoffe nicht genutzt werden können.

Szenario „MSR“ unter Verwendung eines Salzschnmelzereaktors

Im Rahmen des Szenarios MSR soll mit Hilfe von Salzschnmelzereaktoren ein möglichst hoher Anteil von Transuranen verbrannt werden. Die Mehrheit der bekannten MSR-Konzepte ist allerdings auf eine langfristige Nutzung der Kernenergie ausgelegt. Da in Deutschland dies nicht das Ziel der Transmutationsstrategie sein kann, wurde eine Reaktorvariante gewählt, in der die Brennstoff-Salzschnmelze kein Uran enthält, damit kein Plutonium nachproduziert wird. Pyrochemische Wiederaufarbeitung am Standort wird zwingend als einzige mögliche Trennoption vorausgesetzt.

Ausgehend vom verfügbaren Inventar an Transuranen, ergibt sich aus dem Modell die Möglichkeit drei Salzschnmelzereaktoren des ausgewählten Designs parallel für jeweils 50 Jahre zu betreiben. In diesem Zeitraum würde die Plutoniummenge zu etwa Zweidritteln auf ungefähr 42 Tonnen, Americium um 10 % und Neptunium um 91 % reduziert. Curium würde wie auch in den anderen beiden Szenarien nachproduziert, um relativ rasch weitestgehend zu Plutonium zu zerfallen. Durch die pyrochemische Wiederaufarbeitung kommt es, wie auch im Szenario ADS, zu über 7000 m³ an hochradioaktiven Abfällen. Die endzulagernde Menge von drei betrachteten langlebigen Spaltprodukten (Technecium-99, Iod-129, Cäsium-135), die als Leitisotope für die Bewertung der Langzeitsicherheit von Endlagern dienen, würde sich deutlich (zwischen 23% und 76%) erhöhen.

Durch die Wiederaufarbeitung fallen Sekundärabfälle in Höhe von etwa 23.000 m³ an niedrig- und mittelradioaktiven und etwa 7.350 m³ an hochradioaktiven Abfällen an. Aufgrund fehlender Erfahrungswerte kann nicht abgeschätzt werden, welche weiteren Abfälle aus Brennstofffertigung, Reaktorbetrieb und Anlagenrückbau anfallen würden. Jedenfalls zu entsorgen wären 9.500 Tonnen Uran, die aus den bereits vorliegenden abgebrannten Brennstoffen abgetrennt würden.

Schlussfolgerungen

Auf Basis der Untersuchungen in diesem Gutachten und der modellierten hypothetischen P&T-Szenarien für die Behandlung hochradioaktiver Abfälle in Deutschland können, unter Beachtung der Limitierungen durch die Modellannahmen, die im Kapitel 5 ausführlicher beschrieben sind, folgende Kernaussagen abgeleitet werden:

- **Nach dem gegenwärtigen Stand von Wissenschaft und Technik erscheinen P&T-Programme nur für die Behandlung abgebrannter Brennstäbe aus Leistungsreaktoren, aber nicht für bereits verglaste Abfälle praktikabel.** Etwa 40% der in Deutschland angefallenen abgebrannten Brennstäbe wurden bereits wiederaufgearbeitet. Die dabei angefallenen Reststoffe (Spaltprodukte und Transurane) befinden sich in den verglasten Abfallgebinden. Sie wären für P&T nicht zugänglich und müssten direkt endgelagert werden müssen.
- **Ein P&T-Konzept verlangt nach einer Vielzahl von kerntechnischen Anlagen und ihrem langfristigen Betrieb.** Der Wiedereinstieg in ein großskaliges kerntechnisches Programm wäre nötig. Dies würde dem Ausstieg aus der Kernenergienutzung entgegenstehen. Es erscheint fraglich, ob der gesellschaftliche Konsens hierzu hergestellt und insbesondere über die gesamte langfristige Dauer des Programms gehalten werden könnte. Die langen Umsetzungszeiträume widersprechen einer möglichst zügigen und sicheren Realisierung, Einlagerung und Schließung eines Endlagers für hochradioaktive Abfälle.
- **Die für P&T notwendigen kerntechnischen Anlagen stehen im großtechnischen Maßstab nicht zur Verfügung.** Selbst in dem vermutlich am schnellsten realisierbaren Szenario, basierend auf Schnellen Reaktoren, MOX-Brennstoffen und hydrochemischer Wiederaufarbeitung, wäre noch mit einem erheblichen Forschungs- und Entwicklungsaufwand zu rechnen. Nur sehr bedingt könnte dabei auf bisherige Betriebserfahrungen in anderen Ländern zurückgegriffen werden, da spezifische Anforderungen für P&T noch erfüllt werden müssten.
- **Viele Jahrzehnte an Forschungs- und Entwicklungsarbeit wären vor der Realisierung eines P&T-Programms notwendig.** Für die Qualifizierung von Transmutationsbrennstoffen, großtechnisch durchführbaren pyrochemischen Trennverfahren und dem industriellen Einsatz von beschleunigergetriebenen Systemen oder Salzschnmelzereaktoren gilt dies in besonderem Maße.
- **Es ist noch offen, ob der erforderliche technische Entwicklungsstand für eine großtechnische Umsetzung eines P&T-Programms erreicht werden kann.** Die notwendigen Entwicklungszeiträume sind selbst mit massiven Unsicherheiten belastet und die Entwicklungsrisiken erheblich.
- **Die Durchführung eines P&T-Programms in Deutschland würde mindestens den Einlagerzeitraum in ein Endlager für hochradioaktive Abfälle erheblich in die Zukunft verschieben.** Der Beginn der Einlagerung in das Endlager für

hochradioaktive Abfälle ist gegenwärtig für das Jahr 2050 geplant und soll mehrere Jahrzehnte dauern. Allein die Vorlaufzeit für die notwendigen Forschungs- und Entwicklungsaufgaben für die Realisierung eines P&T-Programms würde mehrere Jahrzehnte in Anspruch nehmen. Hinzu käme der Zeitbedarf für Genehmigungsverfahren und den Anlagenbau. Der Start eines P&T-Programms würde daher überhaupt erst nach Beginn der geplanten Einlagerung in ein deutsches Endlager erfolgen können. Unabhängig vom gewählten Szenario (die berechneten Umsetzungszeiträume liegen im Bereich von 55 bis 300 Jahre) würden hochradioaktive Abfälle, die aus P&T-Programmen entstanden sind und in das Endlager verbracht werden müssten, noch deutlich nach Ende des geplanten Einlagerungszeitraums anfallen. Bei P&T-Programmen, die einen sehr hohen Forschungs- und Entwicklungsbedarf voraussetzen, ist sogar nicht auszuschließen, dass die großtechnische Umsetzung überhaupt erst nach Ende des geplanten Einlagerungszeitraums beginnen könnte.

- **Die Menge an schwach- und mittelaktiven Sekundärabfällen würde sich infolge eines P&T-Programms erheblich vergrößern.** Durch den Betrieb, die Stilllegung und den Rückbau der kerntechnischen Anlagen (Reaktoren, Wiederaufarbeitungsanlagen, ggf. Brennelementefabriken) entstehen signifikante Mengen vor allem an schwach- und mittelradioaktiven Sekundärabfällen. Diese können durchaus in der gleichen Größenordnung wie die für das Endlager Schacht Konrad vorgesehenen Mengen zur Einlagerung (303.000 m³) liegen. Absehbar ist dies bereits für P&T-Programme unter der Verwendung von Schnellen Reaktoren. Das Endlager Schacht Konrad ist für diese zusätzlichen Abfälle nicht ausgelegt und genehmigt. Entweder müsste das Endlager für hochradioaktive Abfälle entsprechend vergrößert oder ein weiterer Standort für schwach- und mittelaktive Abfälle gefunden werden.
- **Es würde in jedem Fall ein Endlager für hochradioaktive Abfälle gebraucht.** In jedem betrachteten P&T-Szenario bleiben signifikante Mengen an hochradioaktiven Abfällen zurück. Das Inventar der Transurane wird im besten Fall bei einer Szenariodauer von 300 Jahren von etwa 150 Tonnen auf etwa 30 Tonnen reduziert. Die beiden anderen Szenarien mit Laufzeiten von 88 bzw. 55 Jahren liefern eine Reduktionsmöglichkeit auf etwa 140 bzw. 55 Tonnen. Es würden somit größere Mengen an langlebigen Radionukliden weiterhin vorliegen. Daher müsste auch im Falle der Durchführung eines P&T-Programms ein Endlager für hochradioaktive Abfälle gefunden, gebaut und betrieben werden. Überdies wären die hochradioaktiven Abfälle aus der Wiederaufarbeitung der Vergangenheit in ein Endlager zu verbringen.
- **Die Gesamtmenge an langlebigen Spaltprodukten, die sicher endgelagert werden muss, würde durch die Durchführung eines P&T-Programms ansteigen.** Durch die in einem P&T-Programm immer stattfindende Kernspaltung

der Transurane werden Spaltprodukte, insbesondere auch langlebige Spaltprodukte, zusätzlich zu jetzt bereits vorliegenden Mengen generiert. Für einige langlebige Spaltprodukte, die Leitisotope für die Analyse der Langzeitsicherheit eines Endlagers sind (Technecium-99, Jod-129 und Cäsium-135), zeigt sich in den hypothetischen Szenarien dementsprechend ein Anstieg der endzulagernden Mengen. Je nach Szenario kann der Anstieg dieser Mengen massiv ausfallen. Dies gilt insbesondere, je besser die Spaltung der Transurane möglich wird und sich ihre Bestände entsprechend stärker reduzieren. Die zusätzlich zu entsorgende Tonnage an diesen drei Spaltprodukten kann im Szenario „SR“, in dem am meisten Transurane gespalten werden, von etwa 17 Tonnen bis auf knapp 27 Tonnen anwachsen. Die zusätzliche Generierung von Cäsium-135 ist in allen betrachteten Szenarien besonders auffällig. Der Effekt auf die Herausforderungen durch die Endlagerung in Deutschland wäre negativ.

- **Sicherheitsrisiken durch den langfristigen Betrieb von kerntechnischen Anlagen in einem P&T-Programm müssten in Kauf genommen werden.**

Für ein P&T-Programm würden verschieden- und neuartige Anlagen mit einem hohen Inventar an Transuranen an einer Reihe von Standorten benötigt. Daraus folgende Risiken sind auf dem heutigen Stand nicht eindeutig abschätzbar. Sie müssten aber vor einem potenziellen Einsatz der Technologien nachvollziehbar spezifiziert werden können.

Es ist noch nicht geklärt, welche überzeugenden Vorkehrungen für den Ausschluss von Freisetzungsrissen von Radionukliden getroffen werden müssten. Dementsprechend sind die Erfolgsaussichten solcher notwendigen technologischen Entwicklungsschritte heute schwer einschätzbar. Die Herausforderungen übersteigen diejenigen, die aus dem deutschen Kernenergieprogramm der Vergangenheit bekannt sind. Vor allem durch die vielfache Rezyklierung und die damit einhergehende Veränderung der Brennstoffzusammensetzung ist nicht ohne weitere Untersuchungen klar, ob die verwendeten Brennstoffe und Reaktordesigns langfristig sicher – über die Gesamtzeit der jeweiligen Szenarien – betrieben werden könnten.

- **Es entstünden Proliferationsrisiken durch den langfristigen Betrieb von kerntechnischen Anlagen in einem P&T-Programm.** Praktisch das gesamte Plutonium von etwa 129 Tonnen, das in abgebrannten Brennstoffen vorliegt, müsste zu Beginn jedes der drei betrachteten Szenarien abgetrennt werden und läge dann separiert vor. Über längere Zeiträume würde dieses abgetrennte Plutonium an verschiedenen Anlagenstandorten vorliegen und es würde damit in vielfältiger Weise in den verschiedenen Anlagen hantiert werden. So bestünde langfristig ein direkter Zugriff auf waffengrädige nukleare Materialien.

Auch nach Ende der jeweiligen P&T-Programme würden je nach Szenario unterschiedliche Mengen an Plutonium in abgetrennter (und unbestrahlter) Form

verbleiben: etwa eine halbe Tonne beim Szenario „SR“ etwa 60 Tonnen mit dem ursprünglichen Isotopenvektor von proliferationsrelevantem sogenanntem Reaktorplutonium beim Szenario „ADS“ und etwa 30 Tonnen gleicher Zusammensetzung beim Szenario „MSR“. Wie mit den davon dauerhaft ausgehenden Proliferationsrisiken umgegangen werden könnte, ist unklar. Die während der Szenarien elementweise abgetrennten und gelagerten Minore Aktiniden könnten ebenfalls Proliferationsrelevanz haben.

Für alle Szenarien müssten proliferationsensitive Technologien (z.B. Anlagen für die erweiterte Wiederaufarbeitung) entwickelt und schließlich betrieben werden. Es ist nicht absehbar, dass diese proliferationsresistent ausgelegt werden könnten. IAEO-Safeguards für neuartige Anlagentypen wie Spallationsneutronenquellen, beschleunigergetriebene Reaktoren, Salzschnmelzreaktoren, sowie pyrochemische Wiederaufarbeitungsanlagen müssten erst noch entwickelt werden.

- **Die Genehmigungsfähigkeit der Anlagen in Deutschland ist derzeit nicht gegeben bzw. längerfristig unklar.** Partitionierungs- und Transmutationsverfahren können mit den bisher in Deutschland betriebenen kerntechnischen Anlagen nicht umgesetzt werden. Der gegenwärtige Entwicklungsstand reicht nicht aus, um benötigte neuartige Anlagen für in Deutschland genehmigungsfähig halten zu können. Es existieren keine prinzipiell als genehmigungsfähig geltende Prototypen. Ob die über Jahrzehnte erforderliche Forschung und Entwicklung schließlich die erhoffte Genehmigungsfähigkeit erreichen könnte, ist ungewiss. Um überhaupt entsprechende Versuchsanlagen in Deutschland genehmigungsfähig zu machen, wären erhebliche Änderungen auf der gesetzgeberisch-regulatorischen Ebene notwendig. Es müsste insbesondere auch ein neues kerntechnisches Regelwerk erarbeitet werden.
- **Zentrale Ziele der deutschen Gesetzgebung würden mit einem in Deutschland durchgeführten P&T-Programms nicht befördert.** Das Standortauswahlgesetz (2017) zielt auf die „bestmögliche Sicherheit für den dauerhaften Schutz von Mensch und Umwelt vor Wirkung ionisierender Strahlung“ und die „Vermeidung von unzumutbaren Lasten und Verpflichtungen für zukünftige Generationen“. Nach dem jetzigen Kenntnisstand und auf Basis der Ergebnisse der hypothetischen P&T-Einsatzszenarien dieses Gutachtens ist nicht absehbar, dass ein in Deutschland durchgeführtes P&T-Programm diese Zielsetzungen substanziell und in wissenschaftlich nachvollziehbarer Weise befördern könnte. Gegenläufige Effekte sind weit eher zu erwarten.

Mögliche Vorteile sind nach heutigem Kenntnisstand nicht ausgeschlossen, stehen allerdings zahlreichen Nachteilen und Risiken gegenüber. So ist zu erwarten, dass zusätzliche Risiken während der Umsetzung sowie zusätzlich anfallende Sekundärabfälle und langlebige Spaltprodukte mögliche Vorteile im Endlager durch Reduktion von Mengen an Transuranen übersteigen. Die Durchführung eines P&T-

Programms in Deutschland würde eine erhebliche Verschiebung von Lasten zu Ungunsten zukünftiger Generationen darstellen.

Die Entsorgung hochradioaktiver Abfälle aus der Kernenergienutzung in Deutschland ist eine Aufgabe, die noch viele Jahrzehnte andauern wird. Aus den Erkenntnissen des Gutachtens kann abgeleitet werden, dass eine Konzentration auf die Suche nach einem geeigneten, gesellschaftlich breit akzeptierten Standort für ein Endlager, seinen Ausbau und baldigen Betrieb sowie seine Verschließung zu empfehlen wäre.

Executive Summary

The handling of already existing and still further accumulating high-level (and further low- and intermediate-level) radioactive waste from the use of nuclear energy is a nationally as well as internationally discussed and challenging topic. Worldwide, uranium fuel has mainly been used in light water reactors. Spent fuel contains uranium, transuranics (plutonium and so-called minor actinides) and both stable and radioactive fission products with short, medium or (very) long half-lives. These materials pose a high and long-term radiological risk. Safe shielding of radioactive waste - and especially of highly radioactive waste - is therefore mandatory after removal of the fuel from the reactors, during interim storage and during final disposal that will eventually take place. For the last step, most countries in which nuclear energy programs are or were operated want to go the way of final disposal in deep geological layers. Germany, too, has opted for this way of securing highly radioactive waste from the nuclear energy program that is now coming to an end.

In addition to the possibility of direct deep geological disposal, the question arises again and again whether a nuclear technology approach of a preceding waste treatment would not also be an option. One such approach is partitioning and transmutation (P&T). Proponents of this approach promise that P&T could significantly reduce the requirements for and the risks posed by a repository, which would still be necessary. Such technological promises must be verifiable at an early stage and in a way that is publicly comprehensible.

Partitioning is the separation of radioactive waste into different waste streams. This extended reprocessing goes beyond the reprocessing already practiced in some countries, since in most P&T concepts additional material streams, such as the minor actinides, would have to be extracted and, at the same time, high efficiencies in separation would be necessary. Minor actinides are radiologically particularly problematic transuranics that are produced in smaller quantities than plutonium in the spent fuel during reactor operation. These are, in particular, neptunium, americium and curium.

Transmutation involves the conversion of radionuclides into other nuclides through nuclear physical transformations, particularly nuclear fission. P&T envisions that the resulting nuclides would either be usable (e.g., continue to be used as nuclear fuel) or at least have lower safe disposal requirements than the parent nuclides. This could be achieved, at least theoretically, by converting the source nuclides into nuclides with lower half-lives, lower radiotoxicity, or even stable nuclides.

This report was commissioned by the Federal Office for the Safety of Nuclear Waste Management (BASE) in late summer 2020. It provides an overview of the various P&T process technologies and concepts under discussion and the status of international research and development in this regard. The technological maturity of the technologies required for P&T is assessed. Questions regarding the basic feasibility of P&T are answered. The risks associated with the hypothetical operation of such facilities and the possible effects on nuclear waste disposal are examined. Development timeframes, historical experience, safety requirements, proliferation risks, time, and cost factors are also addressed. The development

of hypothetical P&T scenarios will help to assess the impact on radioactive waste present in Germany, necessary facilities, and operating periods until decommissioning.

In general, partitioning and transmutation processes could not be implemented with the nuclear facilities operated in Germany to date. However, the nuclear facilities required for P&T are also not available internationally on an industrial scale. It is therefore not a question of technologies that are already operational today. Hence, many more decades of research and development work would be required before a P&T program could be realized. The implementation of a P&T program would require the operation of a large number of different and novel nuclear facilities in Germany. Risks, possibly including novel risks, from the long-term use of these technologies would need to be considered at an early stage, and questions about their social acceptability would need to be addressed.

Initial situation: Radioactive waste from the use of nuclear energy in Germany

According to current estimates, it is assumed that of the total 16,786 metric tons of heavy metal that will have accumulated as spent nuclear fuel during the operating period of the power reactors up to 2022, about 60%, corresponding to 10,113 metric tons of heavy metal, will still have to be conditioned and disposed of. This inventory is to be classified as high-level radioactive and heat-generating waste and corresponds to a volume of about 20,000 m³. About 40% of the spent fuel rods have been reprocessed. The remnants from the reprocessing already carried out are already vitrified and conditioned, but also belong to the highly radioactive waste. Spent fuel from other reactors (especially research reactors) is not considered further in this report because of its diversity and comparatively small contribution to the total.

After decommissioning and dismantling of all plants of the nuclear energy program in Germany, it is assumed that ultimately about 300,000 m³ of low-level heat-generating waste - dominated by the waste from the German nuclear energy program - will have to be disposed of in Germany. This corresponds to the waste package volume for which the Schacht Konrad repository for low- and intermediate-level radioactive waste, which is currently being prepared, is licensed. Further volumes of radioactive waste are generated by the retrieval of waste from the Asse II mine (estimated at 175,000-220,000 m³) and by the residues from uranium enrichment operated in Germany (up to 100,000 m³). Transmutation of low-heat waste is not pursued further in the report, as this is not an objective of common P&T processes.

The approximately 10,000 tons of spent fuel that will be available in 2022 will contain about 129 tons of plutonium, about 21 tons of minor actinides (in particular, about 6 tons of neptunium, just under 15 tons of americium, and slightly less than 1 ton of curium), and about 25-30 tons of particularly long-lived fission products, including about 17 tons of the three isotopes technetium-99, iodine-129, and cesium-135, and about 400 tons of other fission products. For a P&T program, inventories of the transuranics (plutonium and minor actinides) and the long-lived fission products would be of particular interest and, at least theoretically, could be processed in a target-oriented manner in transmutation facilities. For this purpose, however, the spent fuel would first have to be reprocessed in such a way that

precisely these radionuclides would be separated. Whereas in the 1990s research was still being conducted on the transmutation of some long-lived fission products, today's P&T considerations are almost exclusively focused on transuranics.

For the implementation of a P&T concept, in addition to the reprocessing of spent fuel rods, two further process steps are usually essential: the fabrication of fuel assemblies suitable for transmutation of transuranics and their subsequent irradiation in (special) fitting reactors.

Processes for P&T

In developing process technologies for P&T involving the handling of (highly) radioactive materials and nuclear fissile materials, additional challenges must be overcome to ensure safe handling and operation compared to other industries. These include criticality and reactivity control, heat removal, radiation protection, dealing with the damaging effects of radiation on materials, and analyzing and reducing potential proliferation risks.

The report discusses the importance and applicability of some evaluation criteria related to the handling of radioactive materials, including normal operating emissions, dose rates, radiotoxicity index, radiation protection, heat generation, and required repository volumes. Furthermore, licensing legal frameworks, requirements for safety analyses, and proliferation risks are discussed with respect to P&T processes.

The main processes that could play a role for P&T according to the current status are pyrochemical and hydrochemical separation processes for partitioning, fabrication of special transuranic fuels based on mixed oxide (MOX) or inert matrix fuel types, and for transmutation either a critical fast reactor, a subcritical (accelerator-driven) reactor, or a molten salt reactor. In the latter, fuel fabrication is omitted, since the fuel would be in liquid form in unit with the coolant. The various processes cannot be combined at will.

These processes are being investigated primarily with regard to their possible role in a P&T program, the state of the art in science and technology, previous experience and their technological maturity, as well as safety and proliferation aspects.

Separation Process (Partitioning)

For efficient implementation of P&T processes, uranium and the transuranics must be separated from the spent fuel. In the majority of transmutation processes, the transuranium elements must at least be separated into plutonium and minor actinides. Hydrochemical separation processes rely on selective separation by solution, extraction, precipitation or adsorption in aqueous and organic solutions. Pyrochemical processes, on the other hand, are based on separation by solution in molten salts or liquid metals, oxidation in molten salts, or release by combustion and subsequent separation, taking advantage of the different volatilities of the various components.

Already in the 1990s, several studies concluded, still valid today, that the separation of plutonium (and uranium) from spent fuel and its reuse in reactor fuel is uneconomical compared to the use of pure uranium fuel and direct disposal.

Common to all applications of such separation processes is that they increase proliferation risks: fissile materials are separated from the highly radioactive fission products, which act as a radiation barrier against direct access, and could then be used to build nuclear weapons. There are approaches to reduce the proliferation risk by separating plutonium and uranium together (e.g., through the COEX process). However, it is doubted that this would reduce proliferation risks. Moreover, joint separation of uranium and plutonium would massively limit the possible options and achievable results in a P&T program.

Hydrochemical separation processes

The hydrochemical PUREX (Plutonium-Uranium Recovery by Extraction) separation process is the only process that has been used on a large industrial scale for spent fuel reprocessing for many decades. Hydrochemical reprocessing plants already generate high amounts of secondary waste during normal operation. In addition, emissions of radionuclides to the environment are usually far higher than the normal operating emissions from nuclear power plants. Personnel and the public must be protected from radiation exposure. Furthermore, the radioactive inventory that could be released in the event of an accident is at least comparable to that of a nuclear power plant.

In order to use hydrochemical processes for transmutation programs, minor actinides must also be separated. This requires an adaptation of the PUREX process, but so far this could only be demonstrated on a laboratory scale. If the implementation of a P&T process is to be started as soon as possible, it is probably nevertheless more expedient to rely on the further development of hydrochemical reprocessing methods instead of waiting for the availability of other, especially pyrochemical, separation processes. The technical maturity of hydrochemical processes is comparable or even more advanced than that of pyrochemical reprocessing methods with respect to the separation of minor actinides. However, this assessment mainly considers the chemical process control and not the engineering challenges of large-scale implementation.

The disadvantage of hydrochemical methods is that it will probably not be possible, even in the long term, to reduce the decay times required for spent fuel prior to reprocessing to the respective shorter periods that would presumably be feasible with pyrochemical methods. The faster entry into a P&T program would be bought with a presumably longer implementation period. This is particularly relevant if the primary goal of technology development is actually the transmutation of portions of existing high-level radioactive waste, rather than, for example, technological support for more extensive long-term nuclear energy use. The option of treating already vitrified waste is not discussed in the context of hydrochemical processes.

Pyrochemical separation processes

Pyrochemical separation processes are considered to have various advantages over the established hydrochemical process PUREX and its further developments. These include, for example, the high chemical and radiological stability of the solvents used, the possibility of high concentrations of fissile materials, the applicability to many different fuel types and the absence of liquid high-level radioactive process waste. However, this must be contrasted primarily with the lack of technical maturity of the various processes, many of which have been researched for a number of decades. Various forms of pyrochemical separation processes are currently under development internationally.

The only two processes that have so far been demonstrated beyond the experimental scale are molten salt electrorefining (MSER), and oxide electrowinning. Both are based on conversion in chloride-containing media. In addition, the Fluoride Volatility Method (FVM) is still relatively heavily researched.

Pyrochemical separation processes are not yet used on a large scale. There are still a number of engineering questions to be answered that are critical to large-scale deployment. These include, for example, the handling of the resulting high-level radioactive waste and the implementation of remote handling due to highly irradiated materials.

If pyrochemical separation processes were developed to the point where they could be used on a large scale, they would likely offer the advantage of requiring much shorter decay times for the fuels after discharge from the reactor and before reprocessing, since solvents, which are very sensitive to radiation, would not be needed. In light of P&T's goal of allowing multiple recycle of transuranics as quickly as possible, this would be advantageous. However, given the many unanswered questions, at least several more decades of intensified research and development can be expected before pyrochemical separation processes could be used on an industrial scale.

It is sometimes claimed that certain pyrochemical processes would offer the possibility of reprocessing even already vitrified high-level radioactive waste resulting from past reprocessing campaigns. However, this is considered internationally to be excessively costly and not very effective.

Fuels and Fuel Fabrication

On the basis of extended reprocessing (partitioning), the separated (transuranic) material streams would be available for the production of transmutation fuels. The most obvious possibility is the production of plutonium-uranium mixed oxide (MOX) fuel as it is currently used in some power reactors - but possibly in a slightly different composition and in particular with the inclusion of minor actinides. For the transmutation of minor actinides and/or plutonium, however, the use of inert matrix fuels (IMF) is more suitable, since they do not contain uranium and thus no plutonium (by neutron capture in uranium) is generated in them. If molten salt reactors are used, no special fuel fabrication is necessary, since the fuel is in liquid form during reactor operation.

A general problem with fuel fabrication in a transmutation cycle is the significantly increased amount of highly radiative and heat-generating nuclides in the fuel. Shielding and remote operation by telemanipulators are required, in part to limit the risk of radiation exposure to personnel to the maximum allowable level.

The use of MOX or IMF fuel in most cases requires separation of plutonium (and other transuranic elements of small critical mass) from the spent fuel. The radiation barrier, an essential protection against unauthorized access to the material that could be used for nuclear weapons, is thus no longer present. Handling fissile material directly suitable for weapons in large quantities poses a considerable proliferation risk.

MOX Fuel

Mixed oxide fuels are nuclear fuels to which other fissile elements besides uranium oxide (UO_2) are added. In particular, this is usually understood to mean a mixture of uranium oxide and plutonium oxide ($(\text{U,Pu})\text{O}_2$). Such MOX fuels have been used internationally in power reactors for decades. However, for economic reasons, their use has never become widespread. For the future, the possibility of introducing additional minor actinides into MOX fuel elements is being discussed, which could then be used in transmutation plants.

With regard to transmutation with the aim of waste disposal, the use of MOX fuel is not particularly effective. In a fast neutron spectrum, plutonium is permanently produced from the existing uranium-238. At the same time, the content of minor actinides is limited to a few percent, mainly for reactor safety considerations. Currently, irradiation experiments are being conducted in the EU and Russia, among others, to qualify MOX fuels with (slightly) elevated levels of minor actinides.

Inert Matrix Fuel (IMF)

Inert matrix fuel (IMF) refers to fuel in which the fissile material is embedded in a matrix that has virtually no interaction with neutrons. By not using uranium as the matrix material, the breeding of plutonium from the carrier material is prevented in particular. Therefore, such fuels are also referred to as uranium-free fuels. Use in thermal, fast and accelerator-driven reactors is equally conceivable.

Uranium-free fuels could play an essential role in P&T concepts to reduce transuranics present in high-level radioactive waste. This is especially true for accelerator-driven systems. IMFs have been under development for decades. Nevertheless, the necessary lead time in research and development for deployable IMF fuels is still significant. One problem, among others, is heat removal due to the significantly higher heat release of uranium-free transmutation fuels compared to MOX fuels. A number of deficiencies in technological maturity would have to be overcome before a process to produce and use these fuels could be implemented on a large scale.

It is not yet possible to predict if and when inert matrix fuels with suitable properties, which pose significant challenges for technology development, might become available for P&T programs. However, inert matrix fuels are a necessary condition to ensure that transmutation

would not produce additional quantities of transuranics, particularly plutonium, and that a reduction in the amount of minor actinides present could be achieved at the same time.

Transmutation Facilities

The crucial step of transmutation is the irradiation of the transuranics in a fast neutron spectrum. The basic difference between fast and thermal reactors is the energy (velocity) of the free neutrons in the reactor core. The power reactors used today (mainly light water reactors) are almost exclusively thermal reactors. There, the neutrons from nuclear fission reactions release a large part of their energy by collisions with a moderator substance (usually water) before they trigger further fissions. In a fast reactor, the neutrons should release as little energy as possible to their surroundings before interacting with nuclides in the fuel. For transmutation, this fast neutron spectrum is advantageous because then the probability of transuranium fission is increased compared to neutron absorption, which in turn leads to the formation of even more transurnics, as opposed to a thermal spectrum.

Fast Metal-cooled Reactors

The idea of a fast reactor has been pursued and developed since the earliest R&D projects for potential nuclear energy programs. The goal was to increase the yield of uranium reserves compared to the use of thermal reactors. In a fast neutron spectrum, plutonium (especially plutonium-239) is produced particularly effectively from uranium-238, which is not fissile in thermal reactors. After reprocessing of the spent fuel, this would be usable as fissile material for further (thermal) reactors. Appropriate reactor operation can produce highly weapons-grade plutonium in a fast neutron spectrum.

The development of fast reactors, which can no longer use water as a coolant but instead dissipate the heat from the reactor core mostly with liquid metals, has repeatedly suffered considerable setbacks. Nonetheless, fast reactors have been and are already in operation, albeit with quite mixed experience, as smaller demonstration projects and, at best, as initial prototypes. Since its inception in the early 2000s, international collaboration in the Generation IV International Forum (GIF) has focused particularly on the development of Fast Reactors. Among these, the sodium-cooled reactor is considered the most technically advanced of the Generation IV reactors. However, the past has shown that implementation plans for the construction and use of fast sodium-cooled reactors have generally not been realized. For example, the fast breeder reactor planned in Germany at Kalkar never obtained an operating license. Even in the case of the currently most successful fast reactor, the Russian BN-800, about 30 years passed from its conception in the mid-1980s on the basis of predecessor models to its commissioning in 2014. The long periods are due, among other things, to the complexity of the systems. In particular, the high radiation exposure for the structural materials in fast neutron spectra and the liquid metal cooling have long been recognized as problems, and corresponding research and development needs have been defined.

For a hypothetical use of fast reactors in Germany, primarily aimed at transmutation of the transuranics present in the German waste inventory, special forms of fast reactors would

have to be developed. This would primarily involve significantly increasing the proportion of minor actinides in the fuel and, at best, using inert matrix fuels so as not to incubate new plutonium. This would require significant modifications to reactor designs discussed today and their successful demonstration in realized reactor projects - with corresponding lead times for research and development.

Molten Salt Reactors

A major difference of molten salt reactors (MSR) from other types of reactors is that in them the fuel is usually not in solid form and a molten salt is used as a coolant. In almost all corresponding reactor concepts, the fuel is dissolved in this coolant. Due to its liquid fuel, the molten salt reactor is said to have the property that it allows a wide range of additives and fuel variations without the need to develop and manufacture new fuels for each. Thus, they should (at least theoretically) also be well suited for the transmutation of minor actinides or of transuranics (plutonium and minor actinides). Nevertheless, safe operation for the particular fuel composition would have to be demonstrated separately in each case. The potential advantages of an MSR lie in the connected reprocessing unit. In this unit, fission products are to be separated continuously and, if necessary, new fission material is to be added. The use of molten salt reactors is thus only possible if pyrochemical separation processes are available.

There is hardly any experience with the use of molten salt reactors, but, despite R&D work that has been going on for decades, there are still many unsolved technical problems (e.g. concerning the properties of the molten salt, interaction with the structural material, corrosion problems). Also, adequate safety barriers have yet to be defined. In parallel with the technical development, a licensing and regulatory procedure would have to be developed that considers both the already known hazards of nuclear facilities and the novelty of the reactor concept. Likewise, the possibility of a proliferation-resistant design would have to be thought through and IAEA safeguards developed.

Accelerator-driven Systems

Accelerator-driven systems (ADS) are special fast reactors in which the actual reactor core is designed to be subcritical. Thus, no chain reaction can be maintained in it - unless additional neutrons are added. This is usually done by a spallation neutron source positioned inside the reactor core: high-energy particles generated by a particle accelerator outside the reactor are shot at a target, which consists of heavy metal and is located in the reactor core. Large quantities of neutrons are knocked out of this target. Their number is multiplied in the subcritical reactor core. The major advantage of accelerator-driven reactors for P&T applications would be their increased flexibility with respect to the fuel composition used, since certain safety limitations known from the operation of critical reactors do not apply in a comparable form.

Accelerator-driven systems are more complex than "normal" reactors already in use. In currently considered deployment scenarios, they are envisioned primarily for transmutation of minor actinides and not for power generation. However, in these so-called "double strata"

concepts, uranium and plutonium are to be used in parallel in other reactors for power generation.

To date, no accelerator-driven system has been commissioned. In addition, significant research and development work remains to be done in almost all areas. Accordingly, cost estimates and future prospects are subject to great uncertainty. However, accelerator-driven systems are the preferred concept for a transmutation facility within European R&D programs targeting P&T. The MYRRHA demonstration reactor planned in Mol, Belgium, is expected to be operational in the mid-2030s, after many delays, according to the current planning status. Irradiation experiments for developing the fuel for a European Facility for Industrial Transmutation (EFIT) would then be conducted there.

An accelerator-driven system would essentially be designed for transmutation of minor actinides. However, its use additionally requires that appropriate separation processes and fuels are available. Neither is currently the case on an industrial scale. From a German perspective, in order to avoid incubating additional plutonium in a highly specialized and expensive system for transmutation, the use of ADS would only make sense if inert matrix fuels were used. Proliferation risks of ADS systems are basically similar to those of other fast reactors. In addition, there is a corresponding need for analysis of the accelerator and possible target units, for which there are no adequate IAEA safeguards to date.

Hypothetical P&T Scenarios for German Radioactive Waste

The available individual technologies in the field of partitioning and transmutation (P&T) can be combined, albeit not arbitrarily, to form a variety of possible overall P&T systems for the treatment of highly radioactive nuclear waste. Worldwide, a wide variety of such overall systems are being researched, but no overall coherent implementation strategy that is comprehensible in all details can be identified today that would be readily transferable to the German initial situation.

Nevertheless, in order to be able to cover a range of technological possibilities adapted to the German situation, and to enable an assessment of the risks associated with a hypothetical operation of corresponding plants and the possible effects on nuclear waste disposal, three hypothetical P&T scenarios are examined below. In them, three different transmutation plants were considered: a fast reactor designed for a high transmutation rate (in the "SR" scenario), an accelerator-driven subcritical reactor (in the "ADS" scenario), and a molten salt reactor (in the "MSR" scenario). The critical fast reactor is operated with a special variant of MOX fuel. The accelerator-driven reactor (ADS) uses inert matrix fuel (IMF) to prevent plutonium breeding. The molten salt reactor also uses a uranium-free fuel. Hydrochemical reprocessing was assumed in the "SR" scenario, while pyrochemical reprocessing was assumed in the other two scenarios ("ADS" and "MSR"). A long lead time for research and development to a possible start of a P&T program would be expected under all three scenarios.

A fundamental difficulty in modeling a scenario in which transuranics are recycled multiple times is that the nuclide composition in the fuels changes as a result of reactor use. Very elaborate simulation calculations would be necessary to make detailed statements about the changes in elemental composition and isotopic compositions of the transuranics. Only with this knowledge would it be possible to assess the extent to which the selected reactor concepts could be (safely) operated with the changing fuel composition....

As a first step, in order to be able to better map the changes in the nuclide compositions of the fuels that are actually taking place, it is assumed in the scenario calculations presented here that the element-wise composition of the transuranium mixture should remain approximately the same over the course of the respective scenario.

For a comparative overview of results of the three hypothetical P&T scenarios, please refer to Table 22 in the chapter 4.5.

Scenario "SR" using a Fast Reactor.

In this scenario, transmutation is to be performed in fast Reactors. MOX fuel, to which smaller percentages of minor actinides are added, is used in combination with hydrochemical separation processes. The used technologies are comparatively well developed. At least outside Europe, there are a few fast reactors in operation. It is not foreseeable whether the French fast sodium-cooled ASTRID concept, which could be considered a realistic reference system for use in Germany if it succeeds, will be realized at all. Hydrochemical reprocessing is the standard, at least for uranium and plutonium separation. MOX fuels are manufactured and used on an industrial scale.

It is not foreseeable whether all obstacles in the further development of MOX fuels, which would have to be able to contain increased proportions of minor actinides, their reprocessing and corresponding fuel fabrication facilities can still be overcome within a manageable period of time and at corresponding expense. Nevertheless, it is assumed that this scenario would be the most feasible from a technical point of view and that the time required for development and until realization would be shorter than for other scenarios.

Under the boundary conditions of the scenario, a total of 23 reactors would have to be operated over a period of about 300 years to exhaust the possibilities for transuranium reduction. The plutonium inventory would be reduced from nearly 130 tons to about 17 tons. The americium stockpile would also be reduced by at least about half while the neptunium stockpile would be little changed. Curium would be replenished to decay relatively quickly to plutonium. The amount of three long-lived fission products under consideration (technecium-99, iodine-129, cesium-135), which serve as guide isotopes for evaluating the long-term safety of repositories, would increase significantly (between 48% and 71%). In addition, significant quantities of low- and intermediate-level waste in the order of 300,000 m³ would be additionally generated by reprocessing and dismantling of the facilities.

Scenario "ADS" using an Accelerator-driven System

In this scenario, an accelerator-driven system (ADS) is assumed for the transmutation plant. These plants are expected to be well suited for transmutation due to their subcritical core, as the amount of transuranics is not as limited as in a critical reactor. To avoid post-production of plutonium in the fuel, inert matrix fuels are used. The reprocessing of these fuels is probably not possible with hydrochemical separation processes or only after very long decay times. Therefore, the use of a pyrochemical separation process is assumed, which should also be able to handle highly radioactive materials. The aim is to transmute as high a proportion as possible of all transuranics, not just the minor actinides.

Only two ADS in total can be operated over a lifetime of 40 years each due to the constraints imposed by the fuel composition. Parallel operation of several ADS is not possible under the selected boundary conditions. The possible reduction of the transuranium inventory is correspondingly low: While the plutonium and neptunium inventories change almost not at all, the americium inventory is reduced to just under one third of the original value (from 14.3 tons to 4.7 tons). Curium is formed and decays relatively rapidly to plutonium. In addition, secondary waste from reprocessing amounts to about 25,000 m³ of low- and intermediate-level radioactive waste and about 7,400 m³ of high-level radioactive waste. In addition, the residual inventory of separated transuranics would have to be disposed of. Particularly problematic would be the approximately 60 tons of unirradiated plutonium that would remain separated after implementation of the P&T program. The quantities of long-lived fission products already present considered in the simulation would increase by only a few percent compared to the initial inventory. This is because only small amounts of transuranics in total can be fissioned in the reactors.

Additional low- and intermediate-level radioactive waste from plant operation, decommissioning, and dismantling is difficult to estimate because of the lack of robust data on new types of plants, for which, by their nature, no empirical data are available. However, at least 55,000 m³ of low- and intermediate-level radioactive waste would be generated. In any case, the 9,500 tons of uranium which would be separated from the spent fuel already available and cannot be used if inert matrix fuel is assumed would have to be disposed of.

Scenario "MSR" using a Molten Salt Reactor

Under the MSR scenario, molten salt reactors are to be used to burn as high a proportion of transuranics as possible. However, the majority of known MSR concepts are designed for long-term use of nuclear energy. Since this cannot be the goal of the transmutation strategy in Germany, a reactor variant was chosen in which the molten salt fuel does not contain uranium, so that no plutonium is subsequently produced. Pyrochemical reprocessing at the site is mandatorily assumed to be the only possible separation option.

Based on the available inventory of transuranics, the model indicates the possibility of operating three molten salt reactors of the selected design in parallel for 50 years. Over this period, plutonium would be reduced by about two-thirds to about 42 metric tons, americium

by 10%, and neptunium by 91%. Curium would be produced to decay to plutonium relatively quickly. The amount to be finally stored of three considered long-lived fission products (technecium-99, iodine-129, cesium-135), which serve as guide isotopes for the evaluation of the long-term safety of repositories, would increase significantly (between 23 % and 76 %).

Reprocessing generates secondary waste amounting to about 23,000 m³ of low- and intermediate-level radioactive waste and about 7,350 m³ of high-level radioactive waste. Due to a lack of empirical values, it is not possible to estimate what further waste would be produced from fuel fabrication, reactor operation and plant dismantling. In any case, 9,500 tons of uranium which would be separated from the spent fuel already available would have to be disposed of.

Conclusions

Based on the studies in this report and the modeled hypothetical P&T scenarios for German radioactive waste, the following key statements can be derived. The limitations imposed by the model assumptions are described in more detail in the Conclusions chapter.

- **Based on the current state of science and technology, P&T programs appear feasible only for spent fuel treatment from power reactors, but not for waste that has already been vitrified.** About 40% of the German spent fuel rods have been reprocessed. The residual materials (fission products and transuranics) produced in this process are contained in the vitrified high-level waste packages. Those would not be accessible for P&T and would have to be disposed of directly.
- **A P&T approach requires a large number of nuclear facilities and their long-term operation.** Re-entry into a large-scale nuclear program would be necessary. This would be contrary to the phase-out of nuclear energy use. It seems questionable whether the social consensus on this could be established and, in particular, maintained over the entire long-term duration of the program. The long implementation periods contradict the most expeditious and safe realization, emplacement and closure of a repository for high-level radioactive waste.
- **The nuclear facilities needed for P&T are not available on a commercial scale.** Even in what is probably the most rapidly realizable scenario, based on fast reactors, MOX fuels and hydrochemical reprocessing, a considerable amount of research and development would still be required. Only to a very limited extent would it be possible to draw on previous operating experience in other countries, also because specific requirements for P&T would still have to be met.
- **Many decades of research and development work would be required before a P&T program could be realized.** This is particularly true for the qualification of transmutation fuels, pyrochemical separation processes that can be implemented on a large scale, and the industrial use of accelerator-driven systems or molten salt reactors.

- **It remains to be seen whether the required level of technical development can be achieved for large-scale implementation of a P&T program.** The necessary development periods are themselves fraught with massive uncertainties. The development risks are considerable.
- **The implementation of a P&T program in Germany would at least considerably postpone the emplacement period in a repository for high-level radioactive waste into the future.** The start of emplacement in the final repository for high-level radioactive waste is currently planned for the year 2050 and is expected to take several decades. The lead-time alone for the research and development tasks necessary to implement a P&T program would take several decades. In addition, there would be the time required for licensing procedures and plant construction. Therefore, the start of a P&T program would only be possible at all after the start of the planned emplacement in a German repository. Regardless of the scenario chosen (the calculated implementation periods range from 55 to 300 years), high-level radioactive waste resulting from P&T programs that would need to be shipped to the repository would continue to accumulate well after the end of the planned emplacement period.
- **The amount of low- and intermediate-level secondary waste would increase considerably as a result of a P&T program.** The operation, decommissioning, and dismantling of nuclear facilities (reactors, reprocessing plants, and possibly fuel fabrication plants) generate significant quantities of primarily low- and intermediate-level secondary waste. These may well be in the same order of magnitude as the quantities planned for storage in the Konrad mine (303,000 m³). This is already foreseeable for a P&T program using fast reactors. The Konrad mine repository is not designed and licensed for this additional waste. Either the repository for high-level waste would have to be enlarged accordingly or another site for low- and intermediate-level waste would have to be found.
- **In any case, a repository for high-level waste is needed.** Significant amounts of high-level radioactive waste will remain in each considered P&T scenario. The inventory of transuranics is reduced from about 150 tons to about 30 tons in the best-case scenario duration of 300 years. The other two scenarios, with durations of 88 and 55 years, respectively, provide a reduction opportunity to about 140 and 55 tons. Large quantities of long-lived radionuclides would continue to be present. Therefore, even if a P&T program were implemented, a repository for high-level radioactive waste would have to be found, constructed, and operated. In addition, the high-level waste from past reprocessing would have to be shipped to a repository.
- **The total amount of long-lived fission products that must be safely disposed of would increase as a result of implementing a P&T program.** The nuclear fission of transuranics that always occurs in a P&T program will generate fission products, including long-lived fission products, in addition to quantities now already present. For some long-lived fission products, which are guide isotopes for the analysis of the

long-term safety of a repository (technecium-99, iodine-129, and cesium-135), the hypothetical scenarios accordingly show an increase in the quantities to be disposed of. Depending on the scenario, the increase in these quantities can be massive. This is especially true the better the fission of the transuranic elements becomes possible and their inventories are reduced to a greater extent. The amount of those three fission products to be disposed of can grow from about 17 tons to almost 27 tons in the "SR" scenario, in which most transuranics are fissioned. The additional generation of cesium-135 is particularly noticeable in all scenarios considered. The effect on the challenges posed by final disposal in Germany would be negative.

- **Safety risks from the long-term operation of nuclear facilities in a P&T program would have to be accepted.** A P&T program would require diverse and novel facilities with a large inventory of transuranics at a number of sites. The resulting risks cannot be clearly assessed at the present stage. However, it would need to be possible to specify them in a comprehensible manner prior to potential deployment of the technologies.

It has not yet been clarified what convincing precautions would have to be taken to exclude the risk of release of radionuclides. Accordingly, the prospects for success of such necessary technological development steps are difficult to assess today. The challenges exceed those known from the German nuclear energy program of the past. Above all, due to multiple recycling and the associated changes in fuel composition, it is not clear without further investigation whether the fuels and reactor designs could be operated safely in the long term.

- **Proliferation risks would arise from the long-term operation of nuclear facilities in a P&T program.** Virtually all of the plutonium of about 129 metric tons present in the German spent fuel would have to be separated at the beginning of each of the three scenarios considered and would then be available in a separated form. Over extended periods of time, separated plutonium would be present at various plant sites in each case, and it would be handled in a variety of ways. Direct access to weapons-grade nuclear materials would exist over the long term.

After the end of the respective P&T programs, different amounts of plutonium would remain in separated form depending on the scenario: about half a ton in the "SR" scenario, about 60 tons with the original isotope vector of proliferation-relevant so-called reactor plutonium in the "ADS" scenario and about 30 tons of the same composition in the "MSR" scenario. It is unclear how the proliferation risks emanating from this could be dealt with on a permanent basis. Minor actinides separated and stored element by element during the scenarios could also have proliferation relevance.

For all scenarios, proliferation-sensitive technologies (e.g., advanced reprocessing facilities) would need to be developed and eventually operated. It is not foreseeable that these could be designed to be proliferation resistant. IAEA safeguards for novel types of facilities such as spallation neutron sources, accelerator-driven reactors,

molten salt reactors, as well as pyrochemical reprocessing facilities would still need to be developed.

- **The probability of granting a license for novel nuclear facility in Germany is currently not given and unclear in the longer term.** Partitioning and transmutation processes cannot be implemented with the nuclear facilities operated in Germany to date. The current state of development is not sufficient to consider required new types of facilities to be licensable in Germany. There are no prototypes that are licensable in principle. It is uncertain whether the research and development required over decades could finally achieve this goal. In order to make corresponding test facilities approvable in Germany at all, considerable changes would be necessary at the legislative-regulatory level. In particular, a new set of nuclear regulations would have to be developed.
- **Central goals of German legislation would not be furthered by a P&T program implemented in Germany.** The Site Selection Act (Standortauswahlgesetz) (2017) aims at the "best possible safety for the lasting protection of man and the environment from the effects of ionizing radiation" and the "avoidance of unreasonable burdens and obligations for future generations." Based on the current state of knowledge and on the results of the hypothetical P&T deployment scenarios in this report, it is not foreseeable that a P&T program implemented in Germany could substantially promote these objectives in a scientifically comprehensible manner. Opposing effects are far more likely. Possible advantages are not ruled out according to current knowledge, but they are offset by numerous disadvantages and risks. For example, additional risks during implementation, as well as additional secondary waste and long-lived fission products, are expected to exceed possible benefits in the repository by reducing quantities of transuranics. Implementation of a P&T program in Germany would represent a significant shift of burdens to the disadvantage of future generations.

The disposal of highly radioactive waste from the use of nuclear energy in Germany is a task that will continue for many decades. Based on the findings of the report, it can be concluded that it would be advisable to concentrate on the search for a suitable final repository site that is widely accepted by society, its expansion and early operation, and its closure.

1 Einleitung

Nach langen gesellschaftlichen Debatten um die Kernenergienutzung in Deutschland wurde im Jahr 2000 ein Atomausstieg zwischen den Reaktorbetreibern und der damaligen Bundesregierung ausgehandelt („Atomkonsens“), der zu gesetzlich verankerten Restlaufzeiten der Leistungsreaktoren führte. Nachdem 2010 zunächst Laufzeitverlängerungen beschlossen wurden entstand nach den Reaktorunfällen im japanischen Fukushima März 2011 ein breiter gesellschaftlicher Konsens in Deutschland, die Nutzung der Kernenergie bis zum Jahresende 2022 zu beenden. Im Atomgesetz wurde 2011 verankert, keine neuen Leistungsreaktoren mehr genehmigen zu wollen (BASE, 2020b).

Die erforderliche Endlagerung hochradioaktiver Abfälle aus der Kernenergienutzung und insbesondere die Suche nach einem geeigneten Endlagerstandort waren über Jahrzehnte ein wissenschaftlich und gesellschaftlich strittiges Thema. Mitte der 1970er Jahre begannen Voruntersuchungen an Salzstöcken in Niedersachsen. Die Untersuchungen konzentrierten sich schließlich auf Gorleben und führten zu umfangreichen untertägigen Erkundungen im Zeitraum von 1986 bis 2012 – unterbrochen vom einem 10-jährigen Moratorium von 2000 bis 2010 – begleitet von starken gesellschaftlichen Protesten.

Nach dem Ausstiegsbeschluss von 2011 und seiner zügigen Umsetzung durch Abschaltung einer Reihe von Leistungsreaktoren wurde es – nach ersten Ansätzen im Jahr 2002 – möglich, nach einem neuen Konsens hinsichtlich der Endlagerfrage zu suchen. Ein weiterer Schritt erfolgte 2013 durch das Standortauswahlgesetz (StandAG), das ein mehrstufiges, wissenschaftlich gestütztes und partizipatives Verfahren für die Suche nach einem Endlagerstandort festlegte. Die Ergebnisse einer gesellschaftlich, politisch und wissenschaftlich breit aufgestellten Endlagerkommission (2014-2016) führten 2017 zu einer Novelle des StandAG. Als Ziel wurde definiert, dass „in einem partizipativen, wissenschaftsbasierten, transparenten, selbsthinterfragenden und lernenden Verfahren für die im Inland verursachten hochradioaktiven Abfälle ein Standort mit der bestmöglichen Sicherheit für eine Anlage zur Endlagerung“ ermittelt werden soll. Ein Neustart der Endlagersuche (Prinzip „weiße Landkarte“) ist auf dieser Basis seit 2017 erfolgt und hat innerhalb der ersten Phase zur Veröffentlichung des „Zwischenberichts Teilgebiete“ durch die Bundesgesellschaft für Endlagerung (BGE) im September 2020 geführt. Im Jahr 2031 soll eine Standortentscheidung fallen können, so dass möglichst ab 2050 eine Einlagerung von hochradioaktiven Abfällen in ein bis dahin ausgebautes Endlager erfolgen kann.

Die Entsorgung der hochradioaktiven und weiteren schwach- und mittelaktiven Abfälle aus der Kernenergienutzung stellt eine große wissenschaftlich-technische und gesellschaftliche Herausforderung dar. Die abgebrannten Brennelemente enthalten Uran, Transurane (Plutonium und sogenannte Minore Aktiniden) und – neben stabilen – radioaktive Spaltprodukte mit kurzer, mittlerer oder sehr langer Halbwertszeit. Von diesen Materialien geht ein hohes und langfristig bestehendes radiologisches Risiko aus. Eine sichere Abschirmung der Nuklearabfälle – und dabei insbesondere der hochradioaktiven – ist daher

nach der Entnahme der Brennstoffe aus den Reaktoren, bei der Zwischenlagerung und der schließlich erfolgenden Endlagerung zwingend. Für den letzten Schritt will Deutschland, wie die meisten Länder, in denen Kernenergie genutzt wurde oder wird, den Weg der Endlagerung in tiefen geologischen Schichten gehen. Die Erreichung einer „bestmöglichen Sicherheit“ für eine Million Jahre ist im StandAG festgelegt.

Der Auftrag aus dem StandAG lautet aber auch zu prüfen, ob alternative Entsorgungswege einen positiven Beitrag zur Aufgabe der Endlagerung beitragen könnten¹. Neben der Möglichkeit der direkten tiefengeologischen Endlagerung stellt sich dabei immer wieder die Frage, ob nicht auch ein kerntechnologischer Ansatz einer vorausgehenden Abfallbehandlung eine Option wäre. Ein solcher Ansatz ist die Partitionierung und Transmutation (P&T). Mit P&T wird von Befürwortern dieses Ansatzes versprochen, dass die Anforderungen an und die Risiken durch ein – dann vielleicht immer noch notwendiges – Endlager zumindest deutlich reduziert werden könnten. Solcherart technologische Versprechen müssen aber frühzeitig und öffentlich nachvollziehbar überprüfbar werden.

Partitionierung ist die verfahrenstechnische Trennung des radioaktiven Abfalls in verschiedene Abfallströme. Diese erweiterte Wiederaufarbeitung geht über die bereits in einigen Ländern praktizierte Wiederaufarbeitung von abgebrannten Brennstoffen hinaus, da in den meisten P&T-Konzepten zusätzliche Stoffströme, wie die Minoren Aktiniden, extrahiert werden müssten und gleichzeitig hohe Effizienzen bei der Abtrennung von den anderen Brennstoffinhalten notwendig wären. Als Minore Aktiniden (insbesondere Neptunium, Americium und Curium) werden radiologisch besonders problematische Transurane (Stoffe mit einer höheren Ordnungszahl als Uran) bezeichnet, die in kleineren Mengen als Plutonium in den Brennelementen beim Reaktorbetrieb erzeugt werden.

Bei der Transmutation werden Radionuklide durch kernphysikalische Umwandlungen – wie insbesondere die Kernspaltung – in andere Nuklide überführt. P&T sieht vor, dass die entstehenden Nuklide entweder weiterhin (z.B. als Kernbrennstoff) nutzbar wären oder zumindest geringere Anforderungen an eine sichere Endlagerung als die Ausgangsnuklide stellen würden. Dies könnte – zumindest theoretisch – erreicht werden durch Überführung der Ausgangsnuklide in Nuklide, die z.B. geringere Halbwertszeiten oder geringere Toxizität haben oder nicht mehr weiter zerfallen.

Für die konkretere Umsetzung eines P&T-Konzeptes werden verschiedene Technologien diskutiert und erforscht. Keine dieser Technologien ist heute im notwendigen, industriellen Maßstab einsetzbar. Viele Fragen sind bezüglich einer möglichen P&T-Strategie offen.

Dieses Gutachten wurde vom Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE) im Spätsommer 2020 beauftragt. Es soll einen Überblick über die verschiedenen diskutierten P&T-Verfahrenstechnologien und -konzepte liefern sowie den diesbezüglichen Stand der internationalen Forschung und Entwicklung und den technologischen Reifegrad der für P&T notwendigen Technologien einschätzen. Dabei sollen Fragen hinsichtlich der grundsätzlichen Realisierbarkeit von P&T beantwortet werden, und es soll abgeschätzt

¹ Der Auftrag resultiert aus den §§ 15 (2) und 17 (2) des StandAG 2017 in Verbindung mit der Begründung zum Gesetzesentwurf

werden, mit welchen Risiken ein hypothetischer Betrieb entsprechender Anlagen verbunden und mit welchen möglichen Auswirkungen auf die nukleare Entsorgung zu rechnen wäre. Es soll auch eingegangen werden auf Entwicklungszeiträume, Entwicklungsrisiken, historische Erfahrungen, sicherheitstechnische Anforderungen, Proliferationsrisiken, Zeit- und Kostenfaktoren. Die Entwicklung hypothetischer P&T-Szenarien soll helfen, die Auswirkungen auf in Deutschland vorliegende Abfälle, Anlagengrößen und -umfang, sowie Betriebszeiträume bis zur Stilllegung einschätzen zu können.

Hierzu werden in einem Hintergrundkapitel (Kapitel 2), das auch einen allgemein einführenden Charakter in die Thematik hat, zunächst verschiedene Zielsetzungen von P&T-Konzepten beschrieben. Da vor allem die Auswirkungen auf eine hypothetische Anwendung in Deutschland untersucht werden soll, wird außerdem die deutsche Ausgangssituation kurz dargestellt. Zusätzlich werden besondere Herausforderungen im Umgang mit radioaktiven Materialien und verschiedene Bewertungsschemata für diese Materialien diskutiert. Außerdem wird die grundlegende Methodik zur Untersuchung der Sicherheitsrisiken für die verschiedenen P&T-Verfahren erklärt und in die Thematik der Proliferationsrisiken durch Nutzung kerntechnischer Anlagen eingeführt.

Das Kapitel 3, Verfahren für P&T, ist in die üblicherweise notwendigen drei Verfahrensschritte eines P&T-Konzeptes gegliedert: 1. die Partitionierung der abgebrannten Brennstoffe (erweiterte Wiederaufarbeitung), 2. die speziellen Brennstoffe und die Brennstofffertigung sowie 3. die Transmutationsanlagen (zur Bestrahlung von bestimmten Anteilen des vorliegenden radioaktiven Abfalls in Reaktoren). In jedem dieser Unterkapitel werden die wichtigsten Technologien und der internationale Stand der Entwicklungen beschrieben, ihr technischer Reifegrad untersucht, mögliche Sicherheits- und Proliferationsrisiken diskutiert und ihre Geschichte sowie internationale Erfahrungen, die gemacht wurden, kurz dargestellt. Die mögliche Rolle der verschiedenen Technologien in einem P&T-Konzept wird ebenfalls diskutiert.

Im Kapitel 4, Hypothetische Umsetzungsszenarien, werden drei hypothetische Szenarien für eine Anwendung von P&T in Deutschland entwickelt und vereinfachte Modellrechnungen durchgeführt, um Abschätzungen der erwartbaren Auswirkungen auf die nukleare Endlagerung zu ermöglichen. Drei verschiedene denkbare Transmutationsanlagen (Schneller Reaktor, beschleunigergetriebenes Reaktorsystem und Salzschmelzreaktor) werden dabei vergleichend betrachtet. Die Wahl dieser Anlagenoptionen ist der Ausgangspunkt für die Entwicklung der Szenarien. Davon ausgehend werden dazu passende geeignete Partitionierungsverfahren und Brennstoffe gewählt. Es wird abgeschätzt, welche Anlagen über welche Zeiträume benötigt würden und wie sich die jeweiligen Konzepte auf das Inventar an radioaktiven Abfällen auswirken würden. Am Ende des Kapitels werden die Ergebnisse der hypothetischen P&T-Szenarien vergleichend diskutiert.

Den Abschluss des Gutachtens bilden die Schlussfolgerungen (Kapitel 5). Zur Erleichterung für das Lesen des Gutachtens findet sich in Kapitel 6, Erläuterungen, ein Glossar, ein Abkürzungsverzeichnis, einige Begriffserklärungen und tabellarisch einige physikalische Grunddaten zu relevanten Radioisotopen.

2 Hintergrund

Das vorliegende Gutachten beschäftigt sich mit unterschiedlichen Konzepten zur Partitionierung und Transmutation (P&T) von hochradioaktiven Abfällen. In diesem ersten Kapitel wird P&T zunächst grundlegend eingeführt. Danach werden verschiedene Herausforderungen beim Umgang mit radioaktiven Stoffen und mögliche Bewertungsschemata dargestellt. Für die sicherheitstechnische Analyse und Risikobewertung der verschiedenen Partitionierungs- und Transmutationsanlagen, die im Kapitel 3 vorgestellt und diskutiert werden, sind in diesem Kapitel die Bewertungskriterien erläutert. Außerdem wird die Gefahr der Verbreitung von Spaltmaterial (Proliferation) grundlegend diskutiert.

2.1 Partitionierung und Transmutation

Partitionierung und Transmutation (P&T) ist ein Verfahren zur Behandlung von hochradioaktiven Abfällen, das verspricht, die Anforderungen an ein Endlager (Größe, notwendige sichere Einschusszeiten) zu reduzieren. Der erste Schritt ist dabei die Separierung der abgebrannten Brennelemente in mehrere Materialströme wie Plutonium, Uran, die Minoren Aktiniden² und die Spaltprodukte. Für jeden dieser Ströme sind spezifische Prozesse erforderlich. Diesen Prozess nennt man Partitionierung. Danach werden aus einigen dieser Materialströme neue, spezialisierte Brennelemente gefertigt, die in schnelle Transmutationsanlagen eingesetzt werden. In diesen Anlagen wird ein gewisser Anteil der vorhandenen Transurane gespalten (Transmutation). Dies ist allerdings nur für einen geringen Anteil in einem Durchlauf möglich. Deswegen werden die abgebrannten Brennelemente nach der Entladung und Zwischenlagerung wieder der (erweiterten) Wiederaufarbeitung (Partitionierung) zugeführt und der Zyklus beginnt von neuem, solange wie es praktikabel und/oder die gewünschte Transmutationseffizienz erreicht ist. Die verschiedenen Schritte sind genauer zu Beginn von Kapitel 3 erklärt. Bis jetzt wurde noch kein P&T-Programm umgesetzt.

2.1.1 Anfänge der Partitionierung und Transmutation

Bereits in den 1960er und 1970er Jahren gab es Forschungsarbeiten zu Partitionierung und Transmutation. Zu Beginn der 1980er Jahre endete diese Periode zunächst (Kirchner u. a., 2015, S. 41; OECD/NEA, 2002). Das änderte sich Ende der 1980er Jahre mit dem Startschuss für zwei internationale Großprojekte: OMEGA in Japan und CAPRA/CADRA in Frankreich (OECD/NEA, 2002, S. 319). OMEGA sollte in zwei Phasen bis zum Jahr 2000 stattfinden und die langfristige Möglichkeit eines Double-Strata Kreislaufes untersuchen (IAEA, 2004a, S. 45; Kawarada, 1992). Das CAPRA Projekt war die erste Initiative einen

² Eine Reihe von Fachbegriffen, wie Minore Aktiniden, werden in einem Glossar knapp erklärt (siehe Seite 208 ff.).

Schnellen Reaktor als Brenner, also zur Reduktion eines bestimmten Radionuklidinventars, zu nutzen, und nicht als Brüter (IAEA, 2004a, S. 41; OECD/NEA, 2002, S. 95).

In den USA wurden bereits beschleunigergetriebene Reaktoren (ADS) zur Transmutation von radioaktiven Abfällen vorgeschlagen (Jameson u. a., 1992) und Forschung zur Transmutation und Partitionierung mit Hilfe Schneller Brüter evaluiert (Inoue u. a., 1991). Mit Ende des Kalten Krieges verfolgte das Los Alamos National Laboratory (LANL) auf Basis ihrer intensiven F&E-Arbeiten zu Hochenergie-Beschleunigern ein Projekt Accelerator Production of Tritium (ATP), das neuartige Möglichkeiten der Tritiumproduktion für das US-Kernwaffenprogramm untersuchte, und das Projekt Accelerator Transmutation of Waste (ATW). Das schließlich vom U.S. Department of Energy (DoE) geförderte ATW-Projekt hatte zum Ziel, ein ADS-System und chemische Wiederaufarbeitungstechnologien für einen P&T-Ansatz zur Minimierung der Langzeitriskien durch den in den USA anfallenden abgebrannten Brennstoff aus Leistungsreaktoren zu entwickeln (Arthur, 1992).

Im Jahr 1996 sah eine umfassende Studie des U.S-amerikanischen Nationalen Forschungsrates (National Research Council) wenig Nutzen in P&T (U.S. NRC, 1996). Gründe hierfür waren unter anderem die langen Zeiträume und die hohen Kosten, vor allem auch in Relation zu den möglichen Dosisreduktionen (S.3, S. 81f). Das Konzept wurde dennoch zunächst weiterverfolgt. Im Herbst 1999 musste das U.S. DoE dem U.S. Congress einen Bericht über das ATW-Projekt und seine Zukunftspläne vorlegen (DoE, 1999). Als Ziel wurde darin die 99,9% Abtrennung der Transurane und 95% Abtrennung der beiden langlebigen Spaltprodukte Technecium-99 und Iod-129 aus 87.000 Tonnen abgebranntem Brennstoff sowie ihre anschließende Transmutation in einem ADS-System angegeben (S. 21). Die Dosisrate eines US-Endlagers könne so um den Faktor 10 reduziert werden. Ein zunächst sechsjähriges FuE-Programm mit einem Finanzvolumen von 281 Millionen US-Dollar wurde vorgeschlagen. An dessen Ende sollte ein Vorkonzept für ein weiter verfolgbares Referenzsystem stehen. Insgesamt würde es 27 Jahre bis zur Demonstration eines realisierbaren Systems dauern, das einen Finanzbedarf von 2 Milliarden Dollar für F&E sowie 9 Milliarden Dollar für die Demonstrationsphase habe. Die nachfolgende Phase würde das tatsächliche Design der Anlagen, ihre Konstruktion, den Betrieb und ihren anschließenden Rückbau umfassen. Dafür wurden 270 Milliarden Dollar und ein Zeitbedarf von weiteren 90 Jahren angesetzt. Insgesamt wurden also Kosten in Höhe von etwa 280 Milliarden Dollar und ein Zeitbedarf für Vorbereitung und Umsetzung von 117 Jahren benannt.

Nach Vorlage dieses Berichts erlahmte in den USA – zumindest auf politischer Ebene – das Interesse an der Fortentwicklung von ADS- und P&T-Konzepten. Auf Basis der „Roadmap for Developing Accelerator Transmutation of Waste (ATW)“ (DoE, 1999) wurde u.a. noch ein Plan für Demonstration der notwendigen Komponenten eines solchen ATW-Systems entwickelt (Tuyle u. a., 2002). Dieses Programm wurde jedoch nicht direkt finanziert (Kirchner u. a., 2015, S. 42). Im Jahr 2001 hat die USA dann auch mit acht anderen Staaten das Generation IV International Forum (GIF) gegründet, um zusammen an neuartigen

Kernreaktoren zu arbeiten (GIF, 2002a). Beschleunigergetriebene Systeme kommen in diesem Programm nicht mehr vor.

Der Bericht des U.S. DoE ist auch heute noch interessant für mögliche Überlegungen in Deutschland. Zum einen sind die zu bearbeitenden Mengen an abgebranntem Brennstoff ähnlich und zum anderen geben diese zwei Jahrzehnte alten Kostenangaben für notwendige F&E-Arbeiten und eine Programm-Durchführung sowie die Zeitplanungen wesentliche Hinweise für das, was bei einer hypothetischen Anstrengung in Richtung eines P&T-Programmes in Deutschland zu erwarten wäre.

Im Jahr 1990 fand das erste von zweijährlichen Treffen zum Austausch über Partitionierung und Transmutation statt, die von der Nuclear Energy Agency der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (NEA/OECD) organisiert werden (Merk u. a., 2019). Diese Treffen finden nach wie vor statt (OECD/NEA, 2017). Sowohl die Internationale Atomenergieorganisation (IAEO) als auch die Nuclear Energy Agency der OECD bringen regelmäßig Berichte über aktuelle Entwicklungen im Bereich von P&T heraus (IAEA, 2015, 2004a, 1998a, 1993; OECD/NEA, 2017, 2006a, 2005a). Generell wird in diesen Berichten weiterer Forschungsbedarf genannt und gleichzeitig scheint sich die Anzahl der Nuklide, die tatsächlich transmutiert werden soll, zu reduzieren. War ursprünglich auch von einer Transmutation bestimmter Spaltprodukte die Rede, verengte sich die Diskussion immer mehr hin zu den Minoren Aktiniden – und inzwischen wird selbst die Abtrennung von Curium vor der Transmutation als Option gesehen (IAEA, 2015, 2004a, 1998a, 1993; OECD/NEA, 2017, 2006a, 2005a).

2.1.2 Mögliche Zielsetzungen

Die Leistungserzeugung in einem Kernreaktor findet durch Kernspaltung statt. Dabei wird in den gängigen Leistungsreaktoren hauptsächlich das im Brennstoff enthaltene spaltbare Uran durch Neutronen gespalten. Es entstehen weitere Neutronen, Spaltprodukte und Aktivierungsprodukte (durch Einfang von Neutronen). Viele der Spaltbruchstücke zerfallen weiter oder fangen Neutronen ein. Dadurch enthält der abgebrannte Brennstoff schließlich eine große Vielzahl verschiedener Nuklide. Ein wesentlicher Anteil ist radioaktiv, allerdings mit deutlich unterschiedlichen Halbwertszeiten. So geben einige Nuklide zu Beginn sehr viel Wärme ab und zerfallen relativ schnell während andere über Jahrtausende in signifikanten Mengen vorliegen. Typischerweise enthält der abgebrannte Brennstoff aus einem Leichtwasserreaktor immer noch gut 93% Uran, außerdem ca. 1,1 % Plutonium, 0,2% Minore Aktiniden und knapp 6% Spaltprodukte (Renn, 2014, S. 35; Schwenk-Ferrero, 2013). Minore Aktiniden werden dabei diejenigen transuranischen Aktinidenelemente genannt, die jenseits von Uran (und Plutonium) im Periodensystem der Elemente angesiedelt sind, also insbesondere Neptunium, Americium, und Curium. Mit vollständig abgebranntem Brennstoff wäre der Reaktorkern, vor allem aufgrund der nicht mehr ausreichenden Menge des Isotops Uran-235, nicht mehr kritisch.

Es werden verschiedene Ansätze diskutiert, wie mit diesem abgebrannten Brennstoff, der hochradioaktiv ist, umgegangen werden kann. Der bis jetzt in den meisten Ländern verfolgte

Weg ist es, diese Brennelemente nach längerer Abklingzeit und Zwischenlagerung so zu konditionieren, dass sie schlussendlich in ein geologisches Endlager verbracht werden können (direkte Endlagerung). Ein solches Endlager soll den tiefengeologischen Einschluss der Abfälle dauerhaft und ohne aktive Sicherungsmaßnahmen gewährleisten und die Hochrisikostoffe damit dauerhaft von der Biosphäre abschirmen.

Verschiedene Behandlungsoptionen der radioaktiven Abfälle zusätzlich zur Konditionierung werden im Folgenden kurz beschrieben. Grundsätzlich kann dabei zwischen zwei unterschiedlichen Primärzielen unterschieden werden: entweder der bereits vorhandene Abfall soll möglichst effizient behandelt werden, um die Anforderungen an eine sichere Endlagerung zu verringern. Oder eine längerfristige Energieerzeugung mit Kernkraftwerken ist gewünscht. Dabei soll sich die Abfallmenge zumindest nicht vergrößern und bestenfalls bereits vorhandene radioaktive Abfälle in einer Form behandelt werden, dass ihr Gefahrenpotential reduziert werden kann.

2.1.2.1 Reduzierung des (vorhandenen) radioaktiven Abfalls

Soll für die sichere Entsorgung bereits vorhandener radioaktiver Abfälle ein anderer Weg als die direkte Endlagerung gegangen werden, gibt es drei verschiedene denkbare Ansätze, die im Folgenden kurz beschrieben werden (vgl. auch Kapitel 3 für eine Begriffsklärung). Partitionierung ist dabei die Auftrennung der abgebrannten Brennelemente in verschiedene Abfallströme. Dies geht weit über die bisher in einigen Ländern praktizierte Wiederaufarbeitung hinaus, bei der im wesentlichen Uran und Plutonium (i.d.R. unter Verwendung des sogenannten PUREX-Prozesses) weitgehend zur etwaigen Wiederverwendung separiert werden. Bei der Transmutation sollen bestimmte Nuklide durch die Bestrahlung in einem (in der Regel schnellen) Neutronenspektrum, das in einem geeigneten Kernreaktor entsteht, in andere, kurzlebige oder stabile, Nuklide umgewandelt werden. In einem schnellen Neutronenspektrum werden die Neutronen, die bei der Kernspaltung entstehen, kaum abgebremst bevor sie mit anderen Teilchen wechselwirken. Im Gegensatz dazu ist die Durchschnittsenergie der Neutronen in einem thermischen Neutronenspektrum durch das Vorhandensein eines sogenannten Moderators, zum Beispiel Wasser oder Graphit, der die Neutronen durch Stöße abbremst, deutlich geringer.

Partitionierung ohne Transmutation

Im abgebrannten Brennstoff befinden sich sehr viele verschiedene Nuklide mit unterschiedlichen Halbwertszeiten. Je nach dem betrachteten Zeitraum sind es verschiedene Nuklide, die den größten Einfluss auf die Beurteilung des radioaktiven Abfalls haben: In den ersten Jahrzehnten nach der Entnahme aus dem Kernreaktor sind es beispielsweise einige stark wärmeentwickelnde Nuklide, die wesentliche Parameter für die Auslegung eines Zwischenlagers und auch des Endlagers bestimmen. Das betrifft u.a. notwendige Abstände von Endlagergebänden untereinander und vom umgebenden Wirtsgestein und den gesamten Raumbedarf, da sonst die Wärmeabfuhr nicht gewährleistet werden könnte.

Ein möglicher Ansatz wäre die Auftrennung der abgebrannten Brennstäbe in zwei Stoffgruppen: diejenigen Radionuklide, die aufgrund ihrer Eigenschaften wie Radiotoxizität

und Halbwertszeit in ein Endlager eingebracht werden müssen, und diejenigen Radionuklide, bei denen dies nicht über längere Zeiträume erforderlich ist, da ihre radiologische Wirksamkeit nach der Zwischenlagerung unterhalb der Freigrenzen der Strahlenschutzverordnung liegt.

Kirstein und Clark (2013) haben Abschätzungen durchgeführt, wie sich eine Partitionierungsstrategie ohne Transmutation auf die Menge an Abfall im Endlager auswirken würde. Betrachtet werden hierbei Jod, Plutonium und die Minoren Aktiniden, da diese den größten Teil der Radiotoxizität (vgl. Kapitel 2.3.2.1) ausmachen. Die Radiotoxizität beschreibt dabei die relative Gefährdung des Menschen durch die Aufnahme von radioaktiven Nukliden in den Körper. Es wird davon ausgegangen, dass das abgetrennte Uran und die anderen Spaltprodukte nicht über längere Zeiträume gesichert werden müssten.

In einem solchen Fall würde sich die Abfallmasse im Endlager auf knapp 30% des Ausgangswertes reduzieren. Diese Abschätzung vernachlässigt, dass neben dem langlebigen Spaltprodukt Jod-129 (Halbwertszeit 15,7 Millionen Jahre) auch weitere langlebige Spaltprodukte über extrem lange Zeiträume sicher verwahrt werden müssen. Unberücksichtigt bleibt außerdem, dass die Auslegung des Endlagers maßgeblich durch die Wärmeentwicklung bestimmter Isotope bestimmt wird. Diese Wärmeleistung ist innerhalb der ersten 50 Jahre maßgeblich durch Strontium-90 und Cäsium-137 bestimmt – und ihre Bedeutung im Vergleich zu einigen langlebigeren Transuranen nimmt erst nach 100 Jahren schrittweise ab (U.S. NRC, 1996, S. 324)). Die Wärmeleistung halbiert sich etwa 40 Jahre nach der Entladung aus dem Reaktor (Müller-Lyda und Brassler, 2008). Es stellt sich somit die Frage, in wie weit eine Reduzierung der einzulagernden Masse überhaupt das angemessene Kriterium für die Beurteilung einer Partitionierungsstrategie ist.

Jedenfalls gilt, dass Strontium-90 und Cäsium-137 vom vorliegenden Atommüll abgetrennt werden müssten, um einen nachweislichen Einfluss auf die Größe des Endlagers zu haben. Aufgrund der mittleren Halbwertszeit von etwa 30 Jahren könnte angestrebt werden, mit einer entsprechend langen Zwischenlagerzeit Werte unter der Freigabegrenze erreichen zu wollen. Dazu wären allerdings mehrere Jahrhunderte oberirdische Lagerung vorzusehen und das besonders langlebige Spaltprodukt Cäsium-135 würde bei einer Cäsiumabtrennung nicht durch Endlagerung gesichert. In der Schweiz hat es eine Diskussion dazu im Rahmen der Debatten um den Energy Amplifier in den 1990er Jahren gegeben. Der Energy Amplifier ist ein beschleunigergetriebenes System das 1993 sowohl zur Energieerzeugung als auch zur Bestrahlung radioaktiver Abfälle vorgeschlagen wurde. Experten der Schweizerischen Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK) – heute Eidgenössische Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSI) – gingen damals davon aus, dass eine, vielleicht oberflächennahe, Lagerung von größeren Abfallmengen mit überwiegend mittlerer Halbwertszeit über viele Jahrhunderte aus sicherheitstechnischen und ethischen Gründen inakzeptabel sei (HSK, 1997).

Je differenzierter die Abtrennung einzelner Elemente, Elementgruppen oder spezifischer Isotope gelingen könnte, desto größer wäre der mögliche Effekt auf eine Reduzierung der Mengen sicher endzulagernder radioaktiver Abfälle, aber auch der damit einhergehende

Aufwand. Dies würde aber bedeuten, bestimmte Abfallmengen als längerfristig (womöglich oberirdisch) zwischenlagerfähig zu erklären, bis sie wieder in der Biosphäre und Technosphäre auftauchen dürfen, während andere Abfallmengen weiterhin für geologische Zeiträume sicher endzulagern wären. Entsprechende Abtrenntechnologie vorausgesetzt, könnte dann für jede Gruppe entsprechend ihre Wärmeentwicklung, der Radiotoxizität, der langfristigen Gefahr für Mensch und Umwelt und der militärischen Nutzbarkeit die geeignete Lagerform definiert werden. Damit wäre insbesondere eine Differenzierung bezüglich der Lagerdauer, bis die Freigabegrenzen erreicht sind, möglich.

Unabdingbar für eine zielführende Umsetzung eines solchen hypothetischen Partitionierungsszenarios, bei dem die aufgetrennten Stoffströme nicht wieder bestrahlt werden, wäre die Möglichkeit einer isotopengenauen Abtrennung bestimmter Nuklide. Andernfalls ist es nicht möglich, gezielt die Nuklide, bei denen dies durch ihre Eigenschaften erforderlich ist, langfristig sicher zu entsorgen. Von dieser Option ist der aktuelle technische Entwicklungsstand von Abtrennverfahren noch weit entfernt, wenn überhaupt technisch machbar. Weder in der Übersichtliteratur (OECD/NEA, 2018a)) noch in Szenarien für mögliche Anwendungsfälle taucht diese Option auf (Kirchner u. a., 2015; Martinez-Val und Abderrahim, 2008; Renn, 2014). Dementsprechend ist eine Bewertung dieser Strategie und deren Einfluss beispielsweise auf die Größe des Endlagers, auch im Hinblick auf zusätzliche Sekundärabfälle, praktisch nicht möglich. Die gesellschaftliche Akzeptanz für den Bau von Zwischenlagern, die gegebenenfalls für mehrere Jahrhunderte betrieben würden, scheint gegenwärtig jedenfalls mehr als fraglich.

Transmutation aller Transurane

Wird von Partitionierung und Transmutation (P&T) gesprochen, geht es heute zumeist nur noch um die Transmutation der Minoren Aktiniden bei gleichzeitiger Nutzung des Plutoniums zur Energieerzeugung (vgl. 2.1.2.2). Während die Spaltprodukte der Endlagerung zugefügt werden, soll das Uran weiterhin in Mischoxid-Brennstoffen genutzt werden.

Zur Begründung der Nützlichkeit einer Transmutation der Transurane wird die dadurch erreichbare Reduktion des Radiotoxizitätsindex angeführt (siehe 2.3.2.1). Basierend auf den Ingestionsdosisraten für den gesamten radioaktiven Müll wird argumentiert, dass eine Transmutation der Transurane und damit ihr Verschwinden aus dem Endlager dazu führe, dass bereits nach hundert oder tausend Jahren Jahre die Radiotoxizität und damit die Gefährlichkeit des radioaktiven Inventars geringer als die einer Uranmine sei (vgl. hierzu auch kritischer Kapitel 2.3.2.1). Damit wird impliziert, dass der Zeitrahmen, für den ein sicherer Einschluss im Endlager gewährleistet sein muss, um Größenordnungen geringer sei als bei der Endlagerung ohne Transmutation (IAEA, 2019a, S. 74; OECD/NEA, 2006a, S. 9; Renn, 2014, S. 40). Allerdings wird dabei davon ausgegangen, dass die Beseitigung der Minoren Aktiniden vollständig gelingen kann, was angesichts von nicht hundertprozentig effizienten Partitionierungs- und Transmutationsschritten technisch mit hoher Wahrscheinlichkeit auszuschließen ist.

Transmutation setzt eine Partitionierung der abgebrannten Brennstoffe voraus. Eine aktuell diskutierte Option geht davon aus, dass die Transurane (Plutonium und Minore Aktiniden) aus den abgebrannten Brennelementen abgetrennt und dann aus ihnen neue Brennelemente gefertigt und diese in Schnellen Reaktoren bestrahlt werden (z.B. in Kirchner u. a., 2015; Renn, 2014). Die Optimierung des Konzeptes würde nicht auf die Energieerzeugung abzielen, sondern auf eine möglichst effiziente Transmutation der Transurane. Dieses Verfahren müsste mehrfach angewandt werden, um eine deutliche Reduzierung des Transuraninventars, das endgelagert werden muss, zu erreichen. Eine andere Option wäre es, das abgetrennte Plutonium an internationale Partner, die weiterhin Kernkraftwerke betreiben (wollen), abzugeben.

Bei der Umsetzung einer Transmutationsstrategie bei dem die Minoren Aktiniden bestrahlt und umgewandelt werden sollen, stellt vor allem Curium-242 aufgrund der Wärmeentwicklung und Neutronenstrahlung extrem hohe Anforderung an die Verfahren der Partitionierung und Brennstofffertigung (Fanghänel u. a., 2010, S. 2942; Nafee u. a., 2012). Aus diesem Grund wird immer wieder diskutiert, alle Curiumisotope aus den abgebrannten Transmutationsbrennstoffen abzutrennen, und nicht einem erneuten Transmutationszyklus zuzuführen (Kooyman u. a., 2018; Renn, 2014, S. 110). Damit wäre u.a. die Neutronendosis und auch die Wärmeentwicklung des zu verarbeitenden Materials in der Brennelementefertigung deutlich geringer und selbige leichter machbar. Ein solcher Ansatz würde Abtrennverfahren voraussetzen, die eine Abscheidung von Curium mit einer hohen Effizienz ermöglichen. Außerdem müsste klar sein, wie mit den abgetrennten Curiumisotopen (z.B. Curium-244, Halbwertszeit 18,1 Jahre), die nicht so schnell zerfallen wie Curium-242 (Halbwertszeit 0,45 Jahre), umgegangen wird.

Transmutation langlebiger Spaltprodukte

Das ursprüngliche Ziel der Transmutation war die Umwandlung der für eine Endlagerung besonders problematischen Radionuklide, die in den abgebrannten Brennstoffen enthalten sind. Dabei wurden zunächst auch bestimmte sehr langlebige Spaltprodukte wie Cobalt-14, Selen-79, Zirconium-93, Technetium-99, Paladium-107, Zinn-126, Iod-129 und Cäsium-135 mitbetrachtet (Mellinger u. a., 1984; OECD/NEA, 1999, S. 176; Salvatores u. a., 1998, 1994; U.S. NRC, 1996, S. 2). In den USA gab es bereits Ende der 1950er Jahre Pilotanlagen zur Abtrennung von Spaltprodukten, um diese für andere Anwendungen weiterzuverwenden (Burns und Kenoyer, 2003, S. 23; Müller, 1990, S. 514). Ein Problem bei der Realisierung einer Transmutation von Spaltprodukten ist, dass diese im Gegensatz zu den meisten transuranischen Elementen bei Kernumwandlungen keine Neutronen im Reaktor produzieren, sondern nur konsumieren und sich dies somit negativ auf die Neutronenbilanz auswirkt. Für eine positive Neutronenbilanz müssen im Durchschnitt mehr Neutronen frei als verbraucht werden. Sie ist ein relevanter Faktor, wenn man die Transmutationsmöglichkeiten in einem bestimmten Reaktorsystem betrachtet, denn der Brennstoff müsste längerfristig „reaktiv“ bleiben können (OECD/NEA, 2002). Entsprechend mehr Spaltungen von Uran oder Plutonium müssen stattfinden, um einen entsprechend eingesetzten Reaktor betreiben zu können.

Auch muss die Abtrennung der zu transmutierenden Nuklide aus dem abgebrannten Brennstoff mit ausreichender Effizienz erfolgen. Aus diesen selektiv abgetrennten Spaltprodukten müssten wiederum geeignete Targets produziert werden, die u.a. der Strahlenbelastung standhalten und die mitunter flüchtigen Nuklide binden (OECD/NEA, 2002, S. 269). Selbst dann müssten aber mehrere Transmutationszyklen durchgeführt werden (OECD/NEA, 2006a, S. 99).

Für die kurzlebigen, aber stark wärmeentwickelnden Isotope (Halbwertszeiten von ungefähr 30 Jahren) wie Strontium-90 und Cäsium-137 erscheint mit den momentan erreichbaren Neutronenflüssen in Reaktorsystemen aufgrund der geringen Wirkungsquerschnitte eine Transmutation praktisch nicht möglich (IAEA, 2008a, S. 43; U.S. NRC, 1996, S. 23), denn die natürlichen Zerfallsraten sind etwa genauso hoch wie die Reaktionsrate in einem thermischen oder auch schnellen Neutronenspektrum innerhalb eines Reaktors (Kirchner u. a., 2015, S. 110; OECD/NEA, 2002, S. 265). Die Isotope würden daher durch ihren natürlichen Zerfall etwa genauso schnell abklingen wie die Umwandlung durch Bestrahlung in einem Reaktor. Die Abtrennung der Isotope könnte allerdings die Größe des notwendigen Endlagers reduzieren, falls man davon ausgeht, dass eine separate Lagerung dieser Isotope über mehrere Jahrhunderte akzeptabel erscheint und man davon ausgeht, dass eine isotopenreine Abtrennung möglich werden könnte, so dass besonders langlebige Radioisotope dieser Elemente ins Endlager verbracht werden könnten (IAEA, 2019a, S. 30). Eine solche technische Möglichkeit erscheint aber heute überhaupt nicht realistisch machbar.

Es wird davon ausgegangen, dass bestenfalls die Transmutation von Iod-129 und Technetium-99 möglich sein könnte. Andere langlebige Spaltprodukte könnten bestenfalls teilweise abgetrennt und speziell konditioniert werden (IAEA, 2008a, S. 41).

Es gibt nach wie vor Forschungsarbeiten zur Transmutation von Spaltprodukten. Dabei geht es allerdings oft um die Bestrahlung in speziellen Targets, die mit entsprechenden Projektilen wie Neutronen oder Protonen aus Beschleunigeranlagen beschossen werden (Arslan u. a., 2019; Kailas u. a., 2015). Da im Gegensatz zu der Transmutation der Transurane für die meisten Spaltprodukte ein thermisches Spektrum besser geeignet ist, gibt es wenig Überschneidungen zwischen den beiden Forschungsgebieten (Transmutation von Transuranen und Transmutation von Spaltprodukten), da unterschiedliche Reaktorkonzepte verfolgt werden (OECD/NEA, 2002, S. 264). Ein weiterer Hinderungsgrund bei der Transmutation langlebiger Spaltprodukte sind die Unsicherheiten bezüglich der Wirkungsquerschnitte aufgrund fehlender Experimente für die verschiedenen möglichen Reaktionen und daraus folgenden Unsicherheiten möglicher Transmutationseffizienzen (OECD/NEA, 2006a, S. 99).

Bereits 1994 wurde in einem Bericht der Netherlands Energy Research Foundation festgestellt, dass die Transmutation von Spaltprodukten in beschleunigergetriebenen Systemen aufgrund der schlechten Energie- und Kosteneffizienz höchstens Sinn mache, wenn man aus der Kernenergieerzeugung aussteige und keine kritischen Reaktoren nutzte. Um die Transmutation dennoch möglichst wirtschaftlich zu gestalten, würde man vermutlich Anlagen mit nur sehr geringer Unterkritikalität wählen. In diesem Fall würde man weniger

Neutronen aus der Spallationsquelle benötigen und der Betrieb wäre damit wirtschaftlicher. Dann würden diese Systeme allerdings sehr stark den „normalen“, kritischen Reaktoren mit allen assoziierten Sicherheitsproblemen ähneln (Jannsen, 1994).

Anhand einiger Beispiele soll aufgezeigt werden, welche Probleme die theoretisch denkbare Transmutation von Spaltprodukten praktisch in sich birgt.

Selen-79 und Zinn-126

Selen-79 und Zinn-126 sind zwei Leitisotope für die Bewertung der Langzeitsicherheit eines Endlagers. Für beide Isotope, die eine Halbwertszeit von 360.000 Jahren bzw. 200.000 Jahren haben, ist die Reaktionsrate im Neutronenfluss aufgrund der kleinen Wirkungsquerschnitte eines Reaktors so gering, dass Transmutation nicht sinnvoll umsetzbar erscheint (OECD/NEA, 2006a, S. 89, 2002, S. 265).

Cäsium-135

Cäsium-135 hat eine Halbwertszeit von 2.300.000 Jahren und ist für die Langzeitsicherheitsanalyse eines potentiellen Endlagers relevant. Die Abtrennung von Cäsium aus abgebrannten Brennstoffen ist theoretisch möglich und wurde bereits im Labormaßstab getestet (IAEA, 2008a, S. 74). Cäsium-135 macht allerdings nur ca. 10% des gesamten Gehaltes von Cäsium in abgebrannten Druckwasser-Brennstäben aus, die auch weitere Cäsiumisotope enthalten (OECD/NEA, 1999, S. 176). Bei einer geplanten Transmutation von Cäsium-135 würde aus den leichteren Cäsium-Isotopen (Cäsium-133, Cäsium-134) immer wieder neues Cäsium-135 nachgebildet werden, was die Transmutationseffizienz verringern würde. Somit wäre eine Auftrennung in die einzelne Isotope vor der eigentlichen Bestrahlung notwendig (OECD/NEA, 2006a, S. 89). Auch für die separate Bestrahlung in speziellen Targets wäre Cäsium-135 aufgrund seines kleinen Wirkungsquerschnittes für eine Reaktion mit Neutronen nicht geeignet (Hearne und Tsvetkov, 2019).

Technetium-99

Technetium-99 hat eine Halbwertszeit von 213 000 Jahren. Sein Vorhandensein beeinflusst die Langzeitsicherheit eines Endlagers deutlich. Es kommt in abgebrannten Brennstoffen in zwei verschiedenen chemischen Zuständen vor, von denen einer dem der Platinmetalle stark ähnelt. Das macht die Abtrennung äußerst kompliziert. In fortgeschrittenen hydrochemischen Prozessen (siehe Kapitel 3.1.1) konnten bestenfalls Abtrennraten von 80 % im Labormaßstab erreicht werden (IAEA, 2004a, S. 75). Überdies wirkt Technetium-99 im Reaktor als Neutronengift, d.h. es absorbiert Neutronen, die für Spaltprozesse nicht mehr zur Verfügung stehen, so dass ein unerwünschtes Absinken der Reaktivität des Brennstoffs erfolgt. Das heißt, der negative Reaktivitätseintrag müsste kompensiert werden, während gleichzeitig, bei den gegenwärtig verfügbaren Neutronenflussdichten, lange Bestrahlungszeiten notwendig würden. Es wird geschätzt, dass in einem schnellen Neutronenspektrum eine Bestrahlungsdauer von mindestens 15 Jahren notwendig wäre, um die Hälfte der eingebrachten Technetium-99 Isotope zu transmutieren (OECD/NEA, 1999, S. 179). Bei einer Modellsimulation der Bestrahlung eines Targets wurden sogar effektive

Halbwertszeiten von 66 Jahren berechnet (Hearne und Tsvetkov, 2019). Hinzu kommt, dass selbst in speziellen Targets eine Mehrfachzyklisierung notwendig wäre (OECD/NEA, 2006a, S. 91).

Jod-129

Jod-129 mit einer Halbwertszeit von etwa 16 Millionen Jahren ist ein Isotop mit hoher Mobilität in der Umwelt und hoher Radiotoxizität. Das Radionuklid ist daher ein relevanter Faktor beim Bestimmen der Dosis, die von einem potentiellen Endlager zu erwarten ist. Die Bestrahlung von Iod mit Neutronen wurde u.a. im Joint Research Center (JRC) der Europäischen Kommission in Petten (Niederlande) untersucht (Konings, 1997; OECD/NEA, 2005a, S. 218). Außerdem gab es Untersuchungen zur Möglichkeit einer laserinduzierten Transmutation von Iod (Magill u. a., 2003). Der Schwerpunkt lag dabei darauf, geeignete chemische Formen zu finden, die die Bestrahlung von flüchtigem Jod erlauben.

In abgebrannten Brennstoff liegt Iod in verschiedenen chemischen Formen vor: als reines Molekül, als lösliches Cäsiumiodid (CsI), als Zirkoniumiodid in fester (ZrI_{4-n}) oder flüchtiger Form (ZrI_4). Während des PUREX/UREX Prozesses wurden bereits Abtrenneffizienzen von 95-98% erreicht. Aufgrund der hohen Radiotoxizität sollte dieser Wert noch deutlich verbessert werden (IAEA, 2004a, S. 75). Generell scheint Jod-129 als eines der langlebigen Spaltprodukte, bei denen eine Transmutation zumindest theoretisch möglich scheint.

2.1.2.2 Langfristige Nutzung der Kernenergie

Einige Länder wie Russland, China, Frankreich, Indien und Japan planen, Kernenergie längerfristig zur Energieerzeugung zu nutzen (WNA, 2020a, 2020b, 2020c, 2020d, 2020e). Diese Planungen schließen immer einen sogenannten geschlossenen Brennstoffkreislauf mit ein. Ein solcher „Kreislauf“ ist in Abbildung 1 dargestellt. Die abgebrannten Brennstäbe aus den Leistungsreaktoren werden nach einer gewissen Abklingzeit wiederaufgearbeitet. Dabei wird das Material in der Regel in drei verschiedene Stoffströme (Spalt- und Aktivierungsprodukte, Uran sowie Plutonium) aufgespalten.

Aus dem abgetrennten Uran und Plutonium können neue Brennelemente, sogenannte Mischoxid (MOX)-Brennelemente, gefertigt und wieder in Kernkraftwerken eingesetzt werden. Während des gesamten Abtrenn- und Fertigungsprozesses fallen radioaktive Abfälle an, die sicher entsorgt werden müssen. Daher kann nicht von einem „vollständigen“ oder „geschlossen“ zu denkenden „Brennstoffkreislauf“ die Rede sein. Gerade wenn nur thermische und keine schnellen Reaktoren verwendet werden, lässt sich das wiederaufbereitete Plutonium aufgrund seiner durch jeden Einsatz im Reaktor veränderten Isotopen-Zusammensetzung nicht beliebig oft wiederverwenden. Auch die Isotopenzusammensetzung des Urans verändert sich nach jeder weiteren Nutzung und Wiederaufarbeitung in einer Weise, dass mindestens die Fertigung neuer Uranbrennstoffe für Leichtwasserreaktoren immer aufwändiger würde; dies betrifft insbesondere das Erfordernis höherer Anreicherungen.

Solche Formen der Wiederaufarbeitungs- und MOX-Strategien versprechen eine bessere Ausnutzung der vorhandenen Uranressourcen. Befürworter und Entwickler sprechen daher

in diesem Zusammenhang von einer „nachhaltigen“ Kernenergienutzung. Allerdings würde die konsequente Wiedernutzung der zurückgewonnen Spaltmaterialien in MOX-Brennstoffen in Leichtwasserreaktoren den jährlichen Uranbedarf auch nur um maximal 20-25% reduzieren (Parisot, 2016, S. 12). Obwohl in einigen Ländern schon seit Jahrzehnten angestrebt, ist das Konzept – insbesondere was den Einsatz von schnellen Reaktoren als sogenannte Plutonium-Brüter angeht – bis jetzt nicht erfolgreich umgesetzt worden (von Hippel u. a., 2019). Eine weitere Option wäre eine Thorium-basierte Brennstoffstrategie, in der aus Thorium-232 Uran-233 als Spaltmaterial erbrütet würde. Dieser Weg wird u.a. in Indien verfolgt (Ramana, 2009), ist aber noch weniger technisch ausgereift als die Uran-Plutonium Brutstrategie.

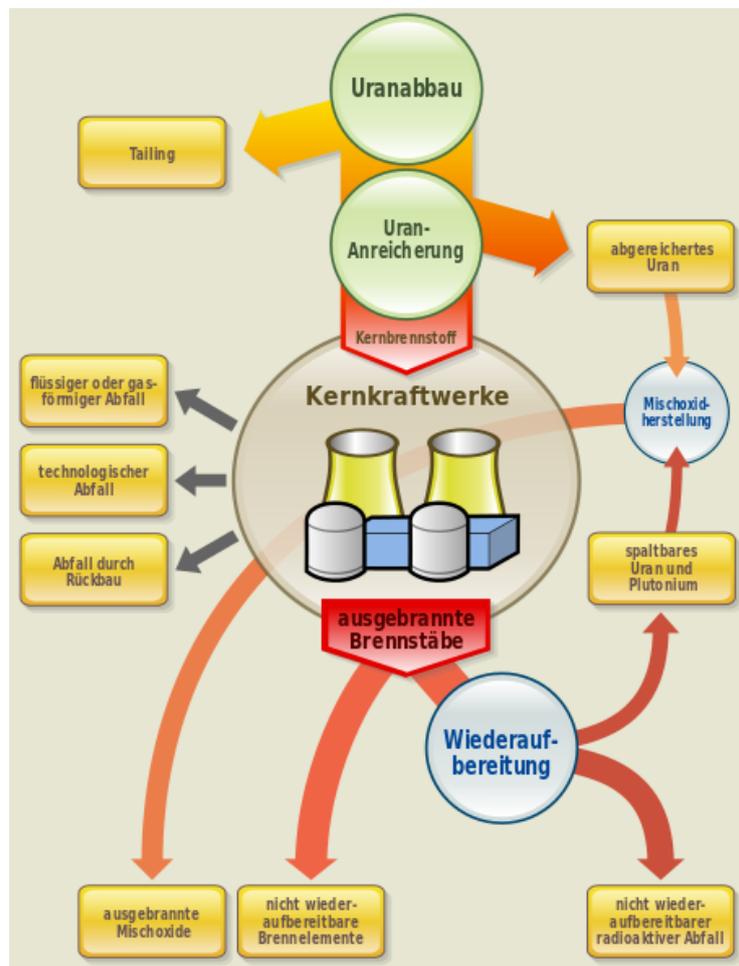


Abbildung 1: Der sogenannte geschlossene Brennstoffkreislauf. Der entscheidende Unterschied zur „once-through“ Strategie, bei der abgebrannte Brennstoffe direkt für die Endlagerung vorgesehen werden, ist die Wiederaufarbeitung der abgebrannten Brennstäbe. Aus dem abgetrennten Uran und Plutonium können neue Brennelemente gefertigt werden. Die Abbildung zeigt deutlich, dass auch im geschlossenen Brennstoffkreislauf radioaktive Abfälle anfallen, die entsorgt werden müssen. (Quelle: (Lardot, 2006)).

Die Möglichkeit einer “nachhaltigen” Kernenergienutzung in Sinne einer effizienteren Nutzung des Brennstoffes wird weiterhin als Motivation benannt für eine Realisierung von

Reaktorkonzepten, die sich schon seit vielen Jahrzehnten in Entwicklung befinden, aber bislang nicht die bekannten thermischen Reaktorlinien – insbesondere verschiedene Leichtwasserreakortypen – ersetzen konnten. Seit einiger Zeit wird hier zusätzlich auch ein technisch besserer Umgang mit radioaktiven Abfällen ins Feld geführt (GIF, 2014, S. 14; Martinez-Val und Abderrahim, 2008). So soll der natriumgekühlte schnelle Reaktor, der ursprünglich als Plutonium-Brüter zur Spaltstofferzeugung gedacht war, nunmehr über das Leistungsmerkmal verfügen, Plutonium und Minore Aktiniden wieder als Spaltmaterial zu nutzen und damit Radiotoxizität und Wärmeentwicklung des radioaktiven Abfalls reduzieren zu können (Matveev u. a., 2005, 1999; Rodriguez, 2019, S. 78; Rouault u. a., 2010, S. 2333). Der natriumgekühlte Schnelle Reaktor ist dann ein Reaktorkonzept einer neuen Generation von Leistungsreaktoren (Generation IV). Mit diesen soll es möglich werden, dass bei der Energieerzeugung deutlich weniger radioaktive Abfälle anfallen, oder dass je nach Auslegung des Reaktors, sogar alte radioaktive Abfallbestände teilweise transmutiert werden könnten. Auch in einer solchen Strategie wird voraussichtlich ein Endlager gebraucht, da die Abfälle zwar reduziert, aber nicht gänzlich beseitigt werden.

Wenn ein gesellschaftlicher Konsens über eine Kernenergienutzung, die weit in die Zukunft hinein fortgesetzt werden soll, vorausgesetzt werden kann, dann ist der Schritt vom Anstreben einer Nutzung mit Wiederaufarbeitung und Wiederverwendung von Spaltstoffen in schnellen Reaktoren hin zu einer Transmutationsstrategie nicht mehr weit. Eine Erweiterung auf zusätzliche Partitionierung von Minoren Aktiniden und eine Verwendung von Brennstoffen, die auch Minore Aktiniden enthalten können, stellen zwar neue technische (und wohl auch ökonomische) Herausforderungen dar, aber es ist keine grundsätzliche Revision der Programmatik der zukünftigen Kernenergienutzung erforderlich. Ist der Anteil an Minoren Aktiniden in den Brennstoffen, die schließlich zur Verwendung kommen sollen, klein, so sollen sogar nur leichte oder vielleicht gar keine Änderungen am Reaktordesign notwendig werden (Heidet u. a., 2017, S. 461). Bereits eine sehr kleine Steigerung der Transmutationseffizienz für Minore Aktiniden könnte aber bei einer über Jahrhunderte fortgesetzt gedachten Kernenergienutzung zu einer signifikanten Änderung der dann in ferner Zukunft in ein Endlager zu verbringenden hochradioaktiven Abfällen führen.

Für eine Wiederbestrahlung der in abgebrannten Brennstäben enthaltenen Transurane werden Wiederaufarbeitungs- bzw. Partitionierungsanlagen zwingend benötigt. Gibt es einen nationalen Konsens über die langfristige Weiternutzung der Kernenergie und ist die Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen bereits etabliert, so ist der denkbare Übergang zu weiter modifizierten Partitionierungstechnologien, die letztlich eine nachgelagerte Transmutation Minorer Aktiniden erlauben, gesellschaftlich weniger bedeutsam, als wenn in einem Land, das keine Kernenergienutzung mehr betreibt, neu in Entwicklung und Betrieb von Nukleartechnologien, die eine Partitionierung und Transmutation ermöglichen sollen, eingestiegen werden soll. Etwas Ähnliches gilt für die Proliferationsproblematik: ist der sogenannte geschlossene Brennstoffkreislauf mit massivem Umgang mit abgetrenntem Plutonium und seiner Nutzung in entsprechenden Reaktoren bereits länger in Vorbereitung, wird ein dadurch gegebenes hohes Proliferationsrisiko anscheinend grundsätzlich akzeptiert. Die tatsächliche Durchführung von umfassenden P&T-Programmen erhöht dann zwar das

Proliferationsrisiko weiter, aber der entscheidende Schritt ist dann bereits mit dem Betrieb von Wiederaufarbeitungsanlagen und MOX-Brennelementfertigung und -Nutzung getan worden. Ganz anderes würde sich die Situation und die gesellschaftliche Debatte um Proliferationsrisiken durch P&T in einem Land wie Deutschland darstellen, das schon seit Jahrzehnten keine Wiederaufarbeitung mehr selbst betreibt, seit langem die Wiederaufarbeitung im Ausland beendet hat und alsbald kein Atomenergieprogramm mehr betreibt.

2.2 Ausgangssituation für die nukleare Entsorgung in Deutschland

2.2.1 Abfallmenge

Die folgende Aufstellung berücksichtigt vor allem Bestandteile des radioaktiven Abfalls, die in einem hypothetischen P&T-Szenario relevant sind. Deswegen werden beispielweise die Abfälle aus Forschungs- und Demonstrationsreaktoren nur knapp erwähnt.

Laut dem offiziellen Verzeichnis radioaktiver Abfälle des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit (BMU) enthielten die abgebrannten Brennelemente aus deutschen Leistungsreaktoren zum Stichtag 31. Dezember 2017 insgesamt 8.839 Tonnen Schwermetall (BMU, 2018a, S. 9). Zwei Jahre später ist das Inventar auf 9.104 Tonnen Schwermetall angewachsen (BMU, 2020, S. 68). An gleicher Stelle finden sich auch Abschätzungen über das Gesamtaufkommen abgebrannter Brennelemente aus deutschen Leistungsreaktoren zum Ende des deutschen Atomenergieprogramms mit der Abschaltung aller Anlagen im Jahr 2022. Es wird davon ausgegangen, dass von den insgesamt 16.786 Tonnen Schwermetall, die in der Betriebszeit der Reaktoren angefallen sein werden, etwa 10.113 Tonnen konditioniert und endgelagert werden müssen (BMU, 2020, S. 70).

Bis zum Stichtag 31. 12. 2019 wurden knapp 40% der abgebrannten Brennstoffe in den französischen, britischen und deutschen Wiederaufarbeitungsanlagen behandelt (BMU, 2020, S. 68). Nach einer weitgehenden Abtrennung von Uran und Plutonium wurden bzw. werden der verbleibenden Mengen an hochradioaktivem Atommüll (insbesondere Spaltprodukte und Minore Aktiniden) in Borsilikat verglast und in Kokillen verpackt, die in Zwischenlager in Deutschland verbracht wurden bzw. werden und zur späteren Endlagerung vorgesehen sind. Für P&T-Szenarien sind diese Abfälle aus der Wiederaufarbeitung nicht zu betrachten, da die Wiederaufarbeitung nicht praktikabel scheint. Die Gründe, warum auch in einem P&T Szenario aller Wahrscheinlichkeit nach davon ausgegangen werden muss, dass bereits verglaste Abfälle nicht mehr aufbereitet werden können, sind in Kapitel 3.1.2.6 dargestellt.

Der Wert von 10.113 Tonnen wird im Rahmen dieses Gutachtens in den Szenarien zu möglichen Transmutationsstrategien als Ausgangswert verwendet. Für die Analyse der hypothetischen Umsetzungsszenarien ist die Kenntnis der Gesamtmenge des Abfallaufkommens allein nicht ausreichend. Eine detailliertere Aufschlüsselung des Inventars ist notwendig, um den potentiellen Nutzen von P&T abzuschätzen. Die letzte den Autor*innen bekannte detailliertere Aufschlüsselung des deutschen Inventars

hochradioaktiver Abfälle wurde von Schwenk-Ferrero durchgeführt (2013). Dabei wurde auch die Gesamtmenge hochradioaktiver Abfälle, die bis zum geplanten Ausstieg 2022 anfällt, berechnet und ein Wert von 10.300 Tonnen (und damit etwa 2% mehr als in den aktuellen Daten des BMU) angegeben. Auf Basis der Simulationen von 2013 kann das Inventar relevanter Nuklidgruppen auf Basis der aktuellen Prognosen der Gesamtmenge an hochradioaktiven Abfall berechnet werden.

Dazu gehören Plutonium, Uran, die wichtigsten Minoren Aktiniden Neptunium, Americium und Curium und ausgewählte langlebige Spaltprodukte. Da die natürlichen Zerfälle einzelner Spaltprodukte in der Modellrechnung aufgrund der Komplexität nicht abgebildet werden können, ist es sinnvoll, nur langlebige Nuklide näher zu betrachten. Aufgrund ihrer Relevanz für die Beurteilung der Langzeitsicherheit eines möglichen Endlagers (sie sind Leitisotope für entsprechende Bewertungen) und des Vorhandenseins von Vergleichsdaten wurden Technetium-99, Iod-129 und Cäsium-135 ausgewählt. Für diese Isotope sind in Schwenk-Ferrero (2013) die Anteile im deutschen, abgebrannten Brennstoff angegeben. Wie in Kapitel 2.1.2.1 dargestellt, gibt es noch mehr langlebige Spaltprodukte, die von Bedeutung sind. Allerdings sind für diese in Schwenk-Ferrero (2013) keine Inventare gegeben. Die Gesamtmenge der langlebigen Spaltprodukte wird auf Grund eigener Schätzungen etwa 25 bis 30 Tonnen umfassen.

Tabelle 1: Geschätztes Inventar bestimmter Nuklidgruppen in Tonnen im Jahr 2022, die in Form abgebrannter Brennelemente in Deutschland vorliegen werden. Das Gesamtinventar an hochradioaktivem Nuklearabfall und der Anteil einzelner relevanter Elemente wird laut Schwenk-Ferrero (2013) angegeben (2. und 3. Spalte). Auf dieser Basis und entsprechend der Prognose des Bundesumweltministeriums für das Gesamtinventar im Jahr 2022 (BMU, 2020) werden die 2022 anfallenden Mengen relevanter Elemente abgeschätzt (4. Spalte).

Isotopengruppe	Inventar 2022 (Schätzung von 2013)	Anteil	Inventar 2022 (Schätzung von 2020)
Gesamt	10.300 t	100,0%	10.113,00 t
Uran	9.710 t	94,27%	9.534,00 t
Plutonium	131,0 t	1,27%	128,60 t
Minore Aktiniden (Np, Am, Cm)	21,5 t	0,21%	21,11 t
Americium	14,6 t	0,14%	14,34 t
Neptunium	6,21 t	0,06%	6,10 t
Curium	0,662 t	0,01%	0,65 t
Spaltprodukte gesamt	415,7 t	4,04%	408,10 t
Ausgewählte langlebige Spaltprodukte (Tc, I, Cs)	16,98 t	0,17%	16,67 t
Technetium-99	9,28 t	0,09%	9,11 t
Iod-129	2,27 t	0,02%	2,23 t
Cäsium-135	5,43 t	0,05%	5,33 t

Unter der Annahme, dass die simulierte Zusammensetzung der realen Zusammensetzung ausreichend gut entspricht, kann aus diesen Anteilen das zu erwartende Inventar im Jahr

2022 abgeleitet werden. Die Werte, die auch später in der Modellrechnung verwendet werden, sind in Tabelle 1 angegeben.

Außer den Leistungsreaktoren wurden in Deutschland Versuchs- und Demonstrationsreaktoren betrieben. Aus diesem Betrieb sind etwa 190 Tonnen zu entsorgendem Schwermetall angefallen. Der Großteil dieses angefallenen Abfalls wurde bereits in verschiedenen Anlagen wiederaufgearbeitet (BMU, 2020, S. 69). Der Umgang mit den Brennelementkugeln des Versuchskernkraftwerks AVR-Jülich hingegen ist bis jetzt nicht geklärt (BMU, 2020, S. 271). Aufgrund der geringen Menge (1,9 Tonnen Schwermetall insgesamt) werden diese, in Jülich gelagerten, Kugeln jedoch im Folgenden nicht weiter betrachtet. Die Thorium-Hoch-Temperatur-Reaktor (THTR) Brennelementkugeln, die 6,9 Tonnen Schwermetall enthalten sind im Brennelement-Zwischenlager Ahaus gelagert (BMU, 2020, S. 36, 69). Diese sollen einem Endlager zugeführt werden (BMU, 2020, S. 86) und werden in diesem Gutachten nicht weiter betrachtet.

Auch sind in Deutschland derzeit noch sechs Forschungs- und Unterrichtsreaktoren in Betrieb. Dabei sind bereits hochradioaktive Abfälle angefallen und weitere werden hinzukommen, wenn auch in deutlich kleineren Mengen als aus den Leistungsreaktoren. Die Abfälle aus den Versuchs-, Forschungs-, Demonstrations- und Unterrichtsreaktoren unterscheiden sich teilweise deutlich von abgebrannten Leistungsreaktorbrennstäben und müssen mitunter speziellen Verfahren zur Entsorgung zugeführt werden. Ein Aspekt ist dabei zum Beispiel die hohe Anreicherung an U-235 in den TRISO Partikeln von Hochtemperaturreaktoren und bei den abgebrannten Brennelementen des Münchner Forschungsreaktors FRM-II. Hier muss bei Entsorgungsoptionen u.a. auf Kritikalitätssicherheit geachtet werden. Die Entsorgung der radioaktiven Abfälle aus diesen Reaktortypen, kann nur fallweise untersucht werden. Gleichzeitig ist das Gesamtinventar der abgebrannten Brennelemente um zwei Größenordnungen kleiner als das Inventar aus den Leistungsreaktoren (BMU, 2020, S. 69).

Aus diesem Grund bezieht sich die Szenarioanalyse (Kapitel 4) nur auf die Abfälle aus Leistungsreaktoren, die noch nicht verglast worden sind (10.113 Tonnen Schwermetall, s.o.). Die Gründe, warum auch in einem P&T Szenario aller Wahrscheinlichkeit nach davon ausgegangen werden muss, dass bereits verglaste Abfälle nicht mehr aufbereitet werden können, sind in Kapitel 3.1.2.6 dargestellt. Insgesamt sind 6.673 Tonnen Schwermetall an abgebrannten Brennelementen zur Wiederaufarbeitung und/oder Entsorgung ins Ausland verbracht worden. Der größte Teil davon wurde in La Hague (Frankreich) und Sellafield (Vereinigtes Königreich) wiederaufgearbeitet. Die Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente ist abgeschlossen (Endlagerkommission, 2016, S. 115). Die aus der Wiederaufarbeitung entstandenen verglasten radioaktiven Abfälle wurden zum Großteil bereits wieder nach Deutschland rückgeführt (BMU, 2020, S. 84).

Zusätzlich zu den bereits genannten wärmeentwickelnden Abfällen sind in Deutschland zum 31. Dezember 2019 ca. 20.000 Tonnen oder 125.000 m³ radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung zwischengelagert (BMU, 2020, S. 82). Aus dem Betrieb bis zum Ende der Laufzeit und der Stilllegung der Kernkraftwerke sind noch weitere

Abfälle zu erwarten. Diese sollten sich laut Hochrechnungen zu etwa 300.000 m³ aufsummieren. Dies entspricht dem Abfallgebinderolumen, für das das Endlager Konrad zugelassen ist (303.000 m³) (BMU, 2015, S. 6). Zusätzlich liegen in Deutschland noch die radioaktiven Abfälle, die aus der Rückholung von Abfällen aus der Schachanlage Asse II (schätzungsweise 175.000-220.000 m³) erwartet werden, und die Abfallgebinde aus der in Deutschland betriebenen Urananreicherung (bis zu 100.000 m³ Abfallgebinde aus abgereichertem Uran) vor (BASE, 2020a, S. 11; BMU, 2015, S. 11). Diese Mengen werden nicht weiter betrachtet, da Partitionierungs- und Transmutationskonzepte sich auf hochradioaktive Abfälle beschränken.

2.2.2 Rechtliche Lage

Die Nutzung der Kernenergie, kerntechnischer Anlagen und die Entsorgungspfade sind in Deutschland durch eine Reihe von Gesetzen, Verordnungen, Vorschriften und Leitlinien geregelt. Die Nationale Regelwerkspyramide (Abbildung 2) illustriert diese anschaulich. An oberster Stelle stehen allgemein verbindliche Gesetze und Rechtsordnungen. Daraus ergeben sich verbindliche Vorschriften für Behörden bzw. Betreiberorganisationen, die in entsprechenden Gremien in Leitlinien, Empfehlungen und Regeln umgesetzt werden.

Die allgemein verbindlichen Regelwerke sind das Grundgesetz, das Atomgesetz (AtG), das Strahlenschutzgesetz (StrlSchG), das Standortauswahlgesetz (StandAG), sowie Rechtsverordnungen. In Deutschland ist der Ausstieg aus der Kernkraftnutzung bis 2022 sowie die direkte Endlagerung gesetzlich vorgeschrieben. Der Einsatz von hypothetischen Partitionierungs- und Transmutationstechnologien in Deutschland wäre hiermit nicht kompatibel. Insbesondere gilt:

- AtG § 7 Genehmigung von Anlagen: Die aktuelle Fassung untersagt, Kernkraftwerke zur Stromerzeugung oder Wiederaufbereitungsanlagen zu errichten.
- AtG § 9a Verwertung radioaktiver Reststoffe und Beseitigung radioaktiver Abfälle: Die aktuelle Fassung untersagt, abgebrannte Brennelemente aus kommerziellen Kernkraftwerken wiederaufzuarbeiten.
- AtG § 2c Nationales Entsorgungsprogramm: Das Programm sieht eine direkte Endlagerung vor.

Diese und zahlreiche weitere Rechtsvorschriften, die insbesondere mit dem grundsätzlichen Beschluss zum Ausstieg aus der Kernenergienutzung nach der Katastrophe in Fukushima 2011 zusammenhängen, schließen eine hypothetische P&T-Strategie aus. Weitere Änderungen wären beim Strahlenschutzgesetz (StrlSchG) notwendig, das um einen Abschnitt für die neuen kerntechnischen Anlagen erweitert werden müsste. Das Standortauswahlgesetz (StandAG) müsste umfassend geändert werden, da der Gesetzgeber in der aktuellen Fassung davon ausgeht, dass die vorliegenden hochradioaktiven Abfälle in ein tiefegeologisches Endlager verbracht werden. Die Sicherheitsanforderungen an kerntechnische Anlagen bedürften für die Durchführung eines P&T-Programms einer Überarbeitung. Änderungen der Gesetze müssen zu Änderungen im nachgelagerten

Regelwerk führen, dementsprechend würden neuartige oder zumindest überarbeitete Leitlinien und Empfehlungen der Reaktorsicherheitskommission (RSK), der Strahlenschutzkommission (SSK) und der Entsorgungskommission (ESK) erforderlich. Ebenso wäre eine Neuerstellung von sicherheitstechnischen Empfehlungen im Rahmen des Regelwerks des Kerntechnischen Ausschusses (KTA Regeln) notwendig. Es bedurfte Jahrzehnte, sie in der gegenwärtigen Fassung zu erstellen. Dieses Regelwerk müsste um Regeln für neue Reaktortechnologien und Partitionierungs- und Transmutationsanlagen erweitert werden.

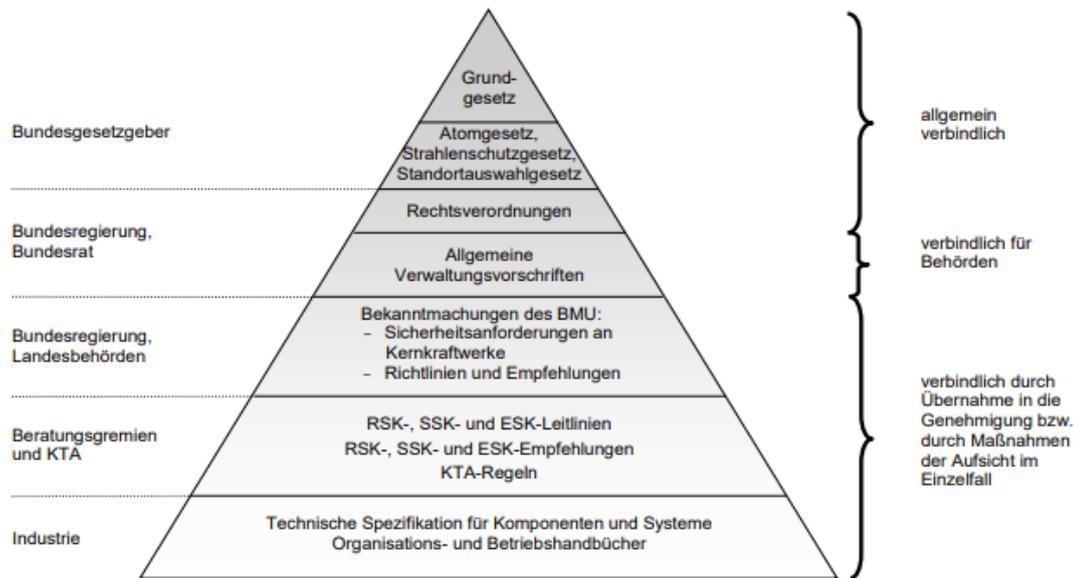


Abbildung 7-1 Nationale Regelwerkspyramide

Förmliche Bundesgesetze, insbesondere Atomgesetz (AtG) und Strahlenschutzgesetz (StrlSchG)

Abbildung 2: Nationale Regelwerkspyramide (Quelle: (BMU, 2019)).

Es zeigt sich, dass der hypothetische Betrieb von P&T mit massiven Änderungen im rechtlichen Bereich einhergehen müsste. Im Kern ginge es dabei um einen Diskurs über einen Wiedereinstieg in die Kernenergienutzung. Dies beträfe auch die breite Akzeptanz für mögliche gravierende Folgen, die mit dem Risiko des Betriebs neuartiger kerntechnischer Anlagen verbunden wäre. Entsprechendes würde auch für die gesellschaftlich zu tragenden Kosten durch den langfristigen Betrieb von P&T Anlagen gelten.

2.3 Radioaktive Materialien

Radioaktive Nuklide sind nicht stabil. Die Atomkerne zerfallen spontan. Dabei wird Energie (Gamma-Strahlung) und je nach Zerfallsart ggf. auch weitere Teilchen freigesetzt (zum Beispiel Neutronen, Alpha-Partikel, Elektronen). Diese Freigabe von hochenergetischer Strahlung und Partikeln hat zur Folge, dass beim Umgang mit radioaktiven Materialien im

Vergleich zu anderen, auch toxischen Materialien, weitere Aspekte beachtet werden müssen. Auf diese Aspekte wird im Folgenden eingegangen.

2.3.1 Besonderer Herausforderungen im Umgang mit radioaktiven Materialien

Im Vergleich zu anderen Industriezweigen müssen beim Umgang mit radioaktiven Materialien weitere Herausforderungen gemeistert werden, um einen sicheren und erfolgreichen Betrieb zu gewährleisten. Im Folgenden werden einige dieser Besonderheiten erläutert.

2.3.1.1 Kritikalitätskontrolle

In kerntechnischen Anlagen finden, aufgrund des Vorhandenseins von Spaltmaterial in kritischer Anordnung, Kernspaltungen statt. Die Anzahl der Spaltungen hängt u.a. von der Zusammensetzung des Materials, den geometrischen Randbedingungen und physikalischen Randbedingungen wie beispielsweise der Temperatur ab. Während in einem Reaktor kontinuierlich ablaufende Spaltprozesse gewünscht sind, gilt das Gegenteil in Anlagen zur Wiederaufarbeitung oder zur Brennstofffertigung, und ebenfalls nicht während der Zwischen- und Endlagerung von atomaren Abfällen oder bei Nukleartransporten. Die Notwendigkeit, im Reaktorkern die Kritikalität, also eine Kettenreaktion, entsprechend der gewünschten Leistung und über den Abbrand des Brennstoffes zu erhalten ist eine der entscheidenden Kenngrößen bei der Konzeptionierung eines Reaktors (Lewis, 2008, S. 85). Eine Kettenreaktion, durch die eine feste Anzahl von Kernspaltungen erhalten bleibt oder sogar ansteigt, muss außerhalb des Reaktorkerns aber auf jeden Fall verhindert werden.

Ist die Kritikalitätskontrolle nicht durchgängig gewährleistet, kann es zu Kritikalitätsexkursionen kommen. Welche explosiven und/oder radiologischen Konsequenzen daraus folgen, ist von der geometrischen Anordnung, den vorhandenen Materialien und weiteren Randbedingungen, wie etwaige bauliche Barrieren, die die Exkursion eventuell begrenzen können, abhängig. Im Extremfall kann es aufgrund der starken Wärmefreisetzung und des damit einhergehenden Druckaufbaus zu einer Freisetzung von radioaktivem Material kommen.

Nach den Sicherheitsstandards der Internationalen Atomenergieorganisation (IAEO) müssen kerntechnische Anlagen und Aktivitäten in einer Art und Weise gestaltet sein, dass die Kritikalitätskontrolle im Normalbetrieb, während vorhersehbaren Betriebsstörungen und Unfällen gewährleistet ist (IAEA, 2014, S. 1). Dazu sind verschiedene Maßnahmen möglich. Am einfachsten ist der Aspekt der geometrischen Sicherheit: in diesem Fall sind die Ausmaße der betrachteten Einheit so klein, dass keine Kritikalität möglich ist (GRS, 2015, S. 28). Aus naheliegenden Gründen ist diese Form der Kritikalitätssicherheit in großtechnischen Anlagen nicht zu erreichen.

Die nächste Möglichkeit ist es, Kritikalitätssicherheit durch Massen- und Konzentrationsbeschränkungen zu erreichen. Hier muss vor allem darauf geachtet werden, dass dies auch bei Störfällen gewährleistet ist. Gerade im Fall von

Konzentrationsbeschränkungen in flüssiger Lösung, wie sie in Wiederaufarbeitungsanlagen gegeben sind, müssen eine mögliche heterogene Verteilungen der Spaltstoffe (Spaltstoffe nicht gleichmäßig über das betrachtete Volumen verteilt) und eine mögliche moderierende Wirkung des Lösungsmittels sowohl im Normalbetrieb als auch während eines Störfalls berücksichtigt werden (GRS, 2015, S. 28; Kirchner u. a., 2015, S. 57)). Neben diesen grundlegenden Möglichkeiten gibt es noch viele weitere Aspekte, die helfen die Kritikalität zu kontrollieren. Dazu gehört zum Beispiel die Beschränkung des Anreicherungsgrads von Spaltstoffen, die Art der chemischen Verbindungen, in denen die Spaltstoffe vorliegen, oder das Vorhandensein von Materialien, die als Neutronenmoderatoren (Reduktion der Energie von Neutronen) oder als Neutronenabsorber (Neutronengifte) wirksam werden (GRS, 2015, S. 29).

Die Kritikalitätskontrolle muss auch für die Lagerung entsprechender Materialien oder für den Transport zwischen den einzelnen Anlagen gewährleistet sein. Kritikalitätsüberlegungen beschränken zum Beispiel die Menge an Spaltmaterial in einem Einlagerungs- oder Transportbehälter, die Anreicherung und Zusammensetzung des Brennstoffes im Reaktor und die Menge an Material die sich in einem gegebenen Bereich einer Wiederaufarbeitungsanlage befinden darf. Es wird auch von bestimmten Anlagenbereichen verlangt, dass diese nur eine bestimmte Menge an Spaltmaterial enthalten dürfen, was durch entsprechende Maßnahmen abgesichert werden muss (IAEA, 2014, S. 17). Auch im Endlager muss die Kritikalitätskontrolle gewährleistet sein. Das beschränkt, vor allem bei einem hohen Transurananteil in den zu lagernden hochradioaktiven Abfällen, zum Beispiel das zulässige Inventar pro Behälter.

Insgesamt ist dafür Sorge zu tragen, dass mindestens “zwei voneinander unabhängige, gleichzeitig wirkende, im bestimmungsgemäßen Betrieb nicht zu erwartenden Ereignisabläufe eintreten müssen, bevor Kritikalität erreicht werden kann” (GRS, 2015, S. 32). Diese Bedingung findet sich in ähnlicher Form auch in anderen Regelwerken.

2.3.1.2 Wärmeabfuhr

Sowohl bei der Kernspaltung als auch beim natürlichen Zerfall von Radionukliden wird immer Wärme frei, die verlässlich abgeführt werden muss. Wie viel Wärme entsteht hängt von der Zusammensetzung des Materials ab: mit einem steigenden Anteil von Transuranen und/oder Spaltprodukten im Brennstoff steigt auch die Wärmeentwicklung pro Kilogramm an. Im Vergleich zu typischen Leichtwasserreaktorbrennstoff entwickelt ein MOX-Brennstoff mit dem gleichen Abbrand fünf Jahre nach der Entladung etwa doppelt so viel Wärme. Dieser Wert vergrößert sich mit steigender Abklingzeit (Ade und Gauld, 2011, S. 14). Fünf Jahre nach der Entladung liegt der Wert für abgebrannte MOX-Brennelemente aus Druckwasserreaktoren bei etwa 7 kW/tSM (Peiffer u. a., 2011, S. 16). Simulationsrechnungen zeigen, dass sich diese Werte, wenn spezielle Transmutationsbrennstoffe mit einem hohen Transuranteil (Plutonium und Minore Aktiniden) eingesetzt werden, noch einmal um Größenordnungen erhöhen (OECD/NEA, 2006b, S. 36, 2002, S. 62).

Die hohe Wärmeentwicklung der Transmutationsbrennstoffe beeinflusst alle Bereiche des Brennstoffpfades. Der Anteil an Minoren Aktiniden im Brennstoff führt zu erhöhten Ansprüchen an die Brennstofffertigung: vor allem die Präsenz von Curium-244 erfordert eine durchgängige Kühlung während des Produktionsprozesses (Pillon, 2012, S. 133).

Weitere Herausforderungen betreffen den Reaktorbetrieb. Neben dem erhöhten Kühlungsbedarf ist die sogenannte Nachzerfallswärme ein sicherheitsrelevanter Aspekt. Auch wenn der Reaktor abgeschaltet wird, finden weiter radioaktive Zerfälle im Brennstoff statt, die zu einer weitergehenden Wärmeentwicklung führen. Eine fortdauernde Kühlung der Brennelemente, auch nach einer Reaktorabschaltung, muss gesichert sein. Diese Wärmeabfuhr muss auch im Störfall gewährleistet sein. Bei einem thermischen Reaktor sollte die Nachwärmeabfuhr in der Lage sein, 0,1-1% der Nennleistung abzuführen (Kirchner u. a., 2015, S. 94). Dieser Wert ist bei Brennstoffen mit hohem Transurananteil deutlich erhöht.

Bei modernen Reaktorkonzepten werden oft passive Nachwärmeabfuhrsysteme genutzt. Diese basieren auf physikalischen Phänomenen wie der Konvektion, die natürlich, das heißt ohne aktives Eingreifen von Mensch oder Maschine, eintreten. Sie sollen damit weniger fehleranfällig sein und damit ein höheres Sicherheitsniveau ermöglichen. In schnellen Reaktoren stellt die Wärmeabfuhr aufgrund der hohen Leistungsdichten ein großes Problem dar (Renn, 2014, S. 131). Kühlmittel müssen entsprechend eine hohe Wärmekapazität aufweisen. Die Abfuhr der Nachwärme muss auch bei Abbruch des Kühlmittelstroms gewährleistet sein. Die starke Wärmeentwicklung von Transmutationsbrennstoff erhöht die Anforderung an die Gewährleistung der (Nach)wärmeabfuhr weiter.

Nach der Entladung aus dem Reaktor werden die abgebrannten Brennelemente eine Zeitlang zwischengelagert, bevor sie entweder wiederaufgearbeitet oder schließlich für die Endlagerung konditioniert werden können. Die hohe Wärmeentwicklung der abgebrannten Elemente mit einem hohen Transurananteil führt dazu, dass vermutlich auch während der Wiederaufarbeitung eine dauerhafte Kühlung erforderlich sein wird, wenn nicht von Zwischenlagerzeiten im Bereich mehrerer Jahrzehnte ausgegangen wird (OECD/NEA, 2006b, S. 41; Pillon, 2012, S. 133). Die hohe Wärmeleistung beschränkt auch den möglichen Einsatz von organischen Lösungsmittel in hydrochemischen Abtrennverfahren (OECD/NEA, 2006b, S. 34, 2002, S. 62).

Die bereits jetzt in kerntechnischen Anlagen bestehende Herausforderung, eine sichere Wärmeabfuhr unter allen Umständen zu gewährleisten, wird durch den Einsatz von Brennstoffen, die einen hohen Anteil an Transuranen enthalten (Transmutationsbrennstoffe), also noch deutlich erhöht.

2.3.1.3 Strahlenschutz - spezielle Anforderungen an kerntechnische Anlagen

Konzepte für Anlagen zur Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente und zur Fertigung von Kernbrennstoffen greifen gelegentlich auf Verfahren zurück, die aus der konventionellen Industrie bekannt sind. Aber sobald ein solches Verfahren zur Erzeugung, Bearbeitung oder Verarbeitung von Kernbrennstoffen oder zur Aufarbeitung bestrahlter

Kernbrennstoffe angewandt wird, gilt die entsprechende Anlage als kerntechnische Anlage und muss den Auflagen des Atomgesetzes (AtG) und nachgelagertem Regelwerk genügen. Dies hat weitreichende Konsequenzen.

Das deutsche Atomgesetz, das keine neuen Bewilligungen für die Errichtung von Wiederaufbereitungsanlagen oder Kernreaktoren zur gewerblichen Erzeugung von Elektrizität vorsieht und bei einer P&T-Strategie dementsprechend geändert werden müsste, nennt u.a. als seinen Zweck „Leben, Gesundheit und Sachgüter vor den Gefahren der Kernenergie und der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung zu schützen“ (§1 Abs. 2 AtG). Dies bedeutet, dass die Anlage zusätzliche, weitreichende Genehmigungsvorschriften erfüllen und nach speziellen Regeln ausgelegt werden muss. Sicherheitssysteme müssen redundant und divers ausgelegt sein. Alle Anlagenteile, die Relevanz für die Sicherheit der Anlage aufweisen, müssen nach besonders strengen Maßstäben gefertigt und qualitätsgesichert werden. Laut den Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke (SiAnf, Stand 2012) muss das Sicherheitskonzept mehrere Barrieren (Barrierenkonzept) und verschiedene, voneinander unabhängige Ebenen (gestaffelte Sicherheitsebenen) vorsehen.

Die Sicherheit der Anlage gegen Einwirkung von außen (z.B. Flugzeugabstürze oder Terrorismus) und Einwirkungen von innen (Stör- und Unfälle) muss in einem detaillierten Sicherheitsbericht nachgewiesen werden (BMJV, 2020), der, im Gegensatz zu Sicherheitskonzepten der konventionellen Industrie, stark deterministisch geführt werden muss und probabilistische Methoden nur unterstützend heranzieht. Als Lehre aus dem Unfall von Fukushima muss ebenso die Robustheit der Anlage gegen auslegungsüberschreitende Unfälle nachgewiesen werden.

Die Anlage muss ein Konzept zum betrieblichen Strahlenschutz vorweisen. Kontrollierte Zonen (Arbeitsbereiche für den Umgang mit offenen radioaktiven Strahlenquellen) müssen ausgewiesen werden und die Dosis, der Strahlenarbeiter/innen (strahlenexponierte Beschäftigte) ausgesetzt sein könnten, muss streng überwacht und aufgezeichnet werden. Ebenso streng muss das Umfeld der Anlage auf eventuell erhöhte Strahlungswerte überwacht werden. Geplante Freisetzungen und Ausleitungen radioaktiver Substanzen sind durch das Strahlenschutzgesetz (StrlSchG) streng reglementiert und überwacht. Die staatlichen Zulassungsbestimmungen und Aufsichtsbefugnisse sind strenger und eingreifender geregelt als für jede andere Technologie (Holm, 1997). Schließlich müssen Vorkehrungen gegen katastrophale Unfälle getroffen werden, die zu radioaktiven Freisetzungen in die Umwelt führen könnten.

All diese Anforderungen führen dazu, dass zwischen kerntechnischen Anlagen und konventionellen Anlagen und Verfahren erhebliche Unterschiede bestehen. Ein Verfahren, das sich in der konventionellen Industrie bewährt hat, kann nicht ohne weiteres auf eine kerntechnische Anlage übertragen werden. Die Anforderungen, die sich aus dem Strahlenschutz im weiteren Sinne ergeben, werden im besten Fall zu erheblichen Modifikationen führen, im schlimmsten Fall kann das Verfahren nicht wirtschaftlich sinnvoll übertragen werden, weil die Kosten den Nutzen weit übersteigen würden.

2.3.1.4 Schädigende Einflüsse auf strukturelle Werkstoffe, sowie Kühl- und Lösungsmittel in kerntechnischen Anlagen

Die Werkstoffe von Komponenten in kerntechnischen Anlagen sind besonderen Einflüssen durch ihren Betrieb ausgesetzt. Dazu gehören vor allem die hochenergetischen Partikel aus Kernreaktionen (Neutronen, Alpha- und Beta-Strahlung), Gamma-Strahlung (ebenfalls aus Kernreaktionen), die hohe Temperatur, zyklische Druck-/Temperaturänderungen (Materialermüdung) und die teilweise korrosiven Kühlmittel (Renn, 2014, S. 135). Die stärkste Beeinträchtigung der Werkstoffeigenschaften ist meist auf die Neutronenstrahlung zurückzuführen („Neutronenversprödung“). Durch diese Schädigungen, die die Strukturmaterialien der Anlagen angreifen, wird die Lebensdauer der Werkstoffe begrenzt. Insbesondere für einen sicheren Reaktorbetrieb ist es erforderlich, dass die verwendeten Spezialstähle für alle Betriebszustände im zähen Bereich bleiben, da andernfalls bei einer Notkühlung spontanes Versagen des Reaktordruckbehälters nicht auszuschließen wäre, was zum Austritt von Spaltprodukten in die Atmosphäre führen könnte. Durch die Neutronenbestrahlung wird der Übergang von zähem zu sprödem Verhalten des Stahls zu höheren Temperaturen verschoben. Im Fall einer plötzlichen Abkühlung des Materials (zum Beispiel durch Kühlwassereintritt) ist es damit wahrscheinlicher, dass die Materialtemperatur unter die Übergangstemperatur fällt. Dies kann zu schlagartigem Wachstum etwaiger vorhandener Risse und damit zum Bersten des Druckbehälters führen.

Die Relevanz der Werkstoffentwicklung für den Einsatz in kerntechnischen Anlagen war schon früh bekannt: Bereits 1956 wurde die Notwendigkeit intensiver F&E Arbeit auf diesem Gebiet vom Fachausschuss „Reaktormetalle“ der deutschen Gesellschaft für Metallkunde festgehalten (Müller, 1990, S. 484).

Durch die Bestrahlung mit energetischen Partikeln werden Atome aus dem Kristallgitter des Stahls herausgeschlagen, es entstehen Zwischengitteratome und Leerstellen („Frenkel-Defekte“), die im Kristallgitter diffundieren, agglomerieren oder auch rekombinieren können. Durch diese Defekte werden die mechanischen Eigenschaften des Werkstoffs (Elastizität, Festigkeit, Zähigkeit/Duktilität, Härte) beeinflusst (Lintner und Schmid, 1962). Zwei relevante Parameter zur Beschreibung der Materialbeanspruchung sind die Temperatur und die durch die Bestrahlung verursachte Verlagerung von Atomen (dpa, displacement per atom), die zu Veränderungen der genannten mechanischen Materialeigenschaften führen. In Buongiorno (2018, S. 63) wird dargelegt, in welchem Bereich sich Temperaturen und dpa-Werte für verschiedene Reaktortypen bewegen.

Es stellte sich schon früh heraus, dass insbesondere Kupfer- und Phosphor-Verunreinigungen im Stahl eine höhere Versprödung durch die Neutronenbestrahlung verursachen, daher wurde auf die Entwicklung strahlenresistenter Stähle für die Reaktordruckbehälterherstellung gedrungen (Kusmaul, 1978). In der Folge wurden die Stähle in Hinblick auf die schädigenden Verunreinigungen optimiert.

Bei Laufzeitverlängerung in Betrieb befindlicher Reaktoren ist die mechanische Integrität der Komponenten über die gesamte projektierte Laufzeit unter Berücksichtigung der Werkstoffalterung infolge Bestrahlung und Temperatur/Druck- Beanspruchungen

(Ermüdung) bzw. Korrosion nachzuweisen (vgl. z.B. Margolin u. a., 2017). Diese Herausforderung ist im schnellen Neutronenspektrum größer als bei konventionellen, thermischen Reaktoren. Die Schwierigkeit, neue Hochleistungsstähle zu entwickeln und vor allem für den Einsatz in Kernreaktoren zu qualifizieren, zeigt sich auch darin, dass trotz seit den 1970ern andauernde Entwicklungsarbeit amerikanische Hastelloy N Stahllegierung nach wie vor die Referenz für den Einsatz in Salzschmelzreaktoren ist (GIF, 2014, S. 31; Ignatiev, 2017a).

Die Entwicklung von Hochleistungsstählen, die den harschen Bedingungen im schnellen Reaktor für einen längeren Zeitraum standhalten müssen, wird nach wie vor als essentiell für den wirtschaftlichen Einsatz neuer Reaktorkonzepte gesehen (IAEA, 2018, S. 1). Für schnelle Reaktoren müssen noch grundsätzliche Materialqualifizierungen abgeschlossen werden, um sowohl die angestrebten Lebenszeiten, die einen wirtschaftlichen Einsatz ermöglichen sollen, als auch Zuverlässigkeit der druckführenden Umschließungen des Reaktorkerns zu gewährleisten (Buongiorno u. a., 2018, S. 85; GIF, 2002a, S. 35).

Die Herausforderungen an die strukturellen Werkstoffe, die in schnellen Reaktortypen eingesetzt werden sollen, sind infolge der hohen Korrosivität der vorgesehenen Kühlmittel (flüssige Metalle) noch zusätzlich erhöht (Was u. a., 2019). Das Korrosionsverhalten ist inzwischen für natriumgekühlte Reaktoren weitgehend untersucht. Dies gilt schon nicht mehr für Blei(-Wismut) gekühlte Systeme mit typischerweise stärkerer Korrosion als in natriumgekühlten Reaktoren und daraus folgender erhöhter Rissanfälligkeit der entsprechenden Reaktorkomponenten.

Das Problem der Strahlenschädigung wird in beschleunigergetriebenen Systemen infolge der hohen Neutronenenergie weiter verschärft. In einem schnellen Reaktor liegt die durchschnittliche Neutronenenergie bei etwa einem MeV. In der Spallationsquelle hingegen entstehen Neutronen mit Energien von mehreren 100 MeV (Garner, 2012, S. 35). Zusätzlich werden mehr Spaltgase wie Wasserstoff und Helium produziert, was die Materialbeanspruchung ebenfalls erhöht: es kommt zur sogenannten Wasserstoffversprödung (OECD/NEA, 2005a, S. 135f). Zudem kann es durch die hohen Energien und der daraus folgenden Erwärmung der Materialien zu deutlichen Änderungen der Maße einzelner Komponenten kommen, die im Designprozess beachtet werden müssen (Garner, 2012, S. 91).

Bei der geplanten europäischen Transmutationsanlage EFIT (European Facility for Industrial Transmutation) ist die maximal zulässige Brennstoff-Hüllrohrtemperatur 550°C und soll eine Standzeit der Brennelemente von drei Jahren ermöglichen (Artioli u. a., 2007). Dabei wird allerdings die Verwendbarkeit des hitzebeständigen Stahls T91³ vorausgesetzt, der für kerntechnische Anwendungen noch nicht qualifiziert ist (OECD/NEA, 2020). Wenn diese Voraussetzung nicht erfüllt werden kann, müsste die mögliche Bestrahlungsdauer von Transmutationsbrennstoffen im Reaktor deutlich reduziert werden. Für das Vorläufersystem

³ T91 ist ein hitzebeständiger mikrolegierter martensitischer Stahl für Wärmetauscherrohre, der in den 1970ern in ORNL unter dem Namen ASTM A213 entwickelt wurde. In Deutschland auch als X10CrMoVNNb91 bekannt (IMRI, 2020).

MYRRHA (Multi-purpose hYbrid Research Reactor for High-tech Applications) soll noch 15-15Ti stabilisierter rostfreier Stahl verwendet werden, zumindest solange bis T91 qualifiziert werden kann (Abderrahim, 2013; Abderrahim u. a., 2014). Die gesamte Auslegung von MYRRHA ist stark von maximal möglichen Materialbeanspruchungen geprägt (Sarotto u. a., 2013, S. 186). Bei der Bestimmung der zulässigen Höchsttemperaturen am Brennstoff-Hüllrohr wird bereits von der möglichen höheren Belastung des noch zu qualifizierenden Materials ausgegangen (Sarotto u. a., 2013, S. 186).

Um die Strahlenfestigkeit eingesetzter Werkstoffe zu beurteilen, müssen Bestrahlungsexperimente mit hohen Neutronenflüssen durchgeführt werden, wodurch die Gesamtdosis während der Betriebsdauer (der Reaktorbetrieb erfolgt bei niedrigeren Neutronenflüssen) simuliert werden kann. Um das Langzeitverhalten angemessen zu beurteilen, müssen nicht nur ausreichend hohe Neutronendosen erreicht, sondern auch entsprechende Abklingzeiten eingehalten werden, damit die experimentelle Werkstoffprüfung erfolgen kann. Das sind aufwändige sogenannte Nachbestrahlungsuntersuchen (PIE - post irradiation examination). Dazu müssen Bestrahlungseinrichtungen und Laboratorien mit geeigneten Heißen Zellen vorhanden sein (IAEA, 2017a, S. 48, 72; Müller, 1990, S. 484). Die belgische MYRRHA Anlage soll Bestrahlungsmöglichkeiten für die Entwicklung von Materialien für Gen IV Reaktorkonzepte zur Verfügung stellen (Abderrahim, 2013). Dabei wird explizit auch von der Material- und Brennstoffentwicklung für Transmutationsanlagen gesprochen.

Die radioaktive Strahlung beeinflusst nicht nur die Werkstoffe der Reaktorkomponenten (Reaktordruckbehälter, Kerneinbauten, Kühlkreislauf), sondern auch andere Bauteile kerntechnischer Anlagen, vor allem, wenn diese zur Abschirmung der radioaktiven Strahlung eingesetzt werden. Diese sind der Strahlungseinwirkung ausgesetzt, während gleichzeitig ihre Funktionsfähigkeit gewährleistet sein muss.

Radioaktive Strahlung wirkt nicht nur auf die Werkstoffe der Komponenten kerntechnischer Anlagen, sondern zum Beispiel auch auf programmierbare und rechnergestützte Komponenten und die bei hydrochemischen Abtrennverfahren verwendeten Lösungsmittel über strahlungsinduzierte Hydrolyse (Radiolyse). Durch diese Hydrolyse verliert das Lösungsmittel seine Wirksamkeit und muss ausgetauscht werden. Gleichzeitig stellt die Freisetzung von Wasserstoff ein Sicherheitsrisiko dar. Die Strahlungs-dosis, der das Lösungsmittel ausgesetzt wird, ist schon bei Brennstoffen aus einem schnellen Reaktor deutlich höher als bei vergleichbaren Brennstoffen aus einem thermischen Reaktor (OECD/NEA, 2002, S. 96). Eine weitere Erhöhung wäre bei Transmutationsbrennstoffen zu erwarten. Die Beeinträchtigung des Lösungsmittels ist einer der Gründe, warum bei hydrochemischen Verfahren höhere Abklingzeiten der abgebrannten Brennelemente erforderlich sind als bei pyrochemischen Abtrennverfahren (IAEA, 2004a, S. 32; OECD/NEA, 2002, S. 58).

Selbstverständlich sind schädigende Einflüsse von Strahlung, Temperatur, Ermüdung und Korrosion auch auf andere Werkstoffe, wie Keramik, Glas, Kunststoffe, Kabelisolationen usw. bei der Sicherheitsbewertung kerntechnischer Anlagen zu berücksichtigen, da sie zu

einer Beeinträchtigung der Funktionsfähigkeit der entsprechenden Komponenten führen können.

2.3.1.5 Besonderheiten der kerntechnischen Industrie

Kerntechnische Anlagen, und unter ihnen vor allem Kernkraftwerke, sind hochkomplexe Anlagen. Wie in allen sehr komplexen Systemen kommt es auch im Normalbetrieb immer wieder zu Problemen. Dies lässt sich auch mit größtmöglicher Vorsicht nicht vermeiden, sondern ist systeminhärent (Perrow, 1984). Mögliche Folgen von Unfällen sind aber in kerntechnischen Anlagen potentiell weitreichender als in der chemischen Industrie, sowohl was die Dauer als auch was die räumliche Verbreitung der Folgen betrifft.

Der Normalbetrieb kerntechnischer Anlagen unterscheidet sich vom Normalbetrieb in konventionellen großtechnischen Anlagen insofern, als das bei unvorhergesehenen oder unerklärlichen Ereignissen oft eine genauere Ursachensuche und Prüfung notwendig ist, bevor der Betrieb wiederaufgenommen werden kann.

Zusätzlich erschwert das Vorhandensein von radioaktiven Materialien die Wartung und Reparaturen von kerntechnischen Anlagen. Vor allem in Wiederaufarbeitungsanlagen muss mit starker Abschirmung und fern-hantiert gearbeitet werden. Abhängig von den radiologischen und weiteren Eigenschaften des in der Anlage hantierten Materials muss das verwendete Verfahren oft auch angepasst werden. So erforderte beispielsweise der Umstieg von der Fertigung von Uranoxid- zu plutoniumhaltigen Mischoxid-Brennstoffen die Berücksichtigung der erhöhten Alpha-Strahlung und der geringeren kritischen Massen (Haas, 1997, S. 3).

In vielen kerntechnischen Anlagen sind Spaltmaterialien vorhanden oder werden erzeugt, die potenziell zum Bau von Kernwaffen verwendet werden könnten. Diese Materialien müssen vor dem Zugriff von staatlichen und nichtstaatlichen Akteuren geschützt werden. Transporte solcher Materialien zwischen verwendeten Anlagen sind ebenfalls von Bedeutung. Diese Materialien erfordern erhöhte Sicherheitsmaßnahmen, um sie vor unbefugtem Zugriff zu schützen. Die Sicherstellung einer möglichst hohen Proliferationssicherheit (vgl. Kapitel 2.5) ist eine weitere herausragende Besonderheit von vielen kerntechnischen Anlagen und nuklearem Normalbetrieb. Bei P&T-Programmen wären insbesondere Partitionierungsanlagen und Transmutationsreaktoren, sowie Lager für frischen und abgebrannten Brennstoff sowie Transporte neuralgische Punkte für Proliferationsrisiken.

Außerdem kann von kerntechnischen Anlagen bei Unfällen und Einwirkungen von außen eine erhebliche Umwelteinwirkung und Gesundheitsgefährdung ausgehen, die in ihrer Auswirkung sowohl lokal und regional als auch temporär kaum mit denkbaren Unfallfolgen in anderen Industrieanlagen vergleichbar ist. Dabei enthalten in industrieller Größenordnung betriebene Wiederaufarbeitungsanlagen wohl – auch im Vergleich zu Kernkraftwerken - das größtmögliche Inventar an radioaktiven Nukliden, so dass es bei Unfällen zu besonders großen radiologischen Freisetzungen kommen könnte (IPFM, 2015a, S. 125f).

Das Scale-Up (Maßstabsübertragung oder Hochskalierung) bezeichnet in der Verfahrensentwicklung den Bau einer großtechnischen Anlage auf der Basis von Anlagen im Labormaßstab. Dabei muss beispielsweise eine verlangsamte Wärmezufuhr und -abfuhr oder eine schlechtere Durchmischung der prozessierten Stoffe beachtet werden. Um die Risiken möglichst gering zu halten, werden beim Upscaling von Pilotanlagen zu großtechnischen, industriell genutzten Anlagen oftmals Faktoren von maximal zehn gewählt (Closs u. a., 1980, S. 262). Beispielsweise sollte der deutsche Schnelle Brüter eine Leistung von 2000 MW_e erhalten, wobei auf Erfahrungen mit dem Kalkarreaktor SNR-300 mit 300 MW_e gesetzt wurde. Trotzdem führte dieses vorgesehene Upscaling schon im Planungsprozess zu erheblichen Schwierigkeiten, was zunächst zu einer Reduzierung der Leistung auf 1300-1500 MW_e führte (Marth, 1981, S. 66f) bevor das deutsche Brüterprojekt letztendlich ganz eingestellt wurde. Viele der für P&T notwendigen Technologien und Verfahren konnten bis jetzt bestenfalls im Labormaßstab demonstriert werden und müssten für eine Umsetzung entsprechend hochskaliert werden.

2.3.2 Bewertungsschemata für radioaktive Materialien

Um den Sinn und Nutzen einer bestimmten Art der Behandlung radioaktiver Abfälle zu beurteilen, muss ein geeignetes Bewertungsschema verwendet werden. Im Folgenden werden einige Kriterien kurz vorgestellt.

2.3.2.1 Radiotoxizitätsindex

In der Literatur zu P&T wird oft der Radiotoxizitätsindex verwendet (z.B. in Abderrahim, 2013; Gobien und Ion, 2017; Hoffmann u. a., 2017; Magill u. a., 2003; Martinez-Val und Abderrahim, 2008; OECD/NEA, 2006b). Die Radiotoxizität wird basierend auf der Ingestionsdosisrate berechnet. Sie gibt somit an, in welchem Ausmaß die Aufnahme bestimmter Radionuklide / eines bestimmten Radionuklidmixes dem menschlichen Körper schaden würden. Der zeitliche Verlauf der Radiotoxizität für verschiedene Nuklidgruppen, die im radioaktiven Abfall aus Kernreaktorbetrieb enthalten sind, ist in Abbildung 3 über einen Zeitraum von zehn Jahren bis einer Million Jahre nach der Entladung aus Reaktoren dargestellt. Für die Berechnung dieses Index wird davon ausgegangen, dass die Zusammensetzung der radioaktiven Abfälle im Endlager der Zusammensetzung entspricht, die in den Körper aufgenommen wird. Es wird argumentiert, dies sei eine konservative Abschätzung, d.h. der Radiotoxizitätsindex spiegele den Fall der höchst möglichen Exposition wider.

Nach nicht einmal 100 Jahren wird der Radiotoxizitätsindex von Plutonium und den Minoren Aktiniden dominiert. Einige Autor*innen argumentieren auf dieser Basis: Könnte man diese Bestandteile aus dem endzulagernden Abfall vollständig entfernen, beispielsweise durch Transmutation, würde der Gesamtwert der Radiotoxizität dieser Abfälle nicht erst in Zeiträumen von vielen Zehntausend Jahren unter das Referenzniveau abfallen, sondern deutlich schneller. Als Referenzwert wird oft die Radiotoxizität einer Uranerzlagerstätte angegeben (Abderrahim u. a., 2014; Closs u. a., 1980, S. 197; Mueller, 2013; OECD/NEA,

2006a). Daraus werden deutlich reduzierte Zeiten, für die der sichere Einschluss in einem Endlager gewährleistet werden müsse, abgeleitet.

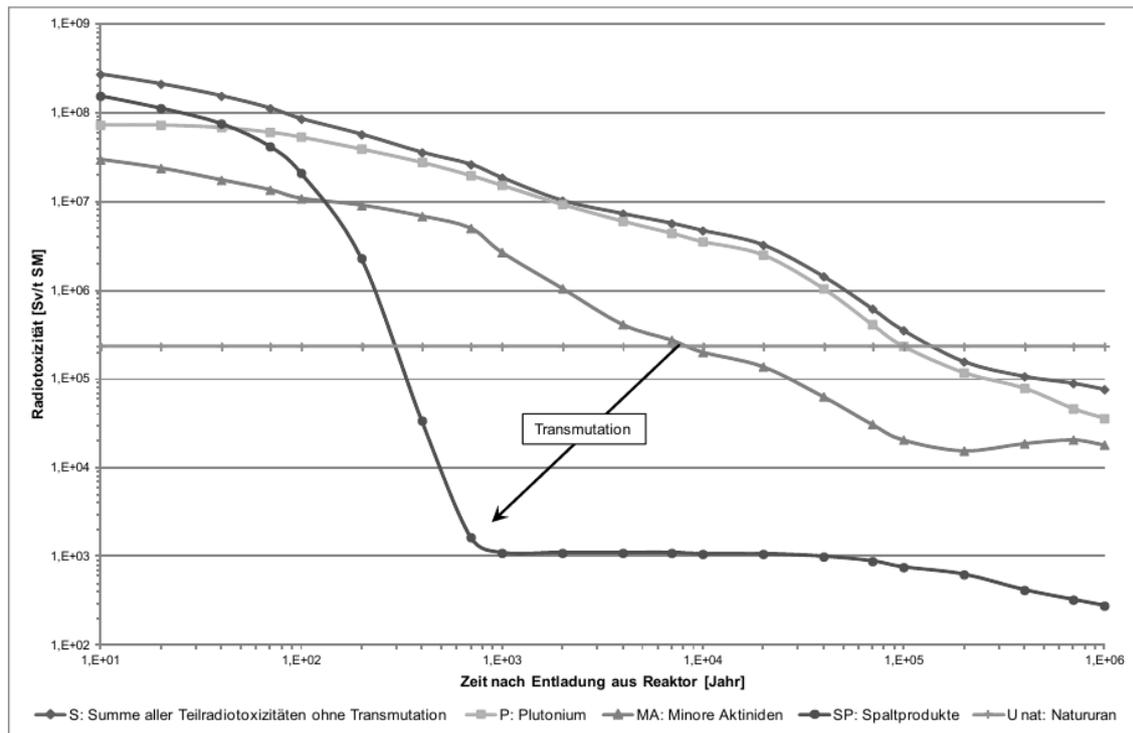


Abbildung 3: Der Radiotoxizitätsindex auf der Basis von Ingestionsdosisraten. Der Wert impliziert, dass bei einer vollständigen Transmutation (Vernichtung) der Minoren Aktiniden und einer anderweitigen Verwendung des Plutoniums der Gesamtwert der Kurve deutlich schneller unter einen gewissen Schwellenwert (die Radiotoxizität einer Uranerzmine) fallen würde. (Quelle: (Schmidt u. a., 2013)).

Entscheidend für die Gefährdung des Menschen durch radiotoxische Nuklide ist aber auch die Mobilität der Radionuklide in und aus einer Endlagerumgebung. Wie wahrscheinlich ist es, dass ein bestimmtes Radionuklid an die Oberfläche gelangt und mit der Biosphäre und insbesondere mit Menschen in Kontakt kommt? Dass dies die zentrale Fragestellung ist, wurde schon früh erkannt (z.B. Closs u. a., 1980, S. 209). Sie wird allerdings im Radiotoxizitätsindex nicht dargestellt, da schlicht von einer Aufnahme aller Nuklide in den Körper ausgegangen wird.

Endlagerstandorte und -auslegung sind üblicherweise so auszuwählen und zu gestalten, dass die Mobilität der Radioisotope mit dem größten Gefahrenpotential möglichst stark eingeschränkt ist. Es ist z. B. gut belegt, dass eine sauerstofffreie Umgebung das Lösen der Transurane aus der Einlagerungsmatrix verhindert (Krall und Macfarlane, 2018, S. 327). Eine Ausnahme war das geplante Endlager der USA, Yucca Mountain: hier war die Bedingung einer sauerstofffreien Umgebung nicht erfüllt. Dadurch war doch eine gewisse Mobilität von Transuranen zu unterstellen, was in diesem konkreten Fall eine größere Relevanz von Transuranen für radiologische Langzeitrisiken des Endlagers bedeutete. Für praktisch alle geplanten Endlager zeigen detaillierte Rechnungen, dass die größte

Gefährdungen für die Langzeitsicherheit von bestimmten langlebigen Spaltprodukten ausgehen, die weit mobiler sind als Transurane (IAEA, 2019a, S. 11; Nagra, 2002; Renn, 2014, S. 179; Schmidt u. a., 2013).

Außerdem ist der Vergleich mit einer Uranerzmine als Referenzwert für die Radiotoxizität schwerlich nachvollziehbar. Einerseits ist nicht klar, von welcher Urankonzentration in diesem Referenzszenario eigentlich ausgegangen wird (der Uranerzgehalt in heute in Betrieb befindlichen Uranminen schwankt um mehrere Größenordnungen). Zum anderen kann nicht davon ausgegangen werden, dass der Schnittpunkt der Radiotoxizitätskurve für das Endlagerinventar mit dem Radiotoxizitätswert eines irgendwie gearteten Uranerzes eine Unbedenklichkeitsschwelle angeben würde.

Der Radiotoxizitätsindex auf Basis der Ingestionsdosisraten stellt somit nur ein unzureichendes Maß zur Bewertung der von einem Endlager ausgehenden Gefahr dar. Er beschreibt vor allem die Situation eines geplanten oder unbeabsichtigten Eindringens des Menschen in die Lagerstätte, wobei angenommen wird, dass dann die Wahrscheinlichkeit für radiologische Freisetzungen für alle Radionuklide gleich ist. Eine Bewertung der Langzeitsicherheit eines Endlagers muss aber weit mehr berücksichtigen als die Radiotoxizität des Gesamtinventars allein.

2.3.2.2 Langzeitsicherheit

Laut dem Standortauswahlgesetz (StandAG) soll ein Standort für hochradioaktive Abfälle gefunden werden, der die *„bestmögliche Sicherheit für den dauerhaften Schutz von Mensch und Umwelt vor ionisierender Strahlung (...) für einen Zeitraum von einer Million Jahren gewährleistet“* (Deutscher Bundestag, 2017, S. §1, (2)). Außerdem sollen *„unzumutbare Lasten und Verpflichtungen für zukünftige Generationen“* vermieden werden (ebd.).

Für ein mögliches Endlager ist die Analyse der Langzeitsicherheit notwendig. Diese „umfassende, standortspezifische“ Sicherheitsanalyse muss einen Isolationszeitraum von einer Million Jahren umfassen. Für diese Analyse sind nicht nur das radioaktive Inventar und dessen Zerfallsprodukte im Endlager relevant. Die Mobilität der Nuklide in der Geo- und Biosphäre muss, genauso wie das Versagen techno- und geologischer Barrieren, betrachtet werden. Wird dies getan, zeigt sich, dass bestimmte langlebige Spaltprodukte – und nicht Transurane – den größten Beitrag zur Dosisleistung, die von einem Endlager im Zeitraum von einigen tausend bis einer Million Jahre ausgeht, leisten. Dieses Ergebnis ist in Abbildung 4 beispielhaft für das in Belgien geplante Endlager SAFIR-2 dargestellt, für das entsprechende Modellrechnungen vorliegen.

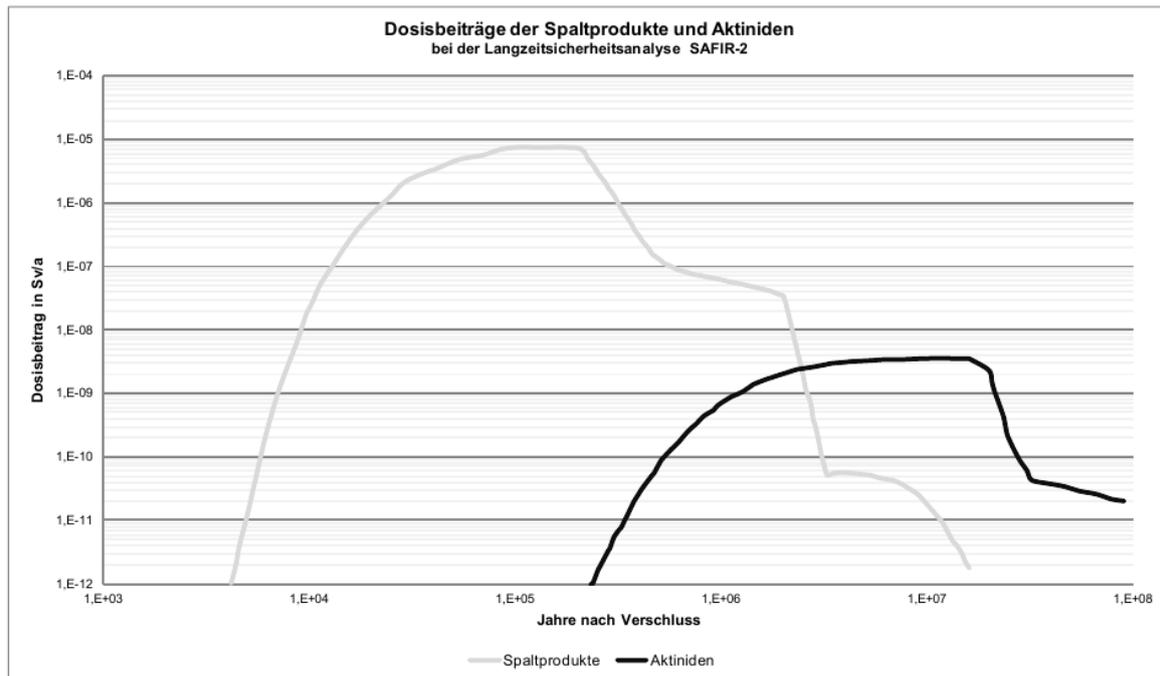


Abbildung 4: Der Anteil der Dosisbeiträge der Spaltprodukte und Aktiniden aus dem geplanten Endlager SAFIR-2 in Mol, Belgien. Wirtsgestein ist in diesem Fall Ton. Der Beitrag der Spaltprodukte ist für einen Zeitraum von einigen hunderttausend Jahren mehrere Größenordnungen höher als der Beitrag der Aktiniden. (Quelle (Schmidt u. a., 2013)).

Radionuklide, die zur Dosisleistung einen hohen Beitrag leisten sind u.a. die langlebigen Spaltprodukte Selen-79, Iod-129, Zinn-126 und Technetium-99 (Nagra, 2002, S. 228ff; Schmidt u. a., 2013, S. 57). Würden diese Isotope vom Atommüll abgetrennt und möglichst vollständig transmutiert werden können, dann könnte der erforderliche Isolationszeitraum bzw. das Gesamtrisikopotential für ein Endlager reduziert werden, da der Dosisbeitrag des Endlagers vermutlich schneller unter die Freigabegrenze fallen würde. Die Analyse kann aufgrund der standortspezifischen Gegebenheiten unterschiedlich ausfallen. So wäre zum Beispiel das geplante Endlager der USA, Yucca Mountain, die Mobilität der Aktiniden und damit auch ihr Beitrag zur Dosis außergewöhnlich groß gewesen (Krall und Macfarlane, 2018).

2.3.2.3 Wärmeentwicklung

International gebräuchlich ist die Einteilung in high, intermediate und low-level waste (HLW, ILW, LLW; hoch, mittel, und schwachradioaktive Abfälle). Hochradioaktiver Abfall generiert deutliche Mengen an Wärme oder enthält große Mengen an langlebigen Radionukliden. Die allgemein akzeptierte Option für den Umgang mit hochradioaktiven Abfällen ist die Lagerung in tiefengeologischen Endlagern (IAEA, 2009a, S. 6). Hochradioaktive Abfälle wie zum Beispiel abgebrannte Brennelemente haben Aktivitäten von 10^4 - 10^6 TBq/m³ (IAEA, 2009a, S. 15).

Eine Übersicht über die verschiedenen Klassifizierungen ist in Abbildung 5 gezeigt. Die Abbildung ist um Abfälle, die keine besondere Behandlung aufgrund ihrer radioaktiven Eigenschaften benötigen, ergänzt. Zusätzlich wurde radioaktiver Abfall in Deutschland im Rahmen der Planung des Endlagers Konrad in die Kategorien wärmeentwickelnd und vernachlässigbar wärmeentwickelnd unterteilt.

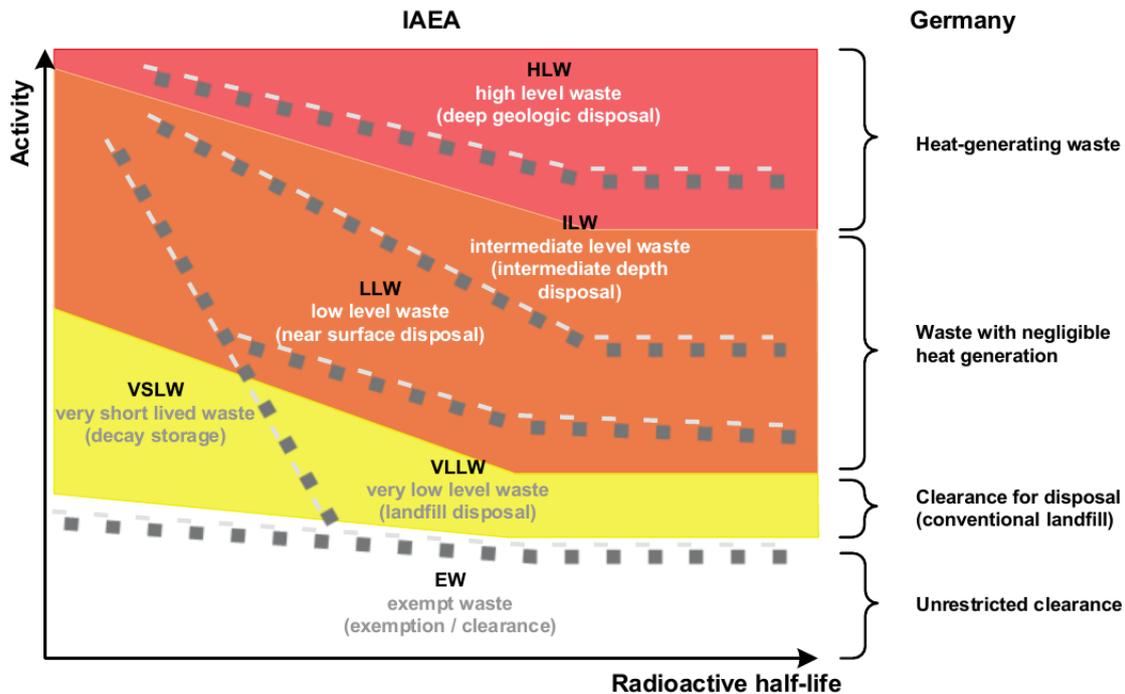


Abbildung 5: Die Klassifizierung radioaktiver Abfälle der Internationalen Atomenergieorganisation IAEA im Vergleich zur deutschen Klassifizierung. Während sich die internationale Einteilung in hoch, mittel, und schwach radioaktiven Abfälle (high, intermediate and low level waste) an der Aktivität orientiert, wird in Deutschland vor allem in Bezug auf das Endlager Konrad auch danach unterschieden, ob die Abfälle stark wärmeentwickelnd (heat-generating waste) oder schwach wärmeentwickelnd (waste with negligible heat generation) sind. (Quelle: (BMU, 2018b, S. 50)).

Für die Auslegung eines Endlagers für hochradioaktive Abfälle ist vor allem die Wärmeentwicklung ausschlaggebend, da sich das Wirtsgestein nicht um mehr als eine bestimmte Temperatur erhöhen darf, um die Barrierewirkung zu gewährleisten. In den ersten Jahrzehnten nach der Entladung aus den Kernreaktoren wird die Nachwärme der abgebrannten Brennstoffe von Spaltprodukten dominiert. Von diesen wiederum machen Cäsium und Strontium den größten Anteil aus (Müller-Lyda und Brassler, 2008; U.S. NRC, 1996, S. 324). Die beiden Isotope Cäsium-137 und Strontium-90 haben eine Halbwertszeit von ca. 30 Jahren, ihre Wärmeleistung dominiert die ersten etwa 50 Jahre. Mit längeren Abklingzeiten wird der Anteil der Aktiniden an der Wärmeleistung nach und nach immer höher (Schwenk-Ferrero, 2013).

2.3.2.4 Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung

Für die Auslegung der Lagerstätten ist bei schwach- und mittelradioaktiven Abfällen das Volumen der Abfallbinde entscheidend. Doch auch bei hochradioaktiven Abfällen beeinflusst die Form, in der die Abfälle vorliegen, und das daraus folgende Volumen die Auslegung des Endlagers.

Den größten Anteil radioaktiver Abfälle stellen Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung dar. Auch wenn diese leichter als wärmeentwickelnde Abfälle sicher aufzubewahren sind, benötigen sie eine besondere Behandlung. Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung entstehen u.a. im Betrieb und beim Rückbau kerntechnischer Anlagen oder auch bei der Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente. Vor allem bei der hydrochemischen Wiederaufarbeitung kommt es zu großen Mengen an Sekundärabfällen, da das flüssige Lösungsmittel während des Verfahrens aktiviert wird.

In Deutschland ist der Schacht Konrad als erstes Endlager für vernachlässigbar wärmeentwickelnde Abfälle genehmigt. Im Falle einer P&T Strategie würde die vorhandene Kapazität von 303.000 m³ nicht ausreichen (vgl. Kapitel 4.5) und weitere geeignete Lagerstätten müssten gefunden und als Endlager ausgebaut werden. Dazu ist zu beachten, dass für Konrad Obergrenzen hinsichtlich bestimmter Nuklide wie zum Beispiel Uran gelten (Brennecke und Steyer, 2010).

2.3.3 Situation im Zwischenlager

Nach der Entladung aus dem Reaktor werden abgebrannte Brennelemente zwischengelagert. Dies findet in Deutschland sowohl direkt am Reaktorstandort als auch in zentralen Zwischenlagern statt. Derzeit gibt es in Deutschland 16 Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente. Die Zwischenlagerung ist dabei nur eine Vorstufe zu einer dauerhaften Entsorgungslösung.

In den Leitlinien für die trockene Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente und wärmeentwickelnder Abfälle werden die folgenden grundlegenden Schutzziele für die Auslegung und den Betrieb der Zwischenlager abgeleitet (ESK, 2013, S. 5):

- sicherer Einschluss der radioaktiven Stoffe,
- sichere Abfuhr der Nachzerfallswärme,
- sichere Einhaltung der Unterkritikalität und
- Vermeidung unnötiger Strahlenexposition, Begrenzung und Kontrolle der Strahlenexposition des Betriebspersonals und der Bevölkerung.

Der Einschluss der radioaktiven Stoffe ist dabei durch die Lagerbehälter und die Barrierewirkung der Brennstoffmatrix (Selbstabschirmung) zu gewährleisten. In Deutschland sind die radioaktiven Abfälle aus Leistungsreaktoren in CASTOR-Behältern aufbewahrt, die auch eine Zulassung für den Transport besitzen (Alt u. a., 2018, S. 28). Bei der in den Zwischenlagern praktizierten Trockenlagerung ist keine aktive Abfuhr der Wärme

notwendig. Die erforderliche Kühlung erfolgt über Kühlrippen an den Behältern und den natürlichen Luftzug in den Lagerhallen.

Einhaltung der Unterkritikalität bedeutet, dass es zu keinem Zeitpunkt zu einer sich selbst erhaltenden Kettenreaktion kommen darf. Das ist sowohl durch das zugelassene Inventar pro Behälter, die geometrische Anordnung und die Zugabe von Neutronengiften zu gewährleisten. Auch im Störfall muss die Unterkritikalität erhalten bleiben.

Die Minimierung der Strahlenexposition durch die ausgehende radioaktive Strahlung erfolgt durch Abschirmung. Das geschieht vor allem durch den Behälter. Ergänzend muss das Zwischenlagergebäude so ausgelegt werden, dass der Grenzwert für die Bevölkerung nicht überschritten wird (ESK, 2013, S. 11).

Zusätzlich muss das Zwischenlager – wie alle kerntechnischen Anlagen – gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter (SEWD) geschützt werden. Dabei geht es vor allem um den Schutz gegen terroristische Akte (BMU, 2012). Aus naheliegenden Gründen sind die Texte der entsprechenden Richtlinien und die zugrunde liegenden Lastannahmen nicht öffentlich (BASE, 2020a, S. 41; BMU, 2013). Die Gefahr der Weiterverbreitung von Spaltmaterial ist bei der Zwischenlagerung abgebrannter Brennstäbe aus Leichtwasserreaktoren eher gering, da das enthaltende Material durch die radioaktive Strahlung der Spaltprodukte geschützt ist und gleichzeitig nicht besonders attraktiv für die Verwendung in einer Kernwaffe ist, da kein direkter Zugriff auf waffenfähiges Spaltmaterial ermöglicht ist (NAS, 1995). Die geringe Attraktivität für Waffenzwecke trifft allerdings nicht zwingend auf abgebrannte Brennelemente aus anderen Reaktoren wie zum Beispiel dem Forschungsreaktor München II (FRM-II) zu (Liebert u. a., 2017).

In einem hypothetischen P&T-Szenario würde sich die Situation in den Zwischenlagern verändern. Der erste Aspekt ist hierbei der Zeitraum, für den eine Zwischenlagerung notwendig ist. Zunächst ist aufgrund von Entwicklungs- und Bauzeiten von mehreren Jahrzehnten auszugehen, bevor überhaupt mit einer Partitionierung und Transmutation in industriellem Maßstab begonnen werden kann (Kirchner u. a., 2015; Möller u. a., 2015; Renn, 2014). Die bestehenden Aufbewahrungsgenehmigungen für die Endlager sind auf 40 Jahre befristet und laufen zwischen 2034 und 2046 aus (Alt u. a., 2018, S. 9). Ein zweiter Aspekt ist, dass in einem Transmutationsszenario spezielle Brennelemente verwendet werden. Diese Brennelemente enthalten einen höheren Anteil an Transuranen. Dieser Umstand führt zu veränderten Eigenschaften wie einer deutlich höheren Wärmeleistung, die abgeführt, und zu einer höheren Strahlung, die abgeschirmt werden müsste (Frieß, 2017; Heidet u. a., 2017).

Der Platzbedarf in den Zwischenlagern in möglichen P&T Szenarien lässt sich zum jetzigen Zeitpunkt nicht abschätzen, da noch zu viele Details unbekannt sind. Ein großer Faktor ist dabei, welche Abklingzeiten vor der Wiederaufarbeitung notwendig werden. Das hängt vor allem davon ab, wie sich die Wiederaufarbeitungstechnologie weiterentwickelt (vgl. Kapitel 3.1). In vielen Szenarien werden Werte um die 5 Jahren angenommen (Kirchner u. a., 2015; Renn, 2014). Saturnin (2015) hingegen geht von bis zu 15 Jahren aus. Gleichzeitig fiel durch die Partitionierung deutlich mehr (schwach) radioaktiver Abfall an, der bis zur

Endlagerung sicher verwahrt werden müsste. Der Platzbedarf ist auch dadurch bestimmt, wie gut die zu konditionierenden Spaltprodukte von den neuartigen Brennstoffmatrices abgetrennt werden können – eine noch ungeklärte Herausforderung bei zumindest einigen der möglichen uranfreien Brennstoffmatrices (Ekberg u. a., 2020).

Generell würde sich in einem hypothetischen P&T-Szenario der Zeitrahmen, bevor alle hochradioaktiven Abfälle sicher in Endlager verbracht wären, im Vergleich zur direkten Endlagerung deutlich verlängern. Die baldige Inbetriebnahme eines Endlagers würde die Zeit der Zwischenlagerung demgegenüber verringern (vgl. Kapitel 4.5).

Der ungünstigste Fall wäre derjenige, wenn zwar mit einem Transmutationsszenario begonnen würde, dieses aber, beispielsweise aus politischen oder finanziellen Gründen, nicht so lange wie ursprünglich geplant durchgeführt würde: die Radiotoxizität des endzulagernden Inventars wäre dann erhöht, genauso wie die Wärmeleistung aufgrund der neu entstandenen kurzlebigen Nuklide. Gleichzeitig wäre der gewünschte Effekt (bei den meisten Transmutationskonzepten ist dies eine deutliche Reduktion des Inventars an Minoren Aktiniden) noch lange nicht erreicht (IAEA, 2004a, S. 13). Dem gegenüber zu stellen wären die Reduzierung der Wärmelast und der Radiotoxizität, für den Fall, dass die radioaktiven Abfälle für diesen Zeitraum „einfach nur“ zwischengelagert gewesen und nicht der Wiederaufarbeitung und der Bestrahlung in einem P&T-Programm mit allen (negativen) Folgen zugeführt worden wären. Selbst im Fall einer bereits geplanten weiteren Nutzung der Kernenergie, sollte man mit großer Sicherheit annehmen können, dass ein P&T Programm für mindestens 70-100 Jahre durchgeführt wird, um einen Nutzen erzielen zu können (IAEA, 2004a, S. 13).

Das in Deutschland übliche Vorgehen für aus dem Reaktor entladene Brennelemente ist eine Lagerung direkt am Reaktorstandort im Abklingbecken. Üblicherweise nach einigen Jahren werden die abgebrannten Brennelemente in CASTOR-Behälter umgeladen. Diese Behälter sind sowohl für Transport- als auch für Lagerzwecke zugelassen. Die abgebrannten Brennelemente werden in diesen Behältern in ein Zwischenlager transportiert. Im Rahmen einer Transmutationsstrategie müsste dieses Verfahren angepasst werden. Alle abgebrannten Brennelemente müssten in eine Wiederaufarbeitungsanlage und danach zu einer Brennstoffertigungsfabrik gebracht werden. Aufgrund des vielfach notwendigen Rezyklierens ist der Transport zwischen dem Reaktor, Wiederaufarbeitungs- und Brennstoffertigungsanlagen viele Male nötig. Zusätzlich fallen bei jeder Wiederaufarbeitung weitere radioaktive Abfälle, die Sekundärabfälle, an, die entsprechend behandelt werden müssten.

Um die Transporte zu minimieren, könnten verschiedene Anlagen an einem Standort geplant werden. Dies ist vor allem für Salzschmelzreaktoren in Kombination mit einer Wiederaufarbeitungseinheit angedacht. In wie weit dies aufgrund der Anlagengröße und -komplexität auch für andere Transmutationsszenarien möglich ist, kann noch nicht beurteilt werden.

Abgebrannte Brennelemente mit einem hohen Transurananteil weisen eine deutlich höhere Wärmeentwicklung und Dosisleistung als die bisher typischerweise genutzten Brennstoffe

auf. Geeignete Transport- und Aufbewahrungsbehälter, die diese Anforderungen genügen, wären noch zu entwickeln. In Zusammenhang mit der Kritikalitätssicherheit muss von einer deutlich geringeren möglichen Beladung der Behälter ausgegangen werden. Vor allem wenn Curium nicht separiert wird, besteht noch großer Forschungsbedarf bezüglich der Aufbewahrungstechnologie aufgrund der Wärmeentwicklung (Saturnin u. a., 2015). Außerdem enthalten die abgebrannten Brennelemente mehr Plutonium und Minore Aktiniden als herkömmliche Brennelemente. Diese Spaltmaterialien müssen entsprechend den internationalen Vorschriften (Nuklearer Nichtverbreitungsvertrag) gesichert werden. Das bedeutet zum Beispiel eine umfassende Dokumentation und Überwachung des Materials während Transport und Lagerung.

2.4 Bewertungskriterien für die Sicherheitsanalyse von Nuklearanlagen

Partitionierungs- und Transmutationskonzepte zur Abfallbehandlung oder zur Abfallbehandlung mit gleichzeitiger Kernenergienutzung bedürfen kerntechnischer Anlagen, die in Deutschland noch nicht errichtet wurden. Die behördliche Sicherheitsbewertung dieser Anlagen würde daher in solchen Szenarien eine nicht unwesentliche Rolle spielen. Die gegenständliche Untersuchung kann eine behördliche Sicherheitsbewertung nicht ersetzen oder einer solchen Bewertung an Tiefe ähneln, wird aber den Sicherheitsaspekt bei jeder Technologie ansprechen.

Die Sicherheitsbetrachtungen im gegenständlichen Gutachten werden sich an den folgenden Punkten orientieren:

- Sicherheitstechnische Auslegung der Anlagen (Design Characteristics), also inhärente Risiken der betreffenden Technologie und sicherheitsbezogene Systeme und Komponenten, um Sicherheitsrisiken entgegenzuwirken,
- Zuverlässigkeit und Betrieb (Reliability & Operation), Erfahrungen, die mit dieser Technologie bereits gemacht wurden,
- Sicherheitsbewertungen (Safety Assessment), die im Rahmen oder in Verbindung mit einem Zulassungsverfahren gemacht und von einer Behörde bewertet wurden,
- Behördliche Rahmenbedingungen (Regulatory Framework).

Eine umfassende Sicherheitsanalyse muss vom Hersteller und Betreiber einer Anlage im Rahmen eines Genehmigungsverfahrens vorgelegt werden, üblicherweise in Form eines sogenannten Sicherheitsberichtes. Hier muss das Konzept der Anlage erklärt und die Eignung der Anlage, auf Einwirkungen von innen sowie von außen geeignet zu reagieren, gezeigt werden. Aber auch die Methoden, mit denen der Sicherheitsnachweis geführt wird, stehen auf dem Prüfstand und müssen experimentell und analytisch belegt werden. Ein solcher Sicherheitsbericht, wenn er von einer kompetenten und unabhängigen nationalen Aufsichtsbehörde überprüft wurde, stellt daher einen wichtigen Schritt in der Entwicklung einer kerntechnischen Anlage dar. Aber auch das Vorliegen eines Sicherheitsberichts

bedeutet nicht, dass die Anlage sich bewährt hat und die Technologie weiterverfolgt werden sollte, sondern lediglich, dass zunächst einmal grundsätzlich genügend Vorleistungen von Herstellern und Betreibern erbracht wurden, um zur Sicherheit dieser Anlage Stellung nehmen zu können.

Wurde eine Technologie einmal genehmigt, sind die Betriebserfahrungen ein wichtiges Merkmal, das Informationen über die Sicherheit der Anlage gibt. Schwachstellen, die in der Planung oder der Bewilligung übersehen wurden, können sich in systemischen Stör- oder Unfällen manifestieren.

Ist allerdings weder Betriebserfahrung noch ein Sicherheitsbericht zu einer Technologie vorhanden, ist eine Sicherheitsbewertung immer mit erheblichen Unsicherheiten verbunden. Die Bewertung von Risiken von Technologien und der Effizienz von Sicherheitssystemen, die solchen Risiken entgegenwirken sollen, sind auf abstrakter, analytischer Ebene nur begrenzt aussagefähig. Wenn nun allerdings eine Reaktortechnologie nicht über die Konzeptphase hinausgekommen ist, kann ein Abgleich gegen das sogenannte Defence in Depth Prinzip (DiD), im deutschen „gestaffeltes Sicherheitskonzept“, einigen Aufschluss geben.

Für die vorliegende Analyse werden, je nach Vorliegen von Daten, die folgenden Schritte durchgeführt und Bewertungskriterien abgeleitet:

- Datensammlung zu den einzelnen Anlagen und das
- Verfassen von Bewertungskriterien basierend auf internationalen Regulierungen und Empfehlungen.

Als Grundlage für die Bewertungskriterien und der Evaluierung der jeweiligen Reaktoren und Reaktorkonzepte dienen:

- IAEA Specific Safety Requirements SSR-2/1 (Rev. 1) Safety of Nuclear Power Plants: Design (IAEA, 2016a)
- IAEA Specific Safety Requirements SSR 2/2 Rev. 1 Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation (IAEA, 2016b)
- INSAG-10 Defence in Depth in Nuclear Safety (IAEA, 1996a),
- INSAG-12 Power Plants 75-INSAG-3 Rev. 1 (IAEA, 1999),
- IAEA Safety Reports Series No. 46 Assessment of Defence in Depth for Nuclear Power Plants (IAEA, 2005a),
- U.S. NRC Regulatory Guide 1.206 „Regulatory Position Part I: Standard Format and Content of Combined License Applications“ (U.S. NRC, 2007a),
- U.S. NRC „Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants: LWR Edition (NUREG-0800, Formerly issued as NUREG-75/087)“ (U.S. NRC, 2007b), und

- IAEA Format and Content of the Safety Analysis Report for Nuclear Power Plants 2019, Draft Safety Guide DS449 (IAEA, 2019b).

Als Grundlage für die Bewertungskriterien und der Evaluierung der jeweiligen Wiederaufarbeitungsanlagen bzw. Konzepte dienen:

- IAEA Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities Specific Safety Requirements SSR-4 (IAEA, 2017b),
- IAEA Safety of Nuclear Fuel Reprocessing Facilities Specific Safety Guide SSG-42 (IAEA, 2017a), und
- IAEA Safety Analysis and Licensing Documentation for Nuclear Fuel Cycle Facilities SRS-102 (IAEA, 2020a),

Die „Specific Safety Requirements SSR-2/1 (Rev. 1) Safety of Nuclear Power Plants Design“ gelten hauptsächlich für landgestützte wassergekühlte Reaktoren zur Stromproduktion bzw. Wärmeproduktion (IAEA, 2016a). Es wird allerdings im Dokument darauf hingewiesen, dass diese auch für andere Reaktortypen verwendet werden können. Speziell wird ausgeführt, dass sie für die Festlegung der Anforderung für die Entwicklung des Designs angewendet werden können (IAEA, 2016a). Es wird festhalten, dass die Erreichung der grundlegenden Sicherheitsziele (Fundamental Safety Objectives) (IAEA, 2006a) durch die Auslegung der Kernkraftwerke gewährleistet sein und durch eine umfassende Sicherheitsbewertung (Comprehensive Safety Assessment) des Designs darlegt werden muss. Die Anforderungen werden im SSR 2/1 ausformuliert, wenngleich die Formulierungen tendenziell allgemein gehalten sind. Nicht alle Anforderungen kommen für die hier zu analysierenden Reaktoren und Reaktorkonzepte in Frage. Daher wurde eine Auswahl getroffen, und Anforderungen ausgewählt, welche im Rahmen dieses Gutachtens eine besondere Relevanz haben. Zu diesen Anforderungen zählen unter anderem: Requirement 4 “Fundamental Safety Functions”, Requirement 6 “Design for a Nuclear Power Plant”, Requirement 7 “Application of Defence in Depth”, Requirement 9 “Proven Engineering Practices”, Requirement 10 “Safety Assessment” (IAEA, 2016a).

Das Konzept von „Defence in Depth“ (DiD) wurde von der International Nuclear Safety Advisory Group (INSAG) der Internationalen Atomenergieorganisation (IAEO) 1996 erstmals niedergeschrieben. Die zentralen Dokumente, welche im Rahmen der Analyse verwendet wurden, sind INSAG-10 Defence in Depth in Nuclear Safety, INSAG-12 Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants 75-INSAG-3 Rev. 1 und IAEA Safety Reports Series No. 46 Assessment of Defence in Depth for Nuclear Power Plants 2005 (IAEA, 2005a, 1999, 1996a). Die Sicherheitsebenen 1 und 2 decken den Normalbetrieb und die Betriebsstörungen ab. Ebene 3 deckt Auslegungsstörfälle ab, die trotz der Maßnahmen der 1. und 2. Ebene auftreten könnten. Sicherheitsebene 4 deckt die Auslegung überschreitende schwere Störfälle ab. Die Sicherheitsebenen 1 bis 4 umfassen die anlageninterne Sicherheitsvorsorge. Ebene 5 umfasst die Bekämpfung der Strahlenfolgen in der Umgebung einer kerntechnischen Anlage nach einem Unfall (IAEA, 2016a, 1996a). In Deutschland ist

das DiD Konzept als „gestaffeltes Sicherheitskonzept“ umgesetzt und umfasst die anlagebezogenen Sicherheitsebenen 1-4.

Für die Sicherheitsebene 1 gilt, dass hohe Sicherheit und Zuverlässigkeit im laufenden Betrieb durch hohe qualitative Anforderungen an die Anlage und verwendete Materialien erreicht werden sollen, indem bewährte Technologien, inhärent sicheres Design und geeignete Sicherheitsstandards sowie angemessene Sicherheitsmargen verwendet und Standorteigenschaften berücksichtigt werden sollen. Es wird darauf verwiesen, dass innovative Designlösungen möglicherweise auf eine Verbesserung der Sicherheitsebenen 2-5 abzielen, aber ein Mangel an Betriebserfahrung neuer Designs zu Herausforderungen im Normalbetrieb (Ebene 1) führen kann – was es zu verhindern gilt.

Sicherheitsebene 2 umfasst Systeme zur Vermeidung oder Beherrschung von Störungen der normalen Betriebsbedingungen oder zur Wiederherstellung der normalen Betriebsbedingungen.

Sicherheitsebene 3 sind Sicherheitssysteme zur Beherrschung der postulierten Unfälle. Hier werden die folgenden Fragen gestellt: Wurde das System einer systematischen Sicherheitsbewertung unterzogen? Gab es eine unabhängige Verifizierung durch Aufsichtsbehörden, unter Anwendung von Methoden nach dem Stand der Technik unter Verwendung konservativer computergestützter Sicherheitsanalyseprogramme und konservativer Annahmen in den entsprechenden Sicherheitsanalysen? Sind inhärente Sicherheitsmerkmale wie etwa die negativen Reaktivitätsrückkopplungskoeffizienten typischerweise vorhanden? In manchen Ländern umfasst Sicherheitsebene 3 ebenfalls Systeme zur Beherrschung von Auslegungsüberschreitenden Störfällen, die aber nicht zu Kernschäden führen.

Für die Sicherheitsebene 4 gelten die Gewährleistung der Einschlussfunktionen und ergänzende Maßnahmen und Verfahren zur Verhinderung des Unfallverlaufs und zur Minderung der Folgen ausgewählter schwerer Unfälle, zusätzlich zu den Notfallmaßnahmen. Es werden Strategien zur Verringerung der Wahrscheinlichkeit von auslegungsüberschreitenden Unfällen berichtet, die im Allgemeinen die Verwendung von Werkzeugen zur probabilistischen Sicherheitsbewertung, ergänzt durch deterministische Sicherheitsanalysen einiger repräsentativer Unfallszenarien, berücksichtigen.

Sicherheitsebene 5 umfasst die Vorbereitung des Strahlenschutzes oder Zivilschutzes gegen nukleare Katastrophen mit Freisetzungen von radioaktiven Stoffe, die sich aus Unfallbedingungen ergeben können (IAEA, 2016a, 2005a, 1999, 1996a). Sicherheitsebene 5 geht über die Anlage hinaus und wird daher in der gegenwärtigen Analyse nicht berücksichtigt.

In den IAEA Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants wird unter anderem der Begriff der “Proven Technology” beschrieben: „Technologien, die in die Konstruktion einfließen, haben sich durch Erfahrung und Tests bewährt. Signifikante neue Konstruktionsmerkmale oder neue Reaktortypen werden erst nach gründlicher Forschung und Prototypentests auf Komponenten-, System- oder Anlagenebene eingeführt.“ (IAEA, 1999) (eigene Übersetzung).

Es gibt international keinen Konsens, wie kerntechnische Anlagen bewilligt werden sollten. Das kann unter anderem dazu führen, dass Reaktoren, die in einem Land genehmigt und gebaut werden, in einem anderen Land nicht genehmigungsfähig wären. International gibt es den Versuch, gemeinsame Richtlinien zu formulieren, um einen gemeinsamen Nenner zu definieren. Für die vorliegende Analyse wurde vor allem auf die folgenden Dokumente der IAEA zurückgegriffen:

- Safety of Nuclear Power Plants: Design SSR 2/2 Rev. 1 (IAEA, 2016b),
- Safety Assessment for Facilities and Activities (IAEA, 2016c), und
- Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants (IAEA, 1999).

Diese allgemeinen Richtlinien können in einem ersten Schritt herangezogen werden, da die grundlegenden Schutzziele für alle Reaktoren gelten. Spezielle Richtlinien und Vorgaben für die Eigenschaften von neuen Reaktoren gibt es in einigen Ländern, welche diese Reaktoren betreiben bzw. bauen wollen. So wird etwa in der Richtlinie 2014/87/Euratom festgehalten, dass alle Reaktoren, die nach August 2014 eine Genehmigung zur Errichtung erhalten, Vorkehrungen treffen müssen, um frühe und/oder große Freisetzungen von radioaktivem Material zu vermeiden. Es gilt festzustellen, wie sehr diese Richtlinien ausgearbeitet sind, und wie diese angepasst wurden. Vor allem die Entwicklungen in den letzten Jahren müssen hierzu herangezogen werden. Das spezielle Regelwerk sollte auf dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik sein. Für die vorliegende Analyse wurden u. a. der Regulatory Guide 1.206 „Regulatory Position Part I: Standard Format and Content of Combined License Applications“ (U.S. NRC, 2007a), der „Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants: LWR Edition (NUREG-0800, Formerly issued as NUREG-75/087)“ (U.S. NRC, 2007b) und das IAEA „Format and Content of the Safety Analysis Report for Nuclear Power Plants 2019, Draft Safety Guide DS449“ (IAEA, 2019b) verwendet. Die Dokumente der U.S. NRC wurden gewählt, da diese häufig von Regulierungsbehörden weltweit als generell verbindliche Standards herangezogen werden. Die U.S. NRC veröffentlichte im Jahr 2017 einen Bericht mit dem Titel: „A Regulatory Review Roadmap For Non-Light Water Reactors“. Dort stellt die Behörde ihre Planungen für den Umgang zur Bewertung alternativer Reaktorkonzepte vor (U.S. NRC, 2017).

Für Wiederaufarbeitungsanlagen werden in IAEA (2017b) zentrale Anforderungen an Anlagen des kerntechnischen Brennstoffzyklus festgelegt. Von besonderem Interesse für die vorliegende Analyse ist das Kapitel 6 „Design of Nuclear Fuel Cycle Facilities“. Dort werden Anforderungen an die Auslegung und den Sicherheitsnachweis dieser Anlagen beschrieben. Die zentralen Schutzziele oder Sicherheitsfunktionen, deren Erfüllung die Sicherheitssysteme der Anlagen gewährleisten müssen, umfassen danach:

- den Einschluss und die Kühlung von radioaktivem Material;
- den Schutz vor Strahlenbelastung;
- die Sicherstellung der Unterkritikalität von spaltbarem Material.

Es wird auf die Notwendigkeit der Durchführung einer Gefahrenanalyse (oder eines gleichwertigen Verfahrens) mit dem Ziel hingewiesen, alle Auslegungsstörfälle und die zugehörigen auslösenden Ereignisse zu ermitteln, die das Versagen von Hauptsicherheitsfunktionen verursachen könnten. Weitere zentrale Anforderungen sind: Requirement 9 “General design considerations”, Requirement 10 “Application of the Concept of Defence in Depth”, Requirement 12 “Proven engineering practices for the design”, Requirement 15 “Internal Hazards”, Requirement 17 “Design Criteria and Engineering Design Rules”, Requirement 19 “Postulated Initiating Events” und Requirement 20 “Design Basis Analysis”. Es wird darauf verwiesen, dass die Durchführung einer umfassenden Sicherheitsanalyse im Design Prozess zentral für die Sicherheit der Anlage ist (IAEA, 2017b). Vertiefend für die Wiederaufarbeitungsanlagen wird Bezug genommen auf den IAEA Safety of Nuclear Fuel Reprocessing Facilities Specific Safety Guide SSG-42 (IAEA, 2017a).

In einem weiteren aktuellen IAEO-Dokument (IAEA Safety Analysis and Licensing Documentation for Nuclear Fuel Cycle Facilities) werden neben den Zielen und den Empfehlungen zum Ablauf und dem Einsatz der Sicherheitsanalyse auch wesentliche Faktoren benannt, die Teil der Sicherheitsanalyse sein sollen. Dazu zählt die Analyse von Faktoren, die für die Gefahrenabschätzung relevant sind, d.h. genauere Betrachtung ausgewählter auslösender Ereignisse sowie auslegungsüberschreitende Ereignisse und Events, (IAEA, 2020a). Die Aussagen dieses weiteren IAEO-Dokuments wurden mit den Schlussfolgerungen der IAEO für Anlagen des Brennstoffkreislaufs aufgrund von Analysen des Fukushima-Unfalls (IAEA, 2016d) abgeglichen.

Auf Basis dieser Dokumente wurde ein Kriterienkatalog für die Evaluierung der Sicherheit entwickelt. Dieser umfasst die folgenden Fragen und Unterpunkte:

- Ist ein vollständiger Sicherheitsbericht vorhanden (Safety Analysis Report)?
- Ist ein vollständiger Sicherheitsbericht nach U.S. NRC, bzw. nach dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik vorhanden?
- Sind gesetzliche Grundlagen und ein nachgelagertes Regelwerk für die jeweiligen Reaktorkonzepte bzw. Wiederaufbereitungsanlagen vorhanden?
- Gibt es den Nachweis für das gestaffelte Sicherheitskonzept der Ebenen 1-4? Wenn ja, wie wurde der Nachweis geführt?
- Welche Versuchsanlagen für die jeweiligen Konzepte gibt es? Handelt es sich dabei um integrale Versuchsanlagen, die das gesamte Verhalten der Großanlage abbilden sollen, oder um „Separate Effect Tests“, in denen nur Einzelphänomene untersucht werden? Welche Ableitungen die Sicherheit betreffend wurden aus den Tests gezogen und wie wurde die Sicherheit bewertet?
- Welche Betriebserfahrungen sind vorhanden und was lässt sich daraus ableiten? (Für den Fall, dass es genügend Informationen verfügbar sind, erfolgt ggf. eine Detailbetrachtung).

Die Unterkapitel „Sicherheitsaspekte“ (3.1.2.2, 3.1.2.2, 3.3.1.2, 3.3.2.2 und 3.3.3.2) sind demensprechend in die Punkte Sicherheitsbericht, Konzept der Defense in Depth und Betriebserfahrungen und Ableitungen gegliedert.

2.5 Proliferationsrisiken

Die entscheidende Voraussetzung für die Möglichkeit des Baus von Atomwaffen ist heute – mehr als sieben Jahrzehnte nach dem ersten Einsatz von Kernwaffen – nicht mehr so sehr die Kenntnis der Waffentechnologie selbst, die in ihren Grundzügen als allgemein zugänglich gelten muss (vgl. beispielsweise den 1943 verfassten Los Alamos Primer von Serber und andere Quellen (Leuthäuser, 1975; Locke, 1982; Morland, 1979; OTA, 1993, S. 149f; Seifritz, 1984; Serber und Rhodes, 1992). Die wesentliche Hürde für die Realisierung oder Beibehaltung von Kernwaffenprogrammen ist heute die Möglichkeit des Zugriffs auf ausreichende Mengen an kernwaffenrelevanten Nuklearmaterialien. Dabei geht es vorrangig um geeignete Spaltstoffe (wie hochangereichertes Uran und Plutonium), aber auch um das fusionsfähige Material Tritium (superschwerer Wasserstoff). Solche Materialien können sowohl in zivilen als auch in militärischen Programmen genutzt bzw. produziert werden. Ebenso können sogenannte „sensitive“ oder „dual-use“ Technologien sowohl im zivilen wie im militärischen Bereich Anwendung finden. Dies betrifft insbesondere Technologien zur Materialproduktion (vor allem Urananreicherungstechnologien, zumeist Wiederaufarbeitung genannte Abtrenntechnologien, Materialproduktionstechnologien mit geeigneten Neutronenflüssen wie Reaktoren oder Beschleunigeranlagen) oder auch Nuklearanlagen, in denen mit abgetrennt vorliegenden waffengrädigen Nuklearmaterialien umgegangen wird oder umgegangen werden kann (wie bestimmte Anlagen zur Brennstoffproduktion oder sogenannte „heiße Zellen“ im Labormaßstab, in denen mit hochradioaktivem Material hantiert werden kann, oder auch im erweiterten Sinn bestimmte Nukleartransporterfordernisse). Weite Bereiche der in Kernenergieprogrammen genutzten Nukleartechnologien und Materialien sind daher zivil-militärisch ambivalent (Liebert, 2002, 1992; Liebert u. a., 2009, 1999, S. 134 ff.).

Der Zusammenhang der zivilen Nukleartechnologieentwicklung und -nutzung mit der andauernden und zunehmenden Gefahr der Kernwaffenverbreitung (nukleare Proliferation), wird spätestens seit Ende der 1970er Jahre international intensiver diskutiert (Ford Foundation und MITRE Corp., 1977; Lovins und Lovins, 1981; SIPRI, 1979).

Mit der Proliferationsgefahr ist hier einerseits die Weiterverbreitung von Atomwaffen (horizontale Proliferation), also der Zugang zu Atomwaffen in weiteren Staaten oder durch substaatliche Gruppen, und andererseits die Weiterentwicklung oder der dauerhafte Erhalt von Kernwaffenprogrammen (vertikale Proliferation) gemeint. Aus den technologischen Grundlagen und Zusammenhängen wurde gefolgert, dass die weltweit etablierten zivilen Nuklear(energie)programme die Schwelle zur Entwicklung von Kernwaffenprogrammen senken (Holdren, 1989).

In technikhistorischen Studien, die noch tiefergehender die technologischen Entwicklungen in ihren historisch-politischen Kontexten analysieren, wurde herausgearbeitet, dass man es

im zivilen Nuklearbereich mit einer „durch militärische Genese vorstrukturierten Kerntechnik“ zu tun habe (Radkau, 1983). Dazu gehört, dass effiziente Wege der Urangeinnung und -bearbeitung sowie Urananreicherung, Kernreaktoren und Brennstoffwiederaufarbeitung zur Plutoniumabtrennung schon für die Kernwaffenprogramme der 1940er und 1950er Jahre zu entwickeln waren und genutzt wurden.

Die Fortentwicklung von Technologien, die ursprünglich in militärischen Nuklearwaffenprogrammen entstanden sind, konnte zur zivilen Nutzung der Nukleartechnik und zu Kernenergieprogrammen führen, diese sind aber selbst wieder Quelle für militärische Möglichkeiten oder entsprechende technische Optionen geworden. Zweidrittel der heutigen neun Staaten⁴, die Kernwaffen besitzen, haben auch über zunächst augenscheinlich zivile Programme schließlich den Zugriff zur Bombe erreicht. In den letzten Jahrzehnten sind eine ganze Reihe von Fällen bekannt geworden, die zeigen, dass Bestrebungen in Richtung auf Kernwaffenbesitz oder regelrechte geheime Waffenprogramme unter dem Deckmantel zivil deklarierter Nuklearprogramme, die teilweise sogar von der Internationalen Atomenergieorganisation (IAEO) überwacht wurden (s.u.), durchgeführt wurden. Man denke etwa an Irak, Libyen und Nordkorea (Albright, 2010). Darüber hinaus sprach der damalige IAEO-Generaldirektor ElBaradei (Reuters 16. 10. 2006) von einer größeren Anzahl nukleartechnisch weit entwickelter „virtueller Kernwaffenstaaten“, die bereits Zugriff auf sensitive Technologien und Materialien erreicht hätten, um quasi jederzeit in kürzester Zeit Kernwaffenstaaten werden zu können, falls die Entscheidung dazu fallen sollte.

Die intrinsische zivil-militärische Ambivalenz von nuklearen Materialien und Technologien liegt dieser gefährlichen Dynamik zugrunde. Wenn die Gefahren der nuklearen Proliferation deutlich reduziert und an einer ihrer wesentlichen Wurzeln gepackt werden sollen, reicht es demnach nicht aus, politische Intentionen zu analysieren und politisch wirksame Maßnahmen und Regimeansätze zu verfolgen, sondern den technischen Möglichkeiten („capabilities“) muss mehr Aufmerksamkeit geschenkt werden. Die technologischen Grundvoraussetzungen sind langfristig bedeutsamer als die politischen Randbedingungen oder Absichten, die teilweise einem schnelleren Wandel unterliegen (Liebert, 2005; Liebert u. a., 2009) Daher hat sich bei vielen Non-Proliferationsexperten eine Position herauskristallisiert, die als effektivste Eingriffsmöglichkeit, um Kernwaffenprogramme zu erschweren oder unmöglich zu machen, die Kontrolle der Möglichkeiten zur Materialbeschaffung fokussiert (vgl. beispielsweise (Bunn und Wier, 2006; IPFM, 2006)).

Im Kontext von P&T-Konzepten taucht die Verwendung einiger proliferations-sensitiver Materialien und Technologien auf. Auf die damit verbundenen Proliferationsrisiken wird in den einzelnen Kapiteln zu Brennstoffen, Partitionierungs- und Transmutationsanlagen etwas spezieller eingegangen. Etwas mehr an Hintergrundinformationen zu den sensitiven Materialien folgt bereits an dieser Stelle.

⁴ Fünf Kernwaffenstaaten laut dem NVV und vier weitere Staaten außerhalb des NVV.

Die gängigen Spaltmaterialien, die für Kernwaffen verwendet werden, sind hochangereichertes Uran (HEU), in dem der Anteil von Uran-235 gegenüber seinem Anteil in Natururan sehr deutlich erhöht ist, und Plutonium. Die Internationale Atomenergieorganisation (IAEO) definiert als „Signifikante Menge“ (SQ), die unter geeigneten technischen Bedingungen bereits für den Bau eines nuklearen Sprengkörpers ausreichen könnte, eine Masse von 25 kg für HEU und 8 kg für Plutonium (IAEA, 2002, S. 23). Hochangereichertes Uran enthält nach der Definition der IAEO mehr als 20% Uran-235. (Eine kritische Masse – ohne die regelmäßig stattfindende Kompression durch den konventionellen Sprengstoff oder andere technische Möglichkeiten zur Reduktion des Spaltmaterialbedarfs – wäre allerdings erst mit einer Anreicherung von mehr als 90% und etwa 50 kg erreicht.) Es wird davon ausgegangen, dass mit diesen signifikanten Spaltstoffmengen selbst ein unerfahrener Akteur eine Kernwaffe oder zumindest einen Kernsprengkörper bauen könnte. Ab der 2. Generation von Kernwaffen wurden HEU und Plutonium kombiniert, um eine höhere Sprengkraft zu erhalten. Bei entsprechendem Waffendesign lassen sich kleinere, kombinierte Kernwaffen bereits mit 3-4 kg Plutonium und 4-7 kg HEU bauen (IPFM, 2015b, S. 44).

Für die Betrachtung eines P&T-Programmes sind vor allem die Eigenschaften des Plutoniums, das in (fast) jedem P&T-Konzept abgetrennt wird, relevant. Oft wird in diesem Zusammenhang von „Reaktorplutonium“ und „Waffenplutonium“ gesprochen. Diese Unterscheidung bezieht sich auf die Isotopenzusammensetzung. „Reaktorplutonium“ hat eine Isotopenzusammensetzung von Plutonium, das in abgebrannten Brennstoffen von Leistungsreaktoren vorliegt. „Waffenplutonium“ wird i.d.R. gesondert in Reaktoren für den Einsatz in Kernwaffen produziert.

Zwei typische Isotopen-Zusammensetzungen sind in Abbildung 6 dargestellt. Reaktorplutonium hat einen höheren Anteil an geradzahligen Isotopen, die in einem thermischen Neutronenspektrum kaum spaltbar sind. Für den Einsatz in einer Kernwaffe ist aber vor allem die Wärmeentwicklung durch Plutonium-238 und die Frühzündungswahrscheinlichkeit durch den Neutronenhintergrund, der von Plutonium-240 ausgeht, das eine hohe Spontanspaltrate hat, hinderlich. Bei einer unkontrollierten Kettenreaktion in einer Kernwaffe können die entstehenden schnellen, hochenergetischen Neutronen aber alle Plutoniumisotope etwa in gleichem Maße spalten. Es gilt als sicher, dass sich auch mit sogenanntem Reaktorplutonium eine Kernwaffe bauen ließe. (Kankeleit u. a., 1989; Mark, 1993; NAS, 1994). Eine vorher definierten Sprengkraft bei der Zündung einer Waffe zu erreichen ist aber mit Waffenplutonium, das im günstigsten Fall fast ausschließlich aus Plutonium-239 besteht, technisch leichter zu erzielen. Es lassen sich weitere Gründe anführen, warum in den etablierten Kernwaffenstaaten der Einsatz von Waffenplutonium bevorzugt wurde (Kankeleit u. a., 1989, S. 46 ff.).

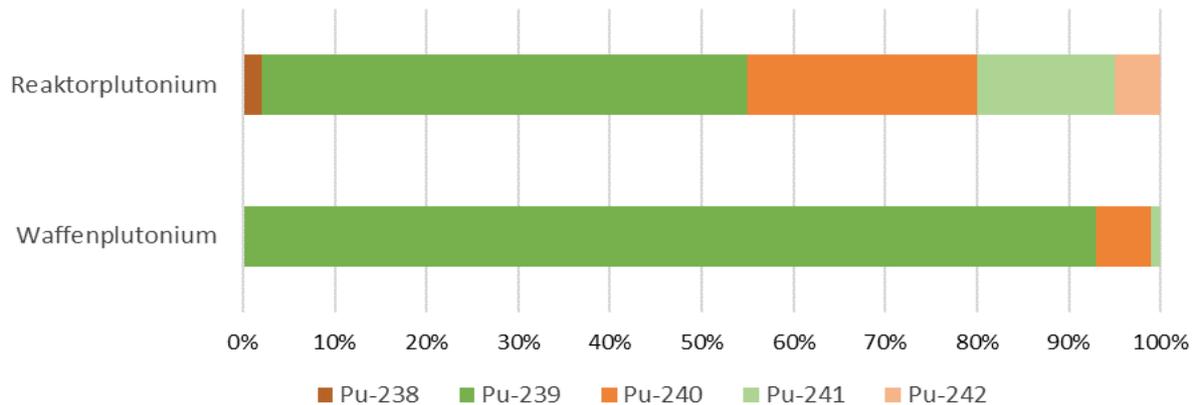


Abbildung 6: Beispielhafte Zusammensetzung von Reaktor- und Waffenplutonium. Reaktorplutonium enthält einen deutlich geringeren Anteil an Plutonium-239, dafür aber mehr Plutonium-238 und weitere Plutoniumisotope mit höherer Massenzahl, die durch Neutroneneinfang entstehen (Eigene Darstellung nach (WNA, 2018a)).

Ein Erbe des Kalten Krieges sind etwa 220 Tonnen Plutonium, die für den Einsatz in Kernwaffen produziert wurden. Ein großer Teil dieser Menge liegt – insbesondere in den USA und in Russland – außerhalb von Sprengköpfen, die abgerüstet wurden, vor. Das gelagerte, abgetrennte Plutonium wird seit den 1990er Jahren aufgrund des Diebstahlpotentials als deutliches und gegenwärtiges Proliferationsrisiko angesehen (NAS, 1994). Im Jahr 2000 vereinbarten Russland und die Vereinigten Staaten, überschüssiges Waffenplutonium – hauptsächlich durch Reaktoreinsatz in MOX-Brennstoff – zu entsorgen (von Hippel und MacKerron, 2015, S. 2). Es ist aber bis heute noch kein Plutonium aus dem militärischen Bereich „beseitigt“ worden. Die Vereinigten Staaten haben ihren Plan zur MOX-Fertigung aus Waffenplutonium im Jahr 2018 aufgegeben (WNN, 2018a). In Russland sollen 34 Tonnen zu Brennstoff für schnelle Reaktoren verarbeitet werden (WNA, 2018a). Im zivilen Bereich liegen ebenfalls mindestens 300 Tonnen abgetrenntes Plutonium vor, insbesondere im Vereinigten Königreich, in Frankreich, Russland und Japan (IAEA-INFCIRC/549/Add).

Neben hochangereichertem Uran und Plutonium gibt es noch weitere transuranische Elemente oder Isotope, die genügend kleine kritische Massen aufweisen und somit theoretisch zum Bau einer Kernwaffe verwendet werden könnten. Das amerikanische Department of Energy zählt zu den relevanten Spaltmaterialien u.a. auch Americium-241, Americium-243 und Neptunium-237 (U.S. DoE, 2012). Kritische Massen liegen etwa im Bereich derjenigen von Uran-235 oder, für manche transuranische Isotope, wohl auch deutlich darunter (IPFM, 2006). Basierend auf einer Analyse von Bathke u.a. (2008) haben Neptunium und Plutonium ein vergleichbares Attraktivitätsniveau. Wenn in einem P&T-Konzept verschiedene Minore Aktiniden separat abgetrennt werden, ist demnach auch deren Attraktivität für ein Kernwaffenprogramm zu untersuchen. In einer genaueren Analyse, die aufgrund fehlender Detailinformationen in diesem Gutachten nicht erfolgen kann, sollten

auch relevante Materialeigenschaften wie kritische Massen, Wärmeentwicklung und Spontanspaltraten von Minoren Aktiniden diskutiert werden.

Ein wesentliches internationales Instrumentarium zur Begrenzung der horizontalen nuklearen Proliferation ist der Nichtverbreitungsvertrag (NVV), der 1970 in Kraft getreten und 1995 auf unbegrenzte Zeit verlängert wurde. Insbesondere verpflichten sich darin die Mitgliedsstaaten – außer den fünf im Vertrag privilegierten Kernwaffenstaaten USA, Russland, Großbritannien, China und Frankreich – auf Kernwaffen zu verzichten und alle ihre kerntechnischen Anlagen, in denen mit sensitiven Spaltstoffen umgegangen wird, unter Safeguards (Sicherungsmaßnahmen der IAEA) zu stellen. Die 1957 gegründete Internationale Atomenergieorganisation (IAEO) hat über den NVV auch die Aufgabe erhalten, die Kern(energie)technologie-Nutzung in den Nichtkernwaffenstaaten zu überwachen. Das selbstgesetzte Ziel der Bemühungen der IAEA besteht im Kern darin, die Abzweigung von für signifikant gehaltenen Mengen von spaltfähigem Material aus dem Bereich der zivilen Kerntechnologienutzung in für angemessen gehaltenen Entdeckungszeiträumen mit möglichst hoher Wahrscheinlichkeit detektieren zu können. Um dieses Ziel zu erreichen, wird u.a. die Buchführung über Spaltmaterialien nachgeprüft und ggf. kann die Spaltflusskontrolle an sogenannten Schlüsselmesspunkten kontrolliert werden. Behälter, die relevante Materialien beinhalten, können versiegelt werden. Sensitive Anlagenbereiche können kameraüberwacht werden. Von zu Zeit zu Zeit können Inspektionen vor Ort stattfinden oder bei bestimmten Anlagen auch zeitweise permanent. Bei Inspektionen können ggf. auch Wischproben entnommen und in Speziallabors auf undeclared Aktivitäten hin ausgewertet werden. Grundsätzlich werden Aktivitäten, die den Umgang mit Spaltstoffen beinhalten und frühzeitig von den Ländern, in denen entsprechende Anlagen betrieben werden, bekannt gegeben werden müssen, überprüft. Die IAEA kann nur im Rahmen der international vereinbarten Grundsätze und der Abkommen mit den Mitgliedsstaaten agieren. Nach dem ersten indischen Atomwaffentest im Jahr 1974, der als „zivile Kernsprengung“ deklariert wurde, wurden über den NVV deutlich hinausgehende einseitige Exportkontrollen vieler Lieferländer von Nukleartechnologie eingeführt.

Das IAEA-System wurde immer wieder als zu wenig effektiv und nicht weitgehend genug in seinem Maßnahmenkatalog kritisiert (vgl. z. B. Fischer u. a., 1985). Verbesserungsvorschläge wurden daraus abgeleitet und schließlich wurden in den 1990er Jahren ein Muster für Zusatzprotokolle zu den Safeguardsverträgen entworfen, die die NVV-Mitgliedsstaaten mit der IAEA auf der Basis von existierenden, grundlegenden und verbindlichen Safeguards-Konzepten ausgehandelt haben. Diese sogenannten „Additional Protocols“ können seit 1997 von den Mitgliedsstaaten auf freiwilliger Basis und auf Basis des Musterprotokolls (IAEA-INFCIRC-540) mit der IAEA ausgehandelt werden. Sobald sie unterzeichnet und ratifiziert sind geben sie der IAEA weitergehende Möglichkeiten der Überwachung. Dies ist als Fortschritt anzusehen, da sehr viele Mitgliedsstaaten solche Zusatzprotokolle mit der IAEA akzeptiert haben. Safeguards haben eine wichtige Funktion bei den Bemühungen um Non-Proliferation. Es bleiben aber dennoch Schwachstellen. Eine solche prinzipielle Schwachstelle betrifft die sogenannten Bulk-handling-Anlagen, in denen mit sensitiven Nuklearmaterialien in „loser Form“ oder in großen, nicht eindeutig quantifizierbaren

Mengen oder abzählbaren Einheiten umgegangen wird. Hier entstehen unter Umständen – auch je größer die Anlagen und die umgesetzten Materialmengen werden – prinzipielle Ungenauigkeiten bei der Materialüberwachung (Material Unaccounted For – MUF), die (deutlich) größer sein können als die „Signifikante Mengen“ (Miller, 1990). Dies betrifft insbesondere Wiederaufbereitungsanlagen, MOX-Brennstofffabriken und Urananreicherungsanlagen. Solche Anlagen sind schwerlich mit ausreichender Genauigkeit überwachbar (Hinton u. a., 1996).

Die Bilanzierung von Plutoniumströmen in und zwischen Anlagen steht vor besonderen Schwierigkeiten. Dies zeigt auch die Veröffentlichung einer US-Plutoniumbilanz durch das Energieministerium für den Zeitraum von 1944 bis 1994 (DoE, 1996). In dieser Zeitspanne wurden 111 Tonnen Plutonium produziert. Die festgestellten Inventardifferenzen beliefen sich auf 2,8 Tonnen, also fast 3% des Gesamtinventars. Es ist unklar, wieviel davon auf Bilanzierungsfehler der Vergangenheit, auf verloren gegangenes, sich in undeklarierten Abfällen befindliches oder gar abgezweigtes Plutonium zurückzuführen ist.

Zwei fundamentale Probleme bei der ausschließlichen Fokussierung auf Safeguards-Konzepte sollen noch benannt werden. Eines besteht auch darin, dass sich gesellschaftspolitische und internationale Rahmenbedingungen so ändern können, dass die erhoffte Wirkung von Safeguards, die auf der Kooperation der Länder, die Nukleartechnologien betreiben, und auf wechselseitiger Vertrauensbildung unter Staaten beruhen, außer Kraft gesetzt werden. Die einmal geschaffenen sensitiven technischen Möglichkeiten auf der Basis zivil-militärisch ambivalenter Technologien und Materialien, die „unkontrolliert“ latent zu Kernwaffenbesitz führen können, bleiben dann gleichwohl erhalten und können erhebliche Proliferationsgefahren manifest machen. Ein Beispiel ist dafür Nordkorea, das schließlich aus dem NVV nach langer Mitgliedschaft wieder ausgetreten ist. Ein zweites grundlegendes Problem ist, dass durch Safeguards nur im Nachhinein Abzweigungen von signifikanten Mengen (SQs) aufgedeckt werden können. Sie kommen also tendenziell möglicherweise zu spät (Liebert, 2005). Immer wieder wird betont, dass Safeguards ein NVV-Mitgliedsland nicht davon abhalten könnten, einen Vorrat an Nuklearwaffenmaterial unter Safeguards anzulegen, um dann später den NVV zu verlassen und dieses Material für ein Waffenprogramm zu verwenden (vgl. z.B. (OTA, 1993, S. 124)).

Daher wurde ebenfalls bereits in den 1970er Jahren das Konzept der Proliferationsresistenz entworfen (Feiveson, 1978), durch das die Zugriffsmöglichkeit auf potenzielle Waffenstoffe im zivilen Bereich prinzipiell begrenzt werden sollte. Wenn schon aufgrund der intrinsischen Ambivalenz keine proliferations sichere Kerntechnologie vorstellbar ist, so könnte sie zumindest resistent (robust) gegen eine militärische Nutzung in Waffenprogrammen ausgelegt werden – und dies auf der technologischen Ebene selbst. Einem probabilistischen Ansatz bei der Reaktorsicherheit entspricht ein auf Entdeckungswahrscheinlichkeiten basierendes Konzept der nuklearen Sicherheitsmaßnahmen (Safeguards) im Bereich der Bemühungen um Non-Proliferation. Auch hier wäre ein stärker deterministisch orientierter Ansatz durchgreifender, der Proliferationsrisiken an der Quelle auszuschließen sucht. Im Prinzip würde dies darauf hinauslaufen, Kern(energie)technologie so auszulegen, dass direkt

für Kernwaffen verwendbare Materialien so wenig wie möglich bzw. überhaupt nicht mehr zugänglich wären. (Liebert, 2005, 2002)

Derartige Ansätze wurden auch im Rahmen von umfangreicheren Studien bereits vor vier Jahrzehnten aufgegriffen und erste Umsetzungsideen im Rahmen der US-amerikanischen Physikalischen Gesellschaft und innerhalb der mehrjährigen, unter Ägide der Vereinten Nationen durchgeführten, International Fuel Cycle Evaluation Konferenz diskutiert (APS, 1978; INFCE, 1980; Skjoldebrand, 1980). Auch wenn kein umfassendes Konzept einer proliferationssicheren Kernenergienutzung entworfen werden konnte, so wurden doch Reaktor- und Brennstoffkonzepte diskutiert, die zumindest proliferationsresistenter als die gängigen Konzepte sein sollten.

Beispielhaft für die Verfolgung eines Konzepts der Proliferationsresistenz sind die ernsthaften internationalen Bemühungen seit den 1980er Jahren, die Verwendung von waffentauglichem hochangereichertem Uran (HEU) in Forschungsreaktoren, die in etwa 60 Ländern betrieben werden, durch gezielte Entwicklung und den Einsatz von schwach angereicherten, hochdichten Brennstoff-Alternativen zurückzudrängen. Ebenfalls wurden nach Ende des Kalten Krieges erhebliche Anstrengungen unternommen, HEU, das insbesondere von den USA und der Sowjetunion in eine Vielzahl von Ländern als Brennstoff für Forschungsreaktoren geliefert worden war, in die USA und Russland zu repatriieren („Global Clean-out“) (Liebert u. a., 2017; NASEM, 2016). Ansonsten geschah allerdings im Bereich der Kernenergienutzung wenig bis zum Ende des 20. Jahrhunderts. Um die Jahrhundertwende bekam die Idee der Proliferationsresistenz aber wieder Auftrieb und wurde eine wichtige Leitidee für kerntechnologische Weiterentwicklungen in einer Reihe von Studien mit internationalem Einfluss bis hinein in die Nuclear Community (Beckjord u. a., 2003; GIF, 2002a; IEA u. a., 2002; Liebert u. a., 1999; TOPS, 2001).

In der vom US Department of Energy und dem Generation IV International Forum (GIF) herausgegebenen „Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems“ (GIF 2002) ist Proliferationsresistenz eines der wesentlichen Kriterien, die bei der Entwicklung von fortgeschrittenen Nukleartechnologien (der 4. Generation) für die Kernenergienutzung angelegt werden sollen. Dazu gehört auch relativ zentral, die intrinsische Auslegung von Technologien in einer Weise, dass der Zugriff auf sensitive Spaltmaterialien bereits auf der Ebene der verwendeten Technologien vermieden oder erschwert werden kann.

Parallel entstand unter Ägide der IAEO das „International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles“ (INPRO), in dem ebenfalls Proliferationsresistenz als ein zentrales Kriterium benannt wird (IAEA, 2004b, 2003). Die IAEO setzt dabei auf eine Kombination von intrinsischen und extrinsischen Maßnahmen. Mit intrinsischen technischen Maßnahmen ist hier einerseits die Reduzierung der Attraktivität von sensitiven Materialien, mit denen umgegangen wird, hinsichtlich der Isotopenzusammensetzung gemeint, und andererseits die Vermeidung von Möglichkeiten zur nicht-deklarierten, versteckten Materialproduktion innerhalb von Anlagen und letztlich die Erleichterung von extrinsischen Maßnahmen der Materialbilanzierung und Safeguards. Dabei wird auch stark fokussiert auf sogenannte „Safeguards-by-Design“, also die Verbesserung der Möglichkeiten

von Safeguards, die ein Kerngeschäft der IAEA sind, bereits durch das Anlagendesign. Die extrinsischen Maßnahmen beziehen sich auf die Verpflichtungen der Staaten, die insbesondere durch den nuklearen Nichtverbreitungsvertrag (NVV) und sein Safeguardssystem sowie darüber hinaus gehende Exportkontrollmaßnahmen bestimmt sind. „Physical Protection“, das auf die physische Sicherung sensitiver Materialien abzielt, deren Existenz offenbar nicht grundsätzlich vermieden werden muss, ergänzt diese Sichtweise der IAEA, was Proliferationsresistenz anbetrifft. (IAEA, 2008b, 2004b)

Technologien, die für die Realisierung von P&T-Konzepten entwickelt werden müssen, gehören teilweise zu den in der GIF-Roadmap genannten Technologien der 4. Generation bzw. zu den Technologien, die im Rahmen von INPRO diskutiert und bewertet werden (sollen). Daher ist das Kriterium der Proliferationsresistenz auch ein wesentlicher Gesichtspunkt, der in diesem Gutachten Bedeutung haben muss und dementsprechend bei der Analyse der verschiedenen Brennstoffe, Partitionierungs- und Transmutationsanlagen berücksichtigt wird. Wir beziehen uns dabei allerdings mehr auf die ursprüngliche Idee der Proliferationsresistenz und weniger auf die Sichtweise der IAEA.

3 Verfahren für P&T

In den meisten Fällen umfasst eine P&T-Strategie drei verschiedene Schritte: Partitionierung, Brennstofffertigung, und Transmutation in geeigneten Reaktoren. Schematisch ist dies in Abbildung 7 gezeigt und wird im Folgenden erläutert.

Partitionierung

Bei der Partitionierung werden die abgebrannten Brennstäbe aufgelöst und in verschiedene Materialströme aufgeteilt. Ein großtechnisch angewandtes Verfahren zur Abtrennung von Plutonium und Uran ist das PUREX Verfahren. Dies erfolgt mit dem Ziel, im nächsten Schritt für die Transmutation geeignete Brennstoffe zu fertigen. Um dies zu erreichen, müssen bei einer Partitionierung nicht nur Uran und Plutonium, sondern auch die Minoren Aktiniden abgetrennt werden. Aufgrund ihrer Ähnlichkeit mit den bestimmten Gruppen von Spaltprodukten (Lanthaniden) sind dafür verschiedene Prozessschritte notwendig.

Brennstofffertigung

Aus den abgetrennten Minoren Aktiniden und Plutonium werden neuartige Brennstoffe gefertigt. Je nach eingesetztem Reaktortyp und Zielsetzung des Transmutationsverfahrens gibt es hierzu verschiedene Möglichkeiten.

Transmutation

Diese Brennstoffe mit einem – vermutlich – höheren Transurananteil werden in entsprechenden Bestrahlungsanlagen (Reaktoren) einem schnellen Neutronenspektrum ausgesetzt. In einem schnellen Neutronenspektrum finden im Vergleich zu einem thermischen Neutronenspektrum mehr Spaltungen von Transuranen statt, was die Transmutationseffizienz erhöht. Trotzdem ist nach der Entladung aus dem Reaktor der größte Teil der Transurane noch vorhanden. Deswegen wird der abgebrannte Brennstoff erneut partitioniert (erweiterte Wiederaufarbeitung, s.o.). Anschließend ist wiederum transuranhaltiger Brennstoff zu fertigen und wieder zu bestrahlen (mehrfache Rezyklierung). Je nach Effizienz der Verfahren und angestrebter Reduktion sind voraussichtlich 5- 10 Durchläufe nötig.

Im Folgenden werden mögliche Verfahren für die drei Schritte der Partitionierung (erweiterte Wiederaufarbeitung), Brennstofffertigung und Transmutation beschrieben. Eine Ausnahme von diesem dreistufigen Verfahrensablauf sind Salzschnmelzereaktoren, bei deren Verwendung der Schritt der Brennelemente wegfällt.

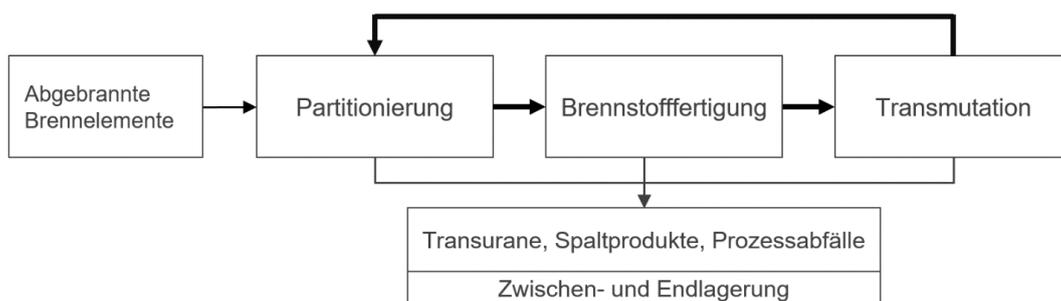


Abbildung 7: Schematische Darstellung von Partitionierung und Transmutation.

3.1 Trennverfahren

Für eine effiziente Umsetzung von P&T Verfahren müssen Uran und die Transurane aus dem abgebrannten Brennstoff separiert werden. Bei der Mehrzahl der Verfahren müssen die Transurane mindestens noch in Plutonium und Minore Aktiniden aufgetrennt werden, um Brennstoffe mit einem erhöhten Anteil an Minoren Aktiniden fertigen zu können. Der Begriff der „Minoren Aktiniden“ umfasst dabei üblicherweise die Elemente Neptunium, Americium und Curium. Bei den Trennverfahren wird zwischen hydro- und pyrochemischen Verfahren unterschieden. Pyrochemische Verfahren werden auch als pyrometallurgische Trennverfahren bezeichnet.

Hydrochemische Verfahren setzen hierbei auf die gezielte Trennung durch Lösung, Extraktion, Fällung, Ab-, oder Adsorption in wässrigen und organischen Lösungen. Pyrochemische Verfahren dagegen zielen auf die Trennung durch Lösung in Salzschnmelzen oder Flüssigmetallen, Oxidation in Salzschnmelzen, oder die Freisetzung durch Verbrennung und anschließende Abscheidung unter Ausnutzung der unterschiedlichen Flüchtigkeiten der verschiedenen Bestandteile ab.

In den Kapiteln 3.1.1 und 3.1.2 wird im Detail auf diese beiden unterschiedlichen Trennverfahren eingegangen.

Historisch begann die Entwicklung von Trennverfahren bereits während des Manhattan-Projektes, dem US-amerikanischen Atomwaffenprojekt der 1940er Jahre. Ziel war die Abtrennung des für Atomwaffen geeigneten Plutoniums aus den abgebrannten Brennstäben mit Hilfe chemischer Verfahren. Dabei wurden unter anderem „Fällungsmethoden, Lösungsmittelextraktion, Adsorptionsverfahren, die Fluoriddestillation und pyrometallurgische Prozesse“ untersucht (Müller, 1990, S. 512). Das Upscaling vom Labor auf einen Großmaßstab stellte sich dabei als große Herausforderung dar. Das Plutonium für die Atombombe wurde hierbei durch Fällung mittels eines Wismut-Phosphat-Prozesses abgetrennt (Gerber, 1996, S. 55).

Gleichzeitig wurde bereits die Abtrennung mittels Lösungsmittelextraktion entwickelt. Aufgrund der günstigen Eigenschaften setzte sich letztlich dieser PUREX (Plutonium-Uranium Recovery by Extraction) genannte Prozess weltweit durch. Im Vergleich zu anderen Trennverfahren waren die erzielten Effizienzen so hoch, dass die Alternativentwicklungen abgebrochen wurden (Gerber, 1996, S. 64). PUREX ist das einzige Abtrennverfahren, das derzeit im industriellen Maßstab angewendet wird.

Pyrochemische Trennverfahren hingegen wurden bis jetzt nicht im industriellen Maßstab angewandt. Ihre Entwicklung begann zwar auch bereits in den 1950er Jahren. Der technisch höhere Entwicklungsstand der hydrochemischen Prozesse war aber schnell ersichtlich. Die größere Erfahrung mit hydrochemischen Abtrennverfahren war bereits bei der in Belgien errichteten Wiederaufarbeitungsanlage in den 1960er Jahren der Grund, auf PUREX als Verfahren zurückzugreifen (Müller, 1990, S. 522).

Der Abstand im technischen Reifegrad und Entwicklungsstand hat sich ständig weiter vergrößert, da für neue Anlagen oft auf den bereits bewährten hydrochemischen Prozess zurückgegriffen wird. Pyrochemische Verfahren konnten sich trotz der erhofften Vorteile bis jetzt nicht durchsetzen (Baron u. a., 2019; IPFM, 2015a; OECD/NEA, 2018a).

Mit den gängigen, hydrochemischen Verfahren können Uran und Plutonium mit einem Reinheitsgrad von bis zu 99,9% abgetrennt werden. Diese Werte sind auch das Ziel für die Abtrennung der Minoren Aktiniden (Baron u. a., 2019, S. 28; IAEA, 2004a, S. 51). Durch die in einem P&T-Szenario notwendige vielfache Rezyklierung sind hohe Abtrenneffizienzen notwendig. Nur so kann das übrigbleibende Inventar signifikant reduziert werden. Der erhebliche Einfluss der Abtrenneffizienzen auf die mögliche Reduktion der Radiotoxizität über die Zeit wird u.a. in Gompper und Tromm (2005) deutlich demonstriert.

Brennstoffe, die in P&T Programmen eingesetzt werden könnten, werden sich voraussichtlich stark von bisherigen, kommerziell verwendeten Brennstoffen unterscheiden. Durch den höheren Abbrand und den höheren Anteil Minorer Aktiniden wird die Aktivität und Wärmeentwicklung des Materials im Vergleich zu bisher verwendeten Brennstoffen weit höher sein. Dies würde – zumindest bei der Verwendung von hydrochemischen Prozessen – zu der Notwendigkeit längerer Abklingzeiten führen. Andernfalls würden die organischen Lösungsmittel durch die aufgenommene radiologische Dosis zu schnell so stark geschädigt, dass sie unwirksam würden. Gleichzeitig müssten die spaltbaren Nuklide, die in den Transmutationsbrennstoffen verwendet werden sollen, gründlicher von den Spaltprodukten getrennt werden, um zu hohe Strahlenbelastungen bei der Brennstofffertigung zu vermeiden. Die Nutzung von pyrochemischen Verfahren soll die nötigen Abklingzeiten deutlich reduzieren können (IAEA, 2011, S. 29).

Im Folgenden werden pyrochemische und hydrochemische Abtrennverfahren vorgestellt. Zunächst wird allerdings noch allgemein auf die Methodik eingegangen, mit der Sicherheitsaspekte der Trennverfahren in den entsprechenden Kapiteln untersucht werden.

3.1.1 Hydrochemische Trennverfahren

Der PUREX-Prozess als hydrochemisches Trennverfahren ist das einzige Verfahren, dass in großem industriellem Maßstab zur Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente angewandt wird. Um hydrochemische Verfahren für Transmutationsprogramme nutzen zu können, muss der PUREX-Prozess angepasst werden.

3.1.1.1 Technische Grundlagen

Beim PUREX-Prozess werden die abgebrannten Brennelemente nach der Anlieferung in der Wiederaufarbeitungsanlage für einige Zeit zwischengelagert bevor die verschiedenen Wiederaufarbeitungsschritte stattfinden. Bei der darauffolgenden Brennstoffzerkleinerung und -auflösung kommt es besonders bei Brennstoffen mit hohem Plutoniumgehalt bereits zu signifikanten Verlusten (Renn, 2014, S. 107). Diese mechanische Zerkleinerung findet vor dem eigentlichen chemischen Abtrennverfahren statt (Bixler u. a., 2017, S. 29).

Nach der mechanischen Zerkleinerung wird der Brennstoff in Salpetersäure gelöst. Aus dieser Lösung werden Uran und Plutonium mit Hilfe eines organischen Lösungsmittels extrahiert. Durch ein Reduktionsmittel werden in einem nächsten Schritt Uran und Plutonium voneinander getrennt. Dabei bleibt das Uran zunächst in der wässrigen Phase (Kirchner u. a., 2015, S. 50). Das Verfahren ist ausgelegt auf Abbrände bis ca. 45 GWd/tSM, die inzwischen beim Betrieb von gängigen Leichtwasserreaktoren üblich sind, und eine Abklingzeit der Brennelemente von 3-5 Jahren (OECD/NEA, 2018a, S. 228). Erweiterungen der Anlagen für die Wiederaufarbeitung von Brennstoffen mit höheren Abbränden folgten erst später. Der PUREX-Prozess ist für die Umsetzung eines Transmutationskonzeptes nicht ausreichend, da die Minoren Aktiniden bei den Spaltprodukten verbleiben.

Für die notwendige Art einer Weiterentwicklung von PUREX ist zu berücksichtigen, dass zwei verschiedene Möglichkeiten der Transmutation in Reaktoren diskutiert werden, die homogene und die heterogene Transmutation.

Homogene Transmutation

Bei der homogenen Transmutation werden die Minoren Aktiniden gemeinsam mit Plutonium in allen Reaktorburnelementen eingesetzt. Gegenwärtig wird dabei meist der Einsatz von MOX-Brennstoffen angenommen, auch wenn der Einsatz von uranfreien Brennstoffen theoretisch auch möglich wäre (vgl. Kapitel 3.2.2). Die Transmutationseffizienz beim Einsatz von MOX-Brennstoffen ist dabei sehr stark durch Sicherheitsüberlegungen und das Verhalten der Brennstoffe beschränkt. Typischerweise ist ein Gehalt von weniger als 2-5% Minore Aktiniden in der Gesamtmasse eingesetzten Schwermetalls in MOX-Brennstoffen möglich (Fazio und Boucher, 2008; Palmiotti u. a., 2011; Pillon, 2012, S. 113). Mit solch geringen Konzentrationen werden keine signifikanten Änderungen der thermodynamischen Eigenschaften des Brennstoffes gegenüber bisherigen Einsatzerfahrungen mit MOX erwartet, was auch durch Bestrahlungsexperimente nachgewiesen wurde (Parisot, 2009, S. 99). Homogene Transmutation ist dann allerdings im Grunde auf die Energieerzeugung ausgelegt und bietet verschiedene Varianten bezüglich Reaktordesign, Brennstoff, Kühlmittel und Abfallströme. Zusätzlich bietet die homogene Transmutation den Vorteil, dass deutlich geringere Anforderungen an das Trennverfahren gestellt werden: es ist in der Regel nicht notwendig, die Minoren Aktiniden vom Plutonium abzutrennen, da ihr Anteil am gesamten Spaltmaterial so gering ist (OECD/NEA, 2006a, S. 19).

Eine Weiterentwicklung des PUREX-Prozesses, die diesen Anforderungen gerecht wird, ist das GANEX (Group ActiNide EXtraction) Verfahren. In diesem zweistufigen Prozess wird zunächst das Uran abgetrennt. Das ist notwendig, um später bei der MOX-Brennstofffertigung das Verhältnis von Uran zu Transuranen so anzupassen, wie es für den Reaktorbetrieb nötig ist. Außerdem vereinfacht die Abtrennung des größten Anteils des abgebrannten Brennstoffes, nämlich des Urans, den zweiten Prozessschritt (OECD/NEA, 2018a, S. 45). Neptunium, Plutonium, Americium und Curium werden im zweiten Schritt gemeinsam abgetrennt. Der GANEX-Prozess wurde im Labormaßstab mit Material aus abgebrannten Brennstäben demonstriert (OECD/NEA, 2018a, S. 248).

Heterogene Transmutation

Der Anteil von Minoren Aktiniden in einem schnellen, kritischen Reaktor ist aus neutronenphysikalischer Sicht stark beschränkt (vgl. Kapitel 3.3.1.2). Um diese Einschränkung zu umgehen und einen höheren Durchsatz an Transuranen erreichen zu können, sollen spezielle Targets oder Brennelemente, die explizit für die Transmutation gedacht sind, in der Peripherie des Reaktors eingesetzt werden. Der Unterschied zwischen Transmutationselementen und speziellen Bestrahlungstargets besteht darin, dass sich in Targets neben den Minoren Aktiniden nur neutronisch inerte Materialien, also kein Uran oder Plutonium befinden. Die Reaktorperipherie wird bevorzugt, um möglichst geringe Auswirkungen auf die Neutronik des Reaktorkerns zu haben. Die speziellen Transmutationselemente ähneln den Brutelementen in klassischen Brüterreaktoren. Sie enthalten jedoch bis zu 20% Minore Aktiniden (Pillon, 2012, S. 114).

Um diese Elemente oder Targets herzustellen, sind Abtrennverfahren notwendig, die die Separation von Minoren Aktiniden und Plutonium ermöglichen. Dabei wird normalerweise zweistufig vorgegangen: zunächst wird mit PUREX oder einer Variante davon Uran, Plutonium und manchmal auch bereits Neptunium abgetrennt. In einem weiteren Schritt folgt dann die Abtrennung von Americium und Curium. Die Abtrennung von Americium und Curium mit einer Variation des PUREX-Prozesses ist nicht möglich, da die eingesetzten organischen Lösungsmittel (meist Tributylphosphat, TBP) nur gewisse Oxidationsstufen der Transurane selektiv lösen können (OECD/NEA, 2018a, S. 78). Diese Oxidation müsste in einem zusätzlichen Schritt erfolgen und die Stabilität der hergestellten Verbindungen und Komplexe ist nicht unbedingt gegeben, da sie mitunterer schnell wieder zerfallen (Glatz u. a., 2015, S. 50).

Im 7. Europäischen Forschungsrahmenprogramm wurde ein Prozess weiterentwickelt, der eine Abtrenneffizienz von mehr als 99,9% für Americium und Curium ermöglichen soll. Dabei wird in einem ersten Schritt nach dem PUREX Prozess, dem sogenannten DIAMEX (DIAMideEXtraction) Prozess, Aktiniden und Lanthanide abgetrennt. In einem weiteren Schritt, dem SANEX Prozess, werden die Aktiniden und die Lanthanide voneinander getrennt (OECD/NEA, 2018a, S. 79). Insgesamt wird also ein dreistufiges Verfahren angedacht, da unterschiedliche Lösungsmittel benötigt werden. Vor allem die letzte Stufe ist aufgrund der Ähnlichkeiten von Lanthaniden und Aktiniden technisch besonders herausfordernd (Kirchner u. a., 2015, S. 52; OECD/NEA, 2018a, S. 86). Der DIAMEX-SANEX Prozess wurde bereits im Labormaßstab mit abgebrannten Brennstoff demonstriert (Glatz u. a., 2015, S. 58). Aktuelle Forschung konzentriert sich auf eine Vereinfachung des Prozessschemas und die Hochskalierung des Prozesses, um auch größere Mengen abtrennen zu können (OECD/NEA, 2018a, S. 86; Renn, 2014, S. 120).

Ein hoher Anteil Minorer Aktiniden stellt vor allem bei der Brennstoffherstellung eine Herausforderung dar. Die hohe Wärmeleistung und Neutronenstrahlung führen zu hohen Anforderungen bezüglich des betrieblichen Strahlenschutzes, der Kritikalitätssicherheit und der Sicherstellung der Wärmeabfuhr (Parisot, 2009, S. 99). Für die Brennstoffherstellung

wären heiße Zellen mit automatisierter Handhabung notwendig, was das Verfahren aufwendiger und teurer macht (Pillon, 2012, S. 114).

Curium-Isotope sind starke Alpha-Strahler und haben eine hohe Spontanspaltungsrate. Aus diesen Gründen wird immer wieder darüber nachgedacht, wegen seiner besonders hohen Aktivität Curium abzutrennen und einer separaten Lagerung zuzuführen. Die Separierung von Americium ist jedoch aufgrund der sehr ähnlichen chemischen Eigenschaften der beiden Elemente sehr kompliziert (Glatz u. a., 2015, S. 50; Mincher, 2015, S. 191; OECD/NEA, 2018a, S. 136). Entsprechende Verfahren wurden dennoch bereits im Labormaßstab getestet. Bei abgebrannten Brennstäben aus Leichtwasserreaktoren ist Curium-244 mit einer Halbwertszeit von etwas über 18 Jahren das Isotop, das einen Großteil der Neutronenstrahlung der abgebrannten Brennstäbe aus Leichtwasserreaktoren ausmacht (Fazio und Boucher, 2008, S. 9; OECD/NEA, 2018a, S. 136). Diese Neutronenstrahlung erhöht die Anforderungen an Transport, Lagerung, Abtrennung und Brennstofffertigung im Vergleich zu den Anforderungen durch die abgebrannten Brennstäbe aus Leichtwasserreaktoren signifikant.

Sonderfall Brennstoffe für beschleunigergetriebene Systeme

Brennstoffe für beschleunigergetriebene Reaktorsysteme lassen sich nicht direkt einer der beiden Formen der Transmutation (homogen oder heterogen) zuordnen. Auf der einen Seite würden die Minoren Aktiniden hier gleichmäßig im Reaktorkern verteilt eingesetzt. Auf der anderen Seite, bedingt durch die speziellen Eigenschaften des unterkritischen Reaktorkerns, ist ein deutlich erhöhter Anteil an Minoren Aktiniden möglich während das bei der Partitionierung anfallende Plutonium in anderen Anlagen bestrahlt werden würde. Die Heterogenität wird sozusagen auf mehrere Anlagen ausgedehnt. Um diesen Ansatz auch in Hinblick auf eine passende Brennstofffertigung verfolgen zu können, ist allerdings die Abtrennung des Plutonium von den Minoren Aktiniden notwendig (Pillon, 2012, S. 114).

3.1.1.2 Sicherheitsaspekte

Wie im Kapitel Hintergrund, Bewertungskriterien für die Sicherheitsanalyse (Kapitel 2.4), beschrieben, betrachten wir verschiedene Bereiche, um zu einer Aussage zur kerntechnischen Sicherheit zu gelangen. Gibt es einen Sicherheitsbericht, der der deutschen Atomaufsicht oder einer vergleichbaren Behörde vorgelegt wurde? Wurde die Technologie in der Praxis erprobt? Und schließlich: wie sieht die Sicherheit der Anlage nach dem Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen aus?

Sicherheitsbericht

Der Bau von hydrochemischen Wiederaufbereitungsanlagen wurde u.a. in Frankreich, Großbritannien, Japan, Russland, Indien und Deutschland bewilligt. Baubeginn der Anlage in Wackersdorf in Deutschland war das Jahr 1985, spät, verglichen mit den Anlagen in Frankreich und Großbritannien. Die erste britische Wiederaufarbeitungsanlage B204 bei Sellafield/Windscale wurde im Jahr 1952 in Betrieb genommen und rein militärisch genutzt, im Jahr 1964 wurde die Anlage B204 durch B205 ersetzt, eine größer dimensionierte Anlage, nun für zivile und militärische Nutzung. Die Wiederaufarbeitungsanlage La Hague in

Frankreich wurde im Jahr 1966 in Betrieb genommen und ebenfalls militärisch als auch zivil genutzt (IAEA, 1998b)

Obwohl natürlich jedem Bau einer solchen Anlage ein Genehmigungsverfahren vorangegangen ist, gibt es, wohl dem militärisch-zivil ambivalenten Charakter der Technologie geschuldet, wenig öffentlich verfügbare Berichte. Im Jahr 2015 veröffentlichte die U.S. NRC eine Studie mit dem Thema „Regulatory Approaches for Addressing Reprocessing Facility Risks: An Assessment“ (U.S. NRC, 2015). Darin kamen die Autoren zu dem Schluss, dass es kaum öffentlich zugängliche Daten zu Sicherheitsanalysen von Wiederaufarbeitungsanlagen gibt.

Probabilistische Sicherheitsanalysen wurden in Japan und dem Vereinigten Königreich durchgeführt, wenngleich die Daten hierfür zumeist nicht veröffentlicht wurden. Die U.S. NRC bediente sich daraufhin vor allem der Sekundärliteratur. Es wird darauf hingewiesen, dass sich die Methoden für die Sicherheitsanalyse weiterentwickelt haben. Es wird auch darauf verwiesen, dass aus detaillierten Analysen der Unfälle, die sich ereignet haben, Schlussfolgerungen für die Auslegung von Anlagen gezogen werden müssten (U.S. NRC, 2015).

Defence in Depth

Die Auslegung von Wiederaufarbeitungsanlagen hängt sehr stark davon ab, welche Brennstoffe aufgearbeitet werden sollen. Aus entsprechenden Brennstoffzusammensetzung ergeben sich daraus Anforderungen für die Auslegung und die Sicherheit der Anlage und damit Pfadabhängigkeiten.

Wie man aus der Wiederaufarbeitung von britischen Magnox Brennstoffen mit dem PUREX Verfahren weiß, unterscheiden sich die Sicherheitsaspekte je nach verwendetem Brennstoff. Es gibt teilweise deutliche Unterschiede, je nachdem ob metallischer oder oxidischer Uran-Brennstoff verarbeitet wird. Das liegt u.a. an der Art des Hüllrohrmaterials, der chemischen Form des Urans, aber auch an den Unterschieden im Abbrand (OECD/NEA, 2005b).

Die Art des Hüllrohrmaterials hängt direkt mit der möglichen Abklingzeit von abgebrannten Brennelementen zusammen. Es zeigt sich, dass Magnesiumlegierungen, die als Hüllrohr der Brennstäbe der britischen Magnox-Reaktoren verwendet wurden, im Abklingbecken viel leichter korrodieren als Hüllmaterial aus Zircaloy, das ansonsten üblicherweise verwendet wird. Letztere können daher länger in Abklingbecken gelagert werden. Brennstabhüllen aus Zircaloy müssen bei der Wiederaufarbeitung vorsichtig gehandhabt werden, da sich Partikel lösen können, welche das Brand- und Explosionsrisiko erhöhen. In oxidischem Uranbrennstoff – mit dem ein höherer Abbrand erzielt wird – wird im Laufe des Abbrands eine vergleichsweise größere Menge an Spaltprodukten und Plutonium, sowie anderer Alphastrahler kumuliert. Der Lösungsmittelverschleiß bei der Wiederaufarbeitung ist im Falle von oxidischen Brennstoffen daher höher, ebenso die Gefahr von Kritikalität.

Aktuell werden hauptsächlich Uran-Brennstoffe aufgearbeitet, nicht aber abgebrannte MOX-Brennstoffe. Bei der Wiederaufarbeitung von MOX-Brennstoffen sind Änderungen in der Sicherheitsbewertung zu berücksichtigen. Im Vergleich zu Uranoxid-Brennstoffen

erhöhen sich die Plutoniumströme und bedingen eine Neubewertung der Kritikalitätsgefahr. Auch erfordert die vollständige Auflösung von MOX-Brennstoff aggressivere chemische Bedingungen, welche wiederum in der Auslegung der Anlage berücksichtigt werden müssen, um Korrosion und Kritikalität zu vermeiden (OECD/NEA, 2005b).

Die Sicherheitsbewertung für die Aufarbeitung von Brennstoffen aus schnellen Reaktoren unterscheidet sich nochmals von derjenigen für MOX-Brennstoffe. Das liegt vor allem an den unterschiedlichen physikalischen Strukturen der Brennelemente und dem noch höheren Plutoniumanteil. Diese Eigenschaften bedingen ein spezielles Design der Anlage. Diese müssen kleinräumig konstruiert werden, um dem assoziierten Problem der Kritikalität entgegenzuwirken. Das wiederum hat einschränkende Auswirkungen auf den Durchsatz der Anlage (OECD/NEA, 2005b).

Insgesamt zeigt sich, dass die Brennstoffzusammensetzung entscheidend für die Auslegung und die Sicherheitsaspekte von Wiederaufarbeitungsprozessen und -anlagen ist. Das bezieht sich zum einen auf den Plutoniumgehalt, die Minoren Aktiniden, die Spaltprodukte und die Hüllrohrmaterialien. Daraus ergibt sich eine Pfadabhängigkeit, von der Brennstofffertigung bis zur Wiederaufarbeitung (OECD/NEA, 2005b).

Betriebserfahrung

Es gibt einige Betriebserfahrung für hydrochemische Wiederaufarbeitungsanlagen, siehe etwa (IAEA, 1998b) oder (IAEA, 2005b). So betreiben etwa Frankreich, Großbritannien, Japan und Russland hydrochemische Wiederaufarbeitungsanlagen für abgebrannte Brennelemente aus der zivilen Kernenergienutzung. Allerdings war der Betrieb begleitet von einer Vielzahl von Stör- und Unfällen an den Anlagen, wie etwa von der IAEA berichtet wird: (IAEA, 1996b): bis 1990 kam es weltweit in den verhältnismäßig wenigen Wiederaufarbeitungsanlagen zu acht Kritikalitätsunfällen, fünf Explosionen, fünf Bränden und 16-mal zu Freisetzungen von radioaktiven Material in die Umwelt. Eine Auflistung über historische Unfälle, die für Wiederaufarbeitungsanlagen dokumentiert sind, findet sich in Bixler (2017).

Diese Erfahrungen wurden mit abgebrannten Brennelementen aus Leichtwasserreaktoren gemacht. Die Untersuchung von Brennstoffen aus Schnellen Reaktoren hat gezeigt, dass Wiederaufarbeitungsprozesse und -anlagen hierfür speziell ausgelegt sein müssen. Das ergibt sich aus der hohen Wärmeleistung des abgebrannten Brennstoffs und dem hohen Plutoniumgehalt. Ein weiteres Problem hat sich durch Natriumreste ergeben, die bislang i.d.R. als Kühlmittel in schnellen Reaktoren eingesetzt werden. Natriumrückstände in Brennelementen bedürfen besonderer Vorsichtsmaßnahmen, da diese leicht entzündlich sind. Das Vorhandensein von Natrium macht es erforderlich, das Innere der Zerkleinerungsmaschinen zu inertisieren. Der Durchsatz in den Anlagen ist bereits bei den Zerkleinerungsmaschinen durch die hohe Wärmeentwicklung limitiert (OECD/NEA, 2005b).

Hydrochemische Wiederaufarbeitungsanlagen werden seit Jahrzehnten in einigen Ländern verwendet. Die Technologie wurde in mehreren Ländern einem Genehmigungsprozess unterzogen, die Sicherheit also rigoros bewertet. Zusätzlich kann man auf viele Jahre

Betriebserfahrung zurückblicken. Allerdings waren die Anlagen etwa in Frankreich, Großbritannien oder Russland nie ausschließlich zivile Anlagen, sondern wurden auch militärisch genutzt. Das führt zu reduzierter Transparenz im Bewilligungsprozess sowie generell in der verfügbaren Literatur. Im Betrieb der Anlagen ist es zu einer Vielzahl von Unfällen gekommen, teilweise mit schwerwiegenden Auswirkungen. Und zusätzlich muss bedacht werden, dass diese Erfahrungen nur bedingt auf hydrochemische Wiederaufarbeitungsanlagen für schnelle Reaktoren übertragbar sind, da die andere Zusammensetzung der Brennelemente die nötige Komplexität der Anlagen weiter erhöht.

3.1.1.3 Nichtverbreitung

Unabhängig von der konkreten Ausgestaltung der Wiederaufarbeitung, geht es immer darum, Spaltmaterialien von Spaltprodukten abzutrennen. Diese Spaltprodukte bilden dann keine Strahlenbarriere mehr, die die Spaltmaterialien vor Zugriff schützen würden. Es gibt Ansätze, das Proliferationsrisiko zu verringern, indem Abtrennverfahren wie COEX entwickelt werden. In diesen Verfahren werden Plutonium und Uran gemeinsam abgetrennt (Glatz u. a., 2015, S. 3). Die gemeinsame Abtrennung dieser Spaltmaterialien beschränkt allerdings den Einsatz in Brennstoffen zu Transmutationszwecken, da die genauere Zusammensetzung dann nicht mehr angepasst werden kann und uranfreie Brennstoffe, die deutlich proliferationsresistenter sind, nicht mehr zum Einsatz kommen könnten. Zudem würde die kritische Masse des abgetrennten Produkts nur das 5,6-fache von Waffen-Plutonium betragen und ein weiterer Trennungsschritt, der Plutonium von Uran separiert, wäre mit wenig herausforderndem nuklearchemischen Know-how zu bewerkstelligen (Taiwo, 2007). Es muss also eine Abwägung stattfinden darüber, ob man bestimmte Nuklide oder Nuklidgruppen einzeln abtrennen will oder ob man durch gemeinsame Abtrennung Proliferationsgefahren ein wenig minimieren will. (OECD/NEA, 2018a, S. 230), oder ob man aus Gründen der Proliferationsminimierung ganz auf solcherart Wiederaufarbeitung verzichten will.

Die notwendigen Safeguardsmaßnahmen für die Anlagen hängen nur zu einem geringen Teil von dem gewählten Wiederaufbereitungsverfahren ab: Plutonium ist ein separierbarer Bestandteil des gesamten Materialstroms. Wenn nur kleine Plutoniummengen, die für eine Atomwaffe erforderlich sind, abgetrennt und für ein Waffenprogramm abgezweigt werden sollen, so gibt es eine Vielzahl von technischen Möglichkeiten, tatsächlich Plutonium für Waffenzwecke abzutrennen (OECD/NEA, 2018a, S. 237). Diese wenigen notwendigen Kilogramm sind auch gering im Vergleich zum jährlichen Durchsatz einer größeren Wiederaufarbeitungsanlage. Die Plutoniummenge, die für Waffenzwecke abgezweigt werden soll, kann (deutlich) kleiner sein als die MUF-Quantität der Anlage (vgl. Kapitel 2.5) so dass eine Entdeckung aufgrund von IAEO-Safeguardsmaßnahmen fraglich wäre. Wenn zusätzlich Anlagen zur Brennstoffherstellung (insbesondere was MOX-Fertigung betrifft) in einem Land vorhanden sind, dann sind die nötigen Anlagen bereits vorhanden, in denen mit stark strahlendem Material Fernhantierung möglich wäre, die für Waffenprogramme erforderlich wären.

Für den GAMEX-Prozess, bei dem Plutonium und Minore Aktiniden gemeinsam abgetrennt werden sollen, werden ebenfalls Non-Proliferations-Vorteile ins Spiel gebracht, aber von Proliferationsresistenz dieses Verfahrens kann kaum die Rede sein. Zwar würde die Strahlungs-dosis des abgetrennten Produkts gegenüber Plutonium allein erhöht sein, aber ein Selbstschutz des Materials gegen unautorisierten Zugriff würde nicht erreicht, denn die Strahlendosis wäre auch dann noch einen Faktor 1000 niedriger als der IAEO-Standard für „self-protection“. Zudem würde die kritische Masse des Gemisches aus Plutonium und Minoren Aktiniden nicht wesentlich oberhalb derjenigen für Plutonium allein liegen (Kang und von Hippel, 2005; Lyman und von Hippel, 2008).

Kommerzielle Wiederaufarbeitungsanlagen setzen hunderte Tonnen pro Jahr an abgebrannten Brennstoffen um. Bei einem typischen Plutoniumgehalt von rund einem Prozent in abgebrannten Brennstäben aus Leichtwasserreaktoren, ergeben sich daraus mehrere Tonnen an separiertem Plutonium pro Jahr. Safeguardsmaßnahmen, die das Inventar von Spaltmaterialien überwachen, sind immer mit Fehlermargen behaftet (vgl. Kapitel 2.5). Bei den umgesetzten großen Mengen in den heute betriebenen Anlagen, die das PUREX-Verfahren verwenden, ist es technisch und betriebswirtschaftlich herausfordernd, eine ausreichend hohe Entdeckungswahrscheinlichkeit für die Abzweigung einer signifikanten Menge für den Bau einer Kernwaffe (4-8 kg Plutonium) zu erreichen. Die IAEO erwartet bei der Wiederaufarbeitung von Plutonium Messunsicherheiten in Höhe von 1% der Durchsatzmenge (IAEA, 2002).. Für eine große Wiederaufarbeitungsanlage mit einer Kapazität von 800 tSM/a läge diese Quantität dann bei etwa 80 kg Plutonium. Wie weit diese noch entdeckbaren Abzweigungsmengen reduziert werden können, ist öffentlich nicht bekannt.

In der Vergangenheit hat es sehr viele Transporte mit abgetrenntem Plutonium zwischen den existierenden Wiederaufarbeitungsanlagen (insbesondere in Frankreich und dem Vereinigten Königreich) und Lagerorten in den Ländern, aus denen die aufzuarbeitenden Brennstoffe stammten, oder von frischen, unbestrahlten plutoniumhaltigen MOX-Brennstoffen an Reaktorstandorte gegeben. Weiterhin lagen und liegen aktuell in einer Reihe von Ländern große aus der Wiederaufarbeitung stammende Plutoniummengen in abgetrennter Form vor. Damit waren und sind erhebliche Proliferationsrisiken verbunden.

Japan ist derzeit der einzige Nichtkernwaffenstaat laut dem Nichtverbreitungsvertrag, der alle Anlagen eines geschlossenen Brennstoffkreislaufes besitzt – und soweit möglich, betreibt oder betreiben will. Wie am Beispiel Südkoreas zu sehen ist, gibt es großen internationalen Widerwillen, in weiteren Staaten den Zugriff auf Wiederaufarbeitungstechnologie zuzulassen, auch wenn diese Möglichkeit eigentlich nicht im Widerspruch zu den Bestimmungen des Nichtverbreitungsvertrags steht (z.B. in IPFM, 2015a).

3.1.1.4 Geschichte und Erfahrungen

Deutschland

Mit dem Einstieg in die Kernenergie wurde auch in Deutschland die Erzeugung von Plutonium in schnellen Reaktoren (Schnelle Brüter) diskutiert, um den Uranbedarf langfristig zu verringern. Dies macht die Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennstäbe erforderlich. In diesem Zusammenhang wurden eine Zeitlang europäische Lösungen diskutiert, die auf dem PUREX-Prozess beruhen sollten. Eine gemeinsame Anlage in Mol, Belgien wurde geplant (Müller, 1990, S. 522). Es wurden aber auch frühzeitig gezielt eigenständige Anstrengungen unternommen.

Von 1971 bis 1991 war die Wiederaufbereitungsanlage Karlsruhe (WAK) als Demonstrationsanlage in Betrieb. Bis zum Betriebsende sind ungefähr 200 Tonnen abgebrannte Brennstäbe mit dem PUREX-Verfahren wiederaufgearbeitet worden (Koelzer, 2008, S. 175). Dabei sind etwa 1.200 kg Plutonium abgetrennt worden, wovon knapp ein Viertel hohe Waffenqualität hatte, entsprechend seines Anteils von Plutonium-239 (Kalinowski u. a., 2002a).

Auch auf der Basis der in Karlsruhe gemachten Erfahrungen wurde die Wiederaufbereitungsanlage Wackersdorf geplant, in der im Mittel 350 tSM pro Jahr aufgearbeitet werden sollten (DWK, 1988, S. 23). Der 1985 begonnene Bau war von massiven Bürgerprotesten begleitet und wurde 1989 eingestellt. Als Alternative zur Wiederaufarbeitung in Deutschland bot sich für die Reaktorbetreiber die Wiederaufarbeitung im europäischen Ausland an. Die bereits vorhandenen Wiederaufbereitungsanlagen in Frankreich und Großbritannien hatten ausreichend Kapazitäten zur Verfügung und längerfristige Verträge mit diesen erschienen – zumindest eine Zeitlang – attraktiv (bpb, 2014). Die damalige Attraktivität der Wiederaufarbeitung für die Reaktorbetreiber hatte keine betriebswirtschaftlichen Gründe, sondern war damit zu erklären, dass das Atomgesetz (AtG) eine geplante Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente („schadlose Wiederverwertung“) als Alternative zur Vorbereitung einer Endlagerung als Entsorgungsnachweis für die Betriebsgenehmigung von Reaktoren erlaubte. Schließlich wurde eine entsprechende Änderung des AtG im Jahr 1994 erwirkt, so dass die teure – eigentlich ungeliebte Wiederaufarbeitung – nach und nach ganz aufgegeben wurde (erste Verträge wurden trotz zu zahlender Konventionalstrafen bereits ab 1994 gekündigt) bis schließlich der Export von angebrannten Brennelementen zur Wiederaufarbeitung im Ausland mit einer weiteren AtG-Novelle ab 2005 verboten wurde.

Auf niedrigem Level finden in Deutschland, oft auch innerhalb internationaler Zusammenarbeit, Forschungsarbeiten zur hydrochemischen Wiederaufarbeitung und zum Umgang mit abgebrannten Brennstoffen statt, vor allem am Forschungszentrum Jülich (Bosbach u. a., 2020; Lumetta u. a., 2016, 2016; Modolo u. a., 2015; Mühr-Ebert, 2017; Wilden u. a., 2020) sowie am Karlsruher Institut für Technologie (Bourg u. a., 2016; Malmbeck u. a., 2019; Modolo u. a., 2015; OECD/NEA, 2018a, S. 80; Renn, 2014, S. 217).

Das europäische Institut für Transurane (ITU) in Karlsruhe ist an der Entwicklung des SANEX-Prozesses beteiligt (OECD/NEA, 2018a, S. 82).

Indien

Indien besitzt Wiederaufarbeitungsanlagen an drei Standorten: Trombay, Tarapur und Kalpakkam (IPFM, 2015a, S. 53 ff). Die erste Anlage in Trombay ist seit 1964 in Betrieb. Insgesamt haben die Anlagen, die den PUREX Prozess verwenden, eine Kapazität von 350 tSM/Jahr.

In Indien werden seit 2003 Nitridbrennstoffe in der Pilotanlage CORAL (COmpact Reprocessing Facility for Advanced fuels in Lead shielded cell) wiederaufgearbeitet (IAEA, 2011, S. 43). Dabei sollen Plutoniumanteile bis zu 70% im abgebrannten Brennstoff möglich sein (Natarajan, 2015, S. 233). Die Anlage hat allerdings nur eine Kapazität von 12 kg/Jahr. Eine Demonstrationsanlage, die schließlich bis zu 500 kg/Jahr aufarbeiten soll, befindet sich in Bau (IPFM, 2015a, S. 57).

Russland

Die kommerzielle Wiederaufarbeitung in Russland begann 1977 in der Wiederaufarbeitungsanlage RT-1 in Mayak (WNA, 2020e). Die Anlage ist auf einen Durchsatz von 400 tSM/a ausgelegt, schaffte aber in den letzten Jahren nur einen Bruchteil davon. Nach Modifikationen kann in Mayak eine große Bandbreite von verschiedenen Brennstoffen aufgearbeitet werden. Das schließt abgebrannte Brennstoffe aus U-Booten und Forschungsreaktoren mit ein (IPFM, 2015a, S. 81). Ein modifizierte PUREX-Prozess wird angewendet (OECD/NEA, 2018a, S. 285).

In Zheleznogorsk wird ein Pilot Demonstration Center (PDC) gebaut, in dem viele verschiedene Wiederaufarbeitungstechnologien getestet werden sollen. Das PDC ist die erste Stufe der RT-2 Wiederaufarbeitungsanlage. Deren Bau wurde 1984 begonnen und soll, nach Unterbrechungen aufgrund gesellschaftlicher Widerstände, bis 2025 in einer ersten Ausbaustufe fertiggestellt werden (WNA, 2020e). Auch hier soll ein vereinfachter PUREX Prozess angewendet werden (OECD/NEA, 2018a, S. 254). Zukünftig plant Russland, ein kombiniertes hydro/pyrochemisches Verfahren für die Wiederaufarbeitung einzusetzen (WNA, 2020e).

USA

Wiederaufarbeitung fand in den USA vor allem im militärischen Bereich statt. Aufgrund politischer Überlegungen gab es von 1977 bis 1981 ein Moratorium bezüglich der Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennstoffe. Danach gab es keine Versuche mehr, kommerzielle Wiederaufarbeitung in den USA zu etablieren (United States of America, 2017, S. 27). Zuletzt wurde 1970 um Genehmigung einer Wiederaufarbeitungsanlage angesucht (Bixler u. a., 2017, S. 13).

Frankreich

Frankreich hat die größte Wiederaufarbeitungskapazität weltweit. Die im großindustriellen Maßstab betriebenen Anlagen in La Hague nutzen hydrochemische Prozesse, die auf dem PUREX-Prozess basieren und die Aufarbeitung von Brennstoff auch für ausländische Kunden anbieten. Die Anlage hat eine Kapazität von bis 1700 tSM/a und erzielt inzwischen

Abtrenneffizienzen von 99,9% für Uran und Plutonium (OECD/NEA, 2018a, S. 281; WNA, 2020b).

Das Wiederaufarbeitungsprogramm begann kurz nach dem 2. Weltkrieg und war zunächst militärisch motiviert. Die erste Wiederaufarbeitungsanlage nahm 1958 in Marcoule ihren Betrieb auf (Schneider, 2009). Gleichzeitig wurde auch mit den Planungen für schnelle Reaktoren begonnen.

Frankreich besitzt umfangreiche Erfahrungen mit der hydrochemischen Wiederaufarbeitung. Es gibt auch Erfahrungen mit der Aufarbeitung von Brennstoffen aus schnellen Reaktoren. In den 1980er und 1990er Jahren wurden 27 Tonnen von schnellem Brüterbrennstoff in Marcoule und La Hague aufgearbeitet (Poinssot u. a., 2012). Auch wenn es dabei nur um die Abtrennung von Uran und Plutonium aus MOX-Brennstoffen ging, helfen dabei gemachte Erfahrungen auch bei der Weiterentwicklung der Abtrennverfahren.

In der französischen Gesetzgebung ist als Zielsetzung die Reduktion des radiotoxischen Inventars eines Endlagers vorgeschrieben. Die Notwendigkeit eines Endlagers wird nicht angezweifelt. Transurane sollen entweder in schnellen oder beschleunigergetriebenen Reaktoren bestrahlt werden (von Hippel u. a., 2019, S. 53). Um dies zu erreichen, müssen Abtrennverfahren zur Verfügung stehen.

Frankreich beteiligt sich umfänglich an europäischen Forschungsprojekten zur Weiterentwicklung von hydrochemischen Trennverfahren auch für die Partitionierung von Minoren Aktiniden. Die Entwicklung von DIAMEX-SANEX, COEX und auch GANEX wird maßgeblich von Frankreich vorangetrieben und auch durchgeführt (Glatz u. a., 2015; OECD/NEA, 2018a; WNA, 2020b). Die Nachfolganlagen für La Hague sollen dann den COEX-Prozess, der für die homogene Transmutation geeignet ist, nutzen (OECD/NEA, 2018a, S. 281). Gleichzeitig soll die Transmutation Minorer Aktiniden die gesellschaftliche Akzeptanz der Kernenergie verbessern (Poinssot u. a., 2012).

Japan

Zwischen 1977 und 2009 war in Tokai eine Pilot-Wiederaufarbeitungsanlage in Betrieb (WNA, 2020d). Währenddessen gab Japan ca. 7100 Tonnen abgebrannten Brennstoff in die Wiederaufarbeitung nach La Hague (Frankreich) und Sellafield (UK) (von Hippel u. a., 2019, S. 58).

Bereits in den 1980er begann Japan mit der Planung einer kommerziellen Wiederaufarbeitungsanlage in Rokkasho. Diese Anlage ist für die Verarbeitung von 800 tSM/a ausgelegt (WNA, 2020d). Die ursprüngliche Inbetriebnahme war für 1997 angedacht und wurde inzwischen 24 Mal verschoben (IPFM, 2020a). Nach jetzigem Stand soll die Anlage 2022 in Betrieb gehen (WNA, 2020d). In Rokkasho soll ein PUREX-Prozess angewandt werden. Es ist allerdings geplant, diesen nur für einen ersten Schritt in die Wiederaufarbeitung zu nutzen. Ein weiterer pyrometallurgischer Prozess soll etabliert werden, um Plutonium und Minore Aktiniden abtrennen zu können. (WNA, 2020d)

Die Wiederaufarbeitung radioaktiver Abfälle war in Japan mehr oder weniger gesetzlich vorgeschrieben. Für die Genehmigung eines Reaktorstandortes war die Methode für den

Umgang mit abgebranntem Brennstoff dazulegen, die allerdings nicht im Widerspruch zur Politik stehen durfte. Da Japans Kernenergiepolitik auf Wiederaufarbeitung und der Option, Schnelle Brüter nutzen zu wollen, zielt, war die Wiederaufarbeitung somit quasi verpflichtend. Diese Beschränkung wurde 2011 geändert. Es gilt allerdings nach wie vor, dass nur hochradioaktive Abfälle aus der Wiederaufarbeitung und der MOX-Brennstoffproduktion in einem japanischen Endlager eingelagert werden dürfen. Da die Wiederaufarbeitungsverträge mit Frankreich und Großbritannien nicht erneuert wurden, steht Japan inzwischen vor dem Problem, dass die Abklingbecken für abgebrannte Brennstoffe fast voll sind. Dies wird als Argument genutzt, dass möglichst bald mit der Wiederaufarbeitung im nationalen Maßstab begonnen werden sollte (von Hippel u. a., 2019, S. 60 f).

Großbritannien

Das Vereinigte Königreich hat mehrere Wiederaufarbeitungsanlagen basierend auf dem PUREX-Verfahren betrieben. Die erste Wiederaufarbeitungsanlage B204 wurde für militärische Zwecke in Betrieb genommen. Der Nachfolger B205 ist, neben einer Reihe anderer kerntechnischer Anlagen, seit 1964 in Sellafield in Betrieb und soll vermutlich 2021 geschlossen werden. Die Anlage ist auf eine Kapazität von 1500 Tonnen pro Jahr ausgelegt, aber sie war vor allem ab Mitte der 1990er Jahre nicht mehr ausgelastet (Forewood, 2008, S. 6). Das Betriebsende hat sich mehrmals verschoben. Die Anlage hatte mehrere Sicherheitsprobleme und ist die größte Quelle von radioaktivem Eintrag in die irische See (IPFM, 2020b). B205 ist auf die Aufarbeitung von Magnox-Brennstoffen ausgelegt.

In den 1970er Jahren begann Großbritannien, auf sogenannte fortgeschrittene, gasgekühlte Reaktoren umzusteigen (Advanced Gas Cooled Reactors, AGR). Zur Aufarbeitung der Oxid-Brennstoffe wurde die THORP (Thermal Oxide Reprocessing Plant) Anlage geplant. Zur Finanzierung wurden von Beginn an Verträge mit ausländischen Kunden ausgehandelt (Forewood, 2008, S. 8). Zu späteren Kunden von THORP zählten u.a. Deutschland und Japan. THORP schaffte es weder die geplanten Durchsatzzahlen pro Jahr zu erreichen noch neue internationale Kunden zu gewinnen bzw. bereits bestehende Verträge zu verlängern. Die Anlage wurde 2018 geschlossen. Informationen über die Kosten sind nicht verfügbar, da diese Informationen von der Nuclear Decommissioning Authority als Betriebsgeheimnis aufgrund der bestehenden Verträge gewertet werden (Forewood, 2018).

Aufgrund der viele Jahrzehnte andauernden Wiederaufarbeitung von abgebrannten Brennstoffen und dem gleichzeitigen Scheitern der Inbetriebnahme von Schnellen Brütern ist Großbritannien das Land mit den größten zivilen Plutoniumbeständen weltweit. Im Jahr 2019 lagen 116 Tonnen Plutonium in abgetrennter Form vor (IPFM, 2020c). Die Nuclear Decommissioning Authority hält sich nach derzeitigem Stand alle Optionen für den Umgang mit diesen Beständen offen (NDA, 2019). Im Jahresbericht des Nuclear Innovation and Research Advisory Board der Regierung kommen allerdings die Begriffe "Transmutation" und "Minore Aktiniden" nicht vor. Allerdings ist davon die Rede, dass man sich das Wissen in Bezug auf Wiederaufarbeitung bewahren sollte (nirab, 2020, S. 33).

3.1.1.5 Auswirkungen auf Mensch und Umwelt

Der Transport von abgebrannten Kernbrennstoffen zu national oder international gelegenen Wiederaufarbeitungsanlagen führte zu einem Anstieg der Transporte radioaktiver Materialien.

Die hydrochemische Wiederaufarbeitung führt grundsätzlich zu radioaktiven Sekundärabfällen, vor allem auch durch die radioaktiven Lösungs- und Reduktionsmittel. Für die hydrochemische Aufarbeitung von einer Tonne abgebranntem Brennstoff mittels PUREX gibt Russland an, dass dabei etwa 4,5 m³ hochradioaktiver, 150 m³ mittelradioaktiver und 2.000 m³ niedrigradioaktiver Abfall entstehen (IAEA, 2011, S. 55). In OECD/NEA (2006b) werden deutlich niedrigere Werte angegeben. In beiden Quellen ist der Ursprung der Werte nicht klar. Diese und andere Werte für entstehende Sekundärabfälle bei der Wiederaufarbeitung, basierend auf französischen und russischen Veröffentlichungen, sind in Tabelle 2 dargestellt.

Tabelle 2: Bei der hydrochemischen Wiederaufarbeitung anfallende Prozessabfälle, die in verschiedenen Quellen angegeben werden. In Fedorov u.a. (2011) ist die Zuordnung etwas anders, ggf. teilen sich die 1,9 m³/tSM und 17 m³/tSM anders auf die zwei Kategorien auf. Wie sich die deutlich höheren Werte der IAEO Quelle auf kurzlebige und langlebige Abfälle aufteilen ist nicht bekannt.

	(OECD/NEA, 2006b, S. 61)	(Schneider und Marignac, 2008, S. 32)	(Fedorov u. a., 2011, S. 1940)	Russische Erfahrungswerte (IAEA 2011, S. 55)
Hochradioaktive Abfälle (HLW) in m³/tSM	0,128	0,18	0,15	4,5
Schwach- & Mittelradioaktive Abfälle – langlebig in m³/tSM	0,8	4,58	1,9*	ILW: 150 LLW: 2.000
Schwach- & Mittelradioaktive Abfälle – kurzlebige in m³/tSM	1,21	2,01	17*	Langlebig und kurzlebige zusammengefasst.

Die Kollektivdosen von bestimmten Isotopen wie Kohlenstoff-14, Iod-129, Krypton-85 und Tritium, die von bisherigen Wiederaufarbeitungsanlagen in La Hague und Sellafield ausgingen, sind deutlich höher als die Kollektivdosen von Kernkraftwerken (WNWR, 2019, S. 54). Ein Grund hierfür ist, dass die Brennstäbe in der Wiederaufarbeitungsanlage vor dem eigentlichen Abtrennprozess mechanisch zerkleinert werden und damit die erste Containmentschicht, das Hüllrohr, wegfällt. Die Freisetzungen von Wiederaufarbeitungsanlagen könnten durch aufwendigere Bau- und Filtermaßnahmen reduziert werden. Die potentiell höhere Auswirkung auf die Umwelt durch Wiederaufarbeitungsanlagen im Vergleich zu Kernkraftwerken wird auch von den Regulierungsbehörden anerkannt. So ist

in Frankreich weder unter der alten Gesetzgebung (bis 2007) noch unter neuer Gesetzgebung die Freisetzung von Alphaeteilchen aus Kernkraftwerken erlaubt – aus Wiederaufarbeitungsanlagen aber schon (Schneider und Marignac, 2008, S. 37, 65).

Die Verwendung von Brennstoffen mit einem hohen Transurananteil führt dazu, dass der abgebrannte Brennstoff deutlich höhere Werte für Radioaktivität, Wärmentwicklung und abgegebene Dosisleistung aufweist. Dies führt wiederum zur Notwendigkeit der Weiterentwicklung von Prozessen, beispielsweise dem Einsatz von Robotik. Solche Weiterentwicklungen könnten sich ggf. auch positiv auf die Freisetzungsraten auswirken.

Die Stilllegung und der Rückbau von Wiederaufarbeitungsanlagen führen ebenfalls zu Sekundärabfällen, die sicher entsorgt werden müssen. In Renn u.a. (2014) werden die Rückbauabfälle für die Wiederaufarbeitungsanlagen mit 31.000 m³ abgeschätzt. Ob sich dieser Wert auf eine oder alle benötigten Anlagen bezieht, ist für die Autor*innen dieses Gutachtens nicht nachvollziehbar. Beim Rückbau der einzigen kommerziellen Wiederaufarbeitungsanlage in West Valley, NY, USA sind bereits über 33.000 m³ an radioaktiven Abfällen angefallen (U.S. DoE, 2018, S. 80). Der Rückbau ist noch nicht abgeschlossen (von Hippel, 2020). Infolge eines Rückbaus der beiden Wiederaufarbeitungsanlagen in La Hague, Frankreich, wird von schwach-, mittel- und hochradioaktiven Abfällen in Höhe von insgesamt etwa 36.000 m³ ausgegangen. Hinzukommen aber noch über 50.000 m³ sehr schwach radioaktive Abfälle (Orano, 2018, S. 33).

3.1.1.6 Rolle für P&T

Für jegliche Umsetzung von P&T ist ein Abtrennverfahren notwendig, das Minore Aktiniden einschließt. Soll möglichst schnell mit der Implementierung eines P&T Verfahrens begonnen werden, ist es vermutlich zielführender, auf eine Weiterentwicklung hydrochemischer Wiederaufarbeitungsmethoden zu setzen. Ihr technischer Reifegrad ist, betreffend der Abtrennung von Minoren Aktiniden, vergleichbar oder sogar weiter fortgeschritten als derjenige der pyrochemischen Wiederaufarbeitungsmethoden (vgl. Baron u. a., 2019, S. 37f; OECD/NEA, 2018a, S. 294f). Diese Einschätzung berücksichtigt allerdings vor allem die chemische Prozessführung und nicht die ingenieurstechnischen Herausforderungen der Umsetzung. Auch wenn das Prozessverständnis im Labormaßstab vorhanden ist, muss der Produktionsmaßstab erheblich vergrößert und entsprechende Sicherheitseinrichtungen implementiert werden. Dabei ist zu bemerken, dass bei vielen Labortests lediglich nicht-radioaktive Ersatzstoffe verwendet werden, also nicht-radioaktive Elemente, denen ähnliche Eigenschaften zugeschrieben werden, wie den eigentlich letztlich zu prozessierenden radioaktiven Nukliden (Baron u. a., 2019, S. 29).

Der Nachteil hydrochemischer Verfahren ist, dass es wohl auch auf lange Sicht nicht möglich sein wird, die vor Wiederaufarbeitung nötigen Abklingzeiten für die abgebrannten Brennelemente auf die kurzen Zeiträume zu reduzieren, die mit pyrochemischen Verfahren vermutlich umsetzbar wären. Der schnellere Einstieg in ein P&T-Szenario würde mit einem – vermutlich – längeren Umsatzzeitraum erkauft. Dies spielt vor allem eine Rolle, wenn das

primäre Ziel die Transmutation radioaktiver Abfälle und nicht die langfristige Kernenergienutzung ist.

Für den schnellen Einstieg in ein mögliches P&T-Szenario spricht bei hydrochemischer Wiederaufarbeitung auch die umfassende Erfahrung, die bereits durch die industrielle Anwendung des PUREX Prozesses vorhanden ist. Auch wenn die Behandlung von Brennstoffen mit hohem Anteil an Minoren Aktiniden die technischen Herausforderungen erheblich vergrößert, hilft dieser Ansatz vermutlich bei der großtechnischen Umsetzung. Allerdings ist auch zu berücksichtigen, dass viele der industriellen Wiederaufarbeitungsanlagen von deutlichen Verzögerungen geplagt waren und sind und dass sie oft bei weitem nicht die geplanten Durchsätze erreichen konnten (siehe z.B. die britischen und japanischen Anlagen THORP und Rokkasho).

Ist eine Transmutation aller Transurane und nicht nur der Minoren Aktiniden das Ziel, tritt zusätzlich das Problem auf, dass aufgrund der schlechten Löslichkeit von Plutoniumoxid der Großteil der Verluste nicht im eigentlichen Abtrennprozess sondern bereits vorher bei der Brennstoffzerkleinerung und -auflösung (Head-end) stattfindet (Renn, 2014, S. 107).

3.1.2 Pyrochemische Trennverfahren

Den pyrochemischen Trennverfahren werden im Vergleich zu den etablierten hydrochemischen Verfahren (Kapitel 3.1.1) verschiedene Vorteile zu geschrieben. Hierzu zählen zum Beispiel die hohe chemische und radiologische Stabilität der verwendeten Lösungsmittel, die Möglichkeit hoher Konzentrationen von Spaltmaterialien, die Anwendbarkeit auf viele verschiedene Brennstofftypen und das Nichtentstehen von hochradioaktiven, flüssigen Prozessabfällen (IAEA, 2011, S. 9; Souček und Malmbeck, 2015, S. 438). Dem gegenüber zu stellen ist allerdings vor allem die mangelnde technische Reife der verschiedenen Verfahren. Verschiedene Formen von pyrochemischen Abtrennverfahren befinden sich derzeit international in der Entwicklung. Das folgende Kapitel konzentriert sich dabei auf die drei Verfahrenstypen (Molten Salt Electrorefining, Oxide Electrowinning, Fluoride Volatility Method), auf die der Großteil der F&E Arbeiten entfällt.

3.1.2.1 Technische Grundlagen

Im Gegensatz zu den hydrochemischen Trennverfahren werden bei pyrochemischen Verfahren keine wässrigen oder organischen Substanzen verwendet. Bei ihrer Umsetzung werden Methoden wie die Elektrolyse, die Elektroraffination oder die reduktive Extraktion von Salzschnmelzen bei hohen Temperaturen angewendet (GIF, 2002b, S. 158; Renn, 2014, S. 122).

Die einzigen beiden Prozesse, die bis jetzt über den Versuchsmaßstab hinaus demonstriert wurden, sind die Elektroraffination in Salzschnmelzen für metallische Brennstoffe (Molten Salt Electrorefining, MSER), sowie die Methode der Elektrolysegewinnung für Oxid-Brennstoffe (OEP). Beide basieren auf der Umsetzung in chlorid-haltigen Medien (GIF,

2002c, S. 45). Zusätzlich wird noch die Fluoride Volatility Method (FVM) verhältnismäßig stark beforscht. Diese Methoden werden im Folgenden näher beschrieben.

Elektroraffination in Salzschnmelzen (Molten Salt Electrorefining - MSER)

In den USA wurde in den 1980er Jahren am Argonne National Laboratory die elektrolytische Raffination von Salzschnmelzen, das „Molten Salt Electrorefining“ (MSER), entwickelt, um die metallischen Brennstoffe des damals geplanten Integral Fast Reactor (IFR) aufarbeiten zu können. Diese Brennstoffe bestehen aus einer Uran-Plutonium-Zirkonium Legierung. Das Verfahren wurde im begrenzten Maße zum versuchsweisen Aufarbeiten von EBR-II Brennstoffen eingesetzt. Der EBR-II (Experimental Breeder Reactor II) war ein kleiner natriumgekühlter Demonstrationsreaktor (20 MW_e), der von 1965 bis 1994 in den USA in Betrieb war.

Der gesamte Prozess wird unter einer Argon-Schutzatmosphäre in einem abgeschlossenen Elektrolysebehälter als Batch-Prozess durchgeführt, um unerwünschte Reaktionen mit Luftfeuchtigkeit oder Sauerstoff zu unterbinden (Souček und Malmbeck, 2015, S. 440). Der verbrauchte, zerkleinerte Brennstoff wird in einem perforierten „Korb“, der als Anode dient, einem flüssigen Salzbad zugeführt. Dieses besteht aus einer eutektischen Mischung aus Lithium- und Kaliumchlorid bei rund 500°C (773°K). Durch Anlegen eines geeigneten Potentials, das je nach Zusammensetzung des eingesetzten Brennstoffes variiert, gehen sowohl Uran, Plutonium, und Minore Aktiniden, als auch Spaltprodukte als Chloride in die Salzschnmelze über. Uran scheidet sich anschließend spezifisch an der Kathode als dendritischer Kristall ab. Als Kathode kommt meist kohlenstoffarmer Stahl zum Einsatz. Nachdem die löslichen Brennstoffbestandteile komplett in Lösung übergegangen sind und ein Teil des Urans abgeschieden wurde, wird die Kathode entfernt.

Die gezielte Abtrennung von Plutonium-Chlorid ist aufgrund der höheren thermodynamischen Stabilität im Vergleich zum Uran-Chlorid nicht praktikabel. Jedoch können durch geeignete Prozessführung Plutonium, als auch die Minoren Aktiniden in Kombination mit dem restlichen Uran abgetrennt werden. Dazu wird statt der festen Stahlkathode, ein keramischer Tiegel mit flüssigem Cadmium als Kathode in die Schnmelze eingebracht. An dieser flüssigen Kathode kann nun ein Gemisch aus Uran, Plutonium, und Minoren Aktiniden abgeschieden werden, welches anschließend durch Destillation vom flüssigen Cadmium und Schnmelzresten getrennt werden kann. Die so gewonnenen Produktströme können anschließend für die Herstellung von neuen Brennstäben verwendet werden. Neben diesen zwei Produktströmen entstehen auch zwei wesentliche Abfallströme: einerseits die Salzschnmelze, die durch Fällung, oder Extraktion von den aus dem Brennstoff gelösten Spaltprodukten aufbereitet werden muss, andererseits nichtlösliche Brennstoffteile wie Edelmetalle, Spaltprodukte oder Hüllenmaterial, die in dem eingebrachten Korb verbleiben. Beide Abfallformen müssen als hochradioaktiver Abfall behandelt werden. Mit dem gegenwärtigen Verfahren wird effektiv nur Uran separat abgetrennt. (IAEA, 2011, S. 10; OECD/NEA, 2018a, S. 141).

Elektrolysegewinnung für Oxid-Brennstoffe (Oxide Electrowinning Process - OEP)

Der ursprünglich in Russland entwickelte Prozess der Elektrolysegewinnung für Oxid-Brennstoffe (OEP) ermöglicht die Abtrennung ohne Schutzatmosphäre, da hierbei auf Oxidverbindungen gesetzt wird, deren Bildung bei metallischen Brennstoffen gezielt vermieden werden muss (IAEA, 2011, S. 11).

Bei diesem Prozess werden die vorbereiteten Oxid-Brennstoffe in einer Salzschnmelze aus Natriumchlorid-Kaliumchlorid (NaCl-KCl) oder Natriumchlorid-Cäsiumchlorid (NaCl-CsCl) gelöst und durch Einblasen von Chlorgas vollständig in Chlorverbindungen umgesetzt. Danach wird zunächst hauptsächlich Uran elektrolytisch mit einer Spur an Spaltprodukten an der Kathode abgeschieden. Als eine Prozessvariante kann danach das gelöste Plutonium, durch Einblasen von Luft-Sauerstoff in das Salzbad, gezielt ausgefällt werden. Für diese Abtrennung von Plutonium werden Effizienzen von bis zu 99,9% angegeben, wobei nicht klar ist, ob dies auch bei einer Hochskalierung auf eine großtechnische Anlage beibehalten werden kann. Durch Fortsetzen der Elektrolyse kann weiteres Uranoxid abgeschieden werden, wobei nunmehr durch die veränderte Zusammensetzung der Salzschnmelze auch ein Großteil der Spaltprodukte abgeschieden wird. Als letzter Schritt kann die Schnmelze durch Zugabe von Natriumphosphat aufgereinigt werden, dadurch bilden die verbleibenden Spaltprodukte unlösliche Phosphate, die sich als Niederschlag am Boden sammeln. Cäsium, Rubidium als auch Teile von Strontium verbleiben jedoch in der Salzschnmelze.

Theoretisch wäre eine gemeinsame Abtrennung von Plutonium und Uran möglich, wenn nicht alle Prozessschritte ausgeführt würden (IAEA, 2011, S. 11).

Dieser Prozess ist technologisch schon recht weit fortgeschritten. Russland hat 2007 beschlossen, die Wiederaufarbeitung seiner abgebrannten MOX-Brennstoffe und der abgebrannten Brennstoffe aus schnellen Reaktoren auf pyrochemische Verfahren umzustellen. Dies ist nach wie vor nicht umgesetzt (WNA, 2020e).

Flouride Volatility Method (FVM)

Das dritte Verfahren, das Potential zur Aufarbeitung von Brennstoffen, bietet ist die „Flouride Volatility Method“. Dieses wurde vor allem in Frankreich und Russland entwickelt und auch bereits im Labormaßstab demonstriert. Ein ähnliches Verfahren wäre auch mit der Verwendung von Chloridsalzen möglich, die niedrige Prozessstemperaturen erlauben würden (IAEA, 2011, S. 67; OECD/NEA, 2018a, S. 141, 276).

Für die FVM gibt es zwei große Prozessvarianten die sich wesentlich in ihrem ersten Prozessschritt unterscheiden. Die erst entwickelte Variante setzt auf die Umsetzung des zerkleinerten Brennstoffes mit Fluor-haltigem Gas (molekulares Fluor, Chlorfluorid, oder Bromfluorid) in einer Aluminiumoxid-Wirbelschicht (IAEA, 2011, S. 12) während die modernere Variante auf eine Verbrennungsreaktion des pulverförmigen Brennstoffes mit molekularem Fluor setzt (OECD/NEA, 2018a, S. 179).

Hauptziel ist hierbei die Umsetzung von Uran, Neptunium und Plutonium in ihre flüchtigen Fluorverbindungen (UF_6 , NpF_6 und PuF_6). Aufgrund der hohen Temperaturen und

Reaktivität von Fluor werden auch die vorliegenden Spaltprodukte fluoriert, diese verbleiben jedoch kompakt als fester Rückstand. In Kombination mit der guten radiologischen Stabilität der Fluorverbindungen stellt diese Konzentration der Spaltprodukte als kompakter Feststoff den Hauptvorteil dieser Methode dar.

Einige Spaltprodukte bilden jedoch ebenfalls flüchtige Fluorverbindungen und müssen vor der Weiterverarbeitung aus dem Gasstrom abgetrennt werden. Anschließend findet eine thermische Trennung der Fluorverbindungen statt. Da ein Hauptteil der momentanen Forschungsarbeiten auf die Ausreifung dieser Prozessschritte entfällt, sollen hier einige Weiterentwicklungsmöglichkeiten knapp erläutert werden.

Da UF_6 , NpF_6 und PuF_6 ähnliche Siedepunkte besitzen, können sie vom Großteil des restlichen Abgasstroms durch Kondensation abgetrennt werden. Anschließend kann Plutonium aus diesem Gemisch durch gezielte Ab- und Desorption an einem Natrium-Magnesium-Fluorid-Bett getrennt werden. Zur finalen Reinigung von UF_6 von mitgeschleppten flüchtigen Verbindungen (die wichtigsten hierbei sind MoF_6 , TcF_6 , IF_5 und SbF_5) kann eine mehrstufige Rektifikationskolonne eingesetzt werden. Dieser Prozess wurde zwar experimentell bereits durchgeführt, benötigt aber aufgrund der ähnlichen physikalischen Eigenschaften bezüglich Flüchtigkeit, Schmelz-, Siede- und Sublimationspunkte der Komponenten noch erhebliche Forschungsarbeit und es bleibt fraglich inwieweit sich alle Stoffe mit Hilfe der FVM tatsächlich vollständig abtrennen lassen (OECD/NEA, 2018a, S. 180).

Die der FVM zugrundeliegenden physikalischen und chemischen Prinzipien sind prozesstechnisch relativ einfach, dennoch krankt die Weiterentwicklung an technischen Problemen wie der hohen Reaktivität der Fluorverbindungen, der hohen Prozesstemperaturen durch die Verbrennung in Kombination mit der exothermen Reaktion zur Bildung der Fluorverbindungen, als auch an den erwähnten Problemen hinsichtlich einer finalen Trennung der Produktströme. Die Schwierigkeiten sind ursächlich auf die Eigenschaften von Fluor zurückzuführen (OECD/NEA, 2018a, S. 178). Aufgrund der ähnlichen chemischen Eigenschaften bestimmter Fluorverbindungen ist noch nicht klar, in wie weit sich zum Beispiel bestimmte Spaltprodukte mit Hilfe der FVM abtrennen lassen (OECD/NEA, 2018a, S. 180).

3.1.2.2 Sicherheitsaspekte

Wie im Kapitel 2.4 (Bewertungskriterien für die Sicherheitsanalyse) beschrieben, betrachten wir verschiedene Bereiche, um zu einer Aussage zur kerntechnischen Sicherheit zu gelangen. Gibt es einen Sicherheitsbericht, der der deutschen Atomaufsicht oder einer vergleichbaren Behörde vorgelegt wurde? Wenn es keinen Sicherheitsbericht gibt, wurden Vorarbeiten geleistet? Wurde die Technologie in der Praxis erprobt? Und schließlich, wie sieht die Sicherheit der Anlage nach dem Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen aus?

Sicherheitsbericht und aufsichtsbehördliche Einschätzungen

Die US-amerikanische nukleare Aufsichtsbehörde NRC hat eine Studie mit dem Thema „Regulatory Approaches for Addressing Reprocessing Facility Risks: An

Assessment“ veröffentlicht. Diese kommt zu dem Schluss, dass es kaum öffentlich zugängliche Daten zu Sicherheitsanalysen von Wiederaufarbeitungsanlagen gibt. In Bezug auf pyrochemische Verfahren wird darauf hingewiesen, dass es weitere technische Entwicklung und Evaluierung brauche, um ein angemessenes Regelwerk erstellen zu können (U.S. NRC, 2015).

Das Argonne National Laboratory (ANL) beschrieb im Jahr 2018 ein konzeptionelles Design für eine Pilotanlage einer pyrochemischen Anlage. Die Autoren stellen darin ihren Ansatz für die Evaluierung der Sicherheit der Anlage heraus. Dieser basiert auf NUREG-1520 „Standard Review Plan for Fuel Cycle Facilities“, Leitlinien der US Aufsichtsbehörde NRC, die erklären, wie ein Sicherheitsreport überprüft werden sollte. Die Leitlinien richten sich also in erster Linie an die eigenen Angehörigen der Behörde, werden allerdings, da sie auch sehr detailliert beschreiben, wie ein Sicherheitsreport auszusehen hat und welche Aspekte beschrieben werden sollen, auch von Herstellern und Betreibern verwendet. Allerdings wird in der Analyse von ANL festgehalten, dass damit kein vollständiger Sicherheitsbericht erstellt wurde (Chang u. a., 2019).

Aufgrund der Tatsache, dass es keine umfassenden statistischen Daten oder Erfahrungen mit pyrochemischen Verfahren gibt, wurde noch nirgends eine probabilistische Sicherheitsanalyse durchgeführt, die im kerntechnischen Bereich üblich sind (Mariani u. a., 1996, 1993; U.S. NRC, 2015). Pyrochemische Verfahren werden in kleinerem Maßstab in den USA schon länger eingesetzt, allerdings nicht im zivilen Bereich, sondern vor allem im militärischen Bereich und zwar für die Aufreinigung von nuklearem Material, v.a. Plutonium (Croff u. a., 2008).

Defence in Depth

Bei pyrochemischen Wiederaufbereitungsverfahren handelt es sich um Batch-Verfahren. Das Material wird quasi als festes physisches Objekt zwischen den verschiedenen Verfahrensschritten bewegt. Angesichts der prozessierten Materialien im Rahmen von P&T-Programmen ist davon auszugehen, dass die Batchgröße durch Anforderungen der Kritikalitätssicherheit massiv begrenzt sein müsste, was eine große Anzahl an erforderlichen Batches impliziert. Daraus ergeben sich sehr hohe Anforderungen an die Zuverlässigkeit der Ausrüstung und sehr hohe Anforderungen durch eine anzustrebende sehr geringe Unfallwahrscheinlichkeit. Ebenso müssen die Materialströme sehr detailliert dokumentiert werden (Coble u. a., 2020; Croff u. a., 2008; U.S. NRC, 2015).

Moon et al. (2015) sowie das Argonne National Laboratory publizierten generische Sicherheitsbetrachtungen für ein konzeptionelles Design für eine pyrochemische Wiederaufarbeitungsanlage (Chang u. a., 2019; Moon u. a., 2015). Daraus wurde deutlich, dass im jetzigen, eben erst konzeptionellen Entwicklungsstadium, Sicherheitsbetrachtungen nur auf einem sehr allgemeinen Niveau bleiben können. Zu diesem Befund passt eine Publikation des Korea Atomic Energy Research Institute aus dem Jahr 2017, die sehr deutlich macht, dass es bei pyrochemischen Anlagen noch viel Forschungsbedarf gibt (Lee u. a., 2011). In diesem Bericht wird darauf verwiesen, dass unter anderem ein vorläufiges Konzeptdesign von elektrolytischen Reduktionsprozessausrüstungen erfolgreich

durchgeführt werden konnte. Ebenso wurden andere Teilbereiche und Komponenten des Prozesses getestet. Zusammenfassend bestätigt sich in diesem Bericht die Einschätzung anderer Autor*innen (Ahn u. a., 2017; Mcfarlane u. a., 2019; OECD/NEA, 2018a), dass die Technologie selbst noch weiter entwickelt werden muss und weitere Komponenten und Einzelteile getestet werden müssen, bevor an den Bau einer kommerziellen Anlage gedacht werden kann.

Für die Sicherheitsebene eines Defence-in-Depth-Konzepts gilt, dass Qualität und Zuverlässigkeit dadurch erreicht werden, dass bewährte Technik eingesetzt, geeignete Normen gesetzt und erfüllt und angemessene Sicherheitsmargen angenommen und berücksichtigt werden sowie speziellere Standorteigenschaften mit einbezogen werden. Da es keine kommerziell betriebenen pyrochemischen Anlagen gibt, und sich Prozessschritte noch in der Entwicklung befinden, können daher keine gesicherten Einschätzungen zur Sicherheit pyrochemischer Anlagen auf Basis des Defence-in-Depth-Konzepts gegeben werden.

Betriebserfahrung

Es gibt keine kommerziell betriebenen pyrochemischen Wiederaufarbeitungsanlagen. Es gibt verschiedene Forschungszentren, welche sich mit unterschiedlichen Aspekten der pyrochemischen Wiederaufarbeitung beschäftigen. Die OECD/NEA listet unter anderem die folgenden Forschungsprogramme bzw. Forschungszentren, die sich mit dieser Technologieentwicklung beschäftigen (OECD/NEA, 2019):

- FERDA “line of the fluorine chemistry laboratory” (Tschechien);
- ATALANTE (Frankreich);
- CPF, Nuclear Fuel Cycle Safety Engineering Research Facility (NUCEF), Alpha Gamma Facility, Hot Laboratory in Research Reactor Institute, Pyroprocess Experimental Facility (Japan);
- PRIDE (PyRoprocess Integrated inactive DEMonstration facility), DFDF (DUPIC Fuel Development Facility), ACPF (Advanced spent fuel Conditioning Facility) (Südkorea);
- Research and Experimental Complex (REC), Research "hot" cells of the TDC, Multipurpose fast research reactor (MBIR) (Russland);
- Central Laboratory (Großbritannien);
- Joint Research Centre, Karlsruhe (EU);
- verschiedene National Laboratories (USA).

Auch an anderen Forschungseinrichtungen wurde in sehr begrenztem Umfang Betriebserfahrung gesammelt. Etwa in den USA sollte das Integral Fast Reactor Program (IFR) den sogenannten geschlossenen Brennstoffkreislauf mit Hilfe des Experimental Breeder Reactor II (EBR-II) unter Verwendung von pyrochemischer Wiederaufarbeitung demonstrieren. In den 1960er Jahren wurden etwa 2.300 kg wiederaufgearbeitet (IAEA,

2011, S. 62). Zeitweise fand eine Zusammenarbeit mit Japan statt. Das IFR-Programm wurde allerdings 1994 gestoppt. Nach Beendigung wurden im Idaho National Laboratory zwischen 1996 und 2007 versuchsweise eine pyrochemische Wiederaufarbeitung von EBR-II Brennstoffen durchgeführt. Insgesamt wurden in diesem Zeitraum rund 3.400 kg Metall bearbeitet (Solbrig u. a., 2007). Betriebserfahrungen aus Forschungseinrichtungen sind allerdings nur sehr bedingt auf zukünftig denkbare kommerzielle Anlagen übertragbar.

Abschließend muss gesagt werden, dass sich die Entwicklung pyrochemischer Wiederaufbereitungsanlagen in einem so frühen Stadium befindet, dass zur Sicherheit keine abschließenden, belastbaren Stellungnahmen gegeben werden können. In keinem Land wurde für kommerzielle, pyrochemische Wiederaufbereitungsanlagen ein Genehmigungsverfahren auch nur begonnen. Betriebserfahrungen sind nur sehr begrenzt aus Forschungsanlagen oder dem militärischen Bereich vorhanden, aber nicht übertragbar. Allerdings deutet die vorgeschlagene Technologie, pyrochemische Verfahren zur Behandlung hochradioaktiver Brennelemente auf inhärente Risiken hin, die umfassende Sicherheitssysteme erfordern, um die im Kapitel 2.4 erwähnten Schutzziele zu gewährleisten.

3.1.2.3 Nichtverbreitung

Es hängt vom genauen spezifizierten pyrometallurgischen Verfahren ab, welche Radionuklide in abgetrennter Form vorliegen und welche nicht. Es geht aber immer darum, Spaltmaterialien von Spaltprodukten abzutrennen. Vom Standpunkt der Proliferationssicherheit ist es erstrebenswert, wenn vor allem Plutonium und Uran nicht in abgetrennter Form vorliegen. Plutonium ist grundsätzlich immer in heißen Zellen mit chemischen Verfahren vom gesamten abgebrannten Brennstoffmaterial ohne allzu große technische Schwierigkeiten abtrennbar. Gerade wenn nur angestrebt wird, kleinere Mengen, die für die Produktion einer oder weniger Kernwaffen verwendet werden sollen, gibt es viele verschiedene bekannte Methoden, dieses Ziel zu erreichen (OECD/NEA, 2018a, S. 237). Für eine Plutoniumwaffe ist eine Menge von 4-8 kg Plutonium ausreichend, solange der Plutonium-238 Anteil weniger als 80% beträgt (IAEA, 2002, S. 23; IPFM, 2015b, S. 44). Diese Menge ist gering im Vergleich zum jährlichen Durchsatz einer heute in Betrieb befindlichen industriellen Wiederaufbereitungsanlage, in der ein Durchsatz von einigen 100 Tonnen pro Jahr abgebrannten Brennstoffs, der mehrere Tonnen Plutonium enthält, angenommen werden kann (WNA, 2020e), so dass trotz Safeguards (Sicherungsmaßnahmen der IAEO) die Abzweigung einer signifikanten Menge Plutonium für eine Kernwaffe unentdeckt bleiben kann (vgl. Kapitel 3.1.1.3 und Kapitel 2.5). Allerdings würden neuartige Anlagen, die auf pyrochemischen Verfahren beruhen, vermutlich deutlich kleiner ausgelegt werden, so dass sich dadurch die Abzweigungsgefahr zumindest verringern könnte.

Pyrometallurgische Aufarbeitung soll in kleinen, kompakten Anlagen stattfinden können (IAEA, 2011, S. 9; Kirchner u. a., 2015, S. 57; OECD/NEA, 2018a, S. 162). Eine Wiederaufarbeitung direkt am Reaktorstandort würde zwar die Anzahl der notwendigen Transporte von radioaktivem Material deutlich reduzieren. Gleichzeitig würden sich dann aber an einer deutlich größeren Anzahl von Standorten Anlagen befinden, in denen

waffenverwendbare Stoffe abgetrennt werden, und an denen entsprechende abgetrennte Materialien vorliegen, auf die zugegriffen werden könnte. Dies würde die Proliferationsrisiken wiederum deutlich erhöhen.

Pyrochemische Wiederaufarbeitungsanlagen werden oft als ergänzende Einheit direkt am Standort von Salzschmelzreaktoren angedacht. Die Bestimmung der Plutoniummenge, die sich in flüssigem Zustand in einem geschlossenen Kreislauf zwischen Reaktor und Abtrenneinheit bewegt, ist ein komplexes Problem. Für das Anwenden von Safeguards auf pyrochemische Anlagen ist die Weiter- und Neuentwicklung von Verfahren und Methoden notwendig (Paff, 2009). Gegenwärtig werden immerhin neue Methoden entwickelt, um beispielsweise den Plutoniumgehalt (Woo und Chirayath, 2019) oder die Materialströme genauer bestimmen zu können (Zhang, 2017).

Bei der pyrochemischen Wiederaufarbeitung ist damit zu rechnen, dass sich Ablagerungen aus verschiedenen Radionukliden bilden. Das kann dazu führen, dass die Abtrenneffizienzen an bestimmten Stellen der Anlage deutlich unter dem theoretischen Wert liegen. So kann es passieren, dass mehr Radionuklide eines bestimmten Typs als erwartet in den Abfallstrom gelangt, was das Monitoring des Inventars an Spaltmaterialien erschwert. Diese Möglichkeit muss bei der Etablierung zielführender Safeguards-Maßnahmen bedacht werden, die eine rechtzeitige Entdeckung von relevanten waffentauglichen Materialien ermöglichen sollen (OECD/NEA, 2004, S. 167).

In wie weit pyrometallurgische Wiederaufbereitungsverfahren Vorteile gegenüber hydrochemischen Methoden in Bezug auf die Proliferationssicherheit bieten, ist umstritten. Im Zusammenhang mit südkoreanischen Bemühungen um die Etablierung von nationalen pyrochemischen Wiederaufarbeitungsanlagen wurde von einem US-amerikanischen Regierungsvertreter schon vor einiger Zeit herausgestellt, dass pyrochemische Wiederaufarbeitung inzwischen so weit als Technologie bekannt sei, dass sie als genauso proliferationsrelevant einzuschätzen sei wie die herkömmliche, hydrochemische Wiederaufarbeitung (Horner, 2011). Dabei wird vor allem darauf Bezug genommen, dass jede Abtrenntechnologie grundsätzlich dazu verwendet werden kann, waffenfähige Spaltmaterialien aus dem Abfallstrom abzutrennen. Außerdem sind über die Technologie wesentliche Voraussetzungen gegeben, um mit hochradioaktiven Materialien arbeiten zu können, so dass Know-how auch für mögliche Waffenprogramme gegeben wäre. An der Forschung beteiligte Gruppen kommen hingegen tendenziell eher zu dem Schluss, dass pyrochemische Wiederaufarbeitung proliferationsresistenter als hydrochemische Verfahren sein könnten (Woo u. a., 2020). In solchen Studien wird allerdings oft darauf verwiesen, dass nur Stoffgemische von eigentlich sensitiven Materialien abgetrennt werden. Es wird nicht diskutiert, welche proliferationsrelevanten Effekte schon kleine Abwandlungen des Verfahrens haben könnten.

3.1.2.4 Geschichte und Erfahrungen

Wiederaufarbeitung von Brennstoffen wurde schon in den ersten Atomwaffenprogrammen entwickelt und eingesetzt, um an den Waffensstoff Plutonium heranzukommen. In zivilen Atomenergieprogrammen wird heute praktisch durchgängig Wiederaufarbeitung auf Basis

von hydrochemischen Prozessen durchgeführt. Nur in der russischen RIAR (Research Institute of Atomic Reactors) Anlage in Dimitrowgrad und in den USA wurden pyrochemische Prozesse genutzt. Allerdings wurden nur einige Tonnen abgebrannter Brennstäbe aufgearbeitet.

Im Folgenden werden internationale Beispiele hinsichtlich der Anwendung pyrochemischer Verfahren vorgestellt.

Frankreich

Die ATTILA Anlage wurde 1967 in Fontenay-aux-Roses gebaut, um die Fluoride Volatility Method (FVM) zu entwickeln. Ursprünglich nur für die Behandlung von Uran-Brennstoff gedacht, wurde der Prozess in den folgenden Jahren weiterentwickelt, um MOX-Brennstoff mit einem Anteil von 25% Plutonium vom ersten kleinen französischen Forschungsreaktor RAPSODIE, der der Brüter-Entwicklung diente, aufzuarbeiten. Das Verfahren wurde in Kooperation mit der FREGAT-Anlage am RIAR (SU) durchgeführt. FREGAT wurde als Experimentieranlage gebaut, um radioaktive Abfälle des Schnellen BOR-60 Reaktors wiederaufzuarbeiten (OECD/NEA, 2018a, S. 180). Die Entwicklung in Frankreich wurde Anfang der 1980 Jahre beendet. Abtrenneffizienzen für Uran und Plutonium von bis zu 97,45% und 97,5% wurden erreicht, allerdings nur im Labormaßstab (IAEA, 2011, S. 40; OECD/NEA, 2018a, S. 278). Während die ältere Quelle außerdem davon spricht, dass in Frankreich pyrochemische Prozesse zur Aufarbeitung von Transmutationstargets in Betracht gezogen würden, wird 2018 bei der Beschreibung zukünftiger Forschungsziele zum Brennstoffkreislauf in Frankreich die pyrochemische Abtrennung überhaupt nicht erwähnt (OECD/NEA, 2018a, S. 283).

Deutschland

Deutschland, bzw. sich in Deutschland befindliche europäische Forschungsinstitutionen wie das Institut für Transurane (ITU) in Karlsruhe, beteiligt sich an der internationalen Forschung zu pyrochemischen Prozessen. Dabei geht es allerdings nach eigenen Angaben vor allem um Grundlagenforschung (Souček und Malmbeck, 2015, S. 440). In einer Studie der Deutschen Akademie der Technikwissenschaften wurde die Forschungssituation mit der Formulierung beschrieben, Deutschland besäße „kaum relevantes Know-how“ (Renn, 2014, S. 107). Im Rahmen der Forschung zu einem Dual-Fluid Reaktor findet in Deutschland Forschung zur konzeptionellen Entwicklung eines Abtrennverfahrens auf Basis der fraktionierten Destillation / Rektifikation statt (Böhm u. a., 2019). Dieses Verfahren ähnelt der Fluoride Volatility Methode, bei der zumindest der Urananteil über Rektifikation abgespalten wird. Bei der fraktionierten Destillation wird aber nicht mit Fluor, sondern mit Chlor gearbeitet. Es handelt sich hier um theoretische Vorüberlegungen und teilweise um Modellsimulationen; das Verfahren selbst wurde bis jetzt nicht experimentell getestet. Laut Eigenaussage waren zum Zeitpunkt der Studie nur Trennbarkeitsuntersuchungen auf Basis der Dampfdrücke möglich, da bereits für die nächste Stufe der Modellbildung „mangelnde und widersprüchliche Stoffdaten“ die Aussagen der Simulationen begrenzen (Böhm u. a., 2019, S. 48).

Indien

Indien führt F&E Arbeiten zu pyrometallurgischen Wiederaufarbeitung sowohl von oxidischen als auch metallischen Brennstoffen durch. Zu diesem Zweck gibt es eine Anlage im Labormaßstab zur Elektroraffination in Salzschnmelze (IAEA, 2011, S. 45; Indira Gandhi Centre for Atomic Research, 2020). Die Forschungsarbeiten sind im Zusammenhang mit der Entwicklung eines unterkritischen Salzschnmelzereaktors zu sehen (WNA, 2020c). Im industriellen Maßstab arbeitet Indien seine abgebrannten Brennstäbe mit PUREX-basierten Prozessen wieder auf. Es war zumindest geplant, auch bei der Aufarbeitung der abgebrannten Brennstäbe aus den Schnellen Brütern auf pyrochemische Abtrennung umzusteigen (Nagarajan u. a., 2011, 2008).

Japan

Japans Wiederaufarbeitungsbemühungen konzentrieren sich seit Jahrzehnten auf hydrochemische Prozesse (WNA, 2020d). Es findet aber seit den 1980er Jahren auch Forschung zur Weiterentwicklung des amerikanischen Electrorefining-Prozesses (MSER), teilweise in Zusammenarbeit mit dem ITU in Karlsruhe, statt (OECD/NEA, 2018a, S. 272). Dabei geht es auch um die Anwendbarkeit auf Nitridbrennstoffe, an denen in Japan gearbeitet wird. Um die Bildung von radioaktivem Kohlenstoff-14 zu vermeiden, ist eine Anreicherung des ursprünglichen Brennstoffes in Stickstoff-15 notwendig. Aus wirtschaftlichen Gründen wäre es auf jeden Fall nötig, dass der Stickstoff recycelt würde (OECD/NEA, 2018a, S. 142).

Südkorea

Das südkoreanische Forschungsinstitut KAERI entwickelt seit 1997 den sogenannten Advanced Spent Fuel Conditioning Process (ACP), der auf elektrolytischer Reduktion basiert (IAEA, 2011, S. 52). Es existiert eine sehr kleine Demonstrationsanlage, in der 20 kgSM pro Batch verarbeitet werden können.

Seit 2011 befindet sich Südkorea in einer Partnerschaft mit den USA zur Erforschung des Brennstoffkreislaufes (Joint Fuel Cycle Studies – JFCS) (OECD/NEA, 2018a, S. 286). Diese Partnerschaft ist auch aus dem Wunsch Südkoreas nach eigenen Wiederaufarbeitungsanlagen entstanden, dem die USA aufgrund von proliferationspolitischen Überlegungen nicht nachgeben wollte. Im Rahmen des Programms beteiligt sich das Argonne National Laboratory unter bestimmten Bedingungen auch an der Entwicklung eines schnellen, natriumgekühlten Brütters (IPFM, 2015a, S. 76).

Die sogenannte PRIDE-Anlage (PyRoprocess Integrated inactive Demonstration Facility) soll die Möglichkeit der pyrochemischen Wiederaufarbeitung auch über den Labormaßstab hinaus demonstrieren (OECD/NEA, 2018a, S. 23). Damit soll ein technologischer Reifegrad für Uranabtrennung im Bereich von 4-5 erreicht werden (OECD/NEA, 2018a, S. 273). PRIDE hat eine noch verhältnismäßig geringe Kapazität von 10 tSM/Jahr.

Je nach Quelle zielt Korea darauf, seinen Brennstoffkreislauf mit Hilfe Schneller Brüter und pyrochemischer Wiederaufarbeitung zu schließen (Rodriguez, 2019, S. 32) oder aber aus der Kernenergie auszustiegen. Im aktuellen „Basic Plan for Long-term Electricity Supply and

Demand“ spricht das Ministerium für Handel, Industrie und Energie vom Ausstieg aus der Kernenergie (Ministry of Trade, Industry and Energy, 2017, S. 16).

Ein Grund für die südkoreanische Konzentration auf pyrochemische Wiederaufarbeitung ist die Überzeugung, dass diese grundsätzlich proliferationsresistent sei – im Gegensatz zu hydrochemischen Verfahren, bei denen Plutonium abgetrennt vorliegt (IPFM, 2015a, S. 74). Diese Einschätzung wurde unter anderem von US-amerikanischen National Laboratories widerlegt, die nur eine bescheidene Verbesserung gegenüber den Standardprozessen feststellen (Bari u. a., 2009). Die Weiterentwicklung von pyrochemischen Wiederaufarbeitungsprozessen in Südkorea laufe damit dem Streben einer Denuklearisierung der koreanischen Halbinsel entgegen (Lim, 2019).

Russland

In Russland wurde die Aufarbeitung mittels Elektrolyse für Oxid-Brennstoffe entwickelt. Gleichzeitig wurde in Kooperation mit Frankreich an der Fluoride Volatility Methode gearbeitet. Diese Methode wurde bereits in den Anlagen FREGAT, FREGAT-2 und ATILA getestet (IAEA, 2011, S. 55).

Im Jahr 2007 hat Russland beschlossen, seine Wiederaufarbeitung von MOX-Brennstoffen auf pyrochemische Methoden umzustellen (WNA, 2020e). Das deckt sich mit der bereits zehn Jahren alten Einschätzung der IAEA, dass das Oxide-Electrowinning (Elektrolysegewinnung by Oxid-Brennstoffen) bereit für die Kommerzialisierung sei (IAEA, 2011, S. 54). Bis jetzt findet die pyrochemische Wiederaufarbeitung allerdings nur im experimentellen Maßstab statt.

An der Kerntechnischen Anlage (MCC) Zheleznogorsk befindet sich eine pyrochemische Prozesseinheit. Dort wurde Plutonium unterschiedlichen Ursprungs aufgearbeitet und daraus Brennstoff für den russischen schnellen Reaktor BN-800 gefertigt (WNA, 2018b). Am selben Ort soll auch 2025 die neue Wiederaufarbeitungsanlage RT-2 fertiggestellt werden, die allerdings eine Weiterentwicklung des PUREX Prozesses benutzen soll (WNA, 2020e). Am RIAR in Dimitrovgrad befindet sich eine sehr kleine Anlage (K-16), die abgebrannte Brennstäbe mit einer Kapazität von 100-150 kg/Jahr mit pyrochemischen Methoden aufarbeiten kann (IPFM, 2015a, S. 87). In Russland gibt es seit ca. 2010 F&E Arbeiten zu einer aus hydro- und pyrochemischen Prozessschritten gemischten Wiederaufarbeitung von Nitridbrennstoffen. Das Verfahren wurde im Labormaßstab getestet. Eine Pilotanlage befindet sich im Designprozess (OECD/NEA, 2018a, S. 277). Diese soll am Siberian Chemical Combine (SCC) in Seversk errichtet werden (IPFM, 2015a, S. 87).

USA

In den USA wurden, vor allem von Nationalen Forschungseinrichtungen (National Laboratories) von den 1950er bis in die 1970er Jahre vielfältige Forschungsarbeiten zu pyrochemischen Wiederaufarbeitungskonzepten durchgeführt. Am weitesten fortgeschritten war dabei die Wiederaufarbeitung von metallischen Brennstoffen in Salzschnmelze mit Molten Salt Electro-refining (MSER) im Rahmen des amerikanischen Brüterprogramms. Dabei wurden insgesamt ca. 35.000 Brennstäbe des EBR-II wiederaufgearbeitet und zu

neuen Brennelementen gefertigt. Obwohl nur geringe Abbrände (max. 20 GWd/tSM) zugelassen waren, waren die Ergebnisse nicht zufriedenstellend: ungefähr 7% des Schwermetalls wurde nicht abgetrennt (IAEA, 2011, S. 62).

Nach Abschaltung des EBR-II 1994 wurde die pyrochemische Aufarbeitung der bereits vorhandenen, abgebrannten Brennstäbe wiederaufgenommen. Als Argument wurde dabei angegeben, dass der metallische Brennstoff in dieser Form aufgrund des enthaltenen Natriums nicht in dem (damals noch geplanten) Endlager Yucca Mountain eingelagert werden könne (Krall und Macfarlane, 2018; Lyman, 2017). Bis 2017 wurden 4,6 Tonnen von insgesamt 26 Tonnen wiederaufgearbeitet. Ursprünglich sollte der Vorgang bis 2007 abgeschlossen sein (Lyman, 2017).

Gegenwärtig wurde die Forschung zu pyrochemischen Abtrennverfahren wiederaufgenommen und wird am Argonne National Laboratory durchgeführt. Diese findet in enger Zusammenarbeit mit Südkorea (KAERI) statt. Die Kooperation ist, wie bereits angedeutet, zu weiten Teilen politisch und nicht technisch motiviert (IPFM, 2015a, S. 75ff).

3.1.2.5 Auswirkung auf Mensch und Umwelt

Pyrochemische Trennverfahren finden bei sehr hohen Prozesstemperaturen statt. Dadurch werden leicht flüchtige feste und gasförmige Spaltprodukte in hohem Maße aus der Salzschnmelze frei (Möller u. a., 2015, S. 16). Diese müssen aus dem Abgasstrom entfernt werden. Vermutlich wird, wie auch bei der hydrochemischen Abtrennung, eine solche Abfilterung nicht vollständig sein können, so dass ein Teil der Radionuklide in die Umwelt abgelassen werden wird. Sowohl die Menge als auch die Zusammensetzung dieser (tolerierten) Freisetzung hängt von der gewählten Prozessführung als auch von der Art und Auslegung der jeweiligen Anlage (und dabei vor allem vom aufzuarbeitenden Brennstoff) ab. Abhängig davon wie viele kurzlebige flüchtige Spaltprodukte abgegast werden, muss auch die Wärmeabfuhr vom eigentlich Brennstoff und der Abgasanlage ausgelegt werden (Mcfarlane u. a., 2019, S. 25): wenn viele wärmeentwickelnde Spaltstoffe in der Anlage verbleiben, muss die Wärmeabfuhr entsprechend erhöht werden.

Pyrochemische Wiederaufarbeitung führt zu neuen, bisher ungekannten Sekundärabfallströmen. Allgemein ist noch nicht ausreichend klar, welche Abfallströme, sowohl was Mengen als auch ihre Zusammensetzung angeht, bei pyrochemischer Wiederaufarbeitung entstehen würden (OECD/NEA, 2004, S. 19). Die Art und Menge der anfallenden Abfälle hängen auch davon ab, welche Brennstoffe konkret aufgearbeitet werden sollen (OECD/NEA, 2006b, S. 61). Es soll bei der pyrochemischen Abtrennung kein kurzlebiger schwach- und mittelradioaktiver Abfall anfallen. Die anfallende Menge an langlebigen schwach, mittel, und hochradioaktiven Abfällen ist aber höher als bei der hydrochemischen Wiederaufarbeitung.

Bis jetzt ist nicht geklärt, wie die entstehenden radioaktiven Salzschnmelzen dauerhaft gelagert werden könnten. Aufgrund ihrer Wasserlöslichkeit müssen sie zunächst in andere Formen überführt werden (Mcfarlane u. a., 2019, S. 31). Die USA und Südkorea arbeiten

gemeinsam an Untersuchungen und Experimenten, um herauszufinden, wie mit den entstehenden Abfallströmen umgegangen werden könnte (Frank u. a., 2014).

Es ist noch offen, in welcher Form eine potentielle pyrochemische Anlage für industrielle Anwendungen genehmigungsfähig würde. Das beeinflusste auch was regulatorisch als Grenzwerte für erlaubte Freisetzungen festgelegt werden wird und damit die Auswirkungen auf die Umwelt.

3.1.2.6 Rolle pyrochemischer Trennverfahren für P&T

Pyrochemische Trennverfahren werden noch nicht im größeren Maßstab eingesetzt. Im Jahr 2011 wurden als wichtige technische Hürden unter anderem benannt: die noch ausstehende Demonstration der zugrunde liegenden Prozesse, der unklare Umgang mit der Salzschnmelze und die ungelöste Frage nach dem Umgang mit den anfallenden radioaktiven Abfällen (IAEA, 2011, S. 11). Weiterhin sind noch eine Reihe von ingenieurstechnischen Fragen, die für die Möglichkeit eines großtechnischen Einsatz entscheidend sind, zu beantworten: entsprechendes Equipment, das Fernhantierung und Fernwartung erlaubt, muss entwickelt werden, da ein Großteil der Anlage aufgrund der kurzen geplanten Abklingzeiten und neuartigen Brennstoffzusammensetzungen stark radioaktiv belastet wäre; verwendete Materialien müssen den hohen Temperaturen und der erwarteten starken Korrosion standhalten. Überdies ist die Frage nach der Dekontamination und Rezyklierung der Salzschnmelze noch nicht geklärt (Renn, 2014, S. 107).

Gleichzeitig wird u.a. in Europa noch daran geforscht, Basisdaten wie thermochemische Eigenschaften von Aktiniden, Lanthaniden und wichtigen Spaltprodukten zu bestimmen (OECD/NEA, 2018a, S. 143). Das Fehlen grundlegender Daten, die zur Beurteilung von theoretisch denkbaren Prozessschritten notwendig sind, wird auch an andere Stelle erwähnt (Böhm u. a., 2019, S. 48). Es ist noch offen, welche Abtrenneffizienzen für verschiedene wesentliche Nuklidgruppen wie die Lanthanide oder Alkalimetalle wirklich erreichbar sind (IAEA, 2019a, S. 75).

Wären pyrochemische Trennverfahren so weit entwickelt, dass sie großtechnisch einsetzbar würden, böten sie voraussichtlich den Vorteil, dass deutlich kürzere Abklingzeiten nach Entladung aus dem Reaktor und vor der Wiederaufarbeitung notwendig wären, da keine Lösungsmittel benötigt würden, die sehr empfindlich auf Strahlung reagieren. Gerade mit dem Ziel der Transmutation, die eine mehrfache, möglichst schnelle Rezyklierung der Transurane zum Ziel hat, wäre dies von Vorteil. Angesichts der vielen offenen Fragen ist allerdings noch mit mindestens mehreren Jahrzehnten an intensivierten Entwicklungsarbeit zu rechnen, bevor pyrochemische Trennverfahren im industriellen Maßstab eingesetzt werden könnten (vgl. z.B. Kirchner u. a., 2015; OECD/NEA, 2018a, 2009, S. 98; Renn, 2014).

Sollten für die Transmutation Salzschnmelzereaktoren eingesetzt werden, ist dies nur sinnvoll in Kombination mit pyrochemischen Abtrennverfahren (GIF, 2002b, S. 159). Aber auch Schnelle Reaktoren und beschleunigergetriebene Systeme können mit pyrochemischen Abtrennverfahren kombiniert werden (IAEA, 2019a, S. 5). Vor allem bieten pyrochemische

Verfahren auch die Möglichkeit, Brennstäbe, bei denen Natrium für den Wärmeschluss zwischen Brennstoff und Hüllrohr eingesetzt wird, aufzuarbeiten (IAEA, 2008a, S. 14). Mit hydrochemischen Verfahren ist dies aufgrund der Reaktivität von Natrium mit Wasser nicht möglich.

Mitunter wird behauptet, dass bestimmte pyrochemische Verfahren die Möglichkeit der Wiederaufarbeitung auch bereits verglaster radioaktiver Abfälle bieten würden (Böhm u. a., 2019, S. 117). Dies wird aber international als übermäßig aufwendig und wenig zielführend angesehen:

Die bereits verglasten Abfälle liegen in einer Form vor, die für eine möglichst sichere Endlagerung entwickelt wurde und nur mit aufwendigen Verfahren wieder aufzulösen wäre (Möller u. a., 2015, S. 14). Das National Nuclear Laboratory (NNL) des Vereinigten Königreichs sieht keine realistische Option, P&T Konzepte auf bereits vitrifizierte, hochradioaktive Abfälle anzuwenden (NNL, 2014, S. 11). Die noch zu entwickelnden Verfahren wären vermutlich teuer und würden nur wenig Nutzen bringen. (NNL, 2014, S. 15). Die französische CEA (Commissariat à l'énergie atomique) sieht nach einer Untersuchung von zwei möglichen Verfahren große Hürden beim Up-scaling. Dabei werden explizit auch hohe Investitions- und Betriebskosten und ein großer noch zu leistender F&E Aufwand genannt. Das gesamte Vorhaben wird als unrealistisch eingeschätzt (CEA, 2008, S. 153). Auch die IAEO nennt vor allem finanzielle Gründe warum eine Behandlung bereits konditionierter Abfälle nicht möglich ist (IAEA, 2004a, S. 12). In den genannten Quellen wird der Aspekt, dass es sich bei den verglasten Abfällen um Borsilikate handelt, nicht diskutiert. Bor ist ein starkes Neutronengift und wird aus eben diesem Grund in den Kokillen eingesetzt. Vor einem Einsatz des Materials in einer Transmutationsanlage müsste dieses weitestgehend wieder entfernt werden können.

Im Jahr 2018 gab es eine Pressemeldung von einem japanischen Konsortium, dem neben Toshiba Energy auch die Japan Science and Technology Agency angehört, dass sie bestimmte langlebige Metalle aus bereits vitrifiziertem hochradioaktiven Abfall extrahiert hätten. Es zeigte sich aber, dass in den bisherigen Tests lediglich Ersatzstoffe aus vitrifiziertem Modellabfall entfernt werden konnten (WNN, 2019a). Das Verfahren ist somit noch nicht einmal im Labormaßstab demonstriert.

Selbst wenn die Wiederaufarbeitung bereits verglaster Abfälle möglich wäre, stellt sich die Frage nach dem Nutzen eines solchen Vorgehens. In den bereits speziell für die Endlagerung konditionierten Abfällen aus der Wiederaufarbeitung befinden sich praktisch kein Uran und Plutonium mehr, das für eine weitere Energieerzeugung genutzt werden könnte (Schwenk-Ferrero, 2013). Eventuell könnten die Minoren Aktiniden abgetrennt und in entsprechenden Brennstoffen transmutiert werden. Der größte Teil der bereits verglasten Abfälle besteht allerdings aus Spaltprodukten, und insbesondere auch langlebigen Spaltprodukten. Um wirklich von der Partitionierung bereits verglaster Abfälle zu profitieren, wäre eine Auftrennung in Elemente von verschiedenen Größenordnungen der Halbwertszeit notwendig, um dann möglicherweise gewisse Anteile so zu lagern, dass die Last auf ein geologisches Endlager etwas verringert werden könnte. Ob solche Ideen überhaupt in einer

sinnvollen Weise umgesetzt werden könnten, steht allerdings in Frage und sie müssten aufgrund konkretisierter technischer Möglichkeiten analysiert und bewertet werden.

3.1.3 Ökonomie der Wiederaufarbeitung

Aufgrund der fehlenden industriellen Reife anderer Verfahren lassen sich vor allem für hydrochemische Wiederaufarbeitung von abgebrannten Brennstäben wirtschaftliche Betrachtungen durchführen. Schon in den 1990er Jahren kamen mehrere Studien – mit sehr diverser Autorenschaft und methodischen Ansätzen – zu dem Ergebnis, dass die Plutoniumabtrennung aus abgebrannten Brennstoffen und Wiederverwertung in Reaktorbrandstoffen unwirtschaftlich ist im Vergleich mit Verwendung reiner Uranbrennstoffe und direkter Endlagerung (Chow, 1996; Hensing und Schulz, 1995a, 1995b; OECD/NEA, 1994). Unter sehr konservativen Annahmen – unter Einschluss der Annahme sehr weit entwickelter Technologie und optimierter Anlagen – wird zumeist davon ausgegangen, dass mit mindestens 1000 \$/kgSM Wiederaufarbeitungskosten zu rechnen ist, also ein Vielfaches der Kosten, die für die Produktion und Anreicherung von Uran und die Fertigung von Uranbrennstoffen angenommen werden können (Bunn u. a., 2005).

Ähnlich sind wohl – historisch gesehen – die Kosten der beiden kommerziellen Wiederaufarbeitungsanlagen in Großbritannien und Frankreich einzuschätzen: Sie werden mit 1000 \$/kgSM (2015) abgeschätzt (Ganda u. a., 2017). An gleicher Stelle wird noch davon ausgegangen, dass die japanische Wiederaufarbeitungsanlage in Rokkasho 2018 in Betrieb gehen wird und etwa doppelt so hohen Kosten anfallen würden. Die Wiederaufarbeitungskosten für MOX-Brennstoff aus schnellen Reaktoren könnten etwa doppelt so hoch sein als für Brennstoff aus Leichtwasserreaktoren (Chow, 1996). Für den Einsatz in einem Transmutations-Programm wäre allerdings eine erweiterte Wiederaufarbeitung wie mit GANEX oder DIAMEX notwendig.

Die Baukosten und die Betriebskosten wesentlicher Anlagen können erheblichen Einfluss auf die Wirtschaftlichkeitsbewertung haben. Bereits am 6.4.2006 gab die Japanische Botschaft in Deutschland an, dass die Kosten für die bis heute noch nicht fertiggestellte Wiederaufarbeitungsanlage in Rokkasho-Mura sich auf 2,19 Billionen Yen (damals etwa 18 Milliarden Dollar) belaufen würden. Inzwischen sind die geschätzten Bau- und Betriebskosten auf \$130 Milliarden gestiegen (NEI, 2020). Bei einer geplanten Kapazität von 800 tSM/a und einer Betriebszeit von 40 Jahren würde die Wiederaufarbeitung von einer Tonne abgebranntem Brennstoff etwa \$4 Millionen kosten.

Für pyrochemische Wiederaufbereitungsverfahren konnten kaum belastbare Zahlen ermittelt werden. In einer älteren Szenarioanalyse der OECD/NEA (2002 Tabelle 6.3) werden die angenommenen Kosten für die Wiederaufarbeitung fortgeschrittener Brennstoffe angegeben. Für Brennstoffe mit einem hohen Anteil an Minoren Aktiniden oder Transuranen wird davon ausgegangen, dass diese nur mit pyrochemischen Verfahren wiederaufgearbeitet werden könnten. Daraus folgend werden die Kosten in dieser Analyse als etwas drei bis viermal so hoch wie die Kosten für die hydrochemische Wiederaufarbeitung von MOX-Brennstoffen aus schnellen Reaktoren geschätzt.

3.2 Brennstoffertigung

Nachdem die Wiederaufarbeitung abgeschlossen ist, stehen die abgetrennten (transuranischen) Materialströme zur Fertigung weiterer Brennstoffe zur Verfügung. Die naheliegendste Möglichkeit ist dabei die Fertigung von MOX-Brennstoffen, ggf. in einer leicht veränderten Zusammensetzung, wie sie auch gegenwärtig teilweise in Leistungsreaktoren eingesetzt werden und man auf die gemachten Erfahrungen zurückgreifen kann. Für die Transmutation Minorer Aktiniden oder Plutonium ist allerdings die Verwendung von uranfreien Brennstoffen (Inert Matrix Fuel – IMF) besser geeignet, da in ihnen kein Plutonium nacherzeugt wird. Beide Brennstoffarten werden in diesem Kapitel vorgestellt.

3.2.1 MOX-Brennstoffe

Mischoxid Brennstoffe sind Kernbrennstoffe, denen außer Uranoxid (UO_2) auch andere spaltbare Elemente beigemischt sind. Insbesondere wird darunter meist eine Mischung aus Uran- und Plutoniumoxid ($(\text{U,Pu})\text{O}_2$) verstanden. Für die Zukunft wird auch die Möglichkeit diskutiert, Minore Aktiniden zur Transmutation in MOX-Brennelemente einzubringen.

MOX wird schon seit vielen Jahren in einigen Ländern in Leichtwasserreaktoren eingesetzt. Aus wirtschaftlichen Gründen hat sich die Verwendung von MOX Brennstoffen bis jetzt auch in Leichtwasserreaktoren nicht durchgesetzt, da diese aufwendiger in der Herstellung sind (IPFM, 2015a, S. 124). Die MOX Brennelemente können nach der Bestrahlung in der Regel kein zweites Mal in Leichtwasserreaktoren eingesetzt werden, da sich die Plutoniumzusammensetzung durch den Einsatz im Reaktor stark verändert (Parisot, 2016, S. 13; WNWR, 2019, S. 55). Der Anteil vor allem an Plutonium-240 steigt deutlich. Für Leichtwasserreaktoren würde das zu einem verringerten Anteil an verzögerten Neutronen und damit zu einer verringerten Sicherheitsspanne in Betrieb führen (WNA, 2017a). Überdies werden durch den Gehalt an Uran-238 neue Transurane erzeugt (Pöml u. a., 2012; radioactivity.eu.com, 2020). Dies widerspricht dem Ziel der Reduktion der Transurane, die entsorgt werden müssen. Bei der Verwendung schneller Reaktoren (Abschnitt 3.3.1) könnte Plutonium mehrmals recycelt und eine deutlich erhöhte Energieausbeute aus den ursprünglichen Uranressourcen erreicht werden, da im schnellen Neutronenspektrum alle Plutoniumisotope gespalten werden (Abe und Asakura, 2012, S. 395; Parisot, 2016, S. 13).

Im Folgenden wird zunächst auf Uran-Plutonium-Mischoxid-Brennstoffe eingegangen, die heute in kommerziellen Leichtwasserreaktoren und auch im russischen Brutreaktor BN-600 (Rosatom, 2020a) im Einsatz sind. Herausforderungen, die sich bei der Fertigung und Nutzung von Plutonium-MOX ergeben, gelten für Brennstoffe mit Minoren Aktiniden noch viel mehr. Zusätzliche Anforderungen, die für MOX-Elemente mit Minoren Aktiniden entstehen, werden im Kapitel „Rolle von MOX für P&T“ dargestellt bzw. an passender Stelle angemerkt.

3.2.1.1 Technische Grundlagen

Bei der Nutzung von uranhaltigem Brennstoff in Kernreaktoren werden - neben der Spaltung des Uranisotopes Uran-235 - ständig Plutonium und andere Transurane durch Neutroneneinfang aus Uran-238 gebildet (Abbildung 8). Während des Betriebes, wird ein beträchtlicher Teil des gebildeten Plutoniums wieder gespalten und trägt mit zur Energiegewinnung im Reaktor bei. Am Ende der Nutzungszeit befindet sich noch etwa 1% Plutonium in den abgebrannten Brennelementen, von dem etwa zwei Drittel auf die besser spaltbaren Isotope mit ungerader Massenzahl entfällt (Plutonium-239, Plutonium-241). Die genaue Zusammensetzung ist abhängig von der Verweilzeit im Reaktor und dem Reaktortyp (Worrall, 2000). Weltweit werden jährlich etwa 70 Tonnen Plutonium, die in abgebranntem Brennstoff enthalten sind, aus Kernreaktoren entladen (WNA, 2017a).

Das Plutonium, das für MOX-Brennelemente verwendet werden kann, fällt einerseits bei der konventionellen Kernenergienutzung an, wenn Wiederaufarbeitung der abgebrannten Brennstoffe stattfindet, andererseits kann Plutonium, das aus Kernwaffenprogrammen stammt, verwendet werden.

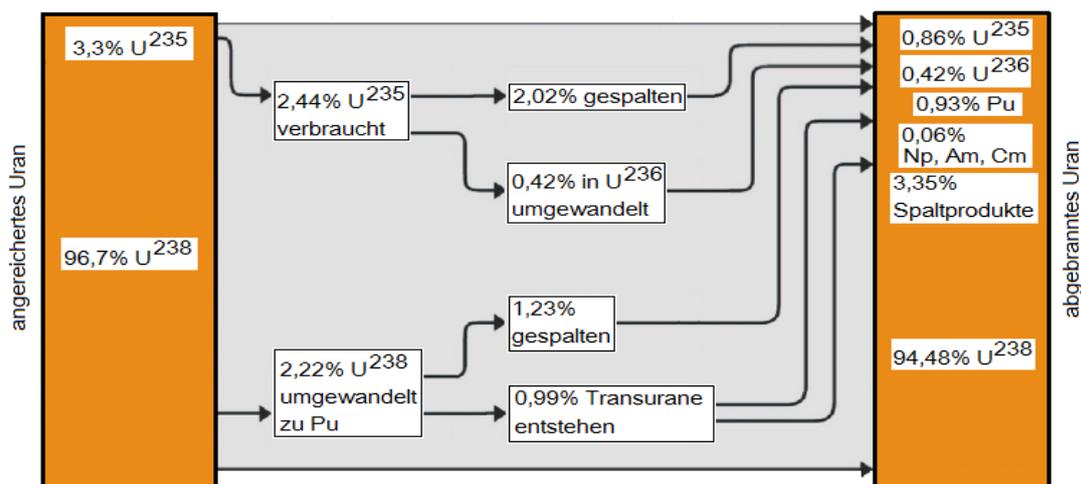


Abbildung 8: Umwandlung von Uranbrennstoff im Kernreaktor. Nur ein kleiner Anteil des Urans wird wirklich gespalten. (Quelle: (Weidner, 2009))

Der Anteil an ungeradzahligen Isotopen, die in einem thermischen Reaktor spaltbar sind, beeinflusst das Design der Brennelemente und ist auch ein wesentlicher Unterschied zu Uranbrennstoff. Bei letzterem ist der Ausgangspunkt für die Fertigung das bekannte Isotopenverhältnis von Natururan. Plutonium hingegen ist ein Material, dessen Isotopenzusammensetzung variabel ist. Die Zusammensetzung des Plutoniums, das aus LWR-Brennelementen stammt, ist sowohl von der anfänglichen Urananreicherung, dem genauen Neutronenspektrum im Reaktor und dem Abbrand abhängig. Dies erfordert einen komplexeren Ansatz in der Fertigung und Nutzung und erhöhte Vorsicht bei seiner Handhabung, da sich die physikalischen Eigenschaften der Nuklide merklich unterscheiden (Abe und Asakura, 2012, S. 398).

Die Tatsache, dass das Plutonium in abgebranntem Reaktorbrennstoff zusammen mit anderen Elementen – Uran, Spaltprodukte und Minoren Aktiniden – anfällt, erfordert den zusätzlichen Schritt der Wiederaufarbeitung vor der Brennelementefertigung. Die gängige Praxis ist aber derzeit, die Minoren Aktiniden gemeinsam mit den Spaltprodukten abzutrennen und dem Abfallstrom zuzuführen. Eine Nutzung von Minoren Aktiniden in Mischoxid-Brennstoffen bedarf daher auch einer Anpassung des Wiederaufarbeitungsansatzes.

Die Fertigungsschritte von MOX-Brennstoffpellets ähneln denen von Uranbrennstoff. In einem ersten Schritt muss dabei das Plutonium mit Natururan oder abgereichertem Uran gemischt werden. Dies kann auf zwei Wegen erfolgen, durch trockene Vermischung oder gemeinsame Ausfällung. Die erhaltene Mischung wird dann kalt zu Pellets gepresst und gesintert.

Der Gehalt an Plutonium im fertigen MOX-Brennstoff liegt für Leichtwasserreaktoren (LWR) typischerweise bei 7-11%. Wird sogenanntes Waffenplutonium verwendet (vgl. Kapitel 2.5), kann nur etwa 5% Plutonium beigemischt werden. Der Plutonium-Anteil im Brennstoff von schnellen (Brut-)Reaktoren liegt typischerweise über 20% (Kirchner u. a., 2015, S. 59). Der maximale Plutoniumgehalt von MOX-Treiberbrennstoff für Schnelle Reaktoren wird in Hinblick auf die vorgesehene spätere Wiederaufarbeitung auf etwa 30% begrenzt. Der begrenzende Faktor ist hier die Löslichkeit des Oxid-Brennstoffs in Salpetersäure (Abe und Asakura, 2012, S. 398). Wirklich eingesetzt werden können aber nur Brennstoffe mit einem Transurananteil deutlich darunter, da der sichere Betrieb des Reaktors sonst nicht gegeben wäre (siehe auch Abschnitt Sicherheitsaspekte 3.3.1.2)

Die Umsatzrate für die Transmutation Minorer Aktiniden hängt u.a. vom verwendeten Brennstoff ab. In Renn (2014, S. 94) wird nach Rineiski u. a. (2013) von einer Transmutationseffizienz für einen schnellen, metallgekühlten Reaktor, ähnlich dem geplanten französischen ASTRID Reaktor, mit Mischoxidbrennstoffen von 13-14% ausgegangen. Das bedeutet, dass nach einem Bestrahlungsdurchgang 13-14% der ursprünglich geladenen Transurane transmutiert verbrannt sind. In diesem Wert ist die Entstehung neuer Transurane durch Neutroneneinfang mitenthalten, also nicht nur die Spaltung von Transuranen. Neuere Simulationen zeigen einen deutlichen Unterschied in der Umsatzrate, je nachdem ob der Brennstoff auf die Spaltung (das „Verbrennen“) von Minoren Aktiniden oder Plutonium ausgelegt ist (Gabrielli u. a., 2015).

Die Literatur konzentriert sich auf die Verwendung von MOX-Brennstoffen zur Transmutation in schnellen Reaktoren (Egorov u. a., 2019; Gabrielli u. a., 2015; Liu u. a., 2020; Martinez-Val und Abderrahim, 2008; OECD/NEA, 2006a; Renn, 2014). Es gibt ältere Überlegungen, dass der BN-800 unter entsprechenden Modifikationen mit uranfreien Brennstoffen zur Transmutation verwendet werden könnte. Dabei lag der Fokus der Untersuchungen auf dem Einfluss von IMF auf die Sicherheitsparameter des Reaktors (Krivitski, 2001; Krivitski u. a., 2001; Matveev u. a., 2005). Transmutationsraten für den BN-800 von 36 kg Minore Aktiniden pro Jahr (Matveev u. a., 2005, S. 65) bis zu 500 kg Minore Aktiniden pro Jahr (Krivitski u. a., 2001) wurden berechnet – letzteres aber nur in

einem speziell ausgelegten Reaktor, wobei die notwendigen Design-Modifikationen unklar bleiben. Generell wird eine große Abhängigkeit vom angedachten Reaktordesign und Brennstoffkreislauf attestiert (Matveev u. a., 2005).

In herkömmlichen Leichtwasserreaktoren ist ein Betrieb mit MOX-Brennelementen mit bis zu 50% der gesamten Kernladung möglich, ohne dass sich die Betriebseigenschaften zu stark ändern, wenngleich die Anlage dafür ausgelegt sein oder angepasst werden muss (WNA, 2017a). Jedenfalls, muss die Verwendung von der Regulierungsbehörde genehmigt werden. Üblich ist ein Anteil von etwa einem Drittel an MOX-Brennelementen im Reaktorkern (Orano, 2018, S. 11). Für neuere Reaktortypen, wie den EPR oder AP-1000, wurde das Kerndesign so angepasst, dass sogar reiner MOX-Betrieb möglich sein soll, was bisher aber noch nicht durchgeführt wurde. Der russische Schnelle Reaktor BN-800 ist ebenso auf den Betrieb mit einem reinen MOX-Kern ausgelegt. Hier soll die Umstellung bis 2022 erfolgen (Rosatom, 2020a).

3.2.1.2 Sicherheitsaspekte

Die Handhabung von Plutonium-haltigen – und in weiterer Folge auch möglichen MA-haltigen – Brennstoffen stellt wesentlich höhere (sicherheits-)technische Anforderungen als ein rein uranbasiertes Brennstoffsystem. Dies betrifft sämtliche Anlagen der Brennstoffverarbeitung, beginnend bei der notwendigen, vorausgehenden Wiederaufarbeitung der benutzten Brennelemente.

Für die Brennelementfertigung stellen vor allem die kürzerlebigen Isotope Plutonium-238 (Halbwertszeit 87 Jahre) und Plutonium-241 (Halbwertszeit 14 Jahre), ein Problem dar. Befindet sich im Ausgangsmaterial für die Fertigung ein hoher Anteil an Plutonium-238, so tritt aufgrund der Zerfallsart (Alpha) und der relativ kurzen Halbwertszeit eine hohe Wärmeentwicklung auf. In einer MOX-Fabrikationsanlage muss ein übermäßiger Temperaturanstieg des MOX-Pulvers verhindert werden, da dies zu Veränderungen der Pulvereigenschaften, zum Abbau von Additiven und zur Überhitzung der Anlagenausstattung führen kann. Dadurch ist der Gehalt von Plutonium-238 der begrenzende Faktor für die Bestimmung der Batchgrößen in einem MOX-Fertigungsprozess (Abe und Asakura, 2012, S. 398). Zusammen mit den anderen geradzahigen Plutonium-Isotopen, Plutonium-240 und Plutonium-242, ist Plutonium-238 die Hauptquelle für die Neutronenstrahlung des Brennstoffs. Dies liegt in der hohen Wahrscheinlichkeit für spontane Spaltung. Zusätzlich entstehen in Oxid-Brennstoffen Neutronen durch den Alphabeschuss der Sauerstoffisotope (Abe und Asakura, 2012, S. 399).

Die höheren Anforderungen, die mit der Nutzung von Plutoniumbrennstoff einhergehen, setzen sich im Betrieb des Reaktors fort. Dort ist die Reaktivitätskontrolle für den sicheren Betrieb oberste Prämisse. Dazu muss die Anreicherung an Spaltstoffen genau bekannt sein und beherrscht werden. Die Herausforderung für Plutoniumbrennstoff liegt dabei darin, dass das Plutoniumisotopenverhältnis mit dem Abbrand des wiederaufbereiteten abgebrannten Brennstoffs variiert, dass das Plutonium-241 relativ schnell zu Am-241 zerfällt und dass sich der Reaktivitätswert der verschiedenen Isotope voneinander unterscheidet. Die Reaktivitätswerte hängen ebenfalls von der Art des Reaktors ab (Nakae, 2006, S. 361). Diese

Effekte verstärken sich für Schnelle Reaktoren, da dort größere Mengen an Plutonium eingesetzt werden sollen.

Plutonium-241 zerfällt zu Americium-241, das nicht nur ein starker Alpha- sondern auch ein starker Gammastrahler ist. Dies führt zu einer erhöhten Strahlenbelastung, wenn abgetrenntes Plutonium, das älter als fünf Jahre ist, in einer normalen MOX-Anlage verwendet wird, da sich dann bereits viel Americium-241 gebildet hat (WNA, 2017a). Daher muss aufgearbeitetes Reaktorplutonium sobald als möglich zu Brennelementen weiterverarbeitet werden, sollte aber auch nach der Fertigung bald verwendet werden, da sich die Isotopenzusammensetzung entsprechend ändert.

Im Betrieb gilt es zu beachten, dass die Heliumproduktion in MOX-Brennstoff deutlich höher als in UO₂-Brennstoff ist, da mehr Alphastrahler vorhanden sind. Dadurch wird der Brennstab-Innendruck während der Bestrahlung erhöht. Für die Regelung des Reaktors ist es wichtig zu berücksichtigen, dass die Gesamtreaktivität bei der Nutzung von MOX-Brennstäben über die gesamte Verweildauer im Reaktor langsamer absinkt als bei UO₂ (Baron und Hallstadius, 2012, S. 489). Bei einer gemischten Beladung von MOX und UO₂ muss bei der Anordnung im Kern zusätzlich berücksichtigt werden, dass einerseits Änderungen des Neutronenflusses an den Grenzflächen zwischen den MOX- und UO₂-Brennelementen auftreten können und andererseits, dass die Wärmeleitfähigkeit von MOX 3-15% niedriger ist als die von UO₂. Der Unterschied der Wärmeleitfähigkeit ist im Wesentlichen unabhängig von der Plutonium-Konzentration (Abe und Asakura, 2012, S. 402; Staicu, 2012, S. 458).

Aufgrund der oben beschriebenen erhöhten Neutronenstrahlung sollte auch vermieden werden, die MOX-Elemente an Positionen nahe am Rand des Kerns zu laden, um eine höhere Bestrahlung des Reaktordruckbehälters und damit einhergehender Neutronenversprödung zu vermeiden.

3.2.1.3 Geschichte und Erfahrungen

Plutonium-MOX ist seit den 1980er Jahren in kommerziellen Reaktoren im Einsatz, sodass bisher mehr als 2000 Tonnen produziert und in Reaktoren verwendet wurden (WNA, 2017a). Die Nutzung von Plutonium ist dabei deutlich geringer als die Nacherzeugung: bis jetzt wurde etwa dreimal so viel Plutonium abgetrennt wie zu MOX verarbeitet. In Europa sind in Belgien, Deutschland, Frankreich, den Niederlanden und der Schweiz insgesamt etwa 40 Kernkraftwerke für den Betrieb mit MOX lizenziert (Kuperman, 2018). Auch in Japan ist rund ein Dutzend Reaktoren entsprechend lizenziert. Der Trend zur MOX-Nutzung ist rückläufig (Vergleiche Abbildung 9). Zumindest in der EU, in der ein Großteil der globalen MOX-Nutzung stattfindet, lag der Anteil an UOX-Brennstoffen fast immer bei über 90% (ESA, 2020).

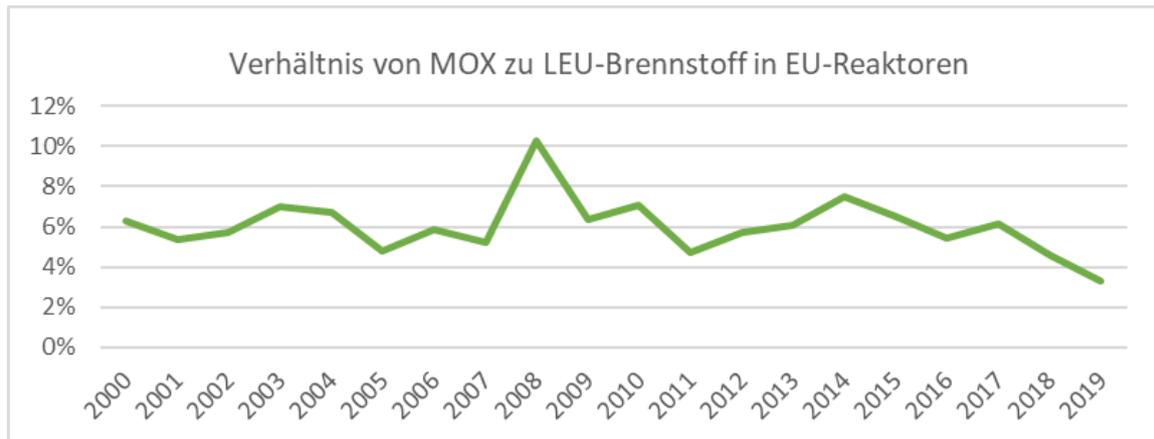


Abbildung 9: MOX in EU-Reaktoren. (Eigene Darstellung aus ESA (2020)).

Deutschland

In der Hanauer ALKEM-Anlage (zunächst von Siemens und NUKEM betrieben) wurden seit Ende der 1960er Jahre Erfahrungen mit der Fertigung von MOX-Brennstoffen gesammelt. In der Anlage mit einer Produktionskapazität von 35 tSM/a wurden bis in die 1980er Jahre MOX-Brennstäbe für Leichtwasserreaktoren und auch für schnelle Reaktoren hergestellt. Wegen Sicherheitsmängeln wurde 1991 die Außerbetriebnahme von der zuständigen Hessischen Atomaufsicht angeordnet. Der Neubau einer MOX-Anlage an demselben Standort Hanau, die zur Hälfte von den deutschen Reaktorbetreibern mitfinanziert wurde, hätte etwa fünf Tonnen Plutonium pro Jahr verarbeiten können. Nach Investition von mehr als (Kalinowski u. a., 2002b) 1,2 Milliarden DM wurde der Bau allerdings nicht fertiggestellt, da sich 1995 die Reaktorbetreiber aus der Finanzierung zurückzogen. Einige Jahre später wurde doch noch die Fertigstellung und der Export nach Russland und danach nach China erwogen. Proliferationspolitische und andere Überlegungen in den potenziellen Empfängerländern blockierten diese Pläne. Ein vollständiger Rückbau der Anlage in den 2000er Jahren war die Folge (Kalinowski u. a., 2002; Liebert, 1996; Liebert und Sailer, 2004).

Das Interesse der Kraftwerksbetreiber an einer MOX-Brennstoffnutzung war in Deutschland zunächst aus Kostengründen nicht ausgeprägt. Erst mit der Verpflichtung, bereits abgetrenntes Plutonium vor der Stilllegung aller deutscher Reaktoren wieder zu verwenden, erhöhte sich der MOX-Einsatz, so dass über einige Jahre einige Tonnen Plutonium pro Jahr in MOX-Brennelementen in deutschen Reaktoren gefahren wurden. Dieses „Leerfahrprogramm“ ist seit einigen Jahren abgeschlossen und Deutschland deklariert keine Bestände an abgetrenntem Plutonium mehr im In- oder Ausland (zuletzt IAEA-INF/CIRC/549/Add.2/23 vom 28. Aug. 2020).

Großbritannien

Der Sellafield MOX Plant (SMP) war für eine Kapazität von 120 Tonnen Brennstoff pro Jahr ausgelegt. Aber der Anlagenbetrieb hatte mit vielfältigen und erheblichen Widrigkeiten zu kämpfen. So wurde die Zielgröße auf 40 t/a reduziert und in neun Jahren Betrieb wurden bis

2010 nur insgesamt 15 Tonnen MOX-Brennstoff produziert. 2011 beschloss die Nuclear Decommissioning Authority (NDA) die Anlage zu schließen (Harvey, 2011).

Frankreich

Die einzige Anlage weltweit, die noch MOX-Brennelemente für Leichtwasserreaktoren fertigt, ist MELOX. Die Anlage ist für die Fertigung von bis zu 195 Tonnen Schwermetall pro Jahr ausgelegt (IAEA, 2020b), fertigte aber in den letzten Jahren, vor allem aufgrund der geringeren Nachfrage, nur mit einer Auslastung von etwa zwei Dritteln (Kuperman, 2018, S. 57). In Frankreich wurde Plutonium vorerst mit dem Hintergedanken der Nutzung in Schnellen Reaktoren abgetrennt. Mit dem Scheitern des Brüters Superphénix 1997 wurde dann entschieden, das abgetrennte Plutonium als MOX den Leichtwasserreaktoren zuzuführen, wohl auch um den bereits vorhandenen Industriekomplex rund um die Wiederaufarbeitung zu erhalten (von Hippel u. a., 2019). Die Nutzung in Frankreich erfolgt in 24 Reaktoren des Typs CP1 und CP 2 mit je 900 MW_e. Jährlich werden pro Reaktor 28 UO₂ und 12 MOX-Elemente getauscht (Orano, 2018, S. 11). Bis 2015 wurden in der Anlage auch MOX-Brennelemente für Deutschland gefertigt. Das MOX-Programm in Frankreich kann als technologisch erfolgreich gesehen werden, da der Brennstoff vergleichbare Leistungsfähigkeit, wie herkömmlicher LEU-Brennstoff zeigt, wenngleich zu mehrfach höheren Kosten (Kuperman, 2018, S. 1 ff).

Japan

Die Situation in Japan ist ähnlich wie in Frankreich, jedoch ist man dort in der Umsetzung weniger weit. Auch hier brachte die Entwicklung eines Brutreaktors nicht den gewünschten Erfolg und Stilllegung und Rückbau des Brüters wurden beschlossen (enerdata.net, 2018). Erste MOX-Elemente für Leichtwasserreaktoren wurden bereits 1999 aus Frankreich nach Japan geliefert (WNA, 2017b), aufgrund von Problemen mit der Qualitätskontrolle wurde aber erst 10 Jahre später mit dem Einsatz begonnen (Kuperman, 2018, S. 152). Die MOX-Fertigung ist in Japan bereits seit den 1960er Jahren im Labormaßstab in Erprobung, eine groß-industrielle Anlage gibt es bis jetzt noch nicht (IAEA, 2020b). Eine solche befindet sich jedoch seit 2010 gemeinsam mit einer Wiederaufarbeitungsanlage in Rokkasho in Bau. Die Fertigstellung hat sich immer wieder verzögert und ist nun für 2022 angestrebt (WNN, 2020). Den MOX-Brennstoff für seine Reaktoren bezieht Japan daher bisher aus Frankreich und, bis zur Schließung des Sellafield MOX Plant 2011, aus dem Vereinigten Königreich.

USA

In den USA war die Nutzung von MOX in Leichtwasserreaktoren zur Entsorgung von Waffenplutonium geplant. Dazu wurde mit dem Bau der Savannah-River Side MOX Fuel Fabrication Facility (MFFF) begonnen. Das Projekt wurde jedoch 2018, nach Verzögerungen und einem deutlich überzogenen Budget, endgültig eingestellt (WNN, 2018a). Es ist nun vorgesehen, das Waffenplutonium zu verdünnen und der Waste Isolation Pilot Plant (WIPP) in New Mexico zur Entsorgung zuzuführen (NAS, 2020).

Russland

Nur in Russland werden MOX-Brennelemente für Brutreaktoren hergestellt. Die Fertigung erfolgt im Mining and Chemical Complex (MCC) in Krasnojarsk und ist mit einer Kapazität von 60 Tonnen Schwermetall zur Versorgung von fünf Brütern der Größe des BN-800 ausgelegt (Supko, 2016, S. 365; WNA, 2017a). Der BN-800 wurde ursprünglich mit einer Kernladung aus 1/8 MOX und 7/8 angereichertem Uran in Betrieb genommen (von Hippel u. a., 2019, S. 63). Anfang 2020 wurden die ersten 18 Reaktor-MOX-Elemente in den BN-800 geladen, bis Ende 2021 soll dort eine vollständige Umstellung auf einen MOX-Kern erfolgen (Rosatom, 2020a).

3.2.1.4 Mögliche Rolle von MOX-Brennstoffen für P&T

Mit der Nutzung von MOX in Leichtwasserreaktoren gibt es großtechnisch bereits viel Erfahrung, wenngleich MOX ungleich teurer und schwieriger in der Handhabung ist als herkömmlicher Uranbrennstoff. Hinsichtlich der Plutonium-Vernichtung ist die Nutzung in LWRs aber nicht geeignet. In einem vollen MOX-Kern kann nur etwa ein Drittel des Plutoniums umgewandelt werden, bei einem gemischten Kern (üblicher Weise 1/3MOX+2/3UO₂) wird sogar Plutonium nachproduziert. Überdies werden MOX-Brennelemente nach der Bestrahlung kein zweites Mal genutzt. Dies wäre zwar technisch möglich, ist aber einerseits zu teuer und andererseits aufgrund der neutronenphysikalischen Eigenschaften von Plutonium schwierig. Da es im Plutonium, das nach einem Reaktordurchlauf verbleibt, immer weniger spaltbare Isotope gibt, müsste höher angereichertes Uran beigemischt werden, um dies zu kompensieren (Youinou und Vasile, 2005, S. 26).

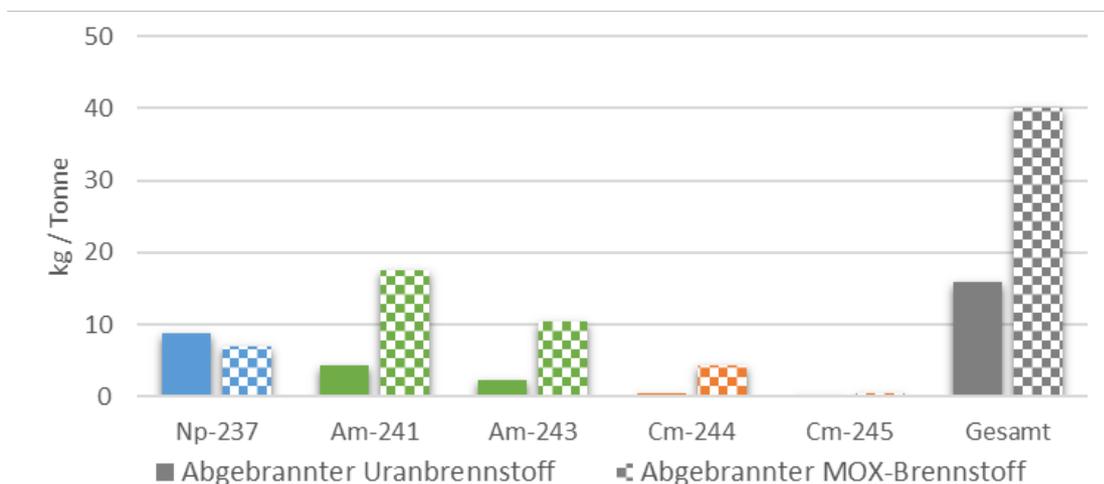


Abbildung 10: Vergleich des Gehalts von Minoren Aktiniden in abgebranntem MOX- und UO₂-Brennstoff (Eigene Darstellung auf Basis von (radioactivity.eu.com, 2020)).

Für die Verringerung des Anteils der Minoren Aktiniden ist die Verwendung von MOX in Leichtwasserreaktoren nicht zielführend. Vielmehr ist der Anteil der Minoren Aktiniden in abgebrannten MOX-Elementen höher als in abgebranntem UO₂ Brennstoff (Abbildung 10),

da diese durch Neutroneneinfang aus Plutonium, das bereits vorliegt, gebildet werden (radioactivity.eu.com, 2020). Da die Wahrscheinlichkeit einer Spaltung der Transurane in einem thermischen Neutronenspektrum geringer ist als die Wahrscheinlichkeit des Neutroneneinfangs bilden sich immer mehr schwerere Nuklide. Dadurch würden sich bestimmte Isotope bei fortlaufender Bestrahlung anhäufen (Washington, 2016, S. 28). Beispielsweise zeigen Tincher und Knight (2011) in ihren Modellrechnungen eine Reduktion von Americium in theoretischem MOX-MA-Brennstoff, gleichzeitig aber einen starken Anstieg von Curium.

Eine effizientere Nutzung des Plutoniums verspricht man sich von Schnellen Reaktoren, da man dort nicht auf das Vorhandensein eines großen Anteils ungerader Plutoniumisotope angewiesen ist. Zusätzlich könnten den MOX-Elementen auch ein begrenzter Anteil an Minoren Aktiniden beigemischt und diese gespalten werden. In einem gemischten Energiesystem aus LWRs und Schnellen Reaktoren, wie es beispielsweise von der staatlichen russischen Atomenergiegesellschaft Rosatom angestrebt wird (Baryshnikov, 2017), führt der Einsatz von MOX dazu, dass das Management der Minoren Aktiniden eine wesentliche Rolle einnimmt, da sich diese in den abgebrannten MOX-Brennelementen vermehrt ansammeln. Die Transmutation von Minoren Aktiniden ist jedoch nicht einfach, da die Nutzung solcher Materialien in den Brennstoffen grundsätzlich Änderungen in den physikalischen und chemischen Parametern bedeutet (OECD/NEA, 2015a, S. 3).

Die Herausforderungen betreffen dabei sowohl die Brennelementefertigung, als auch den Reaktorbetrieb. Bei der Herstellung muss beispielsweise die Flüchtigkeit von Americium berücksichtigt werden, um Verunreinigungen der Produktionsanlage zu vermeiden und auch um Verluste zu minimieren (Kirchner u. a., 2015, S. 61). Anpassungsbedarf bei Wiederaufarbeitung und Fertigung gibt es auch aufgrund der stark strahlenden und wärmeentwickelnden Nuklide. Es bedarf Abschirmung und ferngesteuerter Bedienung durch Telemanipulatoren, um das Risiko von Strahlenbelastungen für das Personal zu reduzieren (IAEA, 2009b, S. 15; Modolo u. a., 2015). Ein kritisches Isotop dabei ist Curium-244, weshalb es Vorschläge gibt, Curium abzutrennen und nicht in den Transmutationsprozess miteinzubeziehen. Ein weiterer Grund, Curium nicht zu transmutieren, ist dass dessen Bestrahlung die höheren Aktiniden, wie z. B. Californium, erzeugt. Diese sind ebenfalls sehr starke Neutronenstrahler.

Für den Reaktorbetrieb mit MA-MOX-Brennelementen (also MOX plus Minore Aktiniden) ergeben sich zusätzliche Anforderungen und offene Fragen. Es bedarf einer grundsätzlichen Kenntnis der Neutronenbilanz für einen MA-MOX-Brennstoff sowie der Leistungs- und Sicherheitsparameter, insbesondere in Hinblick auf die Reaktivitätskontrolle. Dazu gehört u.a. Verständnis und Kenntnis von: Reaktivitätsänderungen während des Abbrands, Kühlmittel-Void-Reaktivitätseffekt, Dopplerkoeffizient, und dem effektiven Anteil verzögerter Neutronen (OECD/NEA, 2001, S. 37). Diese Parameter sind sowohl vom Reaktordesign als auch vom Brennstoff abhängig. Der Anteil an Minoren Aktiniden beeinflusst überdies die thermische Leitfähigkeit, den Schmelzpunkt und das Redoxpotential des Brennstoffes. Es kommt zu höheren Spaltgasfreisetzungen und Gasdruck durch Heliumbildung, da mehr Alpha-Strahler vorhanden sind. Die neuartige Zusammensetzung

des Brennstoffs beeinflusst dabei das Normalverhalten aber auch das Stör- und Unfallverhalten der Reaktoren (Kirchner u. a., 2015, S. 61). Letztlich gilt es daher auch die Art und Auslegung des Reaktors selbst, zum Beispiel hinsichtlich der Wahl der Strukturmaterialien, in die Überlegungen miteinzubeziehen (Merk und Glivici-Cotruță, 2014, S. 25).

Für die detaillierte Auslegung eines solchen Transmutationssystems fehlt es auch an genauen nuklearen Daten. Während für die gängigen Spaltstoffe (Uran und Plutonium) eine Vielzahl von differentiellen und integralen Experimenten durchgeführt wurden, gestaltet sich dies für Minore Aktiniden aufgrund der problematischen Materialhandhabung schwierig. Überdies sind entsprechende Versuchsanlagen rar und teilweise veraltet (OECD/NEA, 2015a, S. 3). Ein wichtiges Problem im Zusammenhang mit Legierungen, die Uran, Plutonium, Americium, Neptunium, Curium und Zirkonium enthalten, ist dabei auch die unvollständige Kenntnis der Phasengleichgewichte in den Mehrkomponenten-Legierungssystemen (IAEA, 2009b, S. 21). Genauso gilt es die herkömmlichen Simulations- und Berechnungstools hinsichtlich ihrer Tauglichkeit für die neuen Brennstoffe zu validieren (Kirchner u. a., 2015, S. 65 f).

Letzteres ist besonders wichtig, da heute viel Forschung im Rahmen von Modellierungen durchgeführt wird. Als Basis für die Modelle werden dabei zumeist fortgeschrittene Konzepte, wie ASTRID und der OD-BREST-300, oder die in Betrieb befindlichen russischen Reaktoren, BN-600 und BN-800, herangezogen (vgl. Kapitel 3.3.1) (Darnowski und Uzunow, 2015; Liu u. a., 2020; Takeda, 2016). Die Notwendigkeit der Code-Validierung und -optimierung wurde von der IAEO in einem Benchmarking-Projekt, an dem Organisationen aus neun Ländern teilnahmen, Rechnung getragen, um Verbesserung von Methoden und Computercodes für reaktorphysikalische Berechnung zu erreichen. Ein Teil des Projektes war dabei der Betrachtung eines des schnellen russischen Reaktors BN-600 mit MOX-Elementen, die auch Minore Aktiniden enthalten (IAEA, 2013, S. 231).

Europäische Projekte, auch mit deutscher Beteiligung, bei denen Brennstoffe, die Minore Aktiniden enthalten, bestrahlt wurden (z.B. SUPERFACT-1, METAPHIX, ECRIX-B and -H, CAMIX-COCHIX, FUTURIX-FTA) wurden in der Vergangenheit vielfach am französischen Brutreaktor Phénix durchgeführt (IAEA, 2009b, S. 49–63; OECD/NEA, 2017, S. 185–196). Am Joint Research Center in Petten, NL (European Communities, 2005) gibt es die begrenzte Möglichkeit Bestrahlungsexperimente durchzuführen. Ein neues EU-Projekt, PUMMA (Plutonium Management for More Agility), bei dem es auch um die Bestrahlung von MOX-Brennstoffen mit hohem Plutonium-Gehalt geht, ist im Oktober 2020 gestartet worden (European Commission, 2020).

In Russland werden Experimente mit Minoren Aktiniden an den BFS-Anlagen (Anlagen zur Bestrahlung mit schnellen Neutronen) durchgeführt (Andrianova u. a., 2017; Dulin u. a., 2014). Von diesen Anlagen wurden auch die experimentellen Daten zur Validierung der eingesetzten Tools bei der Berechnung von Kritikalitätswerten und Natrium-Void-Koeffizienten-Verteilungen des erwähnten BN-600-Benchmarkingprojektes bezogen (IAEA,

2013, S. 1). Außerdem gibt es Bestrahlungs- und Nachbestrahlungsexperimente zu einzelnen metallischen Brennstäben mit hohem Minoren Aktiniden Anteil (Ohta u. a., 2017).

3.2.2 Uranfreie Brennstoffe (IMF)

Unter Inert Matrix Fuel (IMF) wird Brennstoff verstanden, bei dem das spaltbare Material in eine Matrix eingebettet wird, die praktisch nicht mit Neutronen wechselwirkt. Im Allgemeinen muss das spaltbare Material in einem Reaktor in einer Matrix vorliegen, um die Konzentration des Spaltmaterials zu reduzieren und eine sichere Reaktorkontrolle zu ermöglichen. In herkömmlichem Brennstoff wird diese Aufgabe von Uran-238 übernommen. Durch den Verzicht auf Uran als Matrixmaterial wird insbesondere das Erbrüten von Plutonium aus dem Trägermaterial unterbunden. Daher werden solche Brennstoffe auch als sogenannte uranfreie Brennstoffe bezeichnet. Ein Einsatz in thermischen, schnellen und beschleuniger-getriebenen Reaktoren ist gleichermaßen denkbar (IAEA, 2006b, S. 1). Der erwünschte Einsatz in herkömmlichen Reaktoren bedeutet dabei aber auch Limitierungen für die Brennstoffentwicklung, da das Design in diesem Fall vorgegeben ist und der Brennstoff nicht zu Änderungen am Reaktordesign oder auch der Reaktorsicherheit führen soll (IAEA, 2006b, S. 6). Uranfreie Brennstoffe sind vielversprechende Kandidaten im Zusammenhang mit Transmutationsprojekten unter Verwendung von beschleuniger-getriebenen Reaktorsystemen (ADS) weil ein sehr hoher Anteil an Plutonium und Minoren Aktiniden (bis zu 40%) im Brennstoff möglich wäre (Delage u. a., 2010; Ebert u. a., 2015, S. 3). Anders als MOX befinden sich uranfreie Brennstoffe aber nicht im Einsatz.

3.2.2.1 Technische Grundlagen

Als mögliche Matrixmaterialien kommen unterschiedliche Materialien – verschiedene Elemente, Oxide, Nitride oder Karbide – in Frage. Der IMF-Brennstoff kann ein homogenes Material wie eine Legierung sein, oder mehrphasig. Mehrphasige Brennstoffe sind Keramiken, die in eine andere Keramik (CERCER) oder in eine Metallphase eingebettet (CERMET) sind, oder Metalle in einer Metallmatrix (METMET) (IAEA, 2006a, S. 4 f). Intensiver verfolgte Brennstoffkandidaten mit unterschiedlichen Brennstoffmatrix-Formen und Matrix-Materialien sind MgO (Magnesiumoxid), (Y,Zr)O (Yttrium-stabilisiertes Zirkonoxid, YSZ), Mo (Molybdän), ZrN (Zirkonnitrid) und SiC (Siliziumcarbid).

Diese Materialien müssen wichtige Kriterien erfüllen, um zum einen anstelle des Urans im Reaktor verwendet werden zu können und zum anderen, um in Transmutationsprogrammen eingesetzt werden zu können (Ebert u. a., 2015; Kirchner u. a., 2015, S. 69; Pistner, 2006; Pöml u. a., 2012, S. 243–247):

- Sie müssen möglichst “transparent” für Neutronen (das bedeutet geringe Neutronen-Einfangquerschnitte) sein.
- Sie müssen passende thermodynamische und mechanische Eigenschaften bei sehr hoher Wärmeentwicklung in den Brennstoffen aufweisen. Dies sind: eine hinreichende Stabilität gegen die auftretenden mechanischen Kräfte, eine hohe

thermische Leitfähigkeit, hohe Wärmekapazität, hoher Schmelzpunkt, eine stabile chemische Phase bei hohen Temperaturen, so dass sich die Phase im Normalbetrieb und während Unfallszenarien nicht ändert.

- Strukturelle Stabilität auch unter intensiver Bestrahlung (insbesondere durch Neutronen und Alpha-Teilchen) und dabei entstehenden Spaltgasen muss gegeben sein.
- Es dürfen keine relevanten Wechselwirkungen mit entstehenden Spaltprodukten, dem Kühlmittel, dem Hüllrohrmaterial bestehen. Die Materialien müssen chemisch inert sein.
- Die Herstellung von Brennstoffen mit diesen Materialien (insbes. Nutzbarkeit bekannter Technologie, Berücksichtigung von Kostenfaktoren) muss möglich sein.
- Die Brennstoffe müssen für erweiterte Wiederaufarbeitung bzw. Partitionierung geeignet und auch endlagerungsfähig sein.

Bei der Entwicklung des Brennstoffes muss vorab geklärt sein:

- der Einsatzbereich – thermische, schnelle oder beschleuniger-getriebene Systeme
- die Verwendung im Reaktor: homogene (Minore Aktiniden gemeinsam mit Plutonium im Brennstoff, der gleichmäßig im Reaktor verteilt eingesetzt werden soll) oder heterogene (Minoren Aktiniden in speziellen Bestrahlungs- oder Brennelementen, die in der Kernperipherie untergebracht und vom Standardbrennstoff getrennt sind) Verwendung (Buiron und Plisson-Rieunier, 2015).

Elementar ist auch die vorausgehende Definition der Nutzungsstrategie. Je nachdem, ob diese „once-through“ oder mehrfaches Recycling vorsieht, sind andere Anforderungen an die Wiederaufarbeitbarkeit und Endlagerung zu stellen (Ekberg u. a., 2020).

„Once-Through“ Nutzung setzt für die möglichst wirtschaftliche Nutzung voraus, dass für die Brennelemente ein hoher Abbrand erreicht werden kann. Das bedeutet, dass der Anteil der geladenen Transurane möglichst umfassend verbrannt sein sollte, um die Anforderungen an das Endlager zu reduzieren, da die Transurane stark strahlend und wärmeentwickelnd sind. Außerdem muss die Matrix chemisch so stabil sein, dass die Kriterien für eine ausreichende Immobilisierung der Radioaktivität bei der Langzeitlagerung erfüllt sind (IAEA, 2006b, S. 5–6). Dadurch ergeben sich Limitierungen in der Materialwahl aber auch der möglichen Beladungsstrategien in Reaktoren. So können beispielsweise mit *Yttrium-stabilisierte Zirkon-Brennstoffen* (YSZ) voraussichtlich nur eher geringe Abbrände erreicht werden (Lipkina u. a., 2013), wenngleich diese immer noch höher sind als für MOX-Brennstoffe (Pöml u. a., 2012, S. 241).

Soll der Brennstoff recycelt werden und die Transurane später erneut bestrahlt werden, ist die Höhe des Abbrandes nicht mehr so relevant. Hier ist es aber wichtig, dass das Material wiederaufarbeitbar ist, und dies, wenn möglich, mit herkömmlichen Verfahren, die großindustriell einsetzbar sind (IAEA, 2006b, S. 5). Experimentelle Arbeiten zur Wiederaufarbeitbarkeit von uranfreien Brennstoffen wurden im EU-Projekt ASGARD für

Transurane in einer metallischen Molybdän-Matrix und einer keramischen MgO-Matrix untersucht (Ebert u. a., 2015). Überdies würde eine Mehrfachzyklisierung von P&T-Brennstoffen eine Veränderung des Isotopenvektors der eingesetzten transuranischen Elemente bedeuten. Dies beeinflusst etwa die Wärmeentwicklung, den Neutronenhintergrund und die Reaktivitätsdynamik im Reaktorkern. Dementsprechend müsste im Verlauf eines P&T-Szenarios vermutlich mindestens das Brennelement-Design angepasst werden.

Die Herstellung der uranfreien Brennstoffe soll nach Möglichkeit herkömmlichen Verfahren der MOX-Brennelementfertigung ähneln (Kirchner u. a., 2015, S. 69). Die Herstellung von transuranhaltigem Brennstoff ist aber im Vergleich zu Uranoxid sowohl in Bezug auf die Investitionskosten für die Brennstofffertigungsanlage als auch die Betriebskosten jedenfalls teurer. Zusätzliche Kostenfaktoren sind die notwendige stärkere Abschirmung gegen Strahlung sowie die Aufarbeitung in kleineren Einheiten (Batches) und wohl kleinere Anlagen mit geringerer Kapazität (Pillon, 2012, S. 113). Einsparungen könnten nur durch eine Reduzierung der notwendigen Anzahl an Elementen erreicht werden (IAEA, 2006b, S. 8). Wie beim MOX sind für IMF-Fertigung trockene Pulver-Vermischung oder gemeinsame Ausfällung die gängigen Herstellungsmethoden. Die Pulver-Vermischung hat den Vorteil, dass sie robust gegen Kritikalität ist, aber das erhaltene Produkt ist nicht immer vollständig homogen und in den trockenen Prozessen ist von höherer Staubentwicklung auszugehen. Die Ausfällung erzeugt ein homogeneres Produkt, jedoch müssen Vorkehrungen gegen Kritikalitätsunfälle, etwa durch verringerte Verarbeitungsmengen, getroffen werden (Pöml u. a., 2012, S. 241).

Da die Plutoniumökonomie auf Basis der MOX-Brennstoffnutzung in Leichtwasserreaktoren bereits unwirtschaftlich ist, ist für den komplizierteren IMF-Brennstoff davon auszugehen, dass der Einsatz noch unwirtschaftlicher wird.

3.2.2.2 Sicherheitsaspekte

Hinsichtlich der Handhabung inklusive Fertigung, Be- und Entladung und Transport gelten mindestens die hohen (sicherheits-)technischen Anforderungen, die schon bei MOX-Brennelementen angesprochen wurden. Die Anforderungen durch nochmals erhöhte Gamma-, Neutronen-, Alpha-Strahlung und Wärmeraten bei IMF-Brennstoffen in Transmutationsprogrammen, die große Anteile an Minoren Aktiniden und Plutonium enthalten sollen, sind im Vergleich zu Erfahrungen mit schnellen Reaktoren vergrößert. Es bedarf hochgradiger Abschirmung und Möglichkeiten der Fernhantierung und die Prozesse müssen möglichst isoliert und staubfrei ablaufen.

Beim Einsatz von IMF-Elementen im Reaktor ergeben sich zusätzliche Einflüsse auf Betrieb und Sicherheit. Da uranfreie Brennstoffe einen hohen Transurananteil haben und vor allem in schnellen Neutronenspektren eingesetzt werden sollen, treten die aus der Nutzung plutoniumhaltiger Brennstoffe in Schnellen Reaktoren bekannten Probleme auf: die Reaktivitätskontrolle ist erschwert. Der Anteil verzögerter Neutronen ist im Vergleich zum thermischen Reaktor deutlich reduziert, es bleibt weniger Zeit für etwaige Kontrollmaßnahmen (Parisot, 2016, S. 41). Auch ist es komplizierter, negative

Reaktivitätskoeffizienten zu erreichen. So kann es zum Beispiel bei einer Bleikühlung (das geplante Kühlsystem für beschleunigergetriebene Systeme, in denen uranfreie Brennstoffe primär eingesetzt werden sollen) in Folge der Hüllrohrschmelze zu positiven Koeffizienten kommen (Renn, 2014, S. 160).

Die erheblich erhöhte Anfangsreaktivität von frisch eingesetzten IMF-Brennstoffen mit hohem Anteil an Minoren Aktiniden und Plutonium muss kompensiert werden können. Dazu können passend gewählte und dimensionierte sogenannte brennbare Neutronengifte in die Brennstoffe inkorporiert werden (z.B. Gadolinium, Erbium oder Europium) (Pistner u. a., 2006).

Als brennbare Neutronengifte, werden Absorberstoffe (oft Seltene Erden Elemente) bezeichnet, die Neutronen einfangen und sich dabei selbst verändern (also „abbrennen“), so dass sie insbesondere nur in den frühen Phasen des Brennstoffzyklus effektiv die Reaktivität des Brennstoffs reduzieren können. Auch die Leistungsspitzen (Power Peaking) während des Betriebs müssen betrachtet werden. Power Peaking ist das Ergebnis des Abbrandes der spaltbaren Isotope ohne die Neubildung von spaltbaren Nukliden aus Brutmaterial (OECD/NEA, 2005a, S. 31, 43; Pöml u. a., 2012, S. 239).

In uranfreien Brennstoffen ist das erhöhte Heliumgasinventar aufgrund von Neutroneneinfangprozessen bei den Transuranen und den folgenden α -Zerfällen der Transurane zu berücksichtigen. Das zusätzliche Heliumgas und erhöhte Spaltgasmengen bei sehr hohen Abbränden können zu höherem Brennstoffschwellen und Überdrücken führen, die die Brennstabintegrität gefährden können. Das erhöhte Heliuminventar kann im Falle eines Brennstoffversagens auch zu Gasblasen im Kühlmittel oder dessen Dichteverringern führen (Kirchner u. a., 2015, S. 94). Ein anderes Phänomen tritt bei bestimmten Isotopenkombinationen der Minoren Aktiniden auf. Durch den Neutroneneinfang während der Bestrahlung, insbesondere im thermischen Spektrum, steigt die Brennstableistung als Funktion der Bestrahlungszeit (IAEA, 2009b, S. 49).

Nach dem Betrieb muss die höhere Nachzerfallswärme berücksichtigt werden. Die Nachzerfallswärme in W/kgSM ist für fortgeschrittene Brennstoffe mit einem hohen Transurananteil nach einer Abklingzeit von 2 Jahren immer noch mehr als hundertmal so hoch wie für typische MOX-Brennelemente aus einem Leichtwasserreaktor (OECD/NEA, 2002, S. 62).

Es gilt wie für MOX, dass die Daten zu Minoren Aktiniden noch validiert werden müssen. Obwohl die Entwicklung von uranfreien Brennstoffen schon in den 1990er Jahren verstärkt verfolgt wurde – insbesondere motiviert durch Überlegungen, wie eine Beseitigung von Plutonium-beständen aus der nuklearen Abrüstung erfolgen könnte, gab es auch in den 2000er Jahren praktisch noch keine experimentellen Daten (IAEA, 2009b; Pistner, 2006, S. 77).

Der für die europäische Transmutationsanlage EFIT geplante Brennstoff konnte nicht mit dem korrekten Gehalt an Spaltmaterial getestet werden, da keine Anlagen zur Verfügung standen, die entsprechende Brennstoffe (im Labormaßstab) fertigen konnten (Artioli u. a., 2008, S. 4). Eine ausführliche Brennstoffqualifizierung durch Bestrahlungsexperimente,

inklusive zeitaufwändigen Nachbestrahlungsuntersuchungen (Post Irradiation Examination - PIE) in Anlagen mit entsprechendem Neutronenspektrum ist unabdingbar (IAEA, 2009b, S. 64; Möller u. a., 2015). Lücken in der Kooperation und Abstimmung zwischen verschiedenen Forschungsprojekten zu uranfreien Brennstoffen und Wiederaufbereitungsverfahren sollten durch das europäische ASGARAD Projekt geschlossen werden (Ekberg u. a., 2020). Im Projekt, das 2016 endete, wurden drei verschiedene Brennstofftypen näher untersucht: Oxide einschließlich inerter Matrixbrennstoffe, Nitridbrennstoffe und Karbidbrennstoffe (Europäische Kommission, 2017), wobei u.a. auch problematische Potentiale für nicht akzeptable Brennstoff-Hüllrohrmaterial-Interaktionen adressiert wurden, die zu Brennstoffschwellen führen können. Es konnte u.a. im Labormaßstab unter Zuhilfenahme von Ersatzstoffen für Transurane auf Cer-Basis gezeigt werden, dass eine Abtrennprozedur für eine Magnesiumoxid-Matrix in einem PUREX-ähnlichen Prozess prinzipiell möglich sein sollte (Mühr-Ebert, 2017). Es wurde außerdem reines Plutonium-/Americiumoxid hergestellt, wobei die Untersuchung der Eigenschaften dieses Materials für ein weiteres Projekt vorgeschlagen wird (Tekniska und Ab, 2016). Ein wesentliches Fazit lautete aber: "Today, there are still considerable lack of scientific and technological maturity before any process for the manufacturing, operation and recycling of these fuels can take place."⁵ (Ekberg u. a., 2020, S. 1).

3.2.2.3 Geschichte und Erfahrungen

Erste Entwicklungen und Tests mit IMF begannen schon in den 1960er Jahren in den USA in der Hoffnung auf verbesserte Brennstoffeigenschaften und eine Einsparung von Uran. Experimente wurden im Engineering Test Reactor (ETR) und General Electric Test Reactor (GETR) mit ZrO_2 - PuO_2 und MgO - PuO_2 durchgeführt. Es wurden jedoch nur wenige Nachbestrahlungsexperimente (Post Irradiation Experiments PIEs) durchgeführt und kaum Ergebnisse veröffentlicht (Pöml u. a., 2012, S. 238 f). Ab den 1990ern gab es erneutes Interesse aufgrund wachsender ziviler Plutonium-Bestände und der Suche nach Beseitigungsoptionen für Waffenplutonium sowie Wegen zur MA-Reduktion als Alternative zu MOX. Ab den frühen 1990er Jahren bis in die 2000er gab es eine Reihe internationaler IMF-Workshops. Seit 1995 finden regelmäßige internationale Workshops über Forschung und Entwicklung an P&T Verfahren statt, bei denen auch eine Vielfalt von uranfreien Brennstoffen diskutiert wird (OECD/NEA, 2017, 2015b, 2013, 2012, 2001).

Europa

In Europa konzentrieren sich die Entwicklungsprogramme in den letzten zwei Jahrzehnten insbesondere auf uranfreie Brennstoffe mit MgO , Y,ZrO oder ZrN als inerte Matrix. Bestrahlungsexperimente wurden i.d.R. mit kleinen Versuchstargets und nicht sonderlich großem Gehalt an Transuranen (vorzüglich Plutonium und Americium) durchgeführt. Die Auswertungen der Nachbestrahlungsexperimente, die teilweise noch laufen bzw. bei denen aus der Literatur nicht klar ist, ob dies überhaupt passieren wird (OECD/NEA, 2015b, S. 170), zeigen diverse Vor- und Nachteile gewisser IMF-Typen. Tendenziell zeigen Molybdän-

⁵ Bis zur Herstellung, dem Betrieb und der Verwertung dieser Brennstoffe gibt es heute noch erhebliche wissenschaftliche und technologische Reifedefizite. (Eigene Übersetzung)

basierte Brennstoffe Sicherheitsvorteile, während MgO-basierte Brennstoffe hinsichtlich der Transmutationsleistung überlegen scheinen (Ebert u. a., 2015, S. 324). Viele Bestrahlungstests, z.B. FUTURIX-FTA, COCHIX, CAMIX, ECRIX, wurden am Phénix-Reaktor durchgeführt (IAEA, 2009b; OECD/NEA, 2015b, S. 170). Mit dessen Stilllegung im Jahr 2009 sind keine Experimente in schnellem Neutronen-Spektrum in Europa mehr möglich.

Im Rahmen des OTTO-(Once Through, Then Out)-experiments wurden am Hochflussreaktor (HFR) in Petten (NL) nicht-wiederaufarbeitbare IMF-Brennstoffe bestrahlt. Die Bestrahlung führte immer wieder zu starker Rissbildung. Der zirkonbasierte Brennstoff war aber im Gesamtverhalten mit UO₂ vergleichbar (Haas u. a., 2004). Am HFR wurde auch ein Fokus auf Tests für beschleunigergetriebene Systeme gelegt, wie etwa mit der Bestrahlung von CERCER- und CERMET-Materialien im EUROTRANS Projekt und Versuchen zu Helium-Verhalten im HELIOS-Test (Delage u. a., 2010).

Versuche wurden auch mit Yttrium-stabilisiertem Zirkon (YSZ) und Kalzium stabilisiertem Zirkon (CSZ) am Halden Material Test Reactor durchgeführt. Das Ziel dieser Experimente war die Untersuchung des thermischen Verhaltens, der Verschleißerscheinungen, der Spaltgasfreisetzung und der Schwellung unter Bestrahlung mit Bedingungen die LWRs ähnlich sind (IAEA, 2009b, S. 14).

Russland

In Russland tendiert die Forschung eher zu heterogenen Lösungen, die sich durch Verteilung von diskreten Brennstoffpartikeln im Brennelement, entweder als Metalle in einer Metallmatrix oder als Verbundwerkstoff, auszeichnen. Führend ist hier das A.A. Bochvar Institute in Moskau (IAEA, 2009b, S. 22; Lipkina u. a., 2013; Savchenko u. a., 2015).

Japan

In Japan wird Forschung zu sogenanntem ROX-Fuel verfolgt. Bei diesem „rock-like“ Brennstoffen bilden beispielsweise Yttrium-stabilisiertes Zirkon zusammen mit Spinell (MgAl₂O₄) und Korund (Al₂O₃) die Matrix (Yamashita u. a., 2002). Ziel ist hier vor allem die Verbrennung von Plutonium und die Nutzung in LWRs aber auch Pebble-Bed-Reaktoren (Ho und Obara, 2015; Simanullang und Obara, 2017).

3.2.2.4 Mögliche Rolle von uranfreien Brennstoffen für P&T

Uranfreie Brennstoffe spielen eine wesentliche Rolle in P&T-Konzepten, die auf eine Abfallbehandlung mit dem expliziten Ziel der Reduzierung von Transuranen ausgerichtet sind. Insbesondere wird dabei der Einsatz in beschleunigergetriebenen Systemen untersucht. Der Vorlauf in Forschung und Entwicklung für einsatzfähige IMF-Brennstoffe ist noch erheblich. Es gibt heute noch viele wissenschaftliche und technologische Reifedefizite, bevor Herstellungsverfahren, geeignet ausgelegte Reaktorsysteme und Wiederaufarbeitungsanlagen industriell verfügbar würden (Ekberg u. a., 2020). Ein Beispiel ist die Notwendigkeit der Wärmeabfuhr, die schon bei der Herstellung von MOX-Brennstoffen Modifikationen am Herstellungsprozess erfordert (Haas, 1997, S. 85). Die

Wärmeabgabe von uranfreien Brennstoffen mit einem nochmals erhöhten Transurananteil, stellt eine noch weitergehendere Herausforderung dar (Heidet u. a., 2017, S. 445).

Es ist noch nicht absehbar, ob und wann uranfreie Brennstoffe mit geeigneten Eigenschaften für P&T mit ihren ganz erheblichen Herausforderungen zur Verfügung gestellt werden können. Uranfreie Brennstoffe sind eine notwendige Bedingung dafür, dass bei Transmutationspfaden keine zusätzlichen Mengen an Transuranen, insbesondere Plutonium, produziert werden und gleichzeitig eine Reduktion von Minoren Aktiniden erreicht werden könnte.

Entwicklungsrisiken bestehen insofern als nicht sicher ist, ob alle wesentlichen Herausforderungen in den F&E-Projekten, in denen zurzeit verschiedene Optionen (vor Allem in Bezug auf die Brennstoffmatrix) in Erwägung gezogen werden, wirklich gemeistert werden können. Der Stand von Wissenschaft und Technik ist noch sehr vorläufig und uneindeutig was mögliche Vor- und Nachteile und Geeignetheit der untersuchten Varianten angeht. Überdies fehlt es auch an Forschungsk Kooperation im Rahmen eines Gesamtkonzeptes von P&T, das die verschiedenen Verfahrensebenen (Reaktorkonzept, Brennstoff und Wiederaufarbeitungsprozess) gleichzeitig im Blick haben müsste (Ekberg u. a., 2020). Von Brennstoffexperten wird daher Oxidbrennstoffen, wie MOX, ein höheres Potenzial für den Einsatz in Reaktorsystemen der nächsten Generation zugestanden. Hier wurden schon deutlich mehr Daten und Erfahrungen zu Brennstoffherstellung, Bestrahlungsverhalten und Wiederaufbereitung gesammelt (Abe und Asakura, 2012, S. 420).

Die möglichen Entwicklungsrisiken, die bei der Entwicklung neuer Brennstoffe auftreten können, lassen sich am Beispiel der hochdichten, dispersiven bzw. monolithischen Uran-Molybdän(UMo)-Brennstoffen für die Umrüstung von Forschungsreaktoren von hoch angereichertem (HEU) auf schwach angereichertes (LEU) Uran anschaulich machen. Die Forschung läuft verstärkt seit Mitte der 1990er Jahre, aber immer wieder tauchen Hindernisse auf, obwohl der Brennstoffabbrand im Vergleich zu Leistungsreaktoren niedriger ist (Liebert u. a., 2017). Ursprünglich wurde deutlich früher mit einem möglichen Einsatz gerechnet. Während für disperse Brennstoffe der Einsatz zumindest konkreter geplant wird (ARNL, 2008; Morman u. a., 2019), sind monolithische Brennstoffe nach wie vor nicht qualifiziert (Prabhakaran, 2017).

Letztlich ist die industrielle Basis für eine etwaige Realisierung von uranfreien Brennstoffen nicht gegeben. Es ist derzeit nicht absehbar, ob und wann IMF-Brennstoffe für P&T-Programme verfügbar werden könnten.

3.2.3 Ökonomie der Brennstofffertigung

MOX-Brennstoffe sind bei den gegenwärtigen Uranpreisen deutlich teurer als Uran-Brennstoffe aufgrund der nötigen Sicherheits- und Sicherungsmaßnahmen (WNWR, 2019, S. 55). Die Wirtschaftlichkeit von MOX oder uranfreien Brennstoffen lässt sich nicht unabhängig von der Wiederaufarbeitung und der Bestrahlungsanlage abschätzen. Die in Kapitel 3.1.1.4. erwähnten Studien, hatten zum Ergebnis, dass zu den Wiederaufarbeitungskosten von mindestens 1000 \$/kgSM nochmals größenordnungsmäßig

1500 \$/kgSM durch die MOX-Brennstofffertigung für Leichtwasserreaktoren hinzukommen würden, so dass die Nutzung von Uranbrennstoffen und das Vorsehen einer direkten Endlagerung von abgebranntem Brennstoff deutlich kostengünstiger ausfallen würde. Bei schnellen Reaktoren würden sowohl die Wiederaufarbeitungskosten, als auch die Brennstofffertigungskosten nochmals höher liegen. Daraus wurden sogenannte Break-Even-Preise für zukünftige Uranpreise abgeschätzt, ab denen die konstatierte Unwirtschaftlichkeit jeglicher Plutoniumnutzung in Reaktoren (Leichtwasserreaktoren und schnelle Reaktoren) möglicherweise ungültig werden könnte.

Wenn kein Transmutationspfad verfolgt wird, führt die deutlich erhöhte Wärmeleistung von abgebrannten MOX-Brennstoffen im Vergleich zu abgebrannten UOX-Brennstoffen außerdem dazu, dass der Platzbedarf im Endlager sich deutlich erhöht, wenn nicht deutlich längere Zeiträume für die Zwischenlagerung eingeplant werden. Dies kann zu steigenden Kosten bei der Endlagerung führen.

Aufgrund der mangelnden Erfahrung sowohl was die Produktion als auch den Einsatz von uranfreien Brennstoffen angeht, lassen sich für diese Brennstoffe bis jetzt nur schwer Aussagen über die Kosten treffen. In OECD/NEA (2006b, S. 239) wird davon ausgegangen, dass die Fertigung (ohne die Kosten für die Wiederaufarbeitung einzubeziehen) von MOX Brennstoffen fünfmal so viel kostet wie die Fertigung von UOX-Brennstoffen. Für spezielle, uranfreie ADS-Brennstoffe wird geschätzt, dass diese noch einmal um ein Vielfaches teurer würden. Für IMF-Brennstoffe kann heute keine seriöse Abschätzung über Produktionskosten erfolgen. Es ist aber davon auszugehen, dass sie tatsächlich weit über allen MOX-Kosten, ob für Leichtwasserreaktoren oder schnelle Reaktoren, liegen werden.

3.2.4 Auswirkungen auf Mensch und Umwelt

Die Auswirkungen auf Mensch und Umwelt bei den verschiedenen möglichen Brennstoffen sind vor allem bedingt durch den Betrieb von Anlagen, die zusätzlich zur Verwendung dieser Brennstoffe notwendig sind. Das sind zum einen die Wiederaufarbeitungsanlagen. Deren Auswirkungen sind in Kapitel 3.1.2.5 und 3.1.1.5 näher beschrieben. Außerdem ist die Verwendung von MOX und uranfreien Brennstoffen nur in schnellen Reaktorsystemen sinnvoll. Deren Auswirkungen sind in den Kapiteln 3.3.1.5, 3.3.2.5 und 3.3.3.5 beschrieben.

3.2.5 Nukleare Nichtverbreitung

Bei der Bewertung der Proliferationssicherheit gibt es zwischen MOX und IMF viele Ähnlichkeiten: Beide Brennstoffe verlangen (normalerweise) eine Abtrennung von Plutonium aus dem abgebrannten Brennstoff. Die Strahlenbarriere, ein essentieller Schutz gegen unautorisierten Zugriff auf das Material, das für Atomwaffen verwendbar wäre, ist damit nicht mehr vorhanden. Bei den meisten Transmutationskonzepten werden auch die Minore Aktiniden abgetrennt. In wie weit diese für militärische Zwecke geeignet sind, hängt von der genauen Zusammensetzung ab. Dabei ist vor allem Neptunium wegen seiner geringen kritischen Masse von Interesse (Buhmann, 2015).

Der Umgang mit, sowie die Lagerung und der Transport von waffengeeigneten Spaltmaterialien ist unumgänglich. Die Abtrennung und die Brennstofffertigung erfordern den Bau und Betrieb spezieller sensitiver Anlagen, in denen mit waffengrädigem Material hantiert werden würde (Partitionierungs-, Brennstofffertigungs-, und Reaktoranlagen). Bei uranfreien Brennstoffen sind die Anforderungen an diese Anlagen aufgrund der höheren Wärmeleistung, Dosisraten und Hintergrundstrahlung noch erhöht. Die Anlagen ermöglichen somit den Umgang mit extrem kompliziert zu handhabenden Materialien.

Für die Verwendung von MOX- und uranfreien Brennstoffen ist klar, dass sie ein deutlich höheren Sicherungsaufwand als normale LEU-Brennstoffe benötigen (Safeguards und physischer Schutz), da in ihnen bereits vor dem Einsatz im Reaktor für Waffen verwendbares Plutonium enthalten ist (Kuperman, 2018, S. 14). Der langfristige Vorteil uranfreier Brennstoffe wäre allerdings, dass das Inventar des für die Waffentauglichkeit wesentliche Plutoniumisotop Plutonium-239 reduziert würde und nicht, wie in anderen Brennstoffen im Reaktorbetrieb wieder nachgebildet würde (Liebert u. a., 2009, S. 6). Zusammen mit der höheren Neutronen- und Wärmerate wäre das nach Bestrahlung im Reaktor verbleibende Plutonium für die Verwendung in Kernwaffen weniger attraktiv, da ein höherer Aufwand für die Handhabung und Fertigung des Materials zu leisten wäre. Auch neuere Studien kommen zu dem Schluss, dass uranfreie Brennstoffe MOX-Brennstoffen im Sinne einer verbesserten Proliferationsresistenz vorzuziehen sind (Aoki u. a., 2019).

3.3 Bestrahlungsanlagen

Im Rahmen des Generation IV International Forum (GIF), das insbesondere aus den aktiven Mitgliedern den USA, Frankreich, Kanada, Korea, Japan und China besteht, aber auch EURATOM und andere Staaten umfasst, wird die Entwicklung einer neuen (vierten) Generation von Reaktoren (Gen IV) vorangetrieben. Mit Gen IV Reaktoren soll die Zielsetzung einer nachhaltigen, sicheren, zuverlässigen, wirtschaftlichen und proliferationsresistenten Kernenergienutzung erreicht werden (GIF, 2018). Die vorgeschlagenen Reaktortypen sind dabei natriumgekühlte Reaktoren, Hochtemperaturreaktoren, gasgekühlte schnelle Reaktoren, Salzschnmelzereaktoren, bleigekühlte schnelle Reaktoren und überkritische, wassergekühlte Reaktoren. Alle sechs Reaktortypen befinden sich aber bereits seit vielen Jahrzehnten – teilweise seit der Frühzeit von Kernenergieforschungsprogrammen – in Forschung und Entwicklung und stellen insofern keine wirklich neuartigen Konzepte dar. Von diesen sechs Konzepten sind nur der Hochtemperaturreaktor und der überkritische Reaktor keine schnellen Systeme.

Neben dem International Generation IV Forum gibt es auch in Europa Zusammenschlüsse zur Förderung der Kernindustrie. Die European Platform on Sustainable Nuclear Energy (SNE-TP) wurde 2007 gegründet. Laut der damaligen Planung sollte ein natriumgekühlter und ein Blei- oder gasgekühlter Schneller Reaktor 2020 in Betrieb gehen. Gleichzeitig wird die Entwicklung und Wiederaufarbeitung von Brennstoffen mit einem hohen Gehalt an Minoren Aktiniden vorangetrieben (SNETP, 2007).

Eine Organisationseinheit der SNETP ist die European Sustainable Nuclear Energy Industrial Initiative (ESNII). Diese hat sich das Ziel gesetzt, die Nachhaltigkeit der Kernenergie durch die Demonstration der technischen, industriellen und ökonomischen Umsetzbarkeit schneller Reaktoren zu zeigen (ESNII, 2020). Als Referenzsystem für die Entwicklung eines schnellen Kernreaktors wird von einem natriumgekühlten Reaktor ausgegangen.

Da die Bestrahlung von Transuranen zu Transmutationszwecken am besten in schnellen Neutronenspektren stattfindet, werden im Folgenden die zwei vielversprechendsten GEN IV Konzepte für die Anwendung, der schnelle, metallgekühlte Reaktor und der Salzschnmelzereaktor, vorgestellt. Eine dritte Option, die auf die Transmutation hin entwickelt wird, ist ein beschleunigergetriebenes System.

3.3.1 Schnelle, metallgekühlte Reaktoren

Die sich in China und Indien im Bau befindlichen schnellen Reaktoren sind natriumgekühlt, genauso wie die beiden russischen, schnellen Reaktoren BN-600 und BN-800. Die folgenden Abschnitte beziehen sich deshalb, sofern nicht explizit darauf hingewiesen, auf natriumgekühlte Reaktoren (SFR, Sodium-Cooled Fast Reactors).

3.3.1.1 Technische Grundlagen

Der namensgebende Unterschied zwischen schnellen und thermischen Reaktoren ist die Energie (Geschwindigkeit) der freien Neutronen im Reaktorkern. In einem thermischen Reaktor geben Neutronen einen Großteil ihrer Energie durch Stöße mit einem Moderator ab, bevor sie weitere Spaltungen auslösen. In den meisten kommerziellen Reaktoren wird Leichtwasser (Wasser, das nicht mit Deuterium angereichert ist) als Moderator und gleichzeitig als Kühlmittel verwendet.

Die hohe Leistungsdichte im Kern eines schnellen Reaktors macht andere Kühlmittel – insbesondere flüssige Metalle – erforderlich. Zudem sollen die Neutronen nicht durch Wechselwirkungen mit dem Kühlmittel Energie verlieren. Es soll also keine Moderation stattfinden. Wechselwirkung unter Abgabe von Energie sind hier im Wesentlichen Stöße der Neutronen mit dem Kühlmittelmateriale. Das Kühlmittel muss also einen schweren Kern im Vergleich zur Masse der Neutronen haben. Wird Natrium als Kühlmittel an Stelle von Wasser verwendet, geben die Neutronen kaum Energie ab, da sie kaum mit dem Kühlmittel wechselwirken. Außerdem hat Natrium eine hohe Wärmeleitfähigkeit und einen hohen Siedepunkt. Dadurch werden sehr kompakte Kerne mit hohen Leistungsdichten möglich. Das Kühlmittel muss nicht unter Druck stehen.

Abbildung 11 zeigt den schematischen Aufbau eines SFR. Das Grundprinzip entspricht dem eines thermischen Reaktors: Der Kern wird durch flüssiges Natrium im Primärkreislauf gekühlt. In einem Wärmetauscher wird die Energie an einen Sekundärkreislauf, der auch aus Natrium besteht, weitergegeben. Über den Dampferzeuger und die Turbine wird in einem dritten Kreislauf die Energie nutzbar gemacht. Abwärme wird an eine Wärmesenke, beispielsweise einen Fluss oder das Meer, abgegeben.

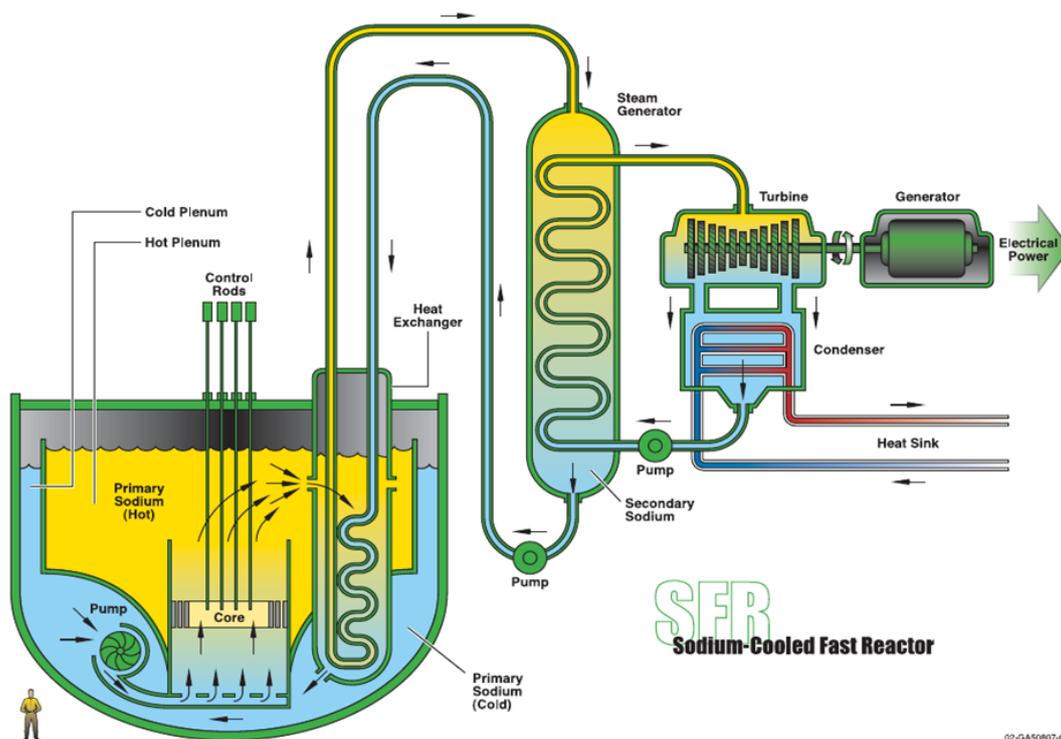


Abbildung 11: Schematischer Aufbau eines schnellen, natriumgekühlten Reaktors (Quelle: (GIF, 2002a)).

Das veränderte Neutronenspektrum im schnellen Reaktor gegenüber einem thermischen Reaktor führt dazu, dass andere Kernreaktionen wahrscheinlicher werden. Die ursprüngliche Idee war, aus Uran-238 durch Neutroneneinfang (und darauffolgende Zerfälle) Plutonium-239 zu erbrüten. Dabei soll insgesamt mehr spaltbares Material entstehen als verbraucht wird, der Reaktor wirkt dann als „Brüter“ von Spaltstoffen. Das so entstehende Plutonium kann dann beispielsweise in Mischoxid-Brennstoffen (MOX) in thermischen Reaktoren eingesetzt werden.

Damit würde eine bessere Energieausbeute des vorhandenen Urans ermöglicht: es wird nicht nur Energie aus Uran-235, das nur zu 0,7 % im Natururan vorliegt, sondern auch aus Uran-238 gewonnen. Voraussetzung ist dabei die Abtrennung des Plutoniums aus den abgebrannten Brennstäben.

Ein schnelles Neutronenspektrum begünstigt die Spaltung von Transuranen gegenüber der Neutronenabsorption, die zu weiteren transuranischen Isotopen führt. Damit sind schnelle Reaktoren grundsätzlich auch eher für die Transmutation radioaktiver Abfälle geeignet als thermische Reaktoren. Diese Möglichkeit wird in der neueren Literatur aufgrund der schlechten wirtschaftlichen Bilanz schneller Reaktoren zur Stromerzeugung mehr und mehr betont (IAEA, 2012a; von Hippel u. a., 2019).

Als Brennstoff in SFR ist meistens MOX geplant (GIF, 2002a, S. 44). Der BN-600 hingegen wird mit hochangereichertem Uran betrieben (Buksha u. a., 1997, S. 72). Die Umsatzrate für die Transmutation Minorer Aktiniden hängt u.a. vom verwendeten Brennstoff ab (für mehr Details siehe Kapitel 3.2.1.1).

Die Literatur konzentriert sich auf die Verwendung von MOX-Brennstoffen zur Transmutation in schnellen Reaktoren (Egorov u. a., 2019; Gabrielli u. a., 2015; Liu u. a., 2020; Martinez-Val und Abderrahim, 2008; OECD/NEA, 2006a; Renn, 2014; Schmidt u. a., 2013). Es gibt ältere Überlegungen, dass der BN-800 unter entsprechenden Modifikationen mit uranfreien Brennstoffen zur Transmutation verwendet werden könnte. Dabei lag der Fokus der Untersuchungen auf dem Einfluss von IMF auf die Sicherheitsparameter des Reaktors (Krivitski, 2001; Krivitski u. a., 2001; Matveev u. a., 2005). Transmutationsraten für den BN-800 von 36 kg Minore Aktiniden pro Jahr (Matveev u. a., 2005, S. 65) bis zu 500 kg Minore Aktiniden pro Jahr (Krivitski, 2001) wurden berechnet – letzteres aber nur in einem speziell ausgelegten Reaktor, wobei die notwendigen Design-Modifikationen unklar bleiben. Generell wird eine große Abhängigkeit vom angedachten Reaktordesign und Brennstoffkreislauf attestiert (Matveev u. a., 2005).

3.3.1.2 Sicherheitsaspekte

Wie in Kapitel 2.4 beschrieben, betrachten wir verschiedene Bereiche, um zu einer Aussage zur kerntechnischen Sicherheit zu gelangen. Gibt es einen Sicherheitsbericht, der der deutschen Atomaufsicht oder einer vergleichbaren Behörde vorgelegt wurde? Wurde die

Technologie in der Praxis erprobt? Und schließlich, wie sieht die Sicherheit der Anlage nach dem Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen aus?

Sicherheitsbericht und aufsichtsbehördliche Einschätzungen

Kommerzielle, schnelle, natriumgekühlte Reaktoren wurden in Frankreich, in Japan und in Russland errichtet und daher auch behördlich bewilligt. In Frankreich wurde 1968 mit dem Bau von Phénix, ein 250 MW_e SFR, begonnen, 1974 mit dem kommerziellen Betrieb. Mit dem Bau von Superphénix, mit 1.240 MW_e wurde 1977 begonnen, der kommerzielle Betrieb wurde wegen erheblichen Mängeln nie richtig aufgenommen (siehe Abschnitt „Geschichte und Erfahrungen, Frankreich“, S. 148). Beide Reaktoren wurden daher sehr früh bewilligt, der Regulatory Guide der U.S. Aufsichtsbehörde NRC, RG 1.70, Standard Format and Content of the Safety Analysis Report, wurde dagegen erst 1979 veröffentlicht und einige Jahre später auch von den europäischen Aufsichtsbehörden als Standard übernommen. Ein Sicherheitsbericht gemäß dem Standard der U.S. NRC liegt daher für beide Reaktoren nicht vor, allerdings wurden frühe Risikoanalysen erstellt und von einer Aufsichtsbehörde bewilligt. Für den natriumgekühlten Phénix liegt eine Risikostudie in französischer Sprache vor (CEA, 2007). In Japan und Russland wurden ebenfalls SFR bewilligt und betrieben, allerdings werden in keinem der beiden Länder Sicherheitsberichte als Teil eines transparenten Genehmigungsverfahrens veröffentlicht. Zusätzlich weicht die russische Genehmigungspraxis erheblich von der deutschen, französischen oder US-Amerikanischen ab.

Genehmigungs-Erfahrungen in den USA zu SFR beruhen auf dem Clinch River Breeder Reactor und dem Advanced Liquid Metal Reactor. Beide wurden nicht gebaut (Sofu, 2015). Die U.S. NRC veröffentlichte 2017 den „Draft Regulatory Guide DG-1330“ als „Guidance for Developing Principal Design Criteria for Non-LWRs“. Ebenfalls arbeitet eine DOE-Initiative an einer Überarbeitung des Standard Review Plan (NUREG-0800) für SFR (Bell, 2017; U.S. NRC, 2017).

Zusätzlich sollte betont werden, dass das internationale Regelwerk eher an Leichtwasserreaktoren gerichtet ist. Die Safety Fundamentals and Safety Requirements der IAEO können zwar für Design und Entwicklung von anderen Reaktorkonzepten genutzt werden, müssen aber geeignet interpretiert werden. Die Grundsätze zu Auslegung, Sicherheit und Strahlenschutz der Sicherheitsanforderungen sind auch für andere Reaktorsysteme gültig, aber die Safety Guides beschreiben, wie diese Anforderungen für Leichtwasserreaktoren umgesetzt werden können. Die von den zuständigen Behörden herausgegebenen Sicherheitsrichtlinien/Leitfäden weisen in diesem Bereich eine Lücke auf. Aus diesem Grund hat das GIF sogenannte „Safety Design Criteria (SDC)“ erarbeitet (SDC-TF, 2017). Diese können Aufsichtsbehörden in der Erarbeitung geeigneter Standards unterstützen, diese jedoch nicht ersetzen.

Eine Anpassung der Genehmigungsverfahren ist nötig, da sich die derzeitigen Verfahren auf Leichtwasserreakorttechnologie stützen und sich die Anforderungen in zahlreichen Punkten bei SFR unterscheiden.

Defense in Depth

Im Folgenden soll besprochen werden, welche technischen Probleme beim SFR im Hinblick auf die Schutzziele „Kontrolle der Reaktivität“, „Kühlung der Brennelemente“ und „Einschluss der radioaktiven Stoffe“ bekannt sind, wie die Sicherheitssysteme diese Schutzziele gewährleisten sollen und wie dies jeweils den verschiedenen Ebenen von Defense in Depth (DiD) zugeordnet werden kann.

Ein Großteil der Neutronen bei einer Kernspaltung wird innerhalb weniger Femtosekunden frei. Aus Sicherheitsgründen wird in einem Reaktor angestrebt, dass diese prompten Neutronen keine Kettenreaktion erhalten. Diese wird erst durch die verzögerten Neutronen möglich (mehr Details hierzu finden sich im Abschnitt Defense in Depth im Kapitel 4.3.6). Damit ist die Zeit, die im Fall des Leistungsanstieges für Korrekturmaßnahmen (beispielweise das Einfahren von Kontrollstäben) zur Verfügung steht, größer. Transurane im Brennstoff vergrößern den Anteil der prompten Neutronen im Kern. Ihr Anteil ist somit aus sicherheitstechnischen Überlegungen zu begrenzen (Mueller, 2013). Reaktivitätskoeffizienten beschreiben, wie sich der Reaktor in Bezug auf eine Änderung des Zustandes wie zum Beispiel die Kühlmitteltemperatur hin verändert. Erstrebenswert sind negative (void-) Koeffizienten, um ein selbstregulierendes System zu erhalten. In einem Leichtwasserreaktor hängt die Kritikalität von der Moderation der Neutronen ab: Werden mehr Kerne gespalten, wird mehr Wärme frei und die Temperatur des Kühlmittels steigt. Durch die Temperaturerhöhung verringert sich die Dichte des Wassers, die freien Neutronen verlieren weniger Energie und die Kernspaltung wird unwahrscheinlicher.

In einem schnellen, natriumgekühlten Reaktor sind diese Rückwirkungen in der Regel positiv (außer bei sehr kleinen Reaktoren): durch eine Dichtverringerng oder Verlust des Natriums werden in diesem weniger Neutronen absorbiert und es kommt zu einem Leistungsanstieg. Die Temperaturänderung im Brennstoff führt zu Änderungen der Absorptionswahrscheinlichkeit (Doppler-Effekt). Während diese bei Uran-238 verringert wird, steigt die Wahrscheinlichkeit für Plutonium-239 und Plutonium-241. Beide Isotope sind im Brennstoff schneller Reaktoren häufiger. Um den Doppler-Effekt genau zu berechnen, sind detaillierte Informationen über das untere Ende des Neutronenspektrums notwendig, da die meisten schweren Nuklide ihre Resonanzen im Bereich um die 10keV haben (IAEA, 2012b, S. 399).

Im BN-800 wird dem positiven void-Koeffizienten durch das Anbringen eines zusätzlichen Natriumtanks über dem Kern entgegengewirkt, um ein Leerlaufen des Reaktorkerns zu verhindern (IAEA, 2012b). In Kirchner (2015) wird diskutiert, dass noch weitere Simulationen notwendig sind um die Zuverlässigkeit dieser Maßnahme zu beurteilen. Ein Vorteil von Natrium als Kühlmittel ist, dass es nicht unter Druck steht und ein großer Kühlmittelverlust somit unwahrscheinlicher ist als in einem wassergekühlten Reaktor.

Der Kern metallgekühlter Reaktoren befindet sich normalerweise nicht in der Anordnung höchster Kritikalität. Verformungen des Reaktorkerns während schweren Unfalls könnten zusätzliche Reaktivität eintragen und die Leistung weiter erhöhen (Ohshima und Kubo,

2016). Ebenfalls denkbar ist eine Verschmelzung des Kühlmittels mit dem Hüllrohr, was die Reaktivität erhöhen kann.

Im Extremfall kann es durch den Eintrag positiver Reaktivität (wie oben besprochen) zur Auflösung der Kerngeometrie und zu einer Leistungsexkursion mit prompter Überkritikalität kommen. Dies bedeutet, dass die Reserve an Kritikalität, die von den verzögerten Neutronen stammt und den Reaktor überhaupt erst steuerbar macht, wegfällt. Eine extreme Leistungserhöhung kann dann in Sekundenbruchteilen erfolgen. Diese Gefahr schneller Reaktorkerne wurde bereits 1956 von H.A. Bethe und J.H. Tait (1956) beschrieben.

Dies stellt ein Problem auf der ersten Ebene des DiD Konzepts dar, nämlich Sicherheit durch inhärent sicheres Design. Ein Reaktor sollte so konzipiert sein, dass etwa ein Verlust des Kühlmittels auch zu einem Ende der Kettenreaktion führt. Ein Reaktor mit positivem Void-Koeffizienten hingegen zeigt ein gegenteiliges Verhalten.

Ein großer Nachteil von Natrium als Kühlmittels ist die hohe chemische Reaktivität in Kontakt mit Wasser oder Luft (Ohshima und Kubo, 2016). Natriumbrände sind ein weit verbreitetes Problem natriumgekühlter Reaktoren. Da das Natrium aus dem Primärkreislauf aufgrund von Aktivierungen radioaktiv ist, gibt es einen sekundären Natriumkreislauf. Der tertiäre Kühlkreislauf in den Dampferzeuger besteht aus Wasser.

Die Wartung natriumgekühlter Reaktoren ist technisch herausfordernd aufgrund der hohen Temperatur, der chemischen Reaktivität und Aktivierung des Kühlmittels und der Aktivierung der Strukturmaterialien und der Undurchsichtigkeit des Kühlmittels (Ohshima und Kubo, 2016, S. 100). Vor eventuellen Reparaturen am Reaktor müssen Natriumrückstände sorgfältig entfernt werden, um Kontakt mit Wasser und Luft zu vermeiden (von Hippel u. a., 2019, S. 3).

Bei Flüssigmetallkühlung, vor allem bei der Verwendung von Blei(-Wismut), aber auch von Natrium, ist die Korrosion der Strukturmaterialien ein großes Problem. Es wird versucht, dem durch die Verwendung von oxidationsresistenten Stählen und schützenden Oxidschichten entgegenzuwirken (Rouault u. a., 2010, S. 2433 ff.).

Auch dieses Problem ist bereits der ersten Ebene des DiD-Konzepts zuzuordnen. Ein Design, das ein Kühlmittel benötigt, das sich stark radioaktiv aktiviert und zusätzlich noch bei Kontakt mit Luft oder Wasser in Brand gerät, kann nicht als inhärent sicher angesehen werden.

Betriebserfahrungen und Ableitungen

Von den drei untersuchten Reaktortechnologien handelt es sich bei den SFR um das einzige Design, welches tatsächlich in größerem Rahmen eingesetzt wurde und teilweise auch eingesetzt wird. So wurde zum Beispiel der BN-350 in Russland bereits 1973 in Betrieb genommen. Darauf folgten der BN-600, 800 und nun ist der BN-1200 in Planung. In den USA wurden zwischen 1950 und 1994 Versuchsreaktoren betrieben. Beispiele auf europäischem Boden sind Phénix und Superphénix (CEA, 2007).

Zu dieser Technologie gibt es deutlich mehr Betriebserfahrungen als zu den anderen untersuchten Reaktortypen. Man könnte daraus schließen, dass diese Technologie bereits

alle Anforderungen der Defence-in-Depth Ebenen1-4 umfassend erfüllt. Dies gilt insbesondere vor dem Hintergrund, dass sich der Stand von Wissenschaft und Technik über die Jahre verändert hat. Die Reaktoren wurden in westlichen Ländern wie Frankreich spätestens 1986 in Betrieb genommen. Das Design der Anlage ist allerdings deutlich älter (Schneider, 2009). Die GDC (General Design Criteria) der NRC welche aktuell für SFR angepasst werden, zeigt unter anderem auf, dass das Konzept der Defence in Depth von den Designern sichergestellt werden muss. Hierzu sind Anpassungen in Arbeit, welche sich von den Regulierungen für Leichtwasserreaktoren unterscheiden (U.S. NRC, 2017). Eine Genehmigung solcher Reaktortypen durch die U.S. NRC soll in den frühen 2030er Jahre möglich werden (Bell, 2017).

Der russische BN-800 wurde 2015 in Betrieb genommen. Das ursprüngliche Design des Reaktors wurde 1985 geprüft (Krivitski, 2001). Zudem ist die Datenlage zu den russischen SFR nicht gut, was wiederum eine Einschätzung der Reaktortechnologie schwierig macht. Die beiden Reaktoren Phénix und Superphénix kamen nicht ohne größere Probleme durch ihre Laufzeit. Der Bau von Superphénix wurde 1981 abgeschlossen. Ans Netz wurde der Reaktor jedoch erst 1986 genommen. Besonders in den 90er Jahren kam es bei Phénix immer wieder zu Problemen, was dazu führte, dass der Reaktor immer wieder heruntergefahren werden musste. Während seiner Betriebszeit lief Superphénix 53 Monate normal, war 25 Monate wegen Problemen und 66 Monate auf Grund von politischen und administrativen Problemen außer Betrieb. Im Betrieb erwies sich der Reaktor als sehr unzuverlässig und hatte einen Kapazitätsfaktor von lediglich 7% (Schneider, 2009). Grund dafür sind Planungsfehler in Verbindung mit wiederholten Natriumlecks.

Von den drei vorgestellten Reaktorkonzepten scheint die Forschung bei SFR am weitesten fortgeschritten zu sein. Weltweit wurden bereits einige Versuchsreaktoren mit einer Leistung von bis zu 400 MW errichtet und in Betrieb genommen. Zusätzlich wurden bereits sechs kommerzielle Reaktoren betrieben. Von diesen laufen derzeit nur noch zwei Reaktoren. Diese sind der BN-600 und der BN-800 in Russland (Renn, 2014). Größere Projekte welche sich derzeit in Planung befinden sind der BN-1200 und der PFBR (500 MW_e) in Indien (Raj, 2009). In den USA wurde ab 1947 der EBR-I (Experimental Breeding Reactor-I) gebaut. Dieser erreichte 1951 Kritikalität (Sackett, 1996). Ein viel beachtetes Experiment im EBR-II konnte die Betriebsstabilität von schnellen Reaktoren, sogar bei Reaktorschnellabschaltung zeigen (Renn, 2014). 1986 wurde bei einem Sicherheitstest gezeigt, dass ein Loss of Flow, oder Loss of Heat-sink Unfall ohne Reaktorschnellabschaltung (SCRAM) beherrscht werden konnte (Sackett, 1996).

Es gibt einige Erfahrungen im kommerziellen und nichtkommerziellen Betrieb dieser Technologie. Ebenfalls gibt es durch die Schließung der meisten Anlagen Erfahrungen zum Rückbau der Anlagen. 1976 nahm der damalige CEA-Vorsitzende und bald darauf Industrieminister, André Giraud, an, dass im Jahr 2000 weltweit bereits 540 kommerzielle Brüter in Betrieb sein würden. Für das Jahr 2025 nahm er sogar an, dass sich die Zahl der Einheiten in Superphénix Größe auf 2766 belaufen würde. Tatsächlich wird bis heute keine Einheit dieser Größe betrieben (Schneider, 2009).

Das EU-Projekt „ASTRID“, welches den Bau eines 600 MW Prototypen, in Frankreich vorsah, wurde 2019 eingestellt. Die Projektkosten beliefen sich bis zu diesem Zeitpunkt auf etwa 735 Millionen € (NEI, 2019a).

3.3.1.3 Nukleare Nichtverbreitung

Schnelle Reaktoren wurden für den Einsatz als Brutreaktoren entwickelt. Dabei wird in den sogenannten Blankets, die um den eigentlichen Kern positioniert sind und Uran enthalten, Plutonium erbrütet. Dieses Plutonium soll dann für die weitere Energieerzeugung genutzt werden. Das Konzept des Brutreaktors macht nur in einem geschlossenen Brennstoffkreislauf Sinn. Dabei werden die abgebrannten Brennstäbe wiederaufgearbeitet, das heißt das Spaltmaterial von den Spaltprodukten, die eine wesentliche Strahlungsbarriere gegen direkten Zugriff darstellen, abgetrennt. Das Spaltmaterial, hier vor allem das Plutonium, kann zu neuen Brennelementen weiterverarbeitet werden und in Leistungsreaktoren eingesetzt werden. Plutonium, das in Schnellen Brüttern erzeugt wird, ist in der Regel sehr gut waffentauglich (vgl. z.B. Kütt u. a., 2014) und fällt in die Kategorie „Waffenplutonium“ (vgl. Kapitel 2.5). Gleichzeitig ist durch die Wiederaufarbeitungsanlagen, die notwendig sind um die abgebrannten Brennelemente aufzuarbeiten und ggf. weiter zu verarbeiten, sowohl das Wissen als auch die technische Infrastruktur gegeben, hochradioaktives Material auch für Waffenanwendungen zu bearbeiten.

Findet der Schritt der Wiederaufarbeitung nicht statt, gibt es kaum Gründe, einen schnellen Reaktor einem kostengünstigeren und zuverlässigeren Leichtwasserreaktor vorzuziehen. Umgekehrt führt der Einsatz von schnellen Reaktoren fast unausweichlich zum Einsatz von Wiederaufbereitungsverfahren, also zur Abtrennung von signifikanten Mengen an Plutonium, seiner Lagerung an Standorten von Wiederaufbereitungs- und Brennstofffabriken sowie von Reaktoren nebst Transporten zwischen solchen Anlagen. Dies führt zu erheblichen Proliferationsrisiken, die durch Safeguards allein nicht ausreichend reduziert werden können (vgl. Kapitel 2.5).

3.3.1.4 Geschichte und Erfahrungen

Obwohl die Entwicklung von thermischen und schnellen Reaktoren zeitgleich begann, waren und sind Leichtwasserreaktoren der am weitesten verbreitete Reaktortyp (IAEA, 2020c). Gründe hierfür sind die höhere Komplexität der schnellen Reaktoren und die damit verbunden höheren Kosten. Der potentielle Nutzen einer besseren Ressourcenausnutzung könnte auch nur in einem sogenannten „geschlossenen Brennstoffkreislauf“ erreicht werden, für den ein erheblicher zusätzlicher Aufwand hinsichtlich Anlagen und Kosten erforderlich wäre. Bereits in den 1970er Jahren waren thermische Reaktoren vorherrschend. Aufgrund des prognostizierten wachsenden Energiebedarfs bei gleichzeitig beschränkten Uranreserven bestand jedoch damals weitgehende Einigkeit darüber, dass schnelle Brutreaktoren zur Marktreife gebracht werden müssten.

USA

Der allererste Reaktor (Chicago Pile I) war ein graphitmoderierter Reaktor. Die ersten industriellen Kernreaktoren (Calder Hall in UK, G-2, G-3 in Frankreich) folgten diesem grundsätzlichen Aufbau: sie bestanden aus einem großen Graphitkern, in den die Brennstäbe eingefügt wurden. Gekühlt wurden sie entweder mit Gas oder mit Wasser. Ihr Hauptzweck bestand darin, Plutonium für die entstehenden Kernwaffenprogramme zu erzeugen. Die Energieerzeugung war nebensächlich. Aufgrund der teuren Urananreicherung nutzen alle diese Reaktoren Natururan (von Hippel u. a., 2019, S. 18).

Bereits 1945 schlug Leo Szilard metallgekühlte schnelle Reaktoren vor. Dabei dachte er an Natrium, weil Natrium ein schlechter Neutronenabsorber ist, einen geeigneten Schmelzpunkt hat und Wärme gut abtransportiert (von Hippel u. a., 2019, S. 20). Schon damals war das Problem bekannt, dass Natrium extrem reaktiv in Kontakt mit Wasser oder Luft ist. Es wurde auf die Ingenieurskunst vertraut, Designs zu entwickeln, in denen eben dieser Kontakt ausgeschlossen werden kann.

Der Experimental Breeder Reactor I (EBR-I) erzeugte bereits 1951 elektrischen Strom. Mit dem Betrieb des EBR-I, der bis 1963 lief, wurde nachgewiesen, dass das Konzept eines „Brutreaktors“, der mehr Spaltmaterial erzeugt als er verbraucht, im Prinzip möglich ist. Sein Nachfolger, der Experimental Breeder Reactor II (EBR-II) war von 1963 bis 1993 mit einer Leistung von 62,5 MW_{th} in Betrieb. Auch nach dem Abschalten wurden die Erfahrungen mit dem EBR-II als wertvolle Quelle für Informationen zum Betrieb von schnellen Reaktoren angesehen (Walters, 1999).

Im Jahr 1974 führte Indien als erstes Land außerhalb der NVV-Kernwaffenstaaten einen Atombombentest durch – nannte diesen aber eine „friedliche Atomexplosion“. Dies führte zu einem Strategiewechsel der USA. Da die Weiterverbreitung eines Kernenergiekonzepts, das Plutoniumseparierung erzwingt, den Sicherheitsüberlegungen der USA widerspreche, solle die Förderung entsprechender Technologie in den USA nicht mehr gefördert werden (Ford Foundation und MITRE Corp., 1977). Unter den Präsidenten Carter und Reagan ziehen sich die USA aus der Entwicklung schneller Reaktoren zurück (von Hippel u. a., 2019, S. 32f). Eine Ausnahme ist die Kooperation mit Südkorea, die auch die Entwicklung schneller Reaktoren miteinschließt (IPFM, 2015a, S. 76; Pomper u. a., 2016, S. 48).

Frankreich

Bereits 1954 stellte François Perrin, der damalige Leiter der Französischen Atomenergiebehörde (CEA) fest, dass Frankreich in Zukunft zur Stromerzeugung auch Schnelle Brüter nutzen müsse (Perrin, 1955). In den folgenden Jahrzehnten gab Frankreich dementsprechend mehr für F&E für schnellen Reaktoren als für die Entwicklung von thermischen Reaktoren aus (Schneider, 2009).

Frankreichs Prototyp eines natriumgekühlten schnellen Reaktors, PHENIX (250 MW_e), begann den kommerziellen Betrieb 1974 und beendete ihn 2010. Die Vollastquote lag bei 40,5% (IAEA, 2020c). Der Nachfolgereaktor Superphénix war bereits auf 1200 MW_e ausgelegt. Noch während des Baus sagte der damalige Vorsitzende der CEA für das Jahr

2025 mehr als 2000 Reaktoren dieses Typs voraus (Schneider, 2009, S. 40). Der Betrieb des Superphénix stelle sich jedoch als deutlich problematischer als erwartet heraus. Der Reaktor wurde 1998 nach zwölf Jahren und einer Verfügbarkeit (load factor) von nur 7,9% vom Netz genommen (Schneider, 2009).

Der natriumgekühlte Brutreaktor ASTRID sollte vor allem in einem geschlossenen Brennstoffkreislauf eingesetzt werden und ebenfalls den bereits vorhandenen radioaktiven Abfall bestrahlen. Das konzeptionelle Design sollte 2014 fertig gestellt sein und der Testbetrieb bis 2025 durchführbar werden (CEA, 2012, S. 77). Der ursprüngliche Zeitplan, der nicht eingehalten werden konnte, war auch durch das französische Gesetz vorgegeben, das bis 2020 den Betrieb eines Prototyps verlangt (IAEA, 2012a, S. 4). Die Pläne für ASTRID wurden aber Mitte 2019 gestoppt (NEI, 2019a).

Außerdem beteiligt sich Frankreich an der Entwicklung gasgekühlter schneller Reaktoren. Der europäische Demonstrationsreaktor ALLEGRO soll allerdings in anderen europäischen Ländern wie Tschechien oder Ungarn gebaut werden (Rodriguez, 2019; WNA, 2020b, S. 41).

Russland

Bis jetzt am erfolgreichsten bei dem Betrieb von schnellen Reaktoren ist Russland. Der BN-600 mit einer Leistung von 560 MW_e ist seit 1980 am Standort Beloyarsk mit einer Vollastquote von 75,9% in Betrieb (IAEA, 2020c). Dabei erlaubt die Regulierungsbehörden ein Löschen von Natriumbränden ohne den Betrieb des Reaktors zu unterbrechen. Bis einschließlich 1997 kam es bereits zu 27 Kühlmittelverlusten. Von diesen führten 14 zu Natriumbränden (Buksha u. a., 1997). Der BN-600 wird mit hochangereichertem Uran betrieben (Buksha u. a., 1997; IAEA, 2012a, S. 130). MOX-Brennelemente wurden nur vereinzelt zu Testzwecken eingesetzt (NEI, 2016). Am gleichen Standort wurde mit dem größeren BN-800 (820 MW_e) im Jahr 2016 der Betrieb aufgenommen. Auch der BN-800 wurde zunächst teilweise mit hochangereichertem Uran (HEU) betrieben (Kuznetsov u. a., 2017). Der Umstieg auf MOX soll 2022 abgeschlossen sein (Kraev, 2020).

Zunächst wurde der BN-800 zur Umsetzung von Waffenplutonium aus abgerüsteten Sprengköpfen genutzt, wie es im inzwischen aufgelösten Vertrag zwischen den USA und Russland festgeschrieben war (Center for Arms Control and Non-Proliferation, 2016; PMDA, 2010). Diese Form der „Beseitigung“ von waffenfähigen Plutonium unterscheidet sich grundlegend von der Transmutation Minorer Aktiniden: bei ersterem geht es vor allem darum, durch die Nutzung in Reaktoren die Plutoniumzusammensetzung zu ändern und dafür zu sorgen, dass das verbleibende Plutonium in abgebrannten Brennstoff vorliegt und somit durch eine Strahlungsbarriere vor Zugriff geschützt wird. Die Referenz hierbei ist der sogenannte „Spent Fuel Standard“: das zunächst vorliegende Waffenplutonium soll schließlich vergleichbar gut gegen Zugriff geschützt sein wie das Plutonium, das sich in abgebrannten Brennstäben aus Leistungsreaktoren befindet.

Unabhängig davon soll der BN-800 auch zur Plutoniumerbrütung in einem geschlossenen Brennstoffkreislauf genutzt werden. Als Ziel wird von ROSATOM neben der

Machbarkeitsdemonstration eines geschlossenen Brennstoffkreislaufes auch die Transmutation Minorer Aktiniden genannt (Rosatom, 2020b).

Auch die russischen schnellen Reaktoren sind nicht wettbewerbsfähig im Vergleich zu den wassergekühlten Leichtwasserreaktoren. Der Betreiber Rosatom behält sich einen Baubeginn des BN-1200, das Nachfolgemodell des BN-800, vor bis die Wirtschaftlichkeit und die Möglichkeit der Brennstofffertigung gegeben sind (Diakov und Podvig, 2019). Neben dem Bau von Leistungsreaktoren zur Energieerzeugung liegen auch weitreichende Erfahrungen mit metallgekühlten Reaktoren vor, die Blei-Wismut als Kühlmittel verwenden und in der U-Bootflotte eingesetzt werden (IAEA, 2012a, S. 274).

Deutschland

Deutschland baute insgesamt zwei schnelle Reaktoren, die Kompakte Natriumgekühlte Kernanlage in Karlsruhe (KNK II) und den Schnellen Natriumgekühlten Reaktor SNR-300. Die KNK-II war von 1978 bis 1991 mit einer Leistung von 20 MW_e in Betrieb (IAEA, 2012a, S. 103). Nach Verzögerungen aufgrund technischer Schwierigkeiten ist das Ende des Rückbaus auf 2019 verschoben worden (Deutscher Bundestag, 2012). gegenwärtig ist der Abschluss der Rückbauarbeiten bis 2024 vorgesehen (Umweltministerium Baden-Württemberg, 2019, S. 46).

Der KNK-II war auch ein Testlauf für den geplanten schnellen Reaktor SNR-300. Der SNR-300 war ein natriumgekühlter Schneller Brüter mit einer Leistung von 300 MW_{th}, der unter der Beteiligung von den Niederlanden und Belgien in Kalkar gebaut wurde (IAEA, 2012a, S. 171; Rouault u. a., 2010, S. 2339). Der Bau der Anlage wurde 1985 beendet. Aufgrund der umfassenden Sicherheitsbedenken und des politischen Drucks wurde der Reaktor nie in Betrieb genommen und das Projekt 1990 beendet (Marth, 1992, S. 131).

Japan

Seit den 1950er Jahren ist der Schnelle Brüter ein zentraler Teil des japanischen Kernenergieprogramms. Es wurde davon ausgegangen, dass Schnelle Brutreaktoren Ende der 1970er Jahre einsatzbereit sind. Der erste Schritt war die Konstruktion des experimentellen Joyo Reaktors mit einer Leistung, die nach und nach erhöht wurde und schließlich 140 MW_{th} erreichte. Joyo war ein natriumgekühlter schneller Reaktor und nutzte MOX-Brennstoff mit einer Urananreicherung von ungefähr 18% (IAEA, 2012a, S. 119). Der Reaktor war von 1977 bis zu einem Unfall im Jahr 2007 in Betrieb, bei dem eine Bestrahlungseinrichtung Schäden am den oberen Teil des Reaktorkerns hervorrief (WNA, 2020f).

1985 wurde mit dem Bau von Monju, als Prototyp für einen schnellen Reaktor, begonnen. Monju (mit einer Leistung von 280MW_e) war ein Jahr in Betrieb bevor es 1995 zu einem Natriumleck, Austritt von großen Natriummengen und weiteren Folgeschäden kam (Rouault u. a., 2010, S. 2342). Der Versuch, den Unfall unter den Tisch zu kehren, war wohl ein Grund, warum sich Reparaturarbeiten und das Wiederanfahren immer wieder verzögerten. Der Reaktor wurde erst 2010 wieder angefahren (IPFM Blog, 2010a). Nur wenige Monate später kam es zu einem Störfall beim Wechsel der Brennelemente (IPFM Blog, 2010b). 2016

wurde, auch aufgrund der hohen Kosten, die endgültige Stilllegung Monjus verkündet (Takubo und von Hippel, 2016; WNN, 2016). Die Wartungskosten für den Reaktor, obwohl stillgelegt, betragen ungefähr EUR₂₀₁₆ 160 Millionen – pro Jahr (Mainichi Daily News, 2016, S. 2). Für den Rückbau, der sich über Jahrzehnte hinziehen soll, werden einige Milliarden Euro Kosten anfallen (WNN, 2018b).

Japan strebt nach wie vor einen geschlossenen Brennstoffkreislauf unter der Verwendung Schneller Brüter an. Deren Inbetriebnahme wird derzeit für nach 2050 erwartet (Suzuki, 2009; WNA, 2020f). Der Einsatz schneller Reaktoren ist in Japan in der Gesetzgebung tief verankert. Die Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente ist gesetzlich vorgegeben: ein mögliches Endlager darf nur radioaktive Abfälle aus der Wiederaufarbeitung und der MOX-Brennstoffproduktion aufnehmen (von Hippel u. a., 2019, S. 58). Japan ist Gründungsmitglied des Generation IV International Forum (GIF, 2002a, S. 11).

Korea

Korea ist Gründungsmitglied des Generation IV International Forums zur Förderung neuer Reaktortechnologien (GIF, 2002a, S. 11). Im Jahr 1997 verabschiedete die koreanische Regierung den Comprehensive Nuclear Energy Promotion Plan (CNEPP). Die Korea Atomic Energy Commission (KAEC) autorisierte den Plan 2008 und aktualisierte ihn 2011. Nach diesem Konzept soll bis 2028 der Prototyp eines schnellen, natriumgekühlten Reaktors gebaut werden, der auch die Transmutation Minorer Aktiniden demonstrieren soll (Rodriguez, 2019, S. 31). Um dies zu erreichen, wurde eine spezielle Organisation gegründet, die in Zusammenarbeit mit dem Argonne National Laboratory das Design eines schnellen Reaktors entwickelte (WNA, 2020g). Dieser ist als sogenannter „Burner-Reaktor“ (und nicht als Brüter) ausgelegt (Kim u. a., 2012). Der Bau sollte im Jahr 2020 beginnen (Song, 2017).

Inzwischen spricht der offizielle “Basic Plan for Long-term Electricity Supply and Demand“ allerdings von einem Ausstieg aus der Kernenergie (Ministry of Trade, Industry and Energy, 2017, S. 16). Es gibt Hinweise darauf, dass auch die Forschungsarbeiten zu Schnellen Reaktoren 2020 beendet werden sollen (WNA, 2020g).

China

Der chinesische Testreaktor (China Experimental Fast Reactor CEFR) ist einer der drei schnellen Reaktoren, die laut der Datenbank der IAEA zurzeit in Betrieb sind (IAEA, 2020c). Er hat eine Leistung von 65MW_{th} und ist seit 2010 in Betrieb (WNA, 2020h). Der CEFR wurde in Kooperation mit Russland gebaut und in Betrieb genommen und soll Erfahrungen für spätere, größere Reaktoren liefern. Eine Routinebetrieb war aufgrund verschiedener Probleme bis jetzt nicht möglich (Hibbs, 2018, S. 27).

Ein Nachfolprojekt, der Chinese Demonstration Fast Reactor (CDFR) mit einer Leistung von 600MW_e, befindet sich seit 2017 in Bau (IPFM Blog, 2017). Der Reaktor soll 2023 fertig gestellt werden und ab 2030 nach und nach den Standard-Leichtwasserreaktor CFR-1000 ersetzen (WNA, 2020a). Seit den 1980er Jahren plant China, das technische Know-how für die Umsetzung eines geschlossenen Brennstoffkreislaufes zu erreichen (Hibbs,

2018, S. 27). Auch beim CDFR unterstützt Russland den Bau und liefert das hochangereicherte Uran, mit dem der Reaktor zunächst betrieben werden soll (IPFM Blog, 2019). Die Verwendung von Uranbrennstoff hat im Vergleich zu MOX sicherheitstechnische Vorteile, da sich im Brennstoff mehr Transurane befinden (vgl. Kapitel 3.2.1)

Indien

Auch Indien ist aktiv in die Entwicklung Schneller Brüter involviert. Das indische Brüterprogramm startete in den 1980er Jahren. Damals wurde auch ein Testreaktor, der FBTR, in Betrieb genommen. Der Nachfolger PFBR (Prototyp Fast Breeder Reactor) sollte ursprünglich 2010, dann 2015 in Betrieb genommen werden (Sinha u. a., 2016, S. 430). Inzwischen ist ein Starttermin für Ende 2021 geplant. Die Verzögerungen kamen sowohl durch Probleme bei der Brennstoffproduktion als auch durch Probleme bei den Natriumpumpen zustande (IPFM Blog, 2020). Für den indischen Brüter werden Wirtschaftlichkeit und Sicherheit kontrovers diskutiert (Ramana, 2009; Sinha u. a., 2016; Suchitra und Ramana, 2011, S. 435). Das Bedürfnis Indiens nach einem Schnellen Reaktor ist auch der Produktion von Plutonium für das indische Atomwaffenprogramm geschuldet (Ramana und Rammanohar Reddy, 2003).

Europa

Die auf Betreiben der Europäischen Kommission gegründete Initiative ESNII (European Sustainable Nuclear Energy Initiative) hat sich als Ziel gesetzt, bis 2025 u.a. den Schnellen Reaktor ASTRID (*Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration*) in Betrieb zu nehmen (ESNII, 2020). Der ursprüngliche Plan sah noch eine Inbetriebnahme bis 2020 vor (SNETP, 2013). Die Arbeit an ASTRID wurde 2019 von Frankreich eingestellt (NEI, 2019a). Es ist nicht klar, ob sich ESNII jetzt auf ihre Alternativen des gas- oder bleigekühlten Reaktors verlegt oder ob es möglicherweise ein anderes Referenzprojekt für den natriumgekühlten schnellen Reaktor geben wird.

Auf europäischer Ebene wurden und werden Forschungsvorhaben zu Schnellen Reaktoren zusätzlich auch von EURATOM im Rahmen verschiedener Forschungsprogramme (6. Rahmenprogramm, 7. Rahmenprogramm, Horizon 2020) unterstützt.

Großbritannien

Die Reaktoren des britischen Programms zur Realisierung Schneller Reaktoren befanden sich in Dounreay, Schottland. Der Betrieb eines Prototypen (PFR) mit einer Leistung von 250 MW_e wurde 1994 beendet (Rouault u. a., 2010). Seine Vollastquote lag bei lediglich 26,9%. Die National Decommissioning Authority (DNA) denkt zumindest darüber nach, schnelle Reaktoren für den Umgang mit den enormen, abgetrennt vorliegenden britischen Plutoniumbeständen im zivilen Bereich zu verwenden (NDA, 2019).

3.3.1.5 Auswirkungen auf Mensch und Umwelt

Im Betrieb verursacht ein Kernreaktor, neben dem abgebrannten Brennstoff, weitere Betriebsabfälle. Diese Abfälle entstehen zum Beispiel durch Reinigen des Kühlkreislaufes und der Anlage, oder aus Kontrollbereichen abzugebende radiologisch belastete Mengen an Abluft und Wasser (Koelzer, 2008). Das Volumen dieses Abfalls umfasst nach der

Konditionierung pro Betriebsjahr etwa 45 m^3 bei einem großen Leichtwasser-Leistungsreaktor (BMU, 2020, S. 85). Frankreich geht im Unterschied dazu von 78 m^3 pro Reaktorjahr für seine Druckwasserreaktoren aus. Als Grund für die Differenz wird u.a. der hohen Kostendruck in Deutschland genannt (Neumann, 2010).

Die Stilllegung und der Rückbau von Anlagen führen zu weiteren Sekundärabfällen. Der Rückbau beginnt sobald der Kernbrennstoff, das Kühlmittel und die radioaktiven Betriebsabfälle aus der Anlage entfernt sind. Damit liegt Aktivität nur noch in aktivierten oder kontaminierten Komponenten der Anlage vor. In Deutschland wird derzeit davon ausgegangen, dass die Stilllegung eines Leichtwasserreaktors etwa 5.000 m^3 an Stilllegungsabfällen verursacht (BMU, 2020, S. 85). Aufgrund der stärker aktivierten Komponenten ist davon auszugehen, dass die Stilllegung eines schnellen Reaktors, auch unter der Annahme, dass sich die Verfahren noch fortentwickeln, eher mehr Abfälle verursacht. Es sind wenig Daten über die bei Stilllegung und Rückbau entstehenden Abfälle vorhanden, auch weil bis jetzt nur ein Bruchteil der bereits stillgelegten Reaktoren umfassend zurückgebaut wurde (Schneider u. a., 2020, S. 31). In Frankreich wird mit radioaktiven Abfällen in Höhe von etwa 6.000 m^3 für den Rückbau eines Kernreaktors gerechnet (Orano, 2018, S. 33). Aufgrund der international unterschiedlichen Standards, welche Prozessschritte für einen kompletten Rückbau abgeschlossen sein müssen, lassen sich die Werte unterschiedlicher Reaktoren, sofern vorhanden, nur schwer vergleichen (WNWR, 2019, S. 34).

Bei diesen Betrachtungen sind mögliche Unfälle, die auch zu größeren Freisetzungen von Radioaktivität führen könnten, nicht berücksichtigt.

3.3.1.6 Mögliche Rolle von Schnellen Reaktoren für P&T

Die nationale Betrachtung hat bereits gezeigt, dass Umsetzungspläne zu Bau und Einsatz schneller Reaktoren sich in der Regel nicht realisieren lassen. Auch beim derzeit erfolgreichsten Schnellen Reaktor, dem russischen BN-800, vergingen von Baubeginn 2006 bis zur Inbetriebnahme 2014 fast 10 Jahre (IAEA, 2020c). Konzipiert wurde der Reaktor allerdings schon Mitte der 1980er Jahre auf Basis der Vorgängermodelle BN-350 und BN-600 (Krivitski, 2001). Die Planungs- und Genehmigungszeit war somit deutlich länger als die eigentliche Bauzeit. Die langen Zeiträume sind u.a. der hohen Komplexität der Systeme geschuldet. Insbesondere die hohe Strahlungsbelastung der Strukturmaterialien in schnellen Neutronenspektren ist seit langem als Problem erkannt und entsprechender Forschungsbedarf definiert. Dennoch werden viele Pläne für den späteren Einsatz solcher Reaktoren unter der Annahme gemacht, dass entsprechende Materialien gewiss noch rechtzeitig entwickelt werden würden (z.B. in GIF, 2002a).

Der natriumgekühlte Reaktor wird dabei als der technisch am weitesten fortgeschrittene von den GEN IV Reaktoren angesehen (GIF, 2002a; vgl. Ohshima und Kubo, 2016). Die GIF Roadmap von 2002 sah den natriumgekühlten Reaktor für die Zeit ab 2015 als einsetzbar an. Es wurde allerdings bereits darauf hingewiesen, dass diese Zeitpläne verändert werden müssten, sollten zum Beispiel die notwendigen Strukturmaterialien, der Brennstoff oder andere wichtige Komponenten nicht rechtzeitig validiert und qualifiziert werden können.

Die Aktualisierung der Werte im Update der GIF-Roadmap aus dem Jahr 2014 führte zu einer Verschiebung der Zeitpläne um sieben Jahre in die Zukunft, also auf 2022 (GIF, 2014). Im GIF-Jahresbericht 2019 werden zwar F&E-Erfolge aufgelistet – es wird aber kein Zeithorizont für den Einsatz der schnellen natriumgekühlten Reaktoren (SFR) mehr angegeben (Rodriguez, 2019).

Der mögliche Zeithorizont für einen Einsatz natriumgekühlter Reaktoren hängt auch davon ab, wie viel zusätzliche Entwicklungsarbeit noch zu leisten ist. Dabei ist auch zu bedenken, dass die Hochskalierung eines kleinen Demonstrationsreaktors auf einen Leistungsreaktor nicht trivial ist: die verschiedenen Bereiche des Reaktorkerns sind nach der Vergrößerung nicht mehr so stark aneinanderges koppelt. So kann zum Beispiel die lokale Kritikalität über den Kern stark unterschiedlich sein. Diese Schwierigkeiten führten u.a. dazu, dass die Größe des geplanten Schnellen Brütters in Deutschland reduziert wurde (Marth, 1981, S. 67). Auch bei der Skalierung des französischen Phénix-Reaktors zeigten sich diese Probleme.

Für einen Einsatz in Deutschland, der primär auf die Transmutation der Transurane abzielt, müssten Sonderformen schneller Reaktoren entwickelt werden. Dabei ginge es vor allem darum, den Anteil der Minoren Aktiniden im Brennstoff deutlich erhöhen zu können und bestenfalls uranfreie Brennstoffe einzusetzen, um kein neues Plutonium zu erbrüten. Dabei entstehen Probleme, die zu bewältigen wären. So dürfte bei der Erhöhung des Transurananteils im Brennstoff der sichere Betrieb des Reaktors nicht kompromittiert werden: der negative Temperatur-Reaktivitätskoeffizient durch das Uran-238 in MOX-Brennstoffen fällt dann weg und müsste geeignet kompensiert werden können. Auch ist bei metallischen Brennstoffen der Schmelzpunkt eines Brennstoffes mit einem hohen Anteil Minorer Aktiniden deutlich niedriger als bei reinem Uranbrennstoff. Der Temperaturbereich, der einen sicheren Betrieb ermöglicht, ist somit kleiner (Fanghänel u. a., 2010, S. 2944).

Für den französischen Schnellen Reaktor ASTRID sind Modifikationsrechnungen bereits durchgeführt worden (Gabrielli u. a., 2015; Renn, 2014). Dabei zeigte sich, dass nicht nur die Reaktorleistung um ein Viertel reduziert werden müsste, auch die Geometrie innerhalb des Reaktorkerns müsste angepasst werden, um wenigstens im oberen Bereich des Reaktors, in dem es am Wahrscheinlichsten zu Dampfblasen kommt, negative Void-Koeffizienten zu erhalten. Dies sind allerdings nur vorläufige Studien. Es bedürfte noch vieler weiterer Analysen, um die Sicherheitseigenschaften eines entsprechend ausgelegten Reaktorkerns abschließend beurteilen zu können.

F&E zu schnellen, natriumgekühlten Reaktoren findet seit vielen Jahrzehnten statt. Aktuell befinden sich drei Reaktoren dieses Typs in Betrieb und weitere (Demonstrations-)Reaktoren sind in Bau bzw. werden geplant.

Neben der postulierten Notwendigkeit, Plutonium zu erbrüten, ist in den letzten Jahren häufiger als Argument für schnelle Reaktoren benannt worden, dass diese die Möglichkeit einer Transmutation Minorer Aktiniden bzw. einer Reduzierung des Abfallsaufkommens böten. Es existieren umfangreichere Studien zum möglichen Einsatz schneller, natriumgekühlter Reaktoren in P&T Szenarien (CEA, 2012; IAEA, 1993; Martinez-Val und Abderrahim, 2008). Wenn aber solche Reaktoren für die Abfallbehandlung eingesetzt

werden sollen, müsste erstens die tatsächlich erreichbaren Transmutations-Effizienzen für verschiedene Nuklide und zweitens vor allem auch die Auswirkungen einer entsprechenden Reaktornutzung auf die Sicherheit des Reaktors geklärt werden (Kirchner u. a., 2015, S. 79).

Die ursprünglichen schnellen Reaktorkonzepte hatten oft positive Reaktivitätskoeffizienten. Vor allem bei einer Verringerung der Dichte des Kühlmittels (oder dessen Verlust) konnte es zu einer positiven Rückkopplung im Reaktor und damit zu einem unkontrollierten Leistungsanstieg kommen.

Dass Problem der positiven Reaktivitätskoeffizienten wird durch einen erhöhten Transurananteil im Brennstoff noch verstärkt. Aus diesem Grund, und weil bisherige schnelle Reaktordesigns im Hinblick auf die optimale Ressourcennutzung hin konzipiert wurden, sind in diesen nur sehr geringe Transmutationseffizienzen möglich. Nichtsdestotrotz nannte das GIF den natriumgekühlten schnellen Reaktor das Konzept, das am schnellsten für das Management der Aktiniden zur Verfügung stünde (2002a, S. 16). Dabei wird allerdings davon ausgegangen, dass Kernkraftwerke zur Energieerzeugung genutzt werden. Die Konzepte für einen schnellen natriumgekühlten Reaktor sind grundsätzlich auf die Energieerzeugung ausgelegt. Die Transmutation der Minoren Aktiniden findet – wenn überhaupt – “nebenher” statt. Das längerfristige Ziel ist es dann, trotz nuklearer Energieversorgung keine neuen Bestände an Minoren Aktiniden aufzubauen. Für den Einsatz in einem Szenario, bei dem es primär um die Transmutation radioaktiver Abfälle gehen soll, wären die gegenwärtigen Reaktorkonzepte nur mit erheblichen Modifikationen verwendbar.

Doch selbst ohne diese Modifikationen zu konkretisieren, könnte in Deutschland nicht einfach mit dem Bau eines natriumgekühlten Reaktors begonnen werden. Natriumgekühlte Reaktoren zur kommerziellen Stromproduktion, mit installierter Leistung über 200 MW_e, wurden zwar in Frankreich und Japan und werden in Russland betrieben. Während die französischen und japanischen Reaktoren aber nur geringe Lastfaktoren (Verhältnis der Volllaststunden zu der Anzahl der Stunden in einem Jahr) aufweisen konnten, erreichten nur die russischen Reaktoren BN-600 75% beziehungsweise BN-800 67% (Pistner und Englert, 2017). Um eine solche Anlage in Deutschland als Teil des deutschen Entsorgungskonzepts zu errichten, müsste sie nach dem deutschen Regelwerk bewilligt werden. Die Design-Daten des BN-600/BN-800 sind nicht öffentlich verfügbar und ein Abgleich gegen das deutsche Regelwerk kann so nicht stattfinden

Allerdings sollte jedenfalls beachtet werden, dass die Genehmigungspraxis in Russland erheblich von derjenigen in der Europäischen Union und insbesondere der deutschen Genehmigungspraxis abweicht. So mussten etwa Bulgarien, Litauen und die Slowakei bestimmte Reaktoren russischer Bauart, deren Sicherheitsstandards die in der EU etablierten Standards auch mit Nachrüstungen nicht erreichen konnten, stilllegen, um der EU beitreten zu können (Ciucci, 2020). Dies betraf in der Slowakei zwei und in Bulgarien vier Reaktorblöcke des Typs VVER 440/230 (Bohunice V1 und Kozloduy), in Litauen zwei Reaktorblöcke des Typs RBMK-1500. In Russland haben demgegenüber aktuell fünf Blöcke des Typs RBMK-1000 (Leningrad und Smolensk) und zwei Blöcke des Typs VVER 440/230

eine Betriebsbewilligung (IAEA PRIS, 2020). Erst im Jahr 2019 wurde für Smolensk Block 3 eine 15-jährige Laufzeitverlängerung erteilt. Aber auch an Neuanlagen werden in Russland und in Ländern der EU unterschiedliche genehmigungsrechtliche Anforderungen gestellt. So müssen die aktuellen russischen Reaktorprojekte in Finnland (Hanhikivi) und Ungarn (Paks2) zusätzliche Auflagen erfüllen, z.B. höhere Anforderungen gegen Flugzeugabsturz. Während das Standarddesign des VVER-1200 nur Schutz gegen Absturz einer Militärmaschine mit bis zu 5.7 Tonnen vorsieht (Rosatom Overseas, 2013), wird in Ungarn und Finnland, den Richtlinien von WENRA (Western European Nuclear Regulators Association) folgend (WENRA, 2013), Schutz gegen den Absturz einer kommerziellen, großen Passagiermaschine gefordert. Es kann also bezweifelt werden, dass ein im europäischen Kontext neues Design wie der russische BN-800 in Deutschland ohne umfangreiche Anpassungen, die die Anforderungen an die Sicherheitsstandards erfüllbar machen, genehmigungsfähig wäre. Dabei ist von den notwendigen Designänderungen, die für eine Nutzung als Transmutationsanlage zusätzlich erforderlich wären, noch gar nicht die Rede.

3.3.2 Salzschnmelzreaktoren

Salzschnmelzereaktoren (Molton Salt Reactor – MSR) sind ein weiteres Reaktorkonzept, das vom Generation IV International Forum (GIF) als ein Fokus für kooperative internationale Entwicklungsarbeiten vorgeschlagen wird. Ein wesentlicher Unterschied der Salzschnmelzreaktoren zu anderen Reaktortypen besteht darin, dass bei ihnen der Brennstoff in der Regel nicht in fester Form vorliegt: Als Kühlmittel wird eine Salzschnmelze verwendet. Bei fast allen Salzschnmelzekonzepten wird der Brennstoff in diesem Kühlmittel aufgelöst.

Das gemeinsame Vorliegen von Kühlmittel und Brennstoff ist ein Grund für die vielen Vorteile, die den Salzschnmelzereaktoren zugeschrieben werden (GIF, 2002a):

- MSR weisen eine gute Neutronenbilanz auf. Damit sind sie (theoretisch) vielfältig einsetzbar, sowohl zum Erbrüten von neuen Spaltstoffen als auch zur Transmutation von Aktiniden.
- Aufgrund der hohen Temperatur sind andere Anwendungen als die Stromproduktion denkbar. Zu diesen zählen zum Beispiel die Herstellung von Wasserstoff oder die Bereitstellung von Prozesswärme.
- Die Salzschnmelze muss nicht unter Druck stehen, was die dementsprechenden Materialbelastungen verringert.
- MSR sollen aufgrund bestimmter technischer Eigenschaften wie passive Kühlung inhärent sicher sein.
- Wiederaufarbeitung und Brennstoffbeladung sollen kontinuierlich direkt vor Ort stattfinden. Damit soll eine hohe Auslastung der Anlage möglich sein und die Anzahl an notwendigen Transporten von radioaktivem Material könnte sich verringern.

- Der flüssige Brennstoff soll eine große Bandbreite an Zusätzen und Brennstoffvariationen ermöglichen, ohne dass hierfür neue Brennelemente entwickelt und gefertigt werden müssten.

Die ersten MSR besaßen ein thermisches Neutronenspektrum (vgl. Abschnitt USA in 3.3.2.4). Die meisten der heute noch verfolgten Konzepte besitzen ein schnelles Spektrum. Das hat auch damit zu tun, dass die Zielsetzung der Reduktion der Transurane in den Abfällen immer mehr an Bedeutung gewinnt.

Diese Kapitel beschäftigt sich, soweit nicht anders notiert, mit dem MSFR-Konzept (Molten Salt Fast Reactor), das vor allem vom französischen CNRS (Centre national de la recherche scientifique) entwickelt wird – allerdings im Rahmen von europäischen und internationalen Verbundprojekten. Dieser Reaktor hat eine thermische Leistung von 3000 MW und wird auch von dem Generation IV International Forum als Referenzdesign angesehen (GIF, 2014). Es wird davon ausgegangen, dass dieses Design am ehesten einsetzbar werden könnte, da es international – insbesondere im Rahmen von GIF – die meiste Unterstützung erfährt (WNA, 2018c). Es gibt aber auch MSR-Varianten, bei denen der flüssige Brennstoff und das Kühlmittel getrennt voneinander sind (Lewitz u. a., 2020). Auf die Variante, bei der ein fester Brennstoff vorliegt, wird im Folgenden nicht weiter eingegangen, da sie große Ähnlichkeiten mit metallgekühlten schnellen Reaktoren hat.

3.3.2.1 Technische Grundlagen

In Salzschnmelzereaktoren sind der Brennstoff und auch die entstehenden Spaltprodukte in einer Salzschnmelze, üblicherweise Fluoridsalz, gelöst. Die Spaltungsenergie wird somit direkt im Kühlmittel frei. Für die genaue Zusammensetzung des Salzes gibt es verschiedene Möglichkeiten, die unter anderem den Schmelzpunkt, die thermische Stabilität, das Neutronenspektrum und chemische Eigenschaften wie die Wechselwirkung mit den Strukturmaterialien beeinflussen (GIF, 2002a, S. 35).

Abbildung 12 zeigt den grundsätzlichen Aufbau eines Salzschnmelzereaktors. Innerhalb des Reaktorkerns wird in der Salzschnmelze eine Kettenreaktion aufrechterhalten. Die Siedetemperatur betrachteter Salze liegt bei ca. 1400°C. Heute zur Verfügung stehende Strukturmaterialien halten allerdings nur Temperaturen bis ungefähr 800°C stand (GIF, 2002a, S. 35). Damit ist der mögliche Temperaturbereich durch den Schmelzpunkt der Salze bei 500°C (Kristallisation darf nicht auftreten) auf den Bereich von 565°C bis 700°C vorgegeben. Außerhalb des eigentlichen Kernbereichs muss die Geometrie so angeordnet sein, dass die Salzschnmelze nicht kritisch werden kann. Im gesamten System steht die Salzschnmelze nicht unter Druck.

Die heiße Salzschnmelze wird in einen Wärmetauscher geleitet. In diesem wird die Energie auf den sekundären Kühlkreislauf (auch Salzschnmelze) und dann auf einen weiteren, tertiären Kühlkreislauf übertragen. In diesem dritten Kreislauf wird, zum Beispiel durch Dampferzeugung, eine Turbine zur Stromerzeugung angetrieben. Eine externe Wärmesenke ist notwendig, um verbleibende Wärme abzugeben.

In einem MSR wird der Brennstoff durchgehend in den Reaktorkern ge- und wieder entladen. Dies geschieht während des Reaktorbetriebs und dauert pro Umlauf einige Sekunden (IRSN, 2015, S. 122). Gasförmige und nichtlösliche Spaltprodukte werden bereits in der Nähe der Pumpen abgetrennt. In einem schnellen Salzschnmelzereaktor, dessen Kritikalität nicht so empfindlich auf das Aufbauen von Spaltprodukten reagiert, ist auch ein Batch-Betrieb möglich. Das heißt, die Spaltprodukte müssen nicht kontinuierlich abgetrennt werden.

Ein Teil der Salzschnmelze wird der pyrochemischen Prozesseinheit, die sich auch am Reaktorstandort befinden soll, zugeführt. Dort werden Spaltprodukte aus der Schnmelze abgetrennt und ggf. neues Spaltmaterial zugeführt. Dieses kontinuierliche Vorgehen soll hohe Verfügbarkeitsfaktoren der MSR ermöglichen. Salzschnmelzereaktoren verlangen nach pyrochemischer Wiederaufarbeitung. Aufgrund der extrem kurzen Abklingzeiten ist die Aktivität des abgebrannten Brennstoffes noch so hoch, dass das Lösungsmittel der hydrochemischen Wiederaufarbeitung zerstört würde.

Der hier beschriebene Reaktor wird mit nur einer Schnmelze als Brennstoff und ersten Kühlkreislauf betrieben. Diese muss sowohl die passenden Eigenschaften als Kühlmittel als auch als Lösung für den Brennstoff aufweisen. In dem Dual-Fluid Reaktor Konzept soll dieses Problem umgangen werden indem man den flüssigen Brennstoff von Kühlmittel trennt (Lewitz u. a., 2020). Der Brennstoff liegt dann entweder als Flüssigmetall oder als Salzschnmelze vor und soll mit Blei gekühlt werden.

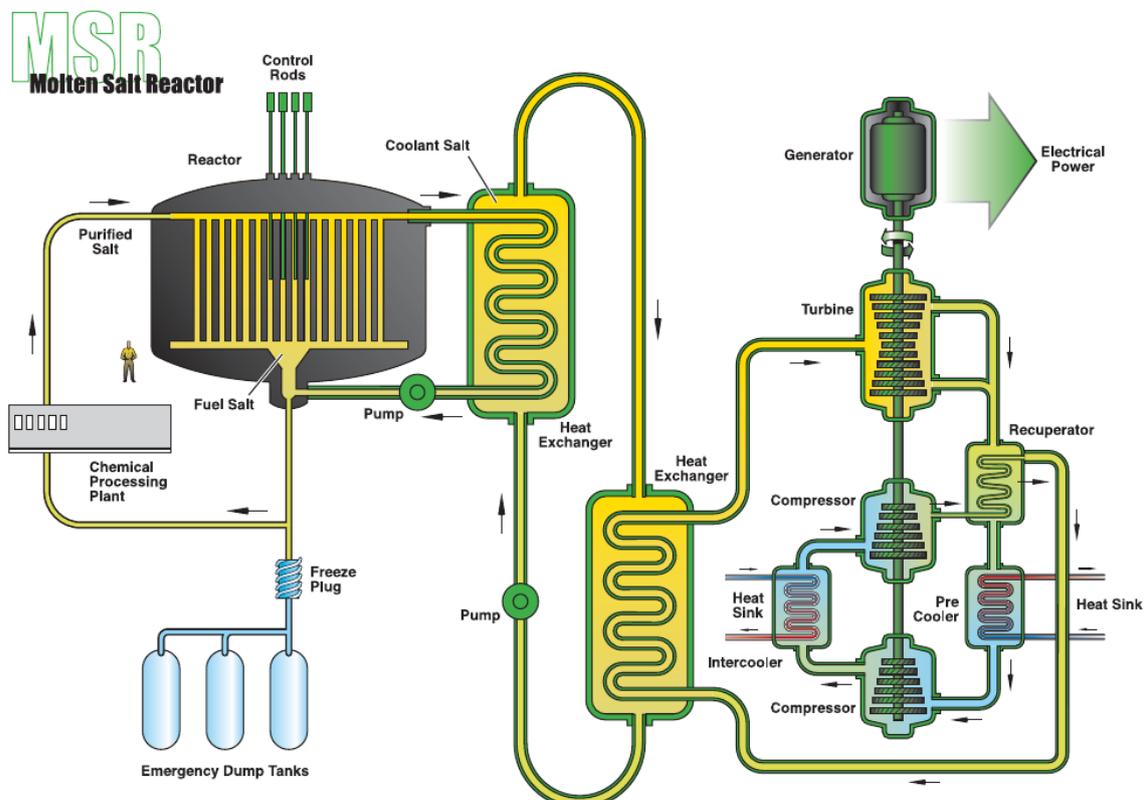


Abbildung 12: Schema eines Salzschnmelzereaktors. (Quelle: (GIF, 2002a)).

Die Wahl des Brennstoffes hängt auch von der Zielsetzung des Reaktorbetriebs ab. Brennstoffoptionen für MSR lassen sich grob in vier verschiedene Gruppen unterteilen (GIF, 2002a, S. 34):

- Thorium / Uran-233 (zielt auf eine optimierte Ressourcennutzung)
- denaturiertes Thorium / Uran-233 (Uran-233 wird mit Uran-238 versetzt, zielt auf möglichst hohe Proliferationsresistenz)
- einen offenen Brennstoffkreislauf mit minimaler Wiederaufarbeitung nur vor Betriebsbeginn und denaturiertem Uran zum Verbrennen von Aktiniden in nur einem Durchlauf
- Verbrennen (Transmutation) von Aktiniden mit kontinuierlicher Wiederaufarbeitung am Standort

Die europäische Variante MSFR, die gegenwärtig verfolgt wird, ist dafür ausgelegt, Thorium und Uran-233 zu verwenden (Rodriguez, 2019, S. 56). Für die Transmutation besonders relevant wären Konzepte mit uranfreien Brennstoffen, wie z.B. die russische MOSART Variante (Ponomarev u. a., 2019).

3.3.2.2 Sicherheitsaspekte

Wie in Kapitel 2.4 beschrieben, betrachten wir verschiedene Bereiche, um zu einer Aussage zur kerntechnischen Sicherheit zu gelangen. Gibt es einen Sicherheitsbericht, der der deutschen Atomaufsicht oder einer vergleichbaren Behörde vorgelegt wurde? Wurde die Technologie in der Praxis erprobt? Und schließlich, wie sieht die Sicherheit der Anlage nach dem Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen aus?

Sicherheitsbericht

In den USA gab es Versuche mit Salzschnmelzereaktoren mit einem thermischen Neutronenspektrum (MSR), die aber eher Forschungscharakter hatten. Ein Sicherheitsbericht nach US NRC wurde damals nicht erstellt, da der Betrieb der Versuchsreaktoren vor Gründung der Behörde im Jahr 1974 lag. Berechnungen, welche für die doch sehr frühen amerikanischen MSR in den 1960ern durchgeführt wurden, bedürfen einer Revision und einer genauen Überprüfung nach dem heutigen Stand von Wissenschaft und Technik, da seit damals bedeutende methodische Fortschritte in Sicherheits- und Reaktoranalyseprogrammen erzielt wurden (Elsheikh, 2013). Das EU-Projekt SAMOFAR hat unter anderem zum Ziel, diese Lücken zu schließen (SAMOFAR, 2019).

Ein Konzept für einen Integrated Molten Salt Reactor der Firma Terrestrial Energy wurde der kanadischen Behörde CNSC im Jahr 2017 zur Begutachtung vorgelegt. Die Behörde weist darauf hin, dass zu einigen Bereichen noch deutlich tiefer gehende Informationen seitens der Firma nötig sind (CNSC, 2017). In diesem Zusammenhang wird ebenfalls auf zukünftig nötige Änderungen in Lizenzierungsverfahren für Nicht-Leichtwasserreaktoren hingewiesen. Die derzeitig verwendeten Methoden zur Sicherheitsanalyse können in ihrer derzeitigen Form nicht für Flüssigsalzreaktoren angewandt werden. Dies liegt vor allem

daran, dass der Brennstoff im Normalbetrieb geschmolzen ist und dass das Barrierenkonzept dadurch nur bedingt angewendet werden kann.

Defense in Depth

Erste Forschung zu MSR wurde in den USA in den 1950er Jahren betrieben. Das Aircraft Reactor Experiment (ARE) war ein mit NaF-ZrF₄-UF₄ betriebener Hochtemperatur Flüssigsalzreaktor im Zuge des Nuclear Propulsion Program. Berylliumoxid diente als Moderator. Insgesamt befanden sich 14,9 kg Uran-235 im Reaktor als dieser Kritikalität erreichte. Zur Überprüfung der Instrumente wurde der Reaktor zuerst mit flüssigem Natrium gefüllt. Unter anderem musste das Natrium-Reinigungssystem repariert werden, bevor Brennstoff in die Anlage hinzugefügt wurde. Zu mehreren Zeitpunkten während des Betriebs wurden Proben des Brennmaterials genommen. Der Chrom-Anteil stieg in diesem mit etwa 50 ppm/Tag, weshalb auf verstärkte Korrosion der Rohre geschlossen wurde (Bettis u. a., 1957).

Beim Salzschnmelzereaktor wird Kritikalität durch die Geometrie des Reaktorkreislaufs erreicht. Treten die Brennstoffsalze in den Reaktorraum ein, werden sie kritisch. Eine Schnellabschaltung kann daher einfach durch Ablassen der Brennstoffsalze erfolgen. Lecks führen automatisch zu Unterkritikalität. Dies ist ein inhärentes Sicherheitsmerkmal des Salzschnmelzereaktorkonzepts. Allerdings wurde bisher nicht gezeigt, ob auch die praktische Umsetzung gelingt.

Fragen zu einsetzbarem Material und Komponenten, der Chemie des Flüssigsalzes und seinen Eigenschaften, dem Brennstoff und Brennstoffzyklus, dem Systemdesign und seinem Betrieb, den Sicherheitssystemen, sowie der Systemintegration und Bewertung sind nach wie vor offen. Die bisherigen, sehr begrenzten Betriebserfahrungen weisen auf ungelöste Probleme, unter anderem mit der Salzschnmelze und den Legierungen der Rohrsysteme, hin. Dies deutet auf inhärente Risiken durch die verwendeten Materialien hin. Auf der ersten Sicherheitsebene des DiD Konzepts, die ja Sicherheit durch ein inhärent sicheres Design garantieren soll, ergibt sich also kein einheitliches Bild. Die Sicherheitsebenen 2-4 können wegen des frühen Entwicklungsstandes nur schwer kommentiert werden.

Betriebserfahrungen und Ableitungen

Die bisherigen operativen Erfahrungen mit MSR-Versuchsreaktoren beschränken sich auf die 1960er Jahre in den USA im Rahmen der ARE (Aircraft Reactor Experiment), ART (Aircraft Reactor Test) und MSRE (Molten Salt Reactor Experiment) Projekte (Serp u. a., 2014). Seither wurden keine MSR Versuchsreaktoren mehr in Betrieb genommen. Der Großteil der Forschung und Entwicklung beschränkt sich auf Testloops, welche unter anderem der Erforschung von Legierungen und Salzmischungen für diese Reaktortechnologie dienen. Versuchsreaktoren sind zwar in Planung (Zhang u. a., 2018), jedoch noch nicht in Betrieb.

Der Reaktor des Aircraft Reactor Experiments in den USA schaffte es auf insgesamt 100 Betriebsstunden im Steady-state Zustand. Im Versuch konnte gezeigt werden, dass sich das UF₄ im Salzschnmelze für die Dauer des Versuchs stabil verhielt. Für die Metallstrukturen

wurde Inconel 600 verwendet. Durch den stark negativen Temperaturkoeffizienten konnte der Versuch ohne den Einsatz von Steuerstäben gestartet und gestoppt werden. Laut dem zugehörigen Hazards Summary Report aus dem Jahre 1955 hätte zudem ein rapider Anstieg der Temperatur und Bruch des Druckbehälters nicht dazu geführt, dass die 1,27 cm dicke Wand der Reaktorzelle von Bruchstücken durchdrungen worden wäre. Es kam aber unter anderem zu einem Zwischenfall, bei dem radioaktive Spaltprodukte durch defekte Gas-Armaturen in den Keller der Anlage gelangten und dort hohe Strahlenbelastungen in der Luft verursachten. Das Leck wurde nicht lokalisiert. Eine genaue Beschreibung der durchgeführten Experimente finden sich im ARE Hazards Summary Report aus dem Jahr 1955 (Cotrell u. a., 1955). Der ARE Reaktor wurde zwischen 30.10.1954 und 12.11.1954 betrieben. Zum Nachfolgeprojekt ART liegt ebenfalls ein Design Report vor (Fraas und Savolainen, 1956).

Probleme von ARE und ART waren unter anderem die hohe Komplexität des Reaktors. Die Reaktoren nutzen ein thermisches Neutronenspektrum, die Brennstoff-Salzlösung wurde kritisch, weil im Kernbereich Graphit als Moderator eingebracht war. Die kurze Lebensdauer von Graphit, welches sich in Kontakt mit dem Salz befindet, führten zur Entwicklung des Molten Salt Reactor Experiment (MSRE) (Serp u. a., 2014). Der Reaktor wurde mit LiF-BeF₂-ZrF₄-UF₄ betrieben und von pyrolysiertem Graphit moderiert. Im Sekundärkreislauf wurde als Kühlmittel 2LiF-BeF₂ verwendet. Während der Laufzeit wurden nacheinander drei verschiedene spaltbare Brennstoffe verwendet: U-233, U-235 und Plutonium-239. Im Salz befand sich kein Thorium. Als Werkstoff für alle metallischen Teile, welche mit dem Salz in Berührung kam, wurde INOR-8/Hastelloy-N verwendet (Haubenreich und Engel, 1970). Dies wurde speziell zur Verwendung in diesem Reaktor entwickelt, da man mit Inconel 600 im ARE auf die erwähnten Korrosionsprobleme stieß. Probleme des INOR-8 wurden im Sekundärkreislauf nicht erwähnt. Im Primärkreislauf stieß man auf Schwierigkeiten durch intergranulare Brüche und Strahlungsschäden in der Legierung. Tellur Spaltprodukte wurden als Ursache der Versprödung ausgemacht. Der Aufbau von Hastelloy-N wurde verändert um dem entgegen zu wirken. MSRE konnte für ca. fünf Jahre betrieben werden. Laut Betreiber wurden bei Proben nie mehr als 220ppm Korrosionsprodukte im geschmolzenen Salz festgestellt. Probleme stellten die Metalle Molybdän, Ruthenium, Tellur und Niob dar. Diese bildeten keine stabilen Fluoride im Salz. Proben des Salzes zeigten, dass etwa 1% dieser Metalle mit dem Salz zirkulierten.

Das große Forschungs- und Entwicklungsprogramm im Oak Ridge National Laboratory (ORNL) wurde in den frühen 1970er Jahren zugunsten der Forschung am Flüssigmetall-Schnellbrüter (LMFBR) eingestellt. In diesen wurden zu diesem Zeitpunkt bereits deutlich mehr Ressourcen gesteckt. Außerdem sah man ihn 1972 als bereits weit fortgeschritten an (Serp u. a., 2014).

Derzeit wird vor allem an MSR im schnellen Spektrum geforscht. So zum Beispiel die beiden Konzepte MOSART und der Thorium Molten Salt Fast Reactor (MSFR) (Ignatiev u. a., 2012).

China hatte vor, bis 2017 zwei Versuchsreaktoren zu bauen (Serp u. a., 2014), einen 10 MW Solid Fuel Molten Salt Test Reactor (TSMR-SF1) und einen 2 MW Liquid Fuel Molten Salt Test Reactor (TSMR-LF1). Beide Reaktoren sind noch nicht in Betrieb (Zhang u. a., 2018).

In den USA wird derzeit unter anderem am Einsatz von Keramik-Verbundwerkstoffen im Boiler und Reaktordruckbehälter für den Hochtemperatureinsatz geforscht (Katoh u. a., 2014).

Salzschmelzereaktoren sind in einem sehr frühen Entwicklungsstadium, obwohl es die Idee des Salzschmelzereaktors schon sehr lange gibt. Die Firma Terrestrial Energy hat der Kanadischen Aufsichtsbehörde einen Vor-Sicherheitsbericht vorgelegt, der allerdings wesentliche Teile eines Sicherheitsberichts für zukünftige Versionen verspricht. Die vorhandene Betriebserfahrung wurde mit Forschungsreaktoren vor mehr als 50 Jahren erzielt, die aber für ein thermisches Reaktorspektrum ausgelegt waren. Diese Erfahrungen sind daher nur begrenzt auf die derzeitigen, schnellen Reaktorkonzepte übertragbar. Nach wie vor gültig scheint zu sein, dass die in Frage kommenden Brennstoffsalze stark korrosiv wirken. Ob dieses Problem heute besser gelöst werden kann als damals ist eine offene Frage.

3.3.2.3 Nichtverbreitung

Salzschmelzereaktoren können mit einer Vielzahl verschiedener Brennstoffe betrieben werden (GIF, 2002a). Je nach Auslegung kann ein Salzschmelzereaktor als Transmutator oder auch als Brüter betrieben werden.

Der Wiederaufarbeitungsschritt ist für die Funktionsweise des MSR essentiell. Damit liegt Spaltmaterial in abgetrennter Form vor Ort vor. Die Wiederaufarbeitung in zentralen, internationalen Anlagen durchzuführen, wie teilweise aus Proliferationsgründen diskutiert, ist beim Einsatz von MSR nicht sinnvoll, da eine besondere Eigenschaft des Salzschmelzereaktors die beständige Abtrennung von Spaltprodukten aus der Salzschmelze ist. Wie diese Wiederaufarbeitungsschritte genau aussehen könnten, ist noch nicht klar.

Soll der MSR für allem für die Transmutation der Aktiniden eingesetzt werden, ist ggf. keine permanente, sondern nur eine gelegentliche Wiederaufarbeitung – etwa einmal pro Jahr – erforderlich.

Ein grundsätzliches Problem sind die sich widerstreitenden Ziele beim Design. Auf der einen Seite sollen Reaktoren der 4. Generation möglichst proliferationsresistent sein. Das bedeutet unter anderem, dass kein Brutmantel im Reaktor vorgesehen ist. Ein Brutmantel wäre allerdings notwendig, um die eingesetzten Ressourcen innerhalb eines Kernenergieprogramms möglichst gut auszunutzen. Diese beiden Entwicklungsziele widersprechen sich in den bisher verfolgten Reaktorkonzepten (Ahmad u. a., 2015; Pistner und Englert, 2017, S. 94f).

In einem Salzschmelzereaktor liegen die Spaltmaterialien in flüssiger Form, gelöst in einem Salz, vor. Im Rahmen der Kernenergieproduktion ist eine beständige Umwälzung und Wiederaufarbeitung der Salzschmelze vorgesehen. Dies bedeutet, dass die sensitiven Materialien, die einer Spaltmaterialüberwachung unterliegen sollen, frei fluktuieren und nicht in gut messbaren oder abzählbaren Quantitäten vorliegen. Demgegenüber sind bei

Standorten von Leichtwasserreaktoren die Brennelemente sowohl im Reaktorkern als auch im Abklingbecken relativ leicht identifizier- und zählbar und ihre Integrität kann überprüft werden. In einem Salzschnmelzereaktor sind sensitive Materialien in Flüssigkeit gelöst und über viele verschiedene Zu- und Ableitungen in einem komplexen System verteilt. Damit ändert sich die grundsätzliche Herangehensweise an Safeguards (Holcomb, 2017). Aufgrund der hohen Strahlungsbelastung der Salzschnmelze soll aber eine geheime, undeckelte Abtrennungskampagne schwerlich durchführbar sein, da starke Abschirmungen notwendig würden.

Wird Lithium im Salz verwendet, muss sein Gehalt an Lithium-7 angereichert werden, um die Tritiumproduktion durch Neutroneneinfang im Reaktor zu minimieren. Das dabei überbleibende Lithium-6 kann zur Tritiumproduktion verwendet werden (WNA, 2018c). Tritium wird zur Erhöhung der Sprengkraft in fortgeschrittenen Kernwaffenstaaten in Spaltbomben eingesetzt. Tritium muss in Kernwaffenstaaten immer wieder nachproduziert werden, da die Halbwertszeit nur etwa 11 Jahre beträgt.

Zu diesen Proliferationsaspekten finden sich in den Veröffentlichungen des Generation IV International Forum keine Aussagen (Pistner und Englert, 2017, S. 95).

Es wird argumentiert, dass Salzschnmelzereaktoren die Gefahr von „Plutoniumminen“ (damit sind tiefegeologische Endlagerstätten gemeint) vermeiden, da das Plutonium im Reaktor genutzt und damit in weniger sicherheitsrelevante Stoffe umgewandelt werde (LeBlanc, 2010). Dem gegenüberzustellen ist das Vorliegen von abgetrenntem Plutonium am Reaktorstandort, was von anderen Stimmen als deutlich gefährlicher eingestuft wird (Lyman und Feiveson, 1998). Bevor eine genauere Abschätzung der Proliferationsrisiken durchgeführt werden kann, müssten Reaktorkonzepte weit detaillierter als in den bisher vorliegenden Konzeptstudien beschrieben und damit konkretisiert werden. Je nach dem wirklich umgesetzten Design wird die Proliferationsicherheit bzw. Proliferationsresistenz im Vergleich zu herkömmlichen Leistungsreaktoren erhöht oder reduziert (Holcomb, 2017). Das GIF empfiehlt F&E, um den Einfluss von Proliferationsaspekten auf das Reaktordesign besser zu verstehen (GIF, 2002a, S. 36).

3.3.2.4 Geschichte und Erfahrungen

F&E-Arbeiten werden von den am GIF beteiligten Ländern eigenverantwortlich durchgeführt. Viele Länder wie zum Beispiel die USA und China konzentrieren sich dabei auf mit Salzschnmelze gekühlte Reaktoren mit festem Brennstoff. Dieser Reaktortyp wird als deutlich schneller einsetzbar und als Zwischenschritt zum Betrieb von MSR angesehen.

Gleichzeitig gibt es mehrere private Unternehmen, die versprechen, mit ausreichender finanzieller Unterstützung modulare SMR auf den Markt bringen zu können. Dazu gehören zum Beispiel Moltex Energy Stable Salt Reactor (Moltex SSR), Flibe Energy aus den USA und Terrestrial Energy aus Canada (Holcomb, 2017; Pistner und Englert, 2017; WNA, 2018c). Alle diese Reaktoren gibt es bis jetzt nur auf dem Papier.

Eine genauere Übersicht über staatliche Akteure findet sich zum Beispiel in (Pistner und Englert, 2017). Im Folgenden sind nur einige ausgewählte Akteure dargestellt.

USA

Bereits 1946 begann die US-amerikanische Luftwaffe mit der Entwicklung nuklear betriebener Flugzeuge. Es wurde geschätzt, dass dies innerhalb von 15 Jahren umsetzbar sein würde (Rosenthal, 2009). Der Prototyp im Rahmen des Aircraft Reactor Experiments (ARE) enthielt festen Brennstoff und nutze Beryllium-Oxide als Moderator. Er war nur circa 100 Stunden in Betrieb (IRSN, 2015). Auch ein Nachfolgeprojekt, das Molten Salt Reactor Experiment (MSRE) am Oak Ridge National Laboratory (ORNL) mit einer Leistung von 8 MW_{th} mit einer Salzschnmelze als Brennstoff ging zwar 1965 in Betrieb Es wurde aber bereits 1969 nach ca. 13.000 Betriebsstunden abgestellt. Kurz danach wurde das Forschungsprogramm der USA zu Salzschnmelzereaktoren (fast) komplett eingestellt (Rosenthal, 2009, S. 33). Ein vorläufiges Design für einen 1000MW_e Brüterreaktor mit Thorium wurde entwickelt, aber nicht mehr umgesetzt (GIF, 2014, S. 29; IRSN, 2015, S. 120).

Das U.S.-amerikanischen MSR-Programm zeigte zwar die grundsätzliche Machbarkeit des Systems, aber auch die Probleme die noch gelöst werden müssten, um einen Prototyp anzusteuern. Dabei ist insbesondere die Korrosionsbeständigkeit der Strukturmaterialien und die Notwendigkeit von Online-Wiederaufarbeitung zu nennen (WNA, 2018c). Bereits damals zeigte sich, dass je nachdem ob der Reaktor zum Erbrüten von Spaltstoffen oder zur Transmutation bestimmter Nuklide ausgelegt werden soll, unterschiedliche Designs notwendig wären. In den 1980er Jahren wurde ebenfalls am ORNL ein MSR, der mit niedrigangereichertem Uran betrieben werden konnte, entwickelt. Das Entwicklungsziel u.a. die Verbesserung der Proliferationsresistenz.

Bis auf marginale Forschungstätigkeiten im Vereinigten Königreich von 1968-1973 gab es bis zur Gründung des Generation IV International Forums (GIF) praktisch keine Forschungstätigkeit zu Salzschnmelzereaktoren mehr (WNA, 2018c).

Deutschland

In Deutschland ist das KIT in Karlsruhe an Forschungsprojekten zu MSR beteiligt. Das bereits erwähnte Projekt SAMOFAR lief von 2015 bis 2019 (CORDIS, 2020a). Der Forschungsschwerpunkt in Karlsruhe lag auf der Herstellung der Salze (sowohl auf Fluor- als auch auf Chlorbasis) in ausreichender Reinheit (Rodriguez, 2019, S. 58). Das Nachfolgeprojekt SAMOSAFER zielt darauf ab, die Sicherheit von Flüssigsalzreaktoren nachzuweisen, um sicherzustellen, dass alle zu erwartenden Sicherheitsstandards erfüllen werden können (CORDIS, 2020b).

Das Institut für Festkörper-Kernphysik Berlin gGmbH treibt die Entwicklung einer Sonderform des MSR voran: im sogenannte Dual-Fluid-Reaktor (DFR) ist neben der Brennstoffschnmelze ein zweiter Kreislauf mit Kühlflüssigkeit vorgesehen, die durch den Reaktorkern geleitet werden soll. Neben internationalen Partnern bestehen dabei auch Kooperationen mit der TU Dresden, der Universität Stettin und der Technischen Universität München. Für die Umsetzung eines Kraftwerkes wird auf öffentliche Finanzierung oder aber einen ausländischen Investor gehofft (IFK, 2020).

EU

In der EU wird vor allem in internationalen Konsortien an der Weiterentwicklung von MSR geforscht. Das Projekt EVOL (Evaluation and Viability of Liquid Fuel Fast Reactor System) dauerte von 2010 bis 2013 und beschäftigte sich mit der Weiterentwicklung des in Frankreich entwickelten MSFR Konzeptes. Im SAMOSAFER Projekt sind unter anderem Partner aus den Niederlanden, Tschechien, Frankreich, Italien, und der Schweiz beteiligt (CORDIS, 2020b). In diesem Projekt, werden numerische und experimentelle Techniken entwickelt, um eine großskalige Validierung von MSR zu ermöglichen und damit die Einhaltung von Sicherheitsstandards nachzuweisen. Im Hochflussreaktor in Petten (Niederlande) wurden 2019 Bestrahlungstests an Salzschnmelzen durchgeführt. Weitere Experimente an möglichen Strukturmaterialien waren für 2020 geplant (WNN, 2019b).

Russland

Russlands F&E-Arbeit konzentriert sich auf blei- und natriumgekühlte schnelle Reaktoren (vgl. z.B. GIF, 2014; Rodriguez, 2019, S. 28). Eine Absichtserklärung (Memorandum of Understanding) zur Weiterentwicklung der MSR-Technologie im Rahmen von GIF unterzeichnete Russland erst nach mehreren Jahren als Beobachter (GIF, 2014, S. 29). Gleichzeitig wurden allerdings schon vor mehr als 20 Jahren, basierend auf bereits geleisteten Forschungsarbeiten, keine Hindernisse auf dem Weg zu einem Salzschnmelzedemonstrationsreaktors gesehen (Ignatiev u. a., 1998).

Russland beteiligte sich zunächst nicht an europäischen Forschungstätigkeiten, sondern begann 2013 das Projekt MARS (Minor Actinide Recycling in Molten Salt), das parallel zum europäischen EVOL Projekt lief (GIF, 2014, S. 30; Ignatiev, 2017a). Beide Projekte wollten die Machbarkeit des MSR zeigen. Im Rahmen des MARS-Projekts wurde auch der Molten Salt Molten Salt Actinide Recycler and Transmuter (MOSART) entwickelt. Das Reaktordesign basiert auf einem thermischen Neutronenspektrum und ist auf eine Leistung von 2400 MW_{th} ausgelegt (Ignatiev, 2017a; WNA, 2018c).

3.3.2.5 Auswirkungen auf Mensch und Umwelt

Um die Salzschnmelze im Reaktor flüssig zu halten, sind hohe Temperaturen notwendig. Gleichzeitig fällt das Hüllrohr als erste Barriere weg. Dadurch werden leicht flüchtige, feste und gasförmige Spaltprodukte in hohem Maße freigesetzt (Krall und Macfarlane, 2018; Möller u. a., 2015, S. 16). Die abgeschiedenen Gase müssen durch entsprechende Filteranlagen geführt werden, bevor sie in die Umwelt abgegeben werden können. Sowohl die Menge als auch die Zusammensetzung hängt von der gewählten Prozessführung als auch von der Anlage (und dabei vor allem vom aufzuarbeitenden Brennstoff) an sich ab. Abhängig davon wie viele kurzlebige Spaltprodukte abgegast werden, muss auch die Wärmeabfuhr vom eigentlichen Brennstoff und der Abgasanlage ausgelegt werden (Mcfarlane u. a., 2019, S. 25). Das Abscheiden von Spaltprodukten ist notwendig, da diese im Reaktor als Neutronengift wirken. Würden sie in der Schmelze verbleiben, wäre der Reaktor auch aufgrund der nur geringen Überschussreaktivität am Beginn eines Zyklus sehr bald nicht mehr kritisch.

Die hohen Betriebstemperaturen in einem Salzschnmelzeraktor können dazu führen, dass die Rückhaltung des entstehenden Tritiums weiter erschwert wird, auch weil die entsprechenden Eigenschaften der Strukturmetalle ungünstig beeinflusst werden können. Die Gefahr einer unkontrollierten Freisetzung starken Beta-Strahlers Tritium steigt. Das Oak Ridge National Laboratory führte Experimente zur Möglichkeit des Tritumeinfangens durch, die sich später aber als nicht anwendbar für große Mengen herausstellten. (The Weinberg Foundation, 2013, S. 21).

Bis jetzt ist nicht geklärt, wie die radioaktiven Salzschnmelzen dauerhaft gelagert werden könnten. Aufgrund ihrer Wasserlöslichkeit müssten sie zunächst in andere Formen überführt werden (Mcfarlane u. a., 2019, S. 31). Viele Konzepte von Salzschnmelzereaktoren basieren auf Fluoridsalzen. Selbst bei einer wiederholten Wiederaufarbeitung muss der Abfallstrom, der auch Reste von Urantetrafluorid enthält, selbst behandelt werden (Krall und Macfarlane, 2018). Aufgrund der Empfindlichkeit der eingesetzten Salzschnmelze-Zusammensetzungen gegenüber Radioaktivität muss dafür Sorge getragen werden, dass die Schnmelze stabil bleibt. Bekannt ist diese Herausforderung jedenfalls bei Fluoridsalzen. Bis heute ist ungeklärt, wie mit den Salzschnmelzen aus den Reaktorversuchen der 1960er Jahre am Oak Ridge National Laboratory, die dort vorliegen, weiter umgegangen werden soll. Die IAEA (2019a, S. 65) schätzt eine Reihe von Komponenten des Abfallstroms eines MSR als potentiell problematisch ein. Ein geeigneter Konditionierungsprozess müsse noch entwickelt werden und es müsse klarer werden wie das Langzeitverhalten der zu behandelnden Abfälle eigentlich aussieht.

Kommt es zur Leckage von Salzschnmelze aus dem Reaktor, könnte die Verunreinigung des Grundwassers durch Schutzbarrieren verhindert werden. In wie weit die löslichen und volatilen Spaltprodukte während des Betriebes bereits (größtenteils) abgesondert werden und nur stabile Spaltprodukte in der (erstarrten) Schnmelze verbleiben (The Weinberg Foundation, 2013, S. 7), ist nicht klar.

Werden Chlorid-Salze verwendet, wird Chlor-36 produziert. Chlor-36 ist ein langlebiger Beta-Strahler und somit schwer zu entsorgen (IRSN, 2015, S. 126). Die Verwendung von Chlor-37 würde der Bildung von Chlor-36 und Schwefel-35 vorbeugen können. Die Anwesenheit von Schwefel-35 würde die Korrosionsprobleme verstärken. Allerdings ist keine Abtrennmethode im großen Maßstab verfügbar, da es bis jetzt keine anderen Anwendungen dafür gibt (Mcfarlane u. a., 2019, S. 12).

Es wird, u.a. vom Generation IV International Forum, argumentiert, dass Salzschnmelzereaktoren für die Umwelt von Vorteil seien, da sie das Problem des radioaktiven Abfalls automatisch aufgrund ihres Designs drastisch reduzierten. Dem gegenüber zu stellen ist der bis jetzt noch fehlende Reifegrad der integrierten, pyrochemischen Wiederaufarbeitung, die in der Lage wäre, den abgebrannten Brennstoff und die entstehenden Spaltprodukte im entsprechenden Maßstab aus der Salzschnmelze abzutrennen, um insbesondere letztere der Endlagerung zuführen zu können (IAEA, 2019a, S. 77). Ebenfalls ist bis jetzt wenig darüber bekannt, wie die letztendlich verbleibenden Abfälle eines Salzschnmelzereaktors konkret aussehen und in welchen Mengen sie anfallen

würden. Dies wird u.a. von der ehemaligen Vorsitzenden der U.S. Regulierungsbehörde NRC, Allison Macfarlane, immer wieder angemerkt (Poitras, 2021).

3.3.2.6 Mögliche Rolle von MSR bei P&T

Das französische Institut für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit (Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire, IRSN) schätzt, dass ein kleiner Demonstrationsreaktor notwendig sein wird, um die ungeklärten Fragen zu lösen. Das IRSN geht aber nicht davon aus, dass ein solcher Reaktor in näherer Zukunft gebaut würde (IRSN, 2015, S. 142). Dem gegenüber zu stellen ist u.a. die Planung der Sustainable Nuclear Energy Technology Platform von 2012. Auch das SNETP sieht noch viel Entwicklungsbedarf, aber ab ca. 2040 sollte ein MSR mit angeschlossener Wiederaufarbeitungseinheit in Betrieb sein. Auch dort wird nach wie vor ein deutlicher Bedarf für Langzeit-Korrosionstest beschrieben (SNETP, 2012), obwohl doch F&E zur Korrosionsbeständigkeit von Strukturmaterialien, die Kontakt mit der Salzsäure haben, seit den 1950er Jahren durchgeführt wird (IRSN, 2015, S. 132). Im Jahr 2002 ging das GIF noch davon aus, dass für Forschung & Entwicklung von MSR bis zu deren Inbetriebnahme noch Kosten in Höhen von \$ 1 Milliarde notwendig wären (GIF, 2002a, S. 37). Es sind aber nach wie vor noch eine Vielzahl von technischen Problemen (z.B. was die physikalischen und chemischen Eigenschaften der Salzsäure und der Transurane oder die Abgasung von Spaltprodukten aus dem Schmelze anbetrifft), dass auch das GIF in ihrem Update der Technology Roadmap noch von langfristigem F&E Bedarf ausgeht (GIF, 2014).

Das GIF nennt derzeit als Ziel, dass MSR in 30 Jahren alle Anforderungen, die von einer möglichen Regulierung erwartet werden, erfüllen können sollen (Rodriguez, 2019, S. 58). Dies entspricht der Zielsetzung des EU-Projektes SAMOSAFER (CORDIS, 2020b). Ein weiterer Aspekt, der den schnellen Einsatz von MSR behindert, ist die Verfügbarkeit der hochspezialisierten Komponenten des Gesamtsystems (IAEA, 2020d).

Das Institut für Festkörper-Kernphysik (IFK) Berlin gGmbH behauptet, dass ein Dual-Fluid Reaktor (DFR) – wie von ihm vorgeschlagen – bereits in 10-20 Jahren einsetzbar wäre (IFK, 2020; ingenieur.de, 2019). Ein solcher Zeitrahmen taucht in wissenschaftlichen Veröffentlichungen, die dem Peer Review unterliegen, nicht auf (Huke u. a., 2015; Lewitz u. a., 2020). Auffällig ist, dass für das DFR-Konzept kaum (veröffentlichte) Abbrandrechnungen gefunden werden konnten. Diese Rechnungen bilden das Verhalten des Reaktors in Abhängigkeit von der sich veränderten Zusammensetzung des Brennstoffes ab und sind für die Beurteilung von Funktionsweise und Sicherheit essentiell. Solche Simulationsrechnungen sind für einen Salzsäurereaktor aufgrund der ständigen Bewegung des Brennstoffes mit den gängigen Computercodes schwer durchführbar. Für den DFR findet sich nur eine – allerdings stark vereinfachte – Abbrandrechnung (Wang u. a., 2015) und ansonsten vor allem sogenannte Steady-State- Berechnungen (He, 2016; Sierchuła u. a., 2019; Wang und Macian-Juan, 2018), die für eine Beurteilung des Systemverhaltens nicht hinreichend sind. Existierende Simulationscodes wurden und werden zwar für die Anwendung auf MSR weiter entwickelt, sie sind aber bislang kaum validiert worden (He, 2016).

MSR gehören zu den sechs von GIF ausgewählten Generation IV Reaktormodellen. Daher ist seine Entwicklung auch mit dem Ziel verbunden, dass damit eine – über den gesamten Lebenszyklus gerechnete – wirtschaftliche Alternative zu anderen Energiequellen erreicht werden kann (EMWG (GIF), 2007, S. 9). Es gibt allerdings kaum Literatur zu Errichtungs- und Betriebskosten von MSR. Hersteller rechnen anscheinend mit Baukosten vergleichbar zu Leichtwasserreaktoren (Mignacca und Locatelli, 2020). In wie weit diese Werte realisierbar sind, ist angesichts des noch umfassenden F&E Bedarfs von MSR und den bisherigen Erfahrungen mit dem Bau von Kernkraftwerken zweifelhaft.

Salzschmelzereaktoren sind ein grundsätzlich anderes und neues Reaktorkonzept, da der Brennstoff in flüssiger Form vorliegt. Das soll eine große Bandbreite an Brennstoffzusammensetzungen ermöglichen, ohne dass verschiedenste speziellere Brennstofftypen entwickelt werden müssten. Damit sollten sie (theoretisch) auch gut für die Transmutation von Minoren Aktiniden oder Transuranen einsetzbar sein. Dennoch müsste der sichere Betrieb für die jeweilige Brennstoffzusammensetzung einzeln nachgewiesen werden können.

Die potentiellen Vorteile eines MSR liegen in der angeschlossenen Wiederaufarbeitungseinheit (auch: pyrochemische Prozesseinheit PPU). In dieser sollen kontinuierlich Spaltprodukte abgetrennt und ggf. neues Spaltmaterial zugefügt werden können. Damit wäre im Prinzip eine deutliche bessere Ressourcennutzung möglich (Ahmad u. a., 2015; GIF, 2002a). Der Schwerpunkt liegt dann allerdings auf der Energieerzeugung und nicht auf der Transmutation radioaktiver Abfälle. Auch Befürworter der Flüssigsalzreaktoren sehen den besten Einsatz derselben, wenn sie auch zur Energieerzeugung genutzt werden (Böhm u. a., 2019). Voraussetzung für den effektiven Einsatz von MSR zur Transmutation wäre jedenfalls das Vorliegen von effizienten Abtrennverfahren, die vor Ort durchgeführt werden können.

Bevor Salzschmelzereaktoren im industriellen Maßstab überhaupt angedacht werden können, ist noch mit vielen Jahrzehnten an F&E Arbeit zu rechnen. Parallel zur technischen Entwicklung muss ein Lizenzierungs- und Regulierungsverfahren entwickelt werden, das sowohl den bereits bekannten Sicherheitsrisiken, die mit dem Betrieb kerntechnischer Anlagen grundsätzlich verbunden sind, als auch dem neuartigen Reaktorkonzept Rechnung trägt. Dabei müssen neue technische Regelwerke erarbeitet werden. Der Zeitaufwand hierfür kann mit mindestens mehreren Jahrzehnten abgeschätzt werden, ein Prototyp wird nicht vor 2060 erwartet (Pistner und Englert, 2017, S. 95f).

Die unsicheren Aussichten, was einen Einsatz von Salzschmelzereaktoren angeht, werden u.a. auch von Victor Ignatiev, Laborleiter am Kurchatov Institut in Moskau, der an der russischen Entwicklung von Salzschmelzereaktoren beteiligt ist, klar benannt. So sagte er in einer Präsentation „it may even be uncertain whether such a system would serve a useful purpose“⁶ (Ignatiev, 2017b, S. 32).

⁶ Es könnte aber sogar unklar sein, ob ein solches System einen nützlichen Zweck hätte. (Eigene Übersetzung).

3.3.3 Beschleunigergetriebene Reaktoren (ADS)

Beschleunigergetriebene Systeme (accelerator-driven systems - ADS) sind spezielle Schnelle Reaktoren, bei denen der eigentliche Reaktorkern unterkritisch ausgelegt ist. In diesem kann somit keine Kettenreaktion aufrechterhalten werden – außer es werden zusätzlich Neutronen zugeführt. Dies geschieht üblicherweise über eine Spallationsquelle, die im inneren des Reaktorkerns positioniert wird. Ein Protonenbeschleuniger schießt hochenergetische Protonen auf ein Schwermetalltarget. Dadurch entstehen zusätzlichen Neutronen, die im Reaktorkern durch die Kettenreaktion weiter vervielfältigt werden. Der große Vorteil beschleunigergetriebener Reaktoren ist ihre erhöhte Flexibilität in Bezug auf die verwendete Brennstoffzusammensetzung.

Beschleunigergetriebene Systems sind komplexer als normale Reaktoren. In derzeitigen Einsatzplänen werden sie vor allem für die Transmutation Minorer Aktiniden und nicht primär zur Stromerzeugung angedacht. Vor allem Europa treibt die Entwicklung beschleunigergetriebener Systemen voran (SNETP, 2020, 2013; WNA, 2018d). Ebenfalls gibt es größere Forschungsprojekte in Indien und Japan (Nema, 2011; Pyeon u. a., 2020). Das folgende Kapitel konzentriert sich auf die in Europa präferierten ADS, die mit Blei gekühlt werden.

3.3.3.1 Technische Beschreibung

Ein beschleunigergetriebenes System besteht neben dem eigentlichen Reaktorkern, in dem die Kernspaltung stattfindet, aus einem Spallationstarget und einem Teilchenbeschleuniger. Mit Hilfe der hochenergetischen Teilchen aus dem Beschleuniger werden im Spallationstarget Neutronen erzeugt, die im unterkritischen Kern vervielfältigt werden. Ohne Neutronenzufuhr von außen kann im Kern keine Kettenreaktion aufrechterhalten werden.

Beschleuniger

Der Beschleuniger stellt die hochenergetischen Protonen, die in einem ADS benötigt werden, zur Verfügung. Seine Abmessungen hängen von der benötigten Energie der Protonen ab. Es kann sowohl ein Linear- als auch Kreisbeschleuniger verwendet werden. Aufgrund der besseren Fokussierung und höherer möglicher Teilchenenergien wird bei den meisten ADS-Konzepten von einem Linearbeschleuniger ausgegangen.

Im Vergleich zu in der Forschung bereits verwendeten Beschleunigern muss der Beschleuniger in einem ADS eine sehr hohe Zuverlässigkeit aufweisen. Eine Strahlunterbrechung führt aufgrund des starken Temperaturgradienten zu Materialbelastungen in den Brennstäben und Strukturmaterialien, die mit einer Schnellabschaltung durch die Kontrollstäbe (SCRAM) in einem kritischen Reaktor zu vergleichen sind (Abderrahim u. a., 2014). Als Zielwert für den belgischen Forschungsreaktor und ADS-Demonstrationsanlage MYRRHA sollten es innerhalb von drei Monaten zu maximal zehn Strahlunterbrechungen, die länger als drei Sekunden dauern, kommen. Dieses ambitionierte Ziel ist mit einem Linear- leichter als mit einem Kreisbeschleuniger zu erreichen, da ersterer fehlertoleranter auslegbar ist (Abderrahim,

2013; Biarrotte u. a., 2010). Typische Energiebereiche für Protonen zum Einsatz im ADS liegen zwischen 600 – 1000 MeV.

Der Beschleuniger benötigt viel Energie und mindert damit die Energieeffizienz der Anlage. Zusätzlich ist er teuer. Sein Beitrag wird auf ca. 1/3 der gesamten Baukosten der Anlage geschätzt (Renn, 2014).

Spallationstarget

Es gibt verschiedene Möglichkeiten, die für den Betrieb des ADS notwendigen Neutronen zu erzeugen. Spallationsprozesse sind dabei die am energetisch günstigsten (IAEA, 2015, S. 10f) und werden deswegen auch in der Regel geplant.

Bei der Spallation trifft ein hochenergetisches Projektil (beispielsweise die Protonen aus dem Beschleuniger) auf einen Atomkern. Dabei werden die Bestandteile des Targetkerns angeregt (innernukleare Kaskade). Der Kern zerbricht in mehrere Bestandteile und setzt Neutronen frei. Diese Neutronen reagieren mit dem Spaltmaterial im Kern und weitere Neutronen werden frei. Die Anzahl der freiwerdenden Neutronen pro einfallendem Proton hängt mit der Energie, dem Targetmaterial und auch der Targetgröße zusammen. Für ein Blei-Wismut-Target entstehen pro Proton (1 GeV), das auf das Spallationstarget trifft, ca. 15 Neutronen (Abderrahim u. a., 2014; Bauer, 2001). Die Anzahl der Neutronen, die durch die Spallation entstehen, ist proportional zum Beschleunigerstrom, das heißt der Anzahl der eintreffenden Protonen. Durch Änderungen am Beschleunigerstrom kann die Neutronenpopulation im Kern reguliert werden.

Das Spallationstarget ist eine der Komponenten in einem ADS, die am meisten unter Belastung steht. Es muss hohe Protonen- und Neutronenflüsse aushalten. Gleichzeitig muss die Abfuhr der durch die Spallation entstehenden Wärme gewährleistet sein. Es gibt weitreichende Erfahrungen im Niedrigenergiebereich mit festen Targets. Sie sind allerdings deutlich schwieriger zu kühlen als Flüssigmetalltargets: bei diesen gibt es einen konstanten Fluss des Targetmaterials, der sowohl kühlt als auch der übermäßigen Aktivierung vorbeugt. Bei MYRRHA soll Blei-Wismut als Target- und Kühlmaterial verwendet werden. Vor allem aufgrund der hohen Strahlenbelastung wird ein Target ohne Strahlfenster geplant. Vor- und Nachteile verschiedener Targetformen sind ausführlich in OECD/NEA (2002, S. 149ff) vorgestellt.

Subkritischer Reaktor

Der Kern eines beschleunigergetriebenen Systems ist so konstruiert, dass keine Kettenreaktion aufrechterhalten werden kann: Der Kern enthält zu wenig Spaltmaterial, um dafür ausreichend Neutronen freizusetzen. Er multipliziert die Spallationsneutronen. Die Neutronenanzahl im Kern wird durch den Beschleunigerstrom gesteuert: je höher der Beschleunigerstrom, desto mehr Neutronen werden im Spallationstarget produziert. Da der Beschleunigerstrom nicht exponentiell steigen kann, ist, theoretisch, auch keine exponentielle Kritikalitätsexkursion möglich. Dass das Verhalten im unterkritischen Kern stark durch die Spallationsquelle dominiert wird, hat auch Einfluss auf die Regulierung im Regelbetrieb. Wie auch in kritischen Kernen ändert sich über einen Brennstoffzyklus das

Verhalten des Systems. Es ist geplant, diese Änderungen durch Anpassungen im Beschleunigerstrom aufzufangen. Der unterkritische Reaktor bedarf keiner Kontroll- oder Sicherheitsstäbe (Sarotto, 2017). Sind diese, wie auch bei MYRRHA, vorhanden, werden sie zur Sicherstellung der Unterkritikalität während des Brennstoffwechsel eingefahren (Sarotto u. a., 2013). Die mögliche Bedeutung von Sicherheitsstäben im Betrieb wird im folgenden Abschnitt Sicherheitsaspekte weiter diskutiert.

Das gewählte Kritikalitätsniveau eines unterkritischen Systems ist immer ein Abwägen zwischen Sicherheitsüberlegungen und der Neutronenökonomie: es sollen so viele Spaltungen wie mögliche pro einfallendem Proton auftreten. Gleichzeitig muss der unterkritische Zustand unter allen Umständen gewährt bleiben (Sarotto, 2017).

Der unterkritische Reaktor kann mit einer Vielzahl von Brennstoffen betrieben werden. In einem beschleunigergetriebenen System ist die Erzeugung von Energie aufwendiger als in einem schnellen Reaktor: die Spaltung von Plutonium in einem solchen System wäre nicht ökonomisch (Artioli u. a., 2008, S. 5). Deswegen werden beschleunigergetriebene Systeme inzwischen fast ausschließlich für den Einsatz von uranfreien Brennstoffen ausgelegt. Damit können Minore Aktiniden oder auch Plutonium transmutiert werden (Eriksson u. a., 2005; Pöml u. a., 2012, S. 238).

Bei dem in Europa verwendeten Referenzkonzept EFIT sollen uranfreie Brennstoffe verwendet und der gesamte Reaktorkern auf die Transmutation von Minoren Aktiniden ausgelegt werden. Dabei wird von einer Transmutationsrate von 4,5% pro Jahr ausgegangen (Artioli u. a., 2008, S. 5). Würde eine angestrebte Bestrahlungsdauer von circa drei Jahren (100 MWd/kgSM), der im Moment mit den vorhandenen Strukturmaterialien nicht möglich ist, erreicht, entspräche dies einer Transmutationseffizienz von 12,9%. An anderer Stelle wird von einer Transmutationseffizienz von 11% ausgegangen (Renn, 2014, S. 94).

Thorium-Brennstoffe wurden stark in den 1990er Jahren diskutiert (Jameson u. a., 1992; Rubbia u. a., 1995). Der Entwicklungsstand von Thoriumbrennstoffen ist trotz jahrzehntelanger Bemühungen als gering anzusehen. Derzeitig finden wohl in Südkorea Experimente zu einem beschleunigergetriebenen System unter der Nutzung von Thoriumbrennstoffen statt (Chai, 2016; Rodriguez, 2019, S. 52).

3.3.3.2 Sicherheitsaspekte

Wie im Kapitel 2.4 beschrieben, betrachten wir verschiedene Bereiche, um zu einer Aussage zur kerntechnischen Sicherheit zu gelangen. Gibt es einen Sicherheitsbericht, der der deutschen Atomaufsicht oder einer vergleichbaren Behörde vorgelegt wurde? Wurde die Technologie in der Praxis erprobt? Und schließlich, wie sieht die Sicherheit der Anlage nach dem Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen aus?

Sicherheitsberichte

Es gibt keinen Sicherheitsbericht für beschleunigergetriebene Systeme. Beschleunigergetriebene Systeme (Accelerator Driven Systems, ADS) befinden sich derzeit in einem rein konzeptuellen Stadium. Versuchsanlagen, die geplant werden, haben die Untersuchung von Einzelaspekten im Fokus, Integralanlagen sind derzeit nicht in Planung.

Eine erste integrale Anlage könnte in Belgien entstehen (MYRRHA), allerdings ist die Finanzierung derzeit ungeklärt.

Defense in Depth

Da ADS bisher nur als Konzept existieren, ist eine Bewertung nach DiD schwierig. Als inhärent sicher wird üblicherweise bewertet, dass der Reaktorkern eines beschleunigergetriebenen Systems unterkritisch ausgelegt sein kann und erst eine äußere Neutronenquelle, üblicherweise von einem Teilchenbeschleuniger, für die nötigen zusätzlichen Neutronen sorgt, um den Kern zur Kritikalität zu bringen.

Bei einer Kernspaltung werden sogenannte prompte Neutronen innerhalb von Sekundenbruchteilen nach der Spaltung frei. Einige weitere Neutronen entstehen verzögert durch den auf die Spaltung folgenden Zerfall. Um die Neutronenpopulation im Kern zu kontrollieren, dürfen die prompten Neutronen nicht ausreichen, um die Kettenreaktion aufrecht zu erhalten. Stattdessen müssen die verzögerten Neutronen für die Aufrechterhaltung der Kettenreaktion notwendig sein. Sind sie dies nicht, ist der Reaktor prompt kritisch und praktisch nicht kontrollierbar. In einem unterkritischen System, in das deutlich mehr positive Reaktivität eingeführt werden kann, bevor der Reaktor prompt kritisch wird, kann der Anteil prompter Neutronen und damit der Anteil an Transuranen, die diese verstärkt erzeugen, höher sein (Kirchner u. a., 2015; OECD/NEA, 2006a, S. 79 ff.).

Aus sicherheitstechnischen Überlegungen und um einen hohen Transurangehalt zu ermöglichen, ist ein stark unterkritischer Reaktor erstrebenswert (Gandini und Salvatores, 2002). In diesem Fall ist die Multiplikationsrate der extern erzeugten Neutronen allerdings sehr gering und mehr externe Neutronen werden zum Erzeugen der gleichen Leistung benötigt. Das Erzeugen externer Neutronen ist mit hohen Kosten verbunden. Diese Kosten müssen in Relation zu den erzielten Sicherheitsmargen gesehen werden. Bei den gängigen ADS Konzepten wird von effektiven Neutronenmultiplikationsfaktoren (k_{eff}) im Bereich von 0,95-0,97 ausgegangen. Neben den Sicherheitsmargen und möglichen Messfehlern müssen dabei auch die Entwicklung der Reaktivität über einen Brennstoffzyklus und mögliche Störfälle betrachtet werden (Sarotto, 2017).

Eine besondere Eigenschaft beschleunigergetriebener Systeme, die in die Sicherheitsanalyse mit einbezogen werden muss, ist, dass der Beschleunigerstrahl, der auf die Spallationsquelle in der Mitte des Reaktorkerns trifft, sowohl den Reaktorbehälter als auch das Reaktorgebäude durchdringt. Es gibt somit einen weiteren potentiellen Freisetzungspfad. Im Unterschied zum Kühlleitungen o.Ä. in existierenden Reaktoren besteht der Beschleunigerstrahl aus hochenergetischen Teilchen. Eine mögliche Ablenkung des Strahls kann die ihn umgebenden Strukturen beeinträchtigen (Liebert u. a., 2009; OECD/NEA, 2002). In OECD/NEA (2002) wird auch darauf hingewiesen, dass das Strahlrohr unter Vakuum steht. Im Falle einer Flutung desselben mit Kühlmittel kann es zu einem positiven Reaktivitätseintrag in den Kern kommen.

Die Zufuhr externer Neutronen durch die Spallationsquelle in der Mitte des Kerns führen zu einer inhomogenen Leistungsverteilung im Kern. Der Neutronenfluss fällt zum Rand des

Kerns hin stärker ab als in einem kritischen Reaktor. Dies führt unter anderem zu Temperaturunterschieden, die bei der Auslegung des Reaktors und den möglichen Bestrahlungszeiten beachtet werden müssen. Der limitierende Faktor für das Kerndesign von EFIT und MYRRAH ist die Temperatur des Hüllrohrs und nicht des Brennstoffes (Sarotto, 2017, S. 451). Dies liegt darin begründet, dass die Schmelztemperatur der heute verfügbaren Hüllrohrmaterialien unter der von Blei und Blei-Wismut liegt. Somit kann geschmolzenes Hüllrohrmaterial mit dem Kühlmittel aus dem Kern ausgetragen werden und es kommt zu einem positiven Reaktivitätseintrag (Renn, 2014, S. 160).

Die hochenergetischen Partikel in der Mitte des Kerns führen zur Aktivierung des Kühlmittels, des Spallationstargets und der Strukturmaterialien (Kirchner u. a., 2015, S. 88; OECD/NEA, 2002, S. 149 ff.). Um diese Neutronen abzubremsen und somit eine energetisch und lokal gleichmäßigere Neutronenquelle zu erzielen, befinden sich um das Spallationstarget Puffer. Fallen diese aus, kann sich die Leistung des Reaktors deutlich erhöhen (OECD/NEA, 2002, S. 195). Es bestehen nach wie vor Lücken in der Kenntnis relevanter Wirkungsquerschnitte für den hohen Energiebereich in der Nähe des Spallationstargets (Guo u. a., 2020). Werden in einem beschleunigergetriebenen System spezielle, transuranhaltige Brennstoffe verwendet, muss deren Einfluss auf die Sicherheitseigenschaften ebenfalls untersucht werden. Aufgrund des fehlenden Uran-238 in der Zusammensetzung verschlechtern sich die Reaktivitätskoeffizienten (Eriksson u. a., 2005). In Kirchner (2015, S. 69 f.) sind eine Reihe von Bestrahlungsexperimenten mit uranfreien Brennstoffen gelistet, die in den letzten Jahren durchgeführt wurden.

Besonderheiten der Dynamik in einem unterkritischen Kern, die für die Sicherheitsbetrachtung relevant sind, sind bereits in Gandini und Salvatores sowie OECD/NEA (2002; 2002, S. 79 ff.) beschrieben. Ein unterkritischer Kern reagiert auf den Eintrag positiver Reaktivität anders als ein kritischer Kern. Solange der unterkritische Zustand des Kerns auch mit dem positiven Eintrag erhalten werden kann, kommt es nur zu einer konstanten Leistungserhöhung. Erst wenn der Kern überkritisch wird, kann es zu einer Leistungsexkursion kommen. Da der Reaktor an sich unterkritisch ist, kann deutlich mehr positive Reaktivität eingeführt werden, bevor die Leistung des Reaktors deutlich ansteigt. Dadurch ist es leichter, eventuelle Reaktivitätsstörfälle unter Kontrolle zu halten. Dies ist der Grund, warum argumentiert wird, dass in einem beschleunigergetriebenen System ein deutlich höherer Transurananteil im Brennstoff möglich ist. Dabei wird allerdings vorausgesetzt, dass es nicht zu einer kritischen Konfiguration (zum Beispiel durch Deformation) des Kerns kommt. Die Wahrscheinlichkeit eines kernzerstörenden Ereignisses wird als sehr gering angenommen (Sugawara u. a., 2011).

In einem unterkritischen System haben Kontrollstäbe, die negative Reaktivität einführen, einen deutlich geringeren Effekt als in einem kritischen System. Je unterkritischer das System, desto geringer ist der Einfluss der Steuerstäbe. Der wichtigste Sicherheitsmechanismus im ADS ist daher das Abschalten des Beschleunigerstrahls und damit der externen Neutronenquelle.

ADS verzichten somit auf die traditionelle Regelung des Reaktors durch Steuerstäbe, was als vorteilhaft angesehen werden kann, weil eine potenzielle Fehlerquelle ausgeschlossen werden kann. Die Variation des Beschleunigerstroms ist dann aber der einzige Mechanismus zur Regelung des Systems. Das heißt aber auch, dass ein Kontrollsystem fehlt, das es erlauben würde, spontanen Reaktivitätsänderungen (hervorgerufen bspw. durch Änderung der Reaktorleistung) entgegenzuwirken. Dies wird in Birraux (1997, S. 203) als eine wesentliche Schwachstelle solcher Systeme angesehen.

Falls notwendig, sollte der Beschleuniger innerhalb von Milli- oder sogar Mikrosekunden abgeschaltet (bzw. nicht länger in den Reaktor gerichtet) werden können. Die Schweizerische Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK) folgerte daraus, dass der Beschleuniger somit auch in der gleichen Zeit (versehentlich) aktiviert werden könnte, was schließlich zum Sieden des Kühlmittels (Blei) und zu einer Kernschmelze führen könnte (HSK, 1997, S. 6).

Je nachdem, ob dieses Abschalten des Beschleunigerstrahls wie geplant funktioniert oder nicht, spricht man von geschützten oder ungeschützten Transienten (protected/unprotected accident). Bei geschützten Transienten ist das dynamische Verhalten des unterkritischen Systems ähnlich dem eines kritischen Systems. Allerdings müssen die Reaktivitätskoeffizienten genau betrachtet werden, da diese üblicherweise positive Reaktivität in den Kern einbringen, wenn das Material abkühlt. Vor allem bei nur leicht unterkritischen Systemen führt dieser Eintrag dazu, dass die Leistung lange nicht so stark fällt: für einen effektiven Neutronenmultiplikationswert $k_{eff}=0,99$ bleibt sie nach Abschaltung des Beschleunigerstroms für viele Sekunden im Bereich von 30-40% der ursprünglichen Leistung (OECD/NEA, 2006a, S. 82). Die Kenntnis der verschiedenen Reaktivitätskoeffizienten ist essentiell für den sicheren Betrieb. Dies gilt insbesondere bei der Verwendung uranfreier Brennstoffen (Eriksson, 2005; Eriksson u. a., 2005; Kirchner u. a., 2015, S. 93).

Die Trägheit des unterkritischen Systems führt dazu, dass davon ausgegangen wird, dass es in der Regel möglich ist, den Beschleunigerstrom zu unterbrechen. Transienten, bei der die Abschaltung nicht unterbrochen wird, sind als sehr selten anzunehmen, aber nicht auszuschließen. Dadurch wird die Sicherheitsauslegung des Systems bestimmt. Es wird behauptet, dass für den MYRRHA Kern die kritische Konfiguration unter einer Vielzahl von anzunehmenden Unfällen nicht erreicht wird (Sarotto, 2017, S. 446).

Der unterkritische Kern eines ADS ähnelt schnellen Reaktoren in vielerlei Hinsicht. Bekannte Probleme wie Korrosion und hohe Materialbelastungen treten auch im ADS auf. Vor allem die Verwendung von Blei-Wismut führt zu starker Korrosion (Sarotto, 2017, S. 442). Auch muss auf eine angemessene Nachwärmeabfuhr geachtet werden. Dennoch sind eigene Experimente für die Technologie notwendig. Einige Transienten wurden bereits in vorläufigen Test-Studien untersucht. Darunter fällt zum Beispiel der „Unprotected Transient Overpower“, bei dem die Auswirkungen eines plötzlichen Anstiegs des Neutronenstrahls betrachtet werden (Gudowski, 2002).

Es soll darauf hingewiesen werden, dass auch beschleunigergetriebene Systeme Spaltprodukte generieren, die nicht im laufenden Betrieb aus dem Reaktorkern entfernt werden. Unabhängig von der Kontrolle der Kettenreaktion muss nach dem Abschalten die Nachzerfallswärme abgeführt, die Funktion der Kühlsysteme und das Vorhandensein einer Wärmesenke werden.

Einige mögliche Unfallszenarien wurden trotz des frühen Entwicklungsstadiums angedacht. So zum Beispiel ein „Unprotected Blockage Accident“ (UBA), welcher zum Bruch eines Brennstabs, Gasfreisetzung und lokaler Entleerung der Brennstäbe führen könnte. Ungeschützt (Unprotected) bezieht sich dabei auf den Fall, dass die Abschaltung des Beschleunigerstrahls nicht wie geplant funktioniert. Anstieg der Leistung und Reaktivität würden in diesem Fall dafür sorgen, dass sich das Problem im Kern ausbreitet und somit zu weiteren Brüchen und Entleerungen von Brennstäben mit erheblichem Leistungsanstieg führen könnte, wenn kein Entschärfungsmechanismus wirksam würde (Liu u. a., 2007).

Aussagen zum Defense in Depth können derzeit nicht qualifiziert getroffen werden, da der derzeitige Stand der Forschung und Entwicklung dazu nicht ausreichend ist. ADS sind in Ihrer jetzigen Form noch nicht in großem Rahmen einsetzbar. Der Forschungsbedarf ist in vielen Bereichen dieser Reaktortechnologie noch groß. Um in diesem Reaktortyp auftretende Phänomene in vollem Umfang berücksichtigen zu können, muss zuerst eine experimentelle Datenbasis geschaffen werden (Liu u. a., 2007). Grundsätzlich mag es vorteilhaft erscheinen, dass die Kritikalität des Reaktorkerns durch einen externen Teilchenbeschleuniger garantiert werden muss. Dieser wäre vermutlich im Zuge eines schweren Unfalls nicht mehr funktionsfähig. Aber, wie diskutiert, und je nach konkreter Umsetzung des Konzepts wird zu untersuchen sein, ob die Marge zur Kritikalität ohne Beschleunigerstrahl groß genug sein wird und ein prompt kritischer Reaktor sicher ausgeschlossen werden kann.

Betriebserfahrungen und Ableitungen

Beschleunigergetriebene Systeme wurden derzeit weder als kommerzielle Großanlage, noch als integrale Versuchsanlage errichtet. Eine Versuchsanlage in J-Parc (Japan) befindet sich derzeit in Bau. Dort sollen in Zukunft in der Target Test Facility (TEF-T) und der Transmutation Physics Experimental Facility (TEF-P) an der weiteren Erforschung dieser Technologie gearbeitet werden (Sasa, 2015).

Die derzeitige Forschung und Entwicklung bei ADS fokussiert sich auf Brennstoffzusammensetzung, Auswahl der Ummantelung für diese Brennstoffe, das Kühlmittel und die benötigten Flussraten um der Ummantelung entsprechende Temperaturen an der Oberfläche zu erreichen (Eriksson u. a., 2005).

Es wird unter anderem an Brennstoffen für ADS geforscht. Die Forschung konzentriert sich dabei vor allem auf CERCER (MgO) und CERMET (Mo) Brennstoffe (Maschek u. a., 2008). CERMET besitzt eine bessere Wärmeleitfähigkeit, einen höheren Schmelzpunkt und geringere Kühlmittelhohlraumwerte als CERCER und hat damit bessere inhärente Sicherheitseigenschaften. Probleme, welche sich durch das Schwellverhalten des Molybdäns

und dessen Härte ergeben, bleiben bestehen. Der bisherige Ansatz, um dieses Problem zu lösen, war die Vergrößerung des Spalts zwischen Brennstoff und der Ummantelung. Obwohl die bisherigen Ergebnisse für den Brennstoff sprechen, müssen noch viele Fragen beantwortet werden, sowie gezeigt werden, dass die gewünschten Abbrände möglich sind (Eriksson u. a., 2005).

Zusammenfassend kann gesagt werden, dass der frühe Entwicklungsstand von ADS eine Bewertung schwierig macht. Es gibt keine Betriebserfahrung mit der Technologie, weder als Groß- noch als Versuchsanlage. Die veröffentlichten ADS-Konzepte sind nicht so weit gediehen, dass genügend Informationen zusammengetragen wurden, um ein Genehmigungsverfahren zu beginnen. Obwohl ein unterkritischer Reaktorkern, der nur mit Hilfe eines externen Teilchenbeschleunigers Kritikalität erreichen kann, ein inhärentes Sicherheitsmerkmal verspricht, muss untersucht werden, ob dieses Versprechen in einer konkreten Ausführung auch tatsächlich umgesetzt wird.

3.3.3.3 Nichtverbreitung

In einem beschleunigergetriebenen System wird üblicherweise von einer homogenen Transmutation ausgegangen (vgl. Kapitel 3.1.1.1). Bei dieser weisen alle Brennelemente einen gewissen (kleinen) Anteil an Minoren Aktiniden auf. Es gibt keine Brennelemente, die, wie bei der heterogenen Transmutation, einen erhöhten Anteil der zu transmutierenden Minoren Aktiniden (und ggf. Plutonium) aufweisen (Targets) und entsprechend im Kern positioniert sind. Sollte eine heterogene Transmutation angestrebt werden, bräuchte man vermutlich Elemente mit einem besonders hohen Anteil an Minoren Aktiniden. Diese sind aber, je nach Zusammensetzung, sehr wahrscheinlich auch als Spaltmaterialien für militärische Zwecke nutzbar (vgl. Kapitel 2.5).

Ein beschleunigergetriebenes System mit einem schnellen Spektrum bietet vergleichbar attraktive Möglichkeiten, Waffenplutonium zu erbrüten wie ein schneller Reaktor. Bei der Verwendung von MOX-Brennstoffen wird durch Bestrahlung Plutonium erbrütet. Gleichzeitig stellen die Spaltprodukte, die durch die hohen Abbrände in hoher Konzentration vorhanden sind, eine Barriere her – zumindest bis zur Wiederaufarbeitung. Werden spezielle, uranfreie Brennstoffe verwendet (vgl. Kapitel 3.2.2.2), ändert sich die Isotopenzusammensetzung des Plutoniums während des Reaktoreinsatzes stärker als bei MOX Brennstoffen (Liebert u. a., 2009). So nimmt die Attraktivität für Waffenanwendungen (aber auch die Wiedereinsatzbarkeit als Brennstoff) über den Bestrahlungszeitraum ab.

Für das geplante ADS-System MYRRHA wurden Berechnungen durchgeführt, die eine Abschätzung der Proliferationsresistenz und der attraktivsten Abzweigungspfade von Waffensubstanzen ermöglichen (Rossa, 2011). In diesem Zusammenhang wird als größte Gefahr das Ersetzen von Neutronen-Reflektorelementen durch Brutelemente gesehen, in denen leicht Spaltmaterial, das besonders attraktiv für Waffenanwendungen wäre, produziert werden könnte. Die genauen Ergebnisse der durchgeführten Rechnungen sind allerdings nicht veröffentlicht.

Es gibt einige wenige Untersuchungen zu Proliferationsaspekten und möglichen Non-Proliferationsmaßnahmen in Hinblick auf Beschleuniger und ADS-Systeme (Kemp, 2005, S. 2005; Magill u. a., 1997; Magill und Peerani, 1999). Ein zusätzlicher Aspekt, der bei kritischen Reaktoren nicht auftaucht, ist das Vorhandensein einer Spallationsneutronenquelle. Die Möglichkeit der Erzeugung von kernwaffenrelevanten Materialien durch eine solche Quelle wurde bereits in Abhängigkeit von Anlagenparametern untersucht (Englert u. a., 2006; Liebert u. a., 2009, S. 33f). Dabei zeigt sich, dass das in einer Spallationsneutronenquelle erzeugte Plutonium von hoher Reinheit an Plutonium-239 und damit sehr gut für den Einsatz in Kernwaffen geeignet wäre. Innerhalb eines Jahres könnten relevante Mengen von Spaltmaterial erzeugt werden.

Erschwerend kommt hinzu, dass es keine etablierten Safeguardsmaßnahmen für Spallationsneutronenquellen gibt.

3.3.3.4 Geschichte und Erfahrungen

Bereits in den 1940er Jahren wurde die Idee der Neutronenerzeugung in den USA und der Sowjetunion vorgeschlagen und auch experimentell untersucht. Da die notwendigen Beschleunigerströme mit der damaligen Technik in weiter Ferne lagen, wurden die Ideen zunächst verworfen (IAEA, 1998a, S. 7).

Neuen Auftrieb gewann die Idee des beschleunigergetriebenen Systems zu Beginn der 1990er Jahre. Eine Gruppe um C. Rubbia schlug einen „Energy Amplifier“ vor, der aus einem unterkritischen Kern in Kombination mit einer externen Neutronenquelle bestehen sollte (Carminati u. a., 1993; Rubbia u. a., 1995). Der Schwerpunkt dieses Konzepts lag auf der Energieerzeugung. Ähnliche Konzepte wurden damals auch am Los Alamos National Laboratory für die Behandlung von radioaktivem Abfall vorgeschlagen (Jameson u. a., 1992). Eine Vielzahl von Ländern hat inzwischen Konzepte für ADS entwickelt (IAEA, 2015, S. 5f). Diese befinden sich jedoch fast ausschließlich noch im konzeptionellen Stadium.

USA

In den 1990er Jahren wurden in den USA insbesondere am Los Alamos National Laboratory (LANL) im Rahmen des Projekts Accelerator Transmutation of Waste (ATW) F&E-Arbeiten für ein ADS-System vorangetrieben. Diese Arbeiten kamen aber um die Jahrhundertwende weitgehend zum Erliegen (vgl. dazu ausführlicher Kapitel 2.1.1).

Japan

Japan ist derzeit der einzige Staat, der keine Kernwaffen, aber ein Wiederaufarbeitungsprogramm besitzt. Obwohl das Hauptziel ein geschlossener Brennstoffkreislauf unter der Verwendung kritischer, schneller Reaktoren ist, wird in Japan seit Jahrzehnten kontinuierlich auch an ADS geforscht (Mizumoto, 1994; Pyeon u. a., 2020; Tsujimoto u. a., 2015). Es wird behauptet, dass 2009 das erste ADS Experiment in Japan stattgefunden hat (WNA, 2018d). Primär arbeitet Japan allerdings an der Einführung schneller Brutreaktoren (von Hippel u. a., 2019; WNA, 2020f).

Belgien (Europa)

Am weitesten fortgeschritten zu einer wirklichen Umsetzung ist dabei vermutlich der belgische MYRRHA Reaktor. Bereits Mitte der 1990er Jahre gab es in Mol, Belgien, Bemühungen um eine kleine Anlage, die einen Beschleuniger mit einem Spallationstarget und einem unterkritischen Reaktor koppelt. Dieser Projekt wurde um europäische Kooperationspartner erweitert und erhielt 1998 seinen neuen Projektnamen MYRRHA (IAEA, 2015, S. 38). MYRRHA ist der Ausgangspunkt für europäische Forschungs- und Entwicklungsbemühungen die auf die Demonstration eines ADS für die Behandlung von radioaktivem Abfall abzielen (IAEA, 2015, S. 38f; Malambu u. a., 2015).

Das Konzept wurde im Rahmen verschiedenster Europäischer Forschungsprojekte weiterentwickelt (Chen u. a., 2017; Sarotto, 2017; Sarotto u. a., 2013) und ist Teil der ESFRI Roadmap zur Strategischen Infrastruktur (ESFRI, 2018). MYRRHA ist Blei-Wismut gekühlt und ist für eine Leistung von max. 100 MW_{th} ausgelegt. Eine Vielzahl von Brennstoffen ist für MYRRHA vorgesehen, u.a. auch MOX mit einem Anteil an Minore Aktiniden von bis zu 30%. Aktuell Pläne sehen vor, MYRRHA gegen Ende des Jahrzehntes in Betrieb zu nehmen. Sollte der Nachweis des grundsätzlichen Konzeptes gelingen, gibt es bereits eine Auslegungsstudie für eine großtechnische, beschleunigergetriebene Anlage: die European Facility for Industrial Sized Transmutation (EFIT) (Artioli u. a., 2007). EFIT soll eine Leistung von 400 MW_{th} haben und mit Blei-Wismut gekühlt werden. Auch das Spallationstarget soll aus Blei-Wismut bestehen.

Die European Platform on Sustainable Nuclear Energy (SNE-TP) wurde 2007 gegründet. Laut der damaligen Planung sollte ein natriumgekühlter und ein Blei- oder gasgekühlter Schneller Reaktor 2020 in Betrieb gehen. Gleichzeitig wird die Entwicklung und Wiederaufarbeitung MA-haltiger Brennstoffe vorangetrieben (SNETP, 2007). Als Demonstrationsanlage für einen bleigekühlten Reaktor wird das beschleunigergetriebene MYRRHA-System genannt.

Korea

Südkorea verfolgt den HYPER (Hybrid Power Extraction Reactor) als unterkritische Alternative zur Transmutation Minorer Aktiniden (Chai, 2016; Park u. a., 2000). Der Schwerpunkt der Forschungsstrategie liegt allerdings auf der Entwicklung Schneller Brüter (WNA, 2020g).

3.3.3.5 Auswirkungen auf Mensch und Umwelt

Da bis jetzt kein beschleunigergetriebenes System im industriellen Maßstab in Betrieb war, konnten keine belastbaren Daten zu entstehenden Sekundärabfällen aus Betrieb und Rückbau gefunden werden. In einer ersten Näherung lässt sich vermutlich davon ausgehen, dass die Werte mindestens vergleichbar zu den Werten schneller, kritischer Reaktoren sind. Diese haben zwar in der Regel eine höhere Leistung als die geplanten beschleunigergetriebenen Systeme, sie sind allerdings auch weniger komplex. Zusätzlich befindet sich bei den ADS eine weitere Öffnung im Reaktordruckbehälter, damit der Protonenstrahl auf das Spallationstarget treffen kann. Durch diese Öffnung kann ggf.

Radioaktivität austreten und weitere Komponenten des Reaktors aktivieren oder kontaminieren.

Nach den bisherigen Erfahrungen zu urteilen gehen von den Wiederaufarbeitungsanlagen deutlich höhere Emissionen als von einem Leistungsreaktor - auch im Normalbetrieb – aus. Vermutlich trifft das auch auf einen ADS zu, da auch dort die Brennelemente nicht in ihre Bestandteile aufgetrennt werden, wie in den Wiederaufarbeitungsanlagen der Fall ist. Entscheidend ist aber, dass der Einsatz beschleunigergetriebener Systeme nur Sinn macht, wenn in großem Stil Wiederaufarbeitung stattfindet und die daraus entstehenden Auswirkungen auf die Umwelt akzeptiert werden.

Wie auch im kritischen Reaktor befindet sich in einem beschleunigergetriebenen System ein großes radioaktives Inventar, das im Falle eines Unfalls freigesetzt werden und die Umwelt kontaminieren könnte.

3.3.3.6 Mögliche Rolle von ADS für P & T

Bis jetzt ist kein beschleunigergetriebenes System in Betrieb genommen worden. Zusätzlich ist in fast allen Bereichen noch signifikante Forschungs- und Entwicklungsarbeit zu leisten. Kostenschätzungen und Zukunftsaussichten sind dementsprechend mit großen Unsicherheiten behaftet.

Bei der Untersuchung des technischen Entwicklungsstandes von beschleunigergetriebenen Systemen ist von den verschiedenen Komponenten auszugehen. In van den Eynde (2013) wird von einem Technologie-Reifegrad (Technology Readiness Level, TLR) für den Teilchenbeschleuniger von 3-4 ausgegangen. Die Machbarkeit von Teilchenbeschleunigern, die die geforderter Zuverlässigkeit (weniger als zehn Strahlunterbrechungen länger als drei Sekunden innerhalb von drei Monaten für MYRRHA (Abderrahim, 2013)) besitzen, ist somit noch zu zeigen. Für das Spallationstarget wird gesagt, dass das konzeptuelle Design demonstriert worden sei. Einzelne Bestandteile des unterkritischen Reaktors befinden sich noch in der Konzeptentwicklung, dem Gesamtsystem kann aber ein TRL von 3-5 zugeordnet werden (Kirchner u. a., 2015, S. 134).

Beschleunigergetriebene Systeme sind das Konzept der Wahl bei europäischer F&E Tätigkeit zu P&T. Der Demonstrationsreaktor MYRRHA soll laut dem jetzigen Stand Mitte der 2030er Jahre in Betrieb gehen. Dort sollen dann auch Bestrahlungsexperimente für die Entwicklung des Brennstoffes für EFIT durchgeführt werden. Diese Bestrahlungsmöglichkeit ist essentiell für die Entwicklung der uranfreien Brennstoffe. Bei der Auslegung von EFIT wurde davon ausgegangen, dass der Reaktor um 2050 in Betrieb gehen sollte (Artioli u. a., 2007; Mansani u. a., 2012). Selbst wenn MYRRHA wie derzeit geplant Mitte der 2030er Jahre in Betrieb geht, ist dieser Zeitrahmen unwahrscheinlich. Nach der Inbetriebnahme benötigt es noch eine Design-, Planungs- und Genehmigungsphase, bevor die skalierte Version in Betrieb genommen werden könnte. Zwei Jahrzehnte würde dies sicher dauern (Kirchner u. a., 2015, S. 140). Dies setzt allerdings auch voraus, dass bis dahin u.a. die Qualifizierung der Brennstoffe abgeschlossen ist (siehe Kapitel 3.2).

Sowohl MYRRHA als auch EFIT sollen Blei-Wismut als Kühlmittel verwenden. Blei (-Wismut) wurde bisher nur in russischen U-Booten als Kühlmittel verwendet. Im Vergleich zu Natrium attraktiv aufgrund seiner geringen Reaktivität ist Blei toxisch und korrosiv (CEA, 2012, S. 5). Die Probleme kritischer, bleigekühlter Reaktoren (IAEA, 2012b, S. 29) können genauso in einem unterkritischen System auftreten.

Spallationsneutronenquellen werden in der Forschung bereits genutzt. Die Herausforderung besteht darin, die verschiedenen Komponenten wie den Teilchenbeschleuniger, die Quelle und den unterkritischen Reaktorkern zu einem funktionierenden Gesamtsystem zu koppeln und die erforderliche zeitliche Verfügbarkeit der Beschleuniger zu erreichen.

Ein beschleunigergetriebenes System ist auf die Transmutation Minorer Aktiniden ausgelegt. Sein Einsatz setzt aber voraus, dass entsprechende Abtrennverfahren und Brennstoffe zu Verfügung stehen. Beides ist derzeit nicht im großtechnischen Maßstab der Fall.

Beispielhafte Szenarien für den Nutzen von beschleunigergetriebenen Reaktoren für die bestehenden Bestände an Transuranen zeigen, dass mehrere Anlagen über einen längeren Zeitraum notwendig wären. Es ist nicht klar, in wie weit sich es für Deutschland überhaupt lohnte, einen rein national genutzten Park von ADS aufzubauen (OECD/NEA, 2009, S. 53). Eine andere Situation ergibt sich, wenn internationale Kooperationen eingegangen werden. Plutonium könnte dann evtl. an Partner zur Energieerzeugung weitergegeben und der Anteil der zu transmutierenden Elemente wäre deutlich reduziert. Nutzen diese Partner Schnelle Brüter für ihre Energieerzeugung, müssten sie ihre Verfahren wohl kaum anpassen.

3.3.4 Ökonomie von Reaktoren

Für Partitionierung und Transmutation werden Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum benötigt. Von den drei Optionen schnelle, natriumgekühlte Reaktoren, beschleunigergetriebene Systeme und Salzschnmelzereaktoren sind derzeit nur natriumgekühlte Reaktoren im kommerziellen Maßstab in Betrieb und/oder werden geplant.

Die OECD Länder haben bis 2007 mind. \$50 Milliarden Dollar in die Entwicklung schneller Reaktoren investiert (IAEA, 2007, S. 247). Diesem bereits investierten Betrag sind die Schätzungen des GIF (Generation IV International Forum) von 2002 gegenüberzustellen, das damals von noch nötigen F&E Aufwendungen für den natriumgekühlten Reaktor in Höhe von \$610 Millionen Dollar ausging (GIF, 2002a, S. 47). Weltweit, Demonstrationsreaktoren mit eingeschlossen, kann man von bereits getätigten Kosten in Höhe von \$100 Milliarden (2007) ausgehen (Cochran u. a., 2010). Es ist wegen der vorhanden Uranreserven und technischen Schwierigkeiten seit den 1980er Jahren bekannt, dass schnelle Reaktoren im Vergleich zu vorhanden Leichtwasserreaktoren nicht wettbewerbsfähig sind (Sweet, 1982). Cochran u.a. stellen ausführlich dar, warum die Kommerzialisierung schneller Reaktoren gescheitert ist. Sie erörtern die vier falschen Grundannahmen, (1) Uran wird rasch zur Mangelware und Kernreaktoren müssen den Brennstoff selbst erbrüten können, (2) Brutreaktoren werden bald wirtschaftlich konkurrenzfähig (gegenüber Leichtwasserreaktoren), (3) Brutreaktoren können gleich sicher und zuverlässig sein wie Leichtwasserreaktoren, und (4) das Proliferationsrisiko bei

Brutreaktoren und einem „geschlossenen Brennstoffkreislauf“ kann kontrolliert werden (Cochran u. a., 2010). Ebenso argumentieren Suchitra und Ramana (2011), dass nur bei einem starken Anstieg des Uranpreises von einem ökonomischen Betrieb Schneller Reaktoren ausgegangen werden kann. Das ist auch der schlechten Zuverlässigkeit und Verfügbarkeit der Anlagen zuzuschreiben, die häufig auf Grund technischer Probleme ausfallen (von Hippel u. a., 2019). Die WNA sieht zwar technische Fortschritte, aber die Ökonomie schneller Reaktoren hängt nach wie vor vom Wert ab, der Plutonium zugeschrieben wird (WNA, 2020h).

Folgt man der Darstellung der WNA (World Nuclear Association) war der einzige kommerziell betriebene schnelle Reaktor der Superphénix in Frankreich. Dieser war - mit zahlreichen Unterbrechungen - von 1985 bis 1998 in Betrieb. Alle anderen schnellen Reaktoren werden als experimentelle bzw. Demonstrationsreaktoren gelistet (WNA, 2020h). Die längste Betriebserfahrung weist der BN-600 in Beloyarsk (Russland) auf, welcher seit 1980 in Betrieb, jedoch als Demonstrationsreaktor gelistet ist. Das Nachfolgemodell, der BN-800 wird als experimenteller Reaktor geführt (WNA, 2020h). Der geplante BN-1200 soll ein kommerzieller Reaktor werden, doch verschob sich der Baubeginn auch aufgrund der hohen Kosten wiederholt (Diakov und Podvig, 2019).

In der Literatur gibt es eine sehr große Varianz bei den Kostenschätzungen. Es handelt sich bei den meisten Zahlen nur um Schätzungen, da es kaum bzw. keine tatsächlichen Erfahrungswerte gibt. Die Nuclear Energy Agency der OECD (NEA) (2002) gibt für die Baukosten eines schnellen natriumgekühlten Reaktors den Bereich von \$1850 - \$2600/kWe an. Die SNETP geht von Baukosten für einen Prototyp eines schnellen natriumgekühlten Reaktors von 2 Milliarden € (bei einer Leistung von 250-600MWe) aus (SNETP, 2007, S. 29). Diese Schätzungen liegen unter den Kosten bereits bestehender Reaktoren: Die Kosten für den indischen Brüterreaktor, der 2021 in Betrieb gehen soll, haben sich auf geschätzte \$4 Milliarden (2020) verdoppelt (IPFM Blog, 2020). Der Bau des französischen Superphénix hat \$9,5 Milliarden (2008) gekostet (Schneider, 2009). Rothwell gab die Kosten für Reaktoren der neuen Generation bei \$6180/kWe (2019) für einen generischen schnellen Reaktor, der auf die Transmutation Minorer Aktiniden ausgelegt ist, an (Rothwell, 2017, S. 29). Dieser Wert ist insofern interessant, da er von Befürwortern der Technologie veröffentlicht wird und kann als untere Grenze angesehen werden. Im Vergleich dazu gibt Russland an, dass der russische BN-800 angeblich nur rund 1,5 Milliarden € gekostet habe (WNN, 2019c), womit er günstiger wäre als die neuen russischen Leichtwasserreaktoren. Diese Angaben müssen kritisch hinterfragt werden, da Russland vor allem auf Leichtwasserreaktoren setzt und aktuell keinen weiteren schnellen natriumgekühlten Reaktor baut.

Eine seriöse Abschätzung der Kosten für schnelle Reaktoren ist äußerst schwierig. Das liegt vor allem an den kaum vorhandenen Erfahrungswerten. Eine direkte Übertragung der Kosten von z.B. Russland nach Deutschland kann aufgrund der unterschiedlichen Sicherheitsanforderungen nicht ohne weiteres gemacht werden. In Abschnitt 3.3.1.6 wird dargestellt, dass signifikante Anpassungen an das Design nötig wären, um eine Variante des BN-800 in Deutschland bauen zu können. Eine Übertragung der Kosten aus Frankreich nach

Deutschland eignet sich besser, wenngleich auch diese mit Unsicherheiten behaftet ist. Das liegt zum einen an den Regelwerken, zum anderen an unterschiedlichen Strukturen und Gegebenheiten in der kerntechnischen Industrie.

Zur besseren Einordnung und Verdeutlichung der Kostenunterschiede zwischen Leichtwasserreaktoren und Schnelle Reaktoren kann versuchsweise auf die historischen Daten aus Frankreich zurückgegriffen werden. Vergleicht man die Kosten für Leichtwasserreaktoren und Schnelle Reaktoren, welche ca. zur gleichen Zeit gebaut wurden, zeigen sich deutliche Unterschiede. Die leistungsspezifischen Investitionskosten von Fessenheim 1 lagen bei etwa 25% jener des schnellen Reaktors Phénix (Grubler, 2010; Schneider, 2009). Dasselbe Bild zeigt sich beim Vergleich der Leichtwasserreaktoren Cattenom 3 und Chooz B2 mit dem Superphénix (Butler, 1997; Grubler, 2010; Lovering u. a., 2016; Schneider, 2009). Hierzu muss angeführt werden, dass es viel mehr Erfahrungswerte zu Leichtwasserreaktoren als zu schnellen Reaktoren gibt, welches diese Darstellung beeinflusst.

Das Beispiel des Leichtwasserreaktors (EPR) in Flamanville zeigt, wie geplante Kosten sich oftmals von tatsächlichen Kosten unterscheiden. Der Bau des Reaktors begann im Dezember 2007, die Inbetriebnahme war für 2013 geplant. Die Kosten wurden 2007 mit drei Milliarden Euro angegeben (das entspricht 1800€/kWe installiert). Die tatsächlichen Kosten belaufen sich aktuell auf 12,4 Milliarden, was rund 7510€/kWe installiert entspricht (NEI, 2019b). Ob es bei diesen Kosten bleiben wird, ist unsicher. Es handelt sich im Falle von Flamanville nur um ein Beispiel, dieses steht jedoch exemplarisch für Kernkraftwerksprojekte in Europa. Kostensteigerungen und Verzögerungen können auch bei aktuellen Kernkraftwerksprojekten Olkiluoto 3 (angegebene Kosten von 3,2 Milliarden € im Jahr 2003 versus 8,3 Milliarden € im Jahr 2019) in Finnland und der Fertigstellung von Mochovce 3&4 in der Slowakei (angegebene Kosten 1,4 Milliarden € im Jahr 2007 versus 5,4 Milliarden € im Jahr 2017) beobachtet werden (Mihók, 2020; yle.fi, 2019). Die Kostensteigerungen haben vielschichtige Hintergründe. Diese reichen von Know-How Verlust für den Bau von kerntechnischen Anlagen, über fehlerhafte Komponenten, bis hin zu notwendigen nachträglichen Anpassungen des Designs im Zuge von neuen sicherheitstechnischen Erkenntnissen (Berthélemy und Escobar Rangel, 2015; Eash-Gates u. a., 2020; Lovering u. a., 2016).

Der Versuch der Kostensenkungen durch die Serienproduktion von Reaktoren wie in Frankreich in den 1970er bis 1990er Jahren hat nicht wie gewünscht zu einer Senkung der Anlagenkosten geführt. Die Preise pro MWe sind über die Zeit gestiegen (Grubler, 2010). Dieser Trend zeigte sich auch in Deutschland, Kanada, USA und in weiteren Ländern. Das liegt vor allem an den gestiegenen Anforderungen an die Sicherheit und an Verzögerungen bei der Realisierung von Bauprojekten (Eash-Gates u. a., 2020; Lovering u. a., 2016).

Es ist davon auszugehen, dass ein beschleunigergetriebenes System pro kWe mehr kostet als ein schneller Reaktor. Der unterkritische Kern entspricht einem kleinen, schnellen Reaktor, es liegt an der genauen Geometrie, dass er eben nicht kritisch ist. Zusätzlich kommen noch das Spallationstarget und der Teilchenbeschleuniger hinzu. Die Kosten für den

Teilchenbeschleuniger werden auf 1/3 der Gesamtkosten geschätzt (Renn, 2014). Die Kosten für den belgischen MYRRHA-Reaktor werden derzeit auf 1,6 Milliarden Euro geschätzt (WNN, 2018c). Bei einer Leistung von max. 100 MWth (je nach Konfiguration) entspräche das 16.000 Euro pro kWth. Dieser Wert sollte jedoch nicht direkt mit den Werten für Leistungsreaktoren verglichen werden, da MYRRHA als Forschungsreaktor konzipiert ist und die Auslegung dementsprechend anderen Kriterien folgt.

Für Salzschnmelzereaktoren ist es mit dem derzeitigen Entwicklungsstand nicht möglich, realistische Kostenschätzungen durchzuführen. Pistner und Englert (2017, S. 92) kommen zu dem Schluss, dass ökonomische Vorteile gegenüber heutigen Reaktorkonzepten nicht zu erwarten sind. Konträr hierzu ist die Erwartung des Generation IV International Forums, dass die neuen Reaktorkonzepte im Vergleich zu anderen Energiequellen wettbewerbsfähig sind (GIF, 2014, S. 15, 2002a, S. 6). Der Beweis hierfür ist jedoch ausständig. Die Reaktoren existieren nur auf dem Papier, teilweise werden Einzelsysteme und Komponenten getestet, und daher erscheint eine realistische Einschätzung der Kosten verfrüht.

Zusätzlich zu den Baukosten fallen auch Kosten für den Betrieb, die Stilllegung und den Rückbau an. Demgegenüber zu stellen wären Gewinne aus dem Verkauf des produzierten Stroms. Dies wird im Rahmen des Gutachtens nicht weiter untersucht. Es stellt sich außerdem die grundsätzliche Frage, in wie weit die Kosten pro Megawatt(stunde) überhaupt die richtige Einheit sind um Anlagen, die zur Transmutation eingesetzt werden sollen, zu untersuchen bzw. zu bewerten. In diesem Zusammenhang wäre vermutlich ein Vergleichswert, der die Kosten pro transmutiertem Kilo Transurane angibt, deutlich nützlicher. Entsprechende Daten existieren nach Wissen der Autor*innen nicht.

3.4 Abhängigkeiten der verschiedenen P&T Technologien untereinander

Die vorangegangenen Abschnitte implizieren bis zu einem gewissen Grad, dass die Verfahren für die verschiedenen Schritte eines Transmutationskreislaufes (Wiederaufarbeitung/Abtrennung, Brennstofffertigung und Bestrahlungsanlage) beliebig miteinander kombinierbar sind. Dem ist jedoch nicht so.

In Abbildung 13 sind einige wichtige Abhängigkeiten und Voraussetzungen vereinfacht dargestellt. Dabei wird von den drei grundsätzlich verschiedenen Bestrahlungsoptionen schneller, metallgekühlter Reaktor (SR), beschleunigergetriebenes System (ADS) und Salzschnmelzereaktor (MSR) ausgegangen. Diese sind in der Abbildungsmitte in blau dargestellt.

Auf der rechten Seite der Abbildung in grün finden sich die notwendigen Voraussetzungen für die entsprechende Reaktorentwicklung: bei metallgekühlten Reaktoren kann grundsätzlich zwischen Natrium oder Blei (Blei-Wismut) als Kühlmittel gewählt werden. Die Entwicklung natriumgekühlter Reaktoren ist dabei weiter fortgeschritten. Mit dem geplanten (inzwischen aufgegebenen) französischen ASTRID-Reaktor war ein weiterer Durchbruch in Reichweite, der auch einen Einsatz in Deutschland zumindest denkbar werden ließ. In Russland wird die Entwicklung des BREST Reaktors vorangetrieben. Gegenwärtig finden Vorarbeiten am Reaktorstandort statt. Das europäische, bleigekühlte Reaktorkonzept ALFRED befindet sich noch im Designstadium.

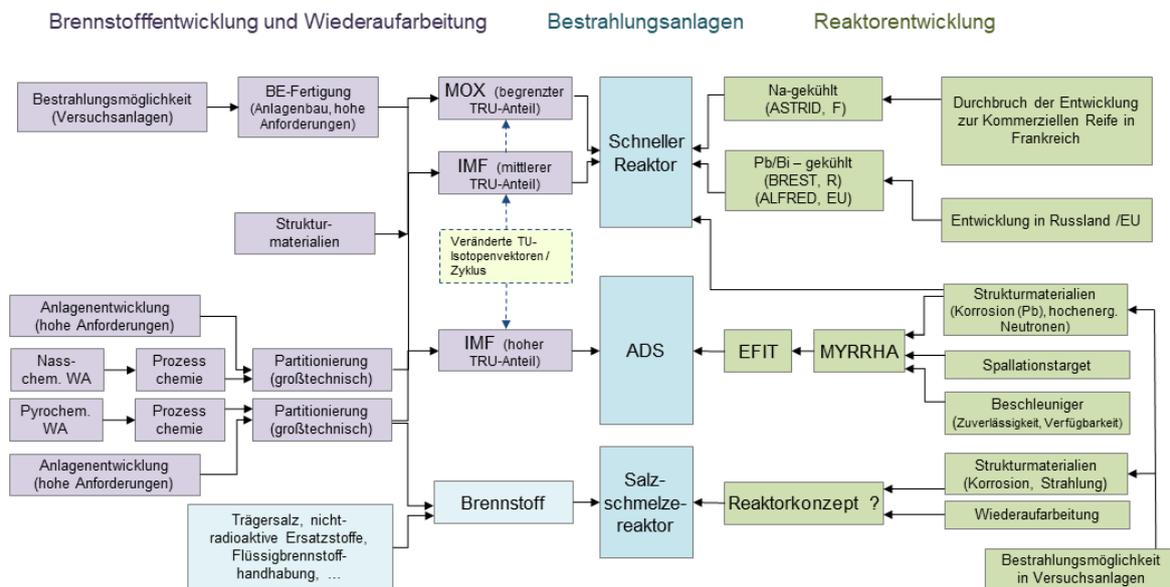


Abbildung 13: Vereinfachte Darstellung der Pfadabhängigkeiten bei der Entwicklung von Verfahren für die Partitionierung und Transmutation radioaktiver Abfälle. Vor allem bei einem Salzschnmelzereaktor ist die genaue Umsetzung aufgrund mangelnder Erfahrungen noch unklar.

Neben den Demonstrationsreaktoren ist zum großtechnischen Einsatz von schnellen Reaktoren vor allem auch die Entwicklung von Strukturmaterialien notwendig, die den hohen Neutronenbelastungen und, vor allem bei der Nutzung von Blei, auch dem korrosiven Kühlmittel widerstehen. Für diese Entwicklung werden entsprechende Bestrahlungsmöglichkeiten in Versuchsanlagen benötigt.

Neue Materialien, die in Versuchsanlagen qualifiziert werden müssen, werden allerdings auch für den Einsatz von beschleunigergetriebenen Reaktoren und Salzschnmelzereaktoren benötigt. Sie sind neben der Entwicklung des Spallationstargets und eines Beschleunigers mit entsprechender Zuverlässigkeit und Verfügbarkeit essentiell für die Umsetzung des europäischen ADS-Demonstrationsreaktors MYRRHA und seines Nachfolgers EFIT, die dem breiten Einsatz von ADS in Europa vermutlich vorausgehen müssten.

Die Herausforderungen an die Strukturmaterialien sind bei Salzschnmelzereaktoren (MSR) noch einmal größer. Aufgrund der noch wenig fortgeschrittenen Designkonzepte sind noch viele Fragen offen. Durch die Verwendung von Salz als Kühlmittel und Brennstoffmatrix sind Strukturmaterialien noch einmal anderen Belastungen, zusätzlich zu der hochenergetischen Neutronenstrahlung des schnellen Neutronenspektrums, ausgesetzt. Ist die Entscheidung für ein bestimmtes Reaktorkonzept unter der Verwendung von Flüssigsalzen gefallen, sind sicherlich Demonstrationsreaktoren nötig, bevor das Konzept im großen Maßstab eingesetzt werden könnte.

Die linke Hälfte von Abbildung 13 zeigt ausgewählte Schritte, die zur Brennstofffertigung und Wiederaufarbeitung in einem P&T-Konzept durchgeführt werden müssten. Im schnellen Reaktor können Mischoxid-Brennstoffe (MOX) mit einem deutlich limitierten Transurananteil oder uranfreie Brennstoffe (IMF) mit einem erhöhten Transurananteil eingesetzt werden. Der (leicht) erhöhte Transurananteil stellt hohe Anforderungen an die Brennelemente (BE) Fertigung da Material mit hoher Aktivität und Wärmeentwicklung gehandhabt werden muss. Die Entwicklung der Brennelemente erfordert weitere Bestrahlungsmöglichkeiten, die derzeit nur unzureichend vorhanden sind.

Das schnelle Neutronenspektrum verlangt nach der Weiterentwicklung von Strukturmaterialien beispielweise auch für die Hüllrohre, um lange Standzeiten und damit hohe Transmutationseffizienzen zu erlauben. Das gilt unabhängig vom verwendeten Brennstoff. Eine weitere Herausforderung vor allem beim Einsatz in kritischen Reaktoren ist die veränderliche Zusammensetzung des Transuranvektors. Da pro Transmutationszyklus ein unterschiedlicher Anteil der verschiedenen Elemente gespalten wird, ändern sich die Eigenschaften des Brennstoffs. Dies muss beim Brennelementedesign und auch bei der Reaktorauslegung beachtet werden.

Um Transmutationsbrennelemente fertigen zu können, ist die großtechnische Partitionierung bereits abgebrannter Brennelemente notwendig. Dies kann entweder über nasschemische oder über pyrochemische Wiederaufarbeitung geschehen. Für beide Verfahrenstypen ist die Prozesschemie noch nicht ausreichend weit entwickelt, um ausreichende Abtrenneffizienzen im industriellen Maßstab für die verschiedenen Transurane zu erzielen. Gleichzeitig stellen die Eigenschaften der abgebrannten Transmutationsbrennstoffe (Neutronenstrahlung,

Wärmeentwicklung) hohe Anforderungen an die Anlagenentwicklung: so muss u.a. der Strahlenschutz und die Wärmeabfuhr sichergestellt werden.

Diese Partitionierung der relevanten Stoffströme aus den abgebrannten Brennstäben muss auch bei der Verwendung von Salzschnmelzereaktoren geschehen. Dies ist nur mit pyrochemischen Verfahren sinnvoll, da die Endprodukte relativ leicht in den Flüssigsalzbrennstoff überführt werden können. Die geplante online-Wiederaufarbeitung direkt am Reaktorstandort wäre mit nasschemischen Verfahren nicht durchzuführen, da mehrjährige Abklingzeiten notwendig wären, um die Stabilität des Lösungsmittels zu gewährleisten.

Es gibt keine Brennelementefertigung im eigentlichen Sinne bei Salzschnmelzereaktoren. Dafür sind noch andere Fragen der Brennstoff- bzw. Salzschnmelzeherstellung offen. Das betrifft zum Beispiel die Entwicklung von Trägersalzen, die Übertragung bereits durchgeführter Experimente mit nichtradioaktiven Ersatzstoffen (ein gängiges und bis jetzt oft angewandtes Verfahren) auf die eigentlichen Materialien oder auch die Handhabung der Flüssigsalzbrennstoffe.

Zusammenfassend kann gesagt werden, dass sich noch ausstehende Forschungs- und Entwicklungsarbeit für den möglichen großtechnischen Einsatz von Schnellen Reaktoren oder beschleunigergetriebenen Systemen zur Transmutation radioaktiver Abfälle in weiten Teilen überschneidet. Dies betrifft u.a. die Wiederaufarbeitung, die Brennstofffertigung und die Entwicklung von Strukturmaterialien. Für den Einsatz beschleunigergetriebener Systeme ist zusätzlich noch die Entwicklung verlässlicher Teilchenbeschleuniger notwendig. Auch ist der Einsatz von beschleunigergetriebenen Systemen ohne das Vorhandensein von uranfreien Brennstoffen wenig sinnvoll. Nur diese Brennstoffe verhindern ein ständiges Nachbrüten von Plutonium aus Uran-238 wie das in den gängigen MOX-Brennstoffen der Fall ist.

Für den Einsatz von Salzschnmelzereaktoren sind F&E Arbeiten notwendig, die auf dieses Reaktorsystem beschränkt sind und die einen möglichen Einsatz von anderen Reaktortypen nicht beschleunigen würden.

4 Hypothetische Umsetzungsszenarien

Weltweit werden verschiedenste P&T-Strategien erforscht, jedoch ist heute noch keine insgesamt schlüssige und in allen Details nachvollziehbare Umsetzungsstrategie erkennbar, die ohne weiteres auf die deutsche Ausgangssituation übertragbar wäre. Sollten die deutschen hochradioaktiven Abfälle im Rahmen einer P&T-Strategie behandelt werden, gäbe es unterschiedliche Optionen, die sich zum Teil deutlich unterscheiden. Um eine Bandbreite an technologischen Möglichkeiten, die an die deutsche Situation angepasst sind, abdecken zu können, und um eine Abschätzung zu ermöglichen, mit welchen Risiken ein hypothetischer Betrieb entsprechender Anlagen verbunden und mit welchen möglichen Auswirkungen auf die nukleare Entsorgung zu rechnen wäre, werden im Folgenden drei hypothetische P&T-Szenarien untersucht.

4.1 Beschreibung der Szenarien

Die zur Verfügung stehenden Einzeltechnologien im Bereich der Partitionierung und Transmutation (P&T) lassen sich zu einer Vielzahl von möglichen Systemen zur Behandlung nuklearer Abfälle kombinieren. Dabei sind die in 3.4 genannten Einschränkungen zu beachten. Es sollen diejenigen Technologiekombinationen ausgewählt werden, die am ehesten geeignet sein könnten, einen positiven Beitrag im Sinne des im Standortauswahlgesetz (2017) formulierten Auftrags zu leisten. Dieses fordert einen bestmöglichen dauerhaften Schutz von Mensch und Umwelt vor der Wirkung ionisierender Strahlung (§1, Abs. 2, Satz 2) sowie die Vermeidung von unzumutbaren Lasten für zukünftige Generationen (§1, Abs. 2, Satz 3).

Bezogen auf das zweite Ziel, die Vermeidung unzumutbarer Lasten für zukünftige Generationen, wären grundsätzlich solche Konzepte vorteilhaft, die einen schnellen Abschluss der P&T-Arbeiten versprechen. Aufgrund der sehr hohen Unsicherheitsfaktoren, sowohl hinsichtlich der noch benötigten Zeit für Forschung & Entwicklung als auch zur Umsetzung der Verfahren, lässt sich im Voraus kaum abschätzen, welche Kombination insgesamt die kürzeste Dauer verspricht.

Da Entwicklungszeiten jedoch sehr lange sein können, wird im Rahmen des ersten Szenarios eine P&T-Strategie untersucht, die voraussichtlich verhältnismäßig schnell einsetzbar wäre. Entsprechend werden hierbei die Technologien verwendet, die am weitesten entwickelt sind. Konkret handelt es sich um hydrochemische Trennverfahren, Mischoxid-Brennelemente sowie eine Transmutation in schnellen Natrium-gekühlten Reaktoren. Dieses erste Szenario wird mit "SR" für schneller Reaktor bezeichnet. Aufgrund des Einsatzes von Mischoxid-Brennelementen ist damit zu rechnen, dass kontinuierlich neues Plutonium erbrütet wird, was sich grundsätzlich negativ auf Sicherheitsfragen auswirken würde. Es soll untersucht werden, ob sich bei Anwendung einer solchen Strategie dennoch Vorteile für die Langzeitsicherheit der Endlagerung ergeben könnten.

Um einen bestmöglichen Schutz von Mensch und Umwelt zu erzielen, wäre eine möglichst umfassende Reduktion von als besonderes problematisch anzusehenden Anteilen des hochradioaktiven Abfallinventars anzustreben. Hier sind uranfreie Brennstoffe (IMF) voraussichtlich besser geeignet, da aufgrund der Abwesenheit von Uran-238 kein neues Plutonium (und nachfolgend andere Transurane) erbrütet würden. Werden diese Brennstoffe in beschleunigergetriebenen Systemen (ADS) anstelle von schnellen kritischen Reaktoren eingesetzt, sind voraussichtlich weniger Einschränkungen bezüglich des Transurangehalts in den zu bestrahlenden Brennstoffen zu beachten. Aufgrund der besonderen Eigenschaften dieser unterkritischen Systeme soll der sichere Betrieb auch bei hohem Transuraninventar gewährleistet werden. Diese Kombination aus ADS und uranfreien Brennstoffen wird in der EU beforscht. Für die Wiederaufarbeitung der hochradioaktiven Brennstoffe, werden pyrochemische Abtrennverfahren angenommen. Diese haben vermutlich den Vorteil, dass weniger Sekundärabfälle entstehen würden, da hier weder wässrige noch lösungsmittelhaltige Phasen zum Einsatz kommen würden. Dieses zweite Szenario wird als Szenario „ADS“ bezeichnet.

Im Rahmen des dritten Szenarios wird der Einsatz von Salzschnmelzereaktoren (MSR) untersucht. Voraussichtlich dauert es noch lange, bis diese Reaktoren im industriellen Maßstab eingesetzt werden könnten. Allerdings sollen sie Vorteile im Einsatz bieten, sowohl was die Flexibilität in Bezug auf den eingesetzten Brennstoff als auch was die Reduzierung der Last auf ein potentiell Endlager betrifft. Salzschnmelzereaktoren werden in Kombination mit einer pyrochemischen Prozesseinheit, die am Standort (quasi-)kontinuierlich Wiederaufarbeitung durchführt, betrachtet. Im Szenario wurde von einer jährlichen stattfindenden Wiederaufarbeitung ausgegangen. Dieses letzte Szenario wird nach der Abkürzung MSR für den englischen Begriff Molten Salt Reactor benannt.

4.2 Szenario Schneller Reaktor (SR)

In diesem Szenario soll die Transmutation in schnellen Reaktoren durchgeführt werden. Dabei wird die Verwendung von MOX-Brennstoff, in dem sich auch Minore Aktiniden befinden, in Kombination mit erweiterten hydrochemischen Abtrennverfahren für die Partitionierung angenommen. Die verwendeten Technologien für Trennverfahren, Brennelementefertigung und Bestrahlung sind vergleichsweise weit entwickelt: Schnelle Reaktoren sind in Betrieb, die hydrochemische Wiederaufarbeitung ist zumindest für die Uran- und Plutoniumabtrennung Standard und plutoniumhaltige MOX-Brennstoffe werden im industriellen Maßstab gefertigt und eingesetzt. Es wird somit davon ausgegangen, dass dieses Szenario vom technischen Standpunkt her am wahrscheinlichsten umsetzbar wäre. Der notwendige Zeitraum für Entwicklung und Umsetzung wäre somit kürzer als bei anderen Strategien.

4.2.1 Zielsetzung des Szenarios

Mehrere Länder (Russland, Indien, Japan, Frankreich, China) arbeiten an der Entwicklung schneller Reaktoren. In diesen Ländern ist allerdings, im Gegensatz zu Deutschland, die langfristige Energieerzeugung mit Kernkraftwerken ein zumindest gleichberechtigtes Ziel neben der Reduzierung der Abfalllast. Dementsprechend sind die meisten Konzepte für Schnelle Reaktoren nicht auf eine möglichst hohe Transmutationsrate der Transurane hin optimiert, sondern eher auf eine Optimierung der Plutoniumgewinnung.

Da dies für eine mögliche Umsetzung in Deutschland nicht relevant ist, wurde eine entsprechende Auslegung des ASTRID Reaktors – basierend auf einem zumindest bis 2019 verfolgten französischen Konzept für einen schnellen Reaktor – gewählt, die auf eine möglichst hohe Transmutationsrate der Transurane abzielt. Dabei gibt es eine Variante, die vor allem Plutonium, und eine die vor allem Minore Aktiniden transmutieren soll. Vorausgehende Überschlagsrechnungen zeigten, dass im Hinblick auf die Vernichtung von Transuranen, die Auslegung als „Plutonium-Brenner“ besser geeignet ist als die Auslegung als eine Transmutationsanlage für Minore Aktiniden, da das deutsche Inventar an Minoren Aktiniden im Vergleich zu Plutonium geringer ist. Daher – aber auch um einen anderen Schwerpunkt als in den anderen Szenarien zu erhalten – wurde die Auslegung als Plutonium-Brenner dem Szenario zugrunde gelegt.

Es wird weiter vermutet, dass ein Reaktorkonzept basierend auf französischen Designstudien näher an deutschen Sicherheitsstandards läge als ein Konzept beispielsweise aus Russland oder China (vgl. 3.3.1.6).

4.2.2 Annahmen und Randbedingungen

Das Szenario beginnt mit der Aufarbeitung der in Deutschland vorliegenden abgebrannten Brennelemente in einer hydrochemischen Anlage und anschließender Brennstofffertigung, so dass Brennelemente zum Betriebsstart der Transmutationsanlagen zur Verfügung stehen. Nach sechs Jahren können die ersten Reaktoren starten. Die Transmutation erfolgt in

Schnellen Reaktoren auf Basis des ASTRID Reaktordesigns, dass auf die Verbrennung von Plutonium ausgelegt wurde. Das zugrundeliegende Schema ist in Abbildung 14 gezeigt.

Nach der Bestrahlung in den Reaktoren werden die Brennelemente, nach einer notwendigen Abklingzeit, der erweiterten Wiederaufarbeitung in neuen Anlagen zugeführt. Diese Anlagen sind auf die Bearbeitung von MOX aus Schnellen Reaktoren, welches auch Minore Aktiniden enthält, spezialisiert. In ihnen werden die Transurane aus dem abgebrannten Brennstoff extrahiert, um das Plutonium und die Minoren Aktiniden wieder zu Brennstoff zu verarbeitet und in einen Reaktor zu laden. Die Wiederaufarbeitungsanlagen werden so eingesetzt, dass mit der ersten Rückführung von abgebranntem MOX aus den Schnellen Reaktoren die alten Bestände an LWR-Brennelementen bereits vollständig aufgearbeitet sind. Dadurch ist zuerst nur die Wiederaufarbeitungsanlage für LWR-Brennelemente in Betrieb, danach nur noch Wiederaufarbeitungsanlagen spezialisiert auf MOX mit Minoren Aktiniden. Dies ist auch durch Limitierungen des Modells notwendig, da nur eine Art Wiederaufarbeitungsanlage auf einmal abgebildet werden kann.

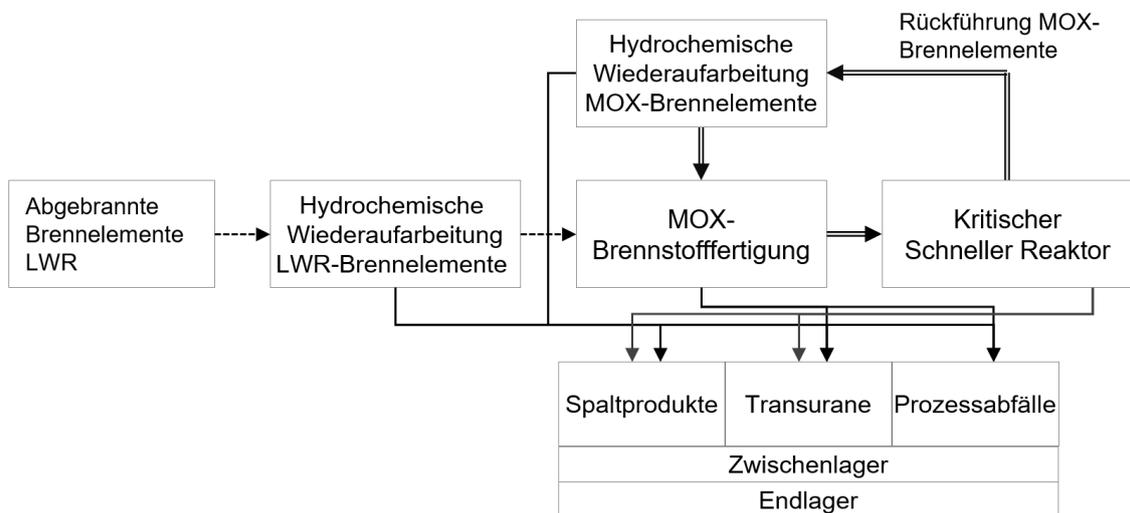


Abbildung 14: Schematische Skizze des betrachteten Partitionierungs- und Transmutationsschemas im Szenario „SR“. Die bereits vorliegenden abgebrannten Brennelemente werden hydrochemisch wiederaufgearbeitet und die dabei abgetrennten Transurane zu neuen Brennelementen verarbeitet. Diese werden in einem schnellen Reaktor bestrahlt und danach wieder der Wiederaufarbeitung zugeführt. Dieser Zyklus wiederholt sich bis zum definierten Ende des Szenarios. Entlang der Prozesskette fallen radioaktive Materialien und Abfälle an, die (zwischen)gelagert und – mit Ausnahme jener, die transmutiert werden können – endgelagert werden müssen. Die letzten beiden Reaktorbeladungen werden nicht mehr wiederaufgearbeitet und müssen daher ebenfalls einem Endlager zugeführt werden.

Der Prozess der Rückführung und Wiederaufarbeitung wird so lange wiederholt bis nicht mehr hinreichend Spaltmaterial vorhanden ist, um einen einzelnen Reaktor über seine Laufzeit zu beschicken. Über die Laufzeit des Szenarios hinweg wird die Anzahl und Kapazität der betriebenen Anlagen mit jeder neuen Ausbaustufe an die noch vorhandene Restmenge an Transuranen angepasst. Dabei wurde, auf Basis von existierenden Anlagen,

von einer Anlagenlebensdauer von 42 Jahren für die Reaktoren – um sieben volle Bestrahlungszyklen von sechs Jahren zu ermöglichen – und die Brennstofffertigung ausgegangen. Die Wiederaufarbeitungsanlagen haben eine Lebensdauer von jeweils 40 Jahren. Eine neue Ausbaustufe beginnt jeweils, wenn die Lebensdauer erreicht ist und neue Anlagen gebaut werden. Ausgenommen ist dabei die Anlage für die Wiederaufarbeitung von LWR-Brennstoff, die nur so lange betrieben wird, bis die LWR-Brennelemente wiederaufgearbeitet sind (~17 Jahre).

In zugrundeliegenden Arbeiten zu den Reaktoren (Gabielli u. a., 2015) wird von Bestrahlungsdauern von fünf Jahren ausgegangen. Da hierbei von einer 100% Auslastung der Anlagen ausgegangen wird, wurde im Szenario eine Auslastung von 83% geschätzt und nunmehr von einer Bestrahlungsdauer von sechs anstatt fünf Jahren ausgegangen. Dieser Wert basiert auf der Annahme, dass Lastquoten wie in derzeitigen LWR erreicht werden können. Unklar ist allerdings, ob die Brennstoffe solche Bestrahlungsdauern zulassen und ob eine so hohe Auslastung der Reaktoren angesichts der Erfahrungen mit Schnellen Reaktoren in den letzten Jahrzehnten erreichbar erscheint. Zusätzlich werden fünf Jahre Abklingzeit angenommen. Ein Bestrahlungsschritt dauert somit elf Jahre. Diese Länge ist für das Szenario wenig relevant, da die Brennstofffertigung und Wiederaufarbeitung parallel zur Bestrahlung im Reaktor stattfinden.

Die Anzahl der Reaktoren in der ersten Ausbaustufe ergibt sich aus dem Transuraninventar der ursprünglich zu transmutierenden Brennelementen und dem Bedarf über die Laufzeit der Reaktoren. Es muss immer hinreichend Brennstoff aufgearbeitet sein, um einen kostspieligen „Leerlauf“ der Transmutationsanlagen zu vermeiden. Die Kapazität der Wiederaufarbeitungsanlagen wurde so gewählt, dass dies gewährleistet ist (vgl. auch 4.2.3). Wichtige Kenngrößen, die zur Modellierung verwendet wurden, sind in Tabelle 3 zusammengefasst.

Um das vorhandene Transuraninventar abzubilden, wurde die Zusammensetzung der deutschen abgebrannten Brennelemente aus Schwenk-Ferrero (2013) herangezogen. Für das Gesamtinventar wird die Prognose des BMU (2020) verwendet (vgl. Tabelle 1). Aufgrund der langen Halbwertszeiten der (meisten) Minoren Aktiniden sind bis zu Beginn des Transmutations-Projekts keine signifikanten Änderungen am Inventar zu erwarten. Die Brennstoffzusammensetzung in einem Reaktor des ASTRID-Designs (Tabelle 4) unterscheidet sich allerdings von der Zusammensetzung des hochradioaktiven deutschen Abfalls (vgl. Kapitel 2.2.1). Es wird vorausgesetzt, dass eine entsprechende, elementengenaue Aufarbeitung möglich ist. Es wird davon ausgegangen, dass bei jeder Neubeladung eines Reaktors die, auf die einzelnen Transurane bezogene, gleiche Zusammensetzung des Brennstoffes verwendet wird. Diese ändert sich über den Verlauf des Szenarios nicht.

Mit dieser Zusammensetzung kann dann ein Schneller Reaktor, der auf dem ASTRID-Design beruht, gefahren werden. Diese Annahme ist vereinfachend, da sich im Laufe des Szenarios die Isotopenzusammensetzung der einzelnen Transurane ändern würde und die einzelnen Isotope ganz unterschiedliche Wirkung auf den Betrieb des Reaktors haben.

Tabelle 3: Kenngrößen, die zur Modellierung des Szenarios SR herangezogen wurden. Um eine möglichst hohe Konsistenz der Daten zu ermöglichen, wurden die Daten für die Schritte Wiederaufarbeitung, Brennelementfertigung und Bestrahlungsanlage aus jeweils der gleichen Quelle gewählt.

	Kenngröße	Quelle / Kommentar
Vorlaufzeit WA und BE-Fertigung für die erste Beladung	6 Jahre	Notwendig für die erste Bereitstellung von Brennelementen
Dauer Bestrahlung + Abklingzeit	11 Jahre	Basierend auf (Gabrielli u. a., 2015) mit Berücksichtigung der 83%igen Auslastung
Schnelle Reaktoren		
Kapazität (MW_{th})	1200	(Gabrielli u. a., 2015)
Brennstofftyp	(U-TRU)O ₂	(Gabrielli u. a., 2015)
Auslastungsfaktor	83%	Eigene Schätzung
Lebensdauer	42 Jahre	Eigene Annahme
Zyklusdauer	6 Jahre	Basierend auf (Gabrielli u. a., 2015) mit Berücksichtigung der 83%igen Auslastung
Abbrand	140 GWd/tSM	Eigene Berechnung
Anlagenanzahl im Szenario	23	
Wiederaufarbeitung LWR Brennstoff		
Kapazität Wiederaufarbeitungsanlage	600 tSM/Jahr	Hydrochemische Wiederaufarbeitung
Abtrenneffizienz (Pu, Np, Am)	99,9%	(IAEA, 2004a, S. 61)
Abtrenneffizienz Curium	99,3%	(IAEA, 2004a, S. 61)
Lebensdauer	17 Jahre	Eigene Schätzung
Anlagenanzahl im Szenario	1	
Wiederaufarbeitung SR Brennstoff		
Kapazität Wiederaufarbeitungsanlage	5 tSM/Jahr	Spezialisierte Anlage für MOX-Brennstoffe, hydrochemisch
Abtrenneffizienz (Pu, Np, Am)	99,9%	(IAEA, 2004a, S. 61)
Abtrenneffizienz Curium	99,3%	(IAEA, 2004a, S. 61)
Lebensdauer	40 Jahre	Eigene Schätzung
Anlagenanzahl im Szenario	18	
Brennelementfertigung		
Kapazität Brennstofffertigung	max. 32 tSM	Basierend auf Brennstoffbedarf und Zykluslänge
Verlust Brennstofffertigung	0,2%	(Heidet u. a., 2017)
Anlagenanzahl im Szenario	7	

Unterschiede in der Isotopenzusammensetzung sind auch schon zu Beginn zwischen den abgebrannten deutschen Brennelementen und der ursprünglichen ASTRID-Brennstoffzusammensetzung gegeben. Für das Design des französischen Brüterkonzeptes ASTRID, das die Transmutation von Transuranen optimiert, wird zum Beispiel von einem Plutoniumzusammensetzung ausgegangen, die 50,2% ungerade, und damit besser spaltbare Plutoniumisotope (Plutonium-239 und Plutonium-241) enthält (Gabrielli u. a., 2015 Tabelle 2). Diese Zusammensetzung unterscheidet sich von deutschem oder französischem abgebrannten Brennstoff, wahrscheinlichen Ausgangsmaterialien für den Einsatz von

ASTRID zur Transmutation, die 53,4% bzw. 59,8% an Plutonium-239 und Plutonium-241 enthalten (Gabrielli u. a., 2015).

Ein Reaktor wird immer für eine bestimmte Brennstoffzusammensetzung ausgelegt. Nur mit dieser – oder einer sehr ähnlichen – Zusammensetzungen ist der Reaktor sicher zu betreiben. In einem P&-T Programm ist eine Vielfache Rezyklierung des Brennstoffes nötig, da die Transmutationseffizienz pro Zyklus stark beschränkt ist (u.a. durch die Limitierung des Transurananteils im Brennstoff). Bei jedem dieser Durchgänge werden mehr nicht gut spaltbare Plutoniumisotope mit geraden Massenzahlen aufgebaut und die Plutoniumzusammensetzung ändert sich entsprechend (Salvatores u. a., 2008, S. 26). Diese Änderung der Zusammensetzung des Plutoniums (und auch der Zusammensetzung der Minoren Aktiniden) wird im Modell vernachlässigt.

Es wurde auch eine vereinfachende Annahme hinsichtlich der Transmutationsraten im Reaktor getroffen. Die Transmutationsraten in einem Reaktor sind, unabhängig vom jeweiligen Reaktorkonzept, unterschiedlich für die verschiedenen Isotope. Dennoch wird in vielen Abschätzungen von einer einheitlichen Rate für alle betrachteten Transurane ausgegangen. Dabei wird vernachlässigt, dass sich zum Beispiel Curium unter Bestrahlung in der Regel sogar aufbaut anstatt abgebaut zu werden (Aziz und Hassan, 2017; Frieß, 2017; Gabrielli u. a., 2015). In den vorliegenden Rechnungen wird dem wenigstens insoweit Rechnung getragen, dass eine elementweise Betrachtung der Transurane und der zugehörigen Transmutationsraten durchgeführt wird. Es werden die Transmutationsraten aus Gabrielli u. a. (2015) verwendet (vgl. Tabelle 4). Damit wird eine zumindest bessere Abschätzung des zu erwartenden Inventars nach der Bestrahlung möglich. Bei der Angabe der Transmutationseffizienz für die verschiedenen Transurane in Tabelle 4 besagt ein negativer Wert eine Vernichtung der entsprechenden Nuklide während ein positiver Wert den Aufbau beschreibt.

Idealerweise würden alle relevanten Isotope separat betrachtet, weil sie sich in ihrer Wirkung auf das Verhalten des Reaktorkerns unterscheiden. Um aus den verschiedenen Isotopen die entsprechenden Brennstoffvektoren, wie sie Grundlage der Reaktorauslegung sind, zusammenzusetzen, müssten diese dann allerdings auch separat abgetrennt werden, was allerdings nicht vorstellbar ist. Welche Nuklide zusammen betrachtet werden können, hängt auch von der gewählten Form der Wiederaufarbeitung ab. Werden aus Proliferationsgründen (oder technischer Begrenzung) alle Transurane zusammen abgetrennt, ist das Verhältnis der Transurane zueinander im Brennstoff durch das Verhältnis im wiederaufgearbeiteten Material fest vorgegeben. Diese Zusammensetzung würde sich in der Realität aber mit jeder Bestrahlung ändern, so dass man eigentlich nicht annehmen kann, dass man nur die Menge aller transuranischen Elemente gemeinsam betrachtet und ihren Anteil insgesamt am Brennstoff jeweils konstant hält, so wie dies in anderen P&-T-Modellszenarien oftmals geschieht.

Für die Wiederaufarbeitung wurde von Abtrenneffizienzen von fortgeschrittenen hydrochemischen Anlagen ausgegangen. Die Kapazität der Wiederaufarbeitungsanlage für LWR-Brennelemente beträgt 600 Tonnen Schwermetall pro Jahr, in etwa die Größe der

Wiederaufarbeitungsanlage in La Hague (Frankreich). Für die Anlagen zur SR-MOX-Brennstoffaufarbeitung (hierzu gibt es bisher keine vergleichbare Anlage) wird eine geringe Kapazität von fünf Tonnen Schwermetall pro Jahr zur besseren Skalierung entlang des Szenarios veranschlagt. Ein weiterer Vorteil mehrerer, kleinere Wiederaufarbeitungsanlagen für MOX-Brennstoffe wäre, dass man diese möglichst direkt – oder wenigstens in der Nähe – der Schnellen Reaktoren platzieren könnte, um so übermäßige Proliferations- und Transportrisiken zu vermeiden. Als Abtrenneffizienzen werden gängige Werte aus der Literatur angesetzt, die zumindest im Labormaßstab bereits nachgewiesen werden konnten (vgl. Tabelle 3). Die oben erwähnte Abklingzeit von fünf Jahren vor der neuerlichen Wiederaufarbeitung ist für hydrochemische Verfahren als untere Grenze zu sehen, ist für die Szenariomodellierung aber kaum relevant.

Es wird davon ausgegangen, dass zu keinem Zeitpunkt mehr als eine Brennstoffertigungsanlage eingesetzt wird, da die notwendige Kapazität nicht die einer einzelnen herkömmlichen Anlage übersteigt. Eine maximale Kapazität der Anlage zur Verarbeitung von 32 Tonnen Schwermetall pro Jahr ist am Anfang des Szenarios notwendig. Am Ende ist eine Anlage mit einer Kapazität von vier Tonnen Brennstoff pro Jahr ausreichend. Verluste bei der Brennstoffertigung wurden mit 0,2% veranschlagt (Heidet u. a., 2017). Dieser Anteil des ursprünglichen Materials geht bei der Brennstoffertigung verloren und wird in der Modellierung dem hochradioaktiven Abfall zugeordnet.

Tabelle 4: Kenngrößen bezüglich des verwendeten Brennstoffs im Schnellen Reaktor auf Basis von ASTRID im Szenario „SR“. Für Neptunium wurde nur die Transmutationseffizienz für Neptunium-237 herangezogen, da, aufgrund der kurzen Halbwertszeiten der anderen Isotope, diese im abgebrannten Brennstoff praktisch nicht vorhanden sind.

	Anfangsinventar (Gabrielli u.a. 2015)	Anteil am Brennstoff	Transmutationsrate (Gabrielli u.a. 2015)
Plutonium	4.800 kg	26,24 %	-13,2 kg/TWh
Americium	266,5 kg	0,46 %	-0,9 kg/TWh
Neptunium*	11,3 kg	1,08 %	-0,09 kg/TWh
Curium	12,4 kg	0,05 %	+ 0,8 kg/TWh
Uran	13.200 kg	72,14 %	k.A.

4.2.3 Zeiträumen und eingesetzte Anlagen

Insgesamt ergibt sich für das Szenario eine Dauer von 305 Jahre. Zu diesem Zeitpunkt endet die Laufzeit eines Reaktors und es wäre nur noch genügend Plutonium für drei Zyklen vorhanden. Für diesen kurzen Zeitraum wird kein weiterer Reaktor mehr in Betrieb genommen. Die Szenariodauer beinhaltet die Vorlaufzeit von sechs Jahren für die erste Wiederaufarbeitung und Brennelementfertigung, sowie am Ende für Jahre Abklingzeit der letzten Reaktorbeladung.

In Abbildung 15 ist die Anzahl der einzusetzenden Wiederaufarbeitungs- und Transmutationsanlagen aufgetragen. Die Anzahl der Transmutationsanlagen wurde somit so gewählt, dass sie durchgehend mit Transuranen beschickt werden können. Sie haben eine

Laufzeit von 42 Jahren (sieben Zyklen zu sechs Jahren). Die Wiederaufbereitungsanlagen haben eine Lebensdauer von 40 Jahren. Durch die unterschiedlichen Laufzeiten von Reaktoren und Wiederaufbereitungsanlagen und die durch den Vorlauf zeitlich versetzten Laufzeitzyklen ergeben sich gewisse Leerläufe für die Wiederaufbereitungsanlagen (vgl. Abbildung 17). Die Aufarbeitung wird noch vor der letzten Reaktorbeladung beendet, da zu diesem Zeitpunkt genügend Transurane für die letzte Reaktorbeladung vorhanden sind. Die letzte Anlage läuft dadurch nur 31 Jahre. Insgesamt werden im Szenario 23 Transmutationsanlagen und eine Wiederaufbereitungsanlage für LWR-Brennelemente sowie 18 kleine Wiederaufbereitungsanlagen für MOX-Brennelemente, die aus den schnellen Reaktoren entladen werden, benötigt. Über die Gesamtlaufzeit des Szenarios werden sieben Anlagen zur Brennelementfertigung gebraucht, deren Kapazität sich entsprechend der Anzahl der beschickten Reaktoren verringert.

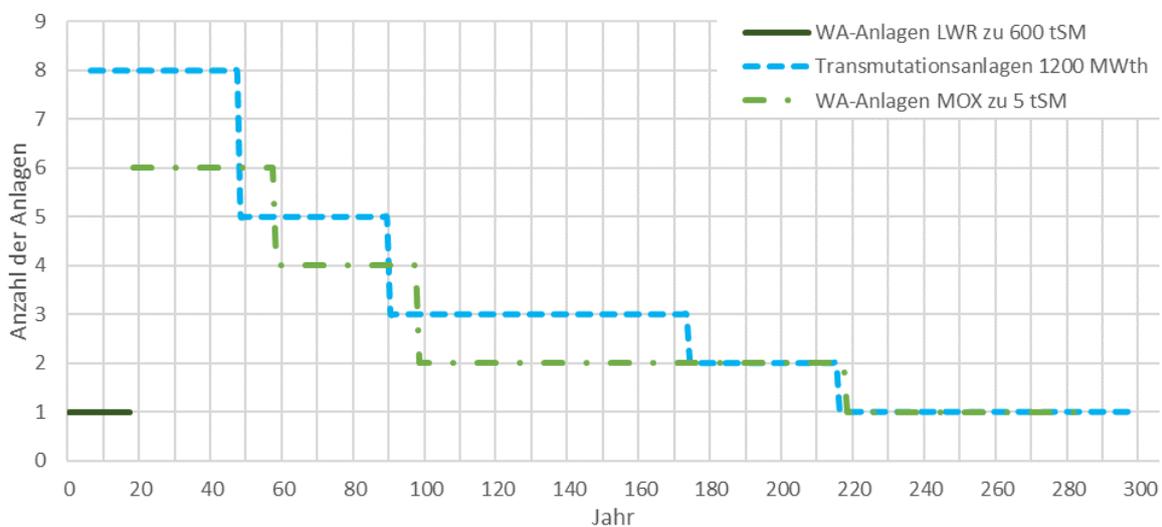


Abbildung 15: Anzahl der Wiederaufbereitungs- und Transmutationsanlagen (Reaktoren) im Verlauf des Szenarios „SR“. Die erste Wiederaufbereitungsanlage wird vor den Reaktoren in Betrieb genommen, um die Erstbeladung vorbereiten zu können. Die letzten Beladungen des letzten Reaktors müssen nicht mehr wiederaufgearbeitet, sondern nur noch für die Endlagerung konditioniert werden.

Nicht berücksichtigt sind die notwendigen Vorlaufzeiten für Forschung und Entwicklung sowie die Errichtung der entsprechenden Anlagen. Im Szenario wird davon ausgegangen, dass alle acht zu Beginn benötigten Transmutationsanlagen gleichzeitig in Betrieb gehen. Diese vereinfachende Annahme setzt allerdings mindestens positive Erfahrungen mit einem Demonstrationsreaktor bzw. eher mit einem genügend großen kommerziellen schnellen Reaktor, der auf dem ASTRID-Design basiert, voraus – ggf. auch im (europäischen) Ausland. Dieses Vorläuferprojekt wird nicht mit in die Betrachtung einbezogen, da davon auszugehen ist, dass seine Umsatzraten noch relativ gering wären. Basierend auf historischen Erfahrungen sind auf jeden Fall noch mehrere Jahrzehnte zu veranschlagen, bevor mit dem Bau der eigentlichen Transmutationsreaktoren begonnen werden könnte. Die notwendige Forschungs- und Entwicklungsarbeit vor Baubeginn wird als limitierender

Faktor gesehen, da davon ausgegangen wird, dass parallel an den entsprechenden rechtlichen Rahmenbedingungen gearbeitet wird.

4.2.4 Herausforderung in der Umsetzung

Eine grundsätzliche Herausforderung bei der Verwendung schneller, kritischer Reaktoren in Kombination mit MOX-Brennstoffen ist ihre geringe Eignung für die Transmutation von Transuranen. In MOX-Brennstoffen wird Uran als Matrix verwendet. Unter Bestrahlung im Reaktor fängt das im Brennstoff dominante Uranisotop Uran-238 Neutronen ein und wird zu Plutonium. Dadurch wird beständig Plutonium nachproduziert. Gleichzeitig ist der Anteil Minorer Aktiniden im Brennstoff durch Sicherheitsanforderungen stark beschränkt (siehe Kapitel 3.2.1.2). Diese Kombination passt somit nicht zu Deutschlands Ziel einer möglichst umfassenden und zügigen Transmutation eines möglichst hohen Anteils des Transuraninventars, also der im Atommüll vorhandenen Mengen an Plutonium und Minoren Aktiniden.

Hydrochemische Verfahren auf Basis des kommerziellen PUREX-Prozesses sind für die Wiederaufarbeitung von Brennelementen mit hohem Transurananteil aufgrund der hohen Aktivität nur eingeschränkt geeignet, da die verwendeten organischen Lösungs- und Extraktionsmittel unter der hohen Strahlenbelastung schnell degenerieren und ihre Wirksamkeit verlieren. Je nachdem, wie gut diese Verfahren an die höheren Anforderungen angepasst werden müssen, ist eventuell mit deutlich höheren Abklingzeiten zu rechnen. Das hat zur Folge, dass z.B. in NEA/OECD (2002) davon ausgegangen wird, dass für die Brennstoffe mit hohem Transurananteil nur pyrochemische Wiederaufarbeitung in Frage kommt.

4.2.5 Analyse des Szenarios „SR“

Die zeitliche Veränderung des Plutoniuminventars ist in Abbildung 16 dargestellt. Von anfangs 128,6 Tonnen fällt das Gesamtinventar über den Szenariozeitraum von 305 Jahren auf etwa 16,82 Tonnen. Diese Menge setzt sich zusammen aus den Verlusten der Wiederaufarbeitung und Brennelementfertigung (2,26 Tonnen) und den Restbeständen (14,56 Tonnen), die nicht mehr optimal für den Einsatz in einem Reaktor über seine gesamte Laufzeit eingesetzt werden können. Hinzu kommt Plutonium, das aus Curiumzerfall entsteht.

In Abbildung 17 ist der Lagerbestand des bereits wiederaufgearbeiteten, also in abgetrennter Form vorliegenden, Inventars an Plutonium über den Verlauf des Szenarios dargestellt. Deutlich ist die regelmäßige Entnahme zur Brennstofffertigung und Reaktorbeladung zu erkennen. Nach der Aufarbeitung der ursprünglich vorliegenden abgebrannten LWR-Brennelemente kommt es immer wieder zu Überkapazitäten in der Wiederaufarbeitung, die an Abrundungen der Spitzen zu erkennen sind.

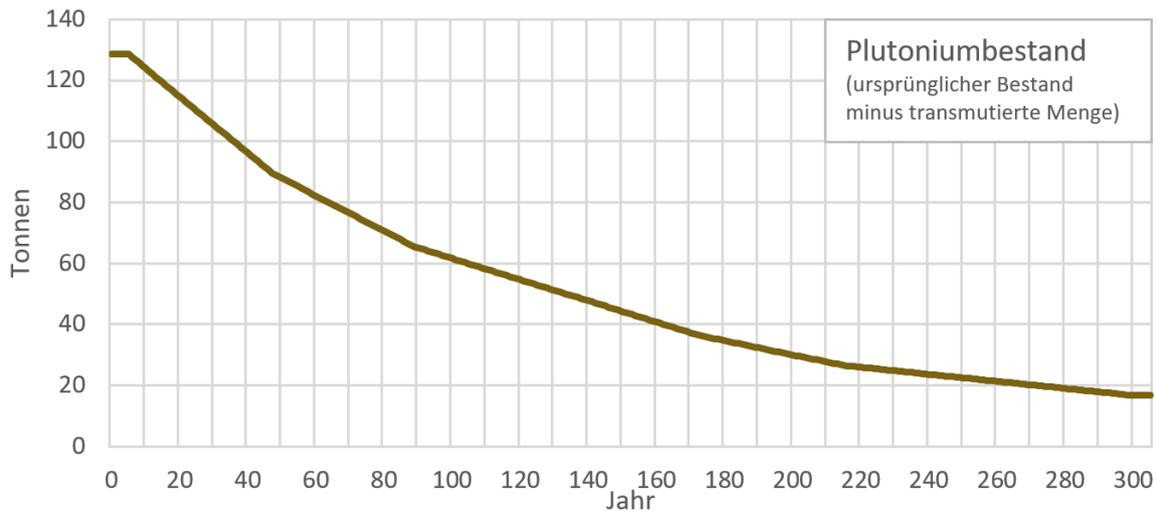


Abbildung 16: Plutoniumbestände über den Verlauf des Szenarios „SR“. Am Ende des Szenarios bleiben mindestens 21,8 Tonnen Plutonium übrig, wovon rund 2,3 Tonnen in der Wiederaufarbeitung und Brennelementfertigung als Prozessabfall anfallen. Die Abbildung zeigt den ursprünglichen Bestand minus der transmutierten Menge. Über die Zeiten des Brennstoffwechsels im Reaktor wird gemittelt.

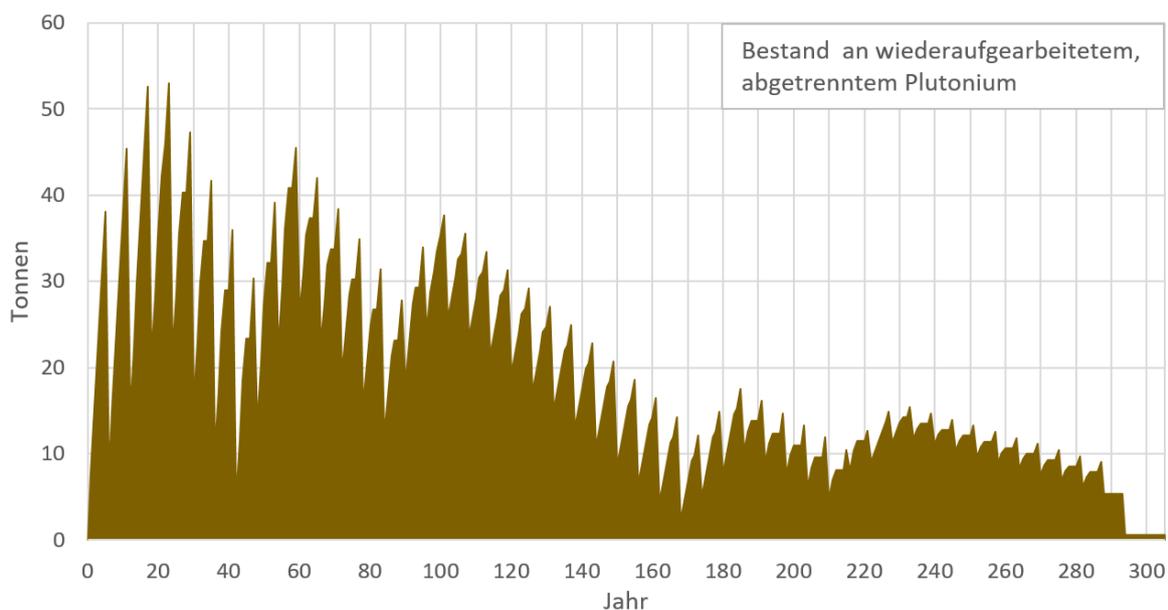


Abbildung 17: Bestand an wiederaufgearbeitetem, abgetrennt vorliegenden Plutoniuminventar in Tonnen über den Verlauf des Szenarios SR.

In Abbildung 18 ist die Entwicklung des Inventars der Minoren Aktiniden Neptunium, Americium und Curium dargestellt. Der Bestand von Americium reduziert sich etwa um die Hälfte von 14,3 auf 6,9 Tonnen. Der Neptuniumbestand reduziert sich nur leicht, von 6,1 auf 5,4 Tonnen. Curium wird während des gesamten Szenarios aufgebaut. Insgesamt werden 6,6 Tonnen produziert. Zu beachten ist aber, dass das Modell an sich keinen Zerfall berücksichtigt. In der Realität würde der Curiumbestand durch den Zerfall der kurzlebigeren Curiumisotope, die allerdings auch immer wieder nachgebildet werden, stark reduziert. Dies

betrifft vor allem Curium-242 und Curium-244, die mit Halbwertszeit 0,45 Jahren bzw. 18,1 Jahren wieder zu Plutoniumisotopen zerfallen. Einer Arbeit von You und Hong (2017, S. 10) ist zu entnehmen, dass sich in schnellen Reaktoren, zumindest für uranfreie Brennstoffe, gerade diese Curiumisotope stark aufbauen, während die anderen Isotope sich kaum verändern. Legt man die entsprechenden Zahlen auf das vorliegende Szenario um, so bleiben durch den radioaktiven Zerfall am Ende des 300-jährigen Szenarios lediglich etwa 7 kg Curium-242 und 43 kg Curium-244 von etwa 6,5 Tonnen gebildeten Curiums. Die zerfallene Menge an Curium verschwindet jedoch nicht aus dem Bestand der Transurane, sondern wäre nach der Kernumwandlung größtenteils dem Plutoniumbestand zuzuordnen. Dabei entstehen zunächst die geraden, für die Kernspaltung eher ungeeigneten Isotope. Um genauere Angaben zu erhalten, müsste der Aufbau und der Zerfall des Curiums sowohl im Reaktor als auch in den Zeiten dazwischen detaillierter simuliert werden.

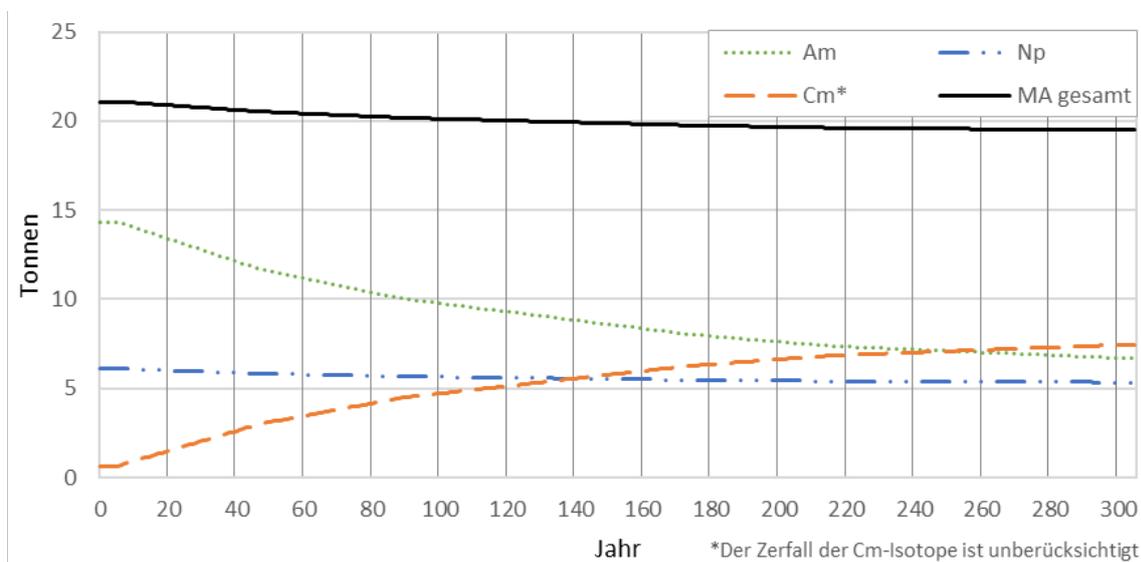


Abbildung 18: Zeitlicher Verlauf des Inventars der Minoren Aktiniden im Szenario „SR“. Deutlich ist der Aufbau von Curium zu sehen, dessen Zerfall jedoch in dieser Abbildung nicht berücksichtigt ist (siehe Text).

In Tabelle 5 sind die genaueren Werte aus der Modellrechnung, wie sich der Bestand der einzelnen Transurane verändert, angegeben. Insgesamt fällt der Bestand der Transurane von etwa 150 Tonnen auf etwa 36 Tonnen. Zum verbleibenden Plutoniumbestand von knapp 17 Tonnen sind noch die Plutoniummengen von mehr als sechs Tonnen, die durch Curiumzerfall entstehen, hinzuzurechnen. Die Reduktion würde sich entsprechend verringern.

Die Reduzierung des Bestandes an Transuranen führt zu einer Erhöhung des Inventars an Spaltprodukten. Da der natürliche Zerfall im Modell nicht abgebildet wird, werden nur ausgewählte langlebige Spaltprodukte, die für die Bewertung der Langzeitsicherheit eines Endlagers relevant sind, betrachtet (vgl. Kapitel 2.3.2.1). Der Einfluss der im Szenario „SR“ diskutierten Transmutationsstrategie auf das Inventar dieser Spaltprodukte wird auf diese Weise abgeschätzt. Die Ergebnisse sind in Tabelle 6 dargestellt.

Tabelle 5: Bestand der einzelnen Transurane zu Beginn und am Ende des Partitionierungs- und Transmutationsszenarios „SR“. Curium wird über die Dauer des Szenarios aufgebaut, zerfällt aber relativ schnelle wieder. Die daraus entstehenden, zusätzlichen Plutoniummengen (rund 6,5 Tonnen) sind in der Tabelle separat ausgewiesen. Produktionsverluste beschreiben die Verluste bei der Partitionierung und Brennstofffertigung.

	Plutonium	Americium	Neptunium	Curium
Ursprünglicher Bestand (t)	128,60	14,34	6,10	0,65
Verbleibender Bestand (t) ohne Produktionsverluste	14,56	6,82	5,35	7,16**
Verbleibender Bestand (t) inkl. Produktionsverluste	16,82 (+6,5*)	6,95	5,36	7,22**
Transmutiert - Reduktion (t)	-111,78	-7,39	-0,74	+ 6,57 produziert
Reduktion (%)	-87%	-52%	-12%	keine

* Durch die Umwandlung der Curiumisotope

** Rechnerischer Bestand ohne radioaktiven Zerfall

Tabelle 6: Zusätzliche langlebige Spaltprodukte im Szenario SR. Aufgrund der langen Dauer des Szenarios entsteht insgesamt eine relativ hohe Menge an Spaltprodukten, was sich auch auf das Inventar der ausgewählten Spaltprodukte auswirkt. Die Gesamtmenge am Ende des Szenarios wird aufgrund der Näherungsrechnung „fast-fission yields“ angegeben.

	Ursprüngliches Inventar (t)	Zusätzliche Spaltprodukte (t) „Fast-Fission yields“	Gesamtmenge am Ende des Szenarios (t)
Tc-99	9,13	4,4 (yield: 7,3%)	13,5
I-129	2,23	1,4 (yield: 2,3%)	3,6
Cs-135	5,33	3,8 (yield: 6,3%)	9,1

Für die hier durchgeführte Näherungsrechnung „Fast-Fission yields“ wird auf die Wahrscheinlichkeitsverteilung der Spaltprodukte-Bildung im schnellen Spektrum zurückgegriffen. Da keine umfassende Simulation, die die Spaltung verschiedener Ausgangskerne analysiert, möglich ist, wird vereinfacht angenommen, dass nur Plutonium-239 gespalten wird. Damit ist der größte Teil der auftretenden Spaltungen abgedeckt⁷. Die zugrundeliegenden Wahrscheinlichkeiten für die Plutoniumspaltung wurden aus der ENDF/B-VIII Datenbank der NEA/OECD (2018b) entnommen und sind in Tabelle 6 angegeben (Zu beachten ist dabei, dass die in der Quelle angegebenen Wahrscheinlichkeiten sich zu 200% aufsummieren, da pro Spaltung zwei Spaltprodukte entstehen). In dieser Modellrechnung wird weiter vereinfachend davon ausgegangen, dass sich das Uraninventar im Kern nicht ändert, das heißt, es findet auch kein Neutroneneinfang statt. Für eine genauere Betrachtung, die auch die Reduzierung des Uraninventars durch

⁷Das verwendete Uran besteht hauptsächlich aus Uran-238. Uran-238 hat im schnellen Neutronenspektrum eine Spaltwahrscheinlichkeit von nur etwa 0,04 barn im Vergleich zu 1,86 barn für Plutonium-239 (OECD/NEA, 2006a, S. 10).

Spaltung oder Neutroneneinfang abbildet, müssten die Vorgänge im Reaktorkern simuliert werden.

Die Abschätzung von Sekundärabfällen in P&T-Szenarien ist kompliziert, da keine Vergleichswerte für die speziellen Brennstoffe mit hohem Transurangehalt zur Verfügung stehen. Vor allem bei der Wiederaufarbeitung entstehen große Mengen an Sekundärabfällen (vgl. Kapitel 3.1). Im Folgenden werden die Werte von Schneider und Marignac (2008) verwendet, da diese auf dem in La Hague angewandten großskaligen Verfahren beruhen und ihre Herkunft am besten nachvollziehbar ist.

Insgesamt werden im Szenario Schneller Reaktor 12.823 Tonnen Brennstoff wiederaufgearbeitet, 10.113 Tonnen Schwermetall aus den vorliegenden abgebrannten LWR-Brennelementen und 2.710 Tonnen Schwermetall aus MOX-Brennelementen, die aus den verwendeten schnellen Reaktoren entladen werden. Daraus können die Mengen an zusätzlichen radioaktiven Abfällen, die entsorgt werden müssten, abgeschätzt werden (siehe Tabelle 7). Vorausgesetzt ist dabei, dass das Abfallaufkommen bei beiden Anlagentypen je Tonne Schwermetall dasselbe ist. Vermutlich ist dies nicht korrekt, bietet aber in Ermangelung besserer Daten wenigstens eine Abschätzung. Es ist davon auszugehen, dass mit nachgeschalteten Prozessschritten, um auch die Minoren Aktiniden abzutrennen, eher noch mehr Abfälle anfallen.

Tabelle 7: Aufkommen an Sekundärabfällen aus der Wiederaufarbeitung im Szenario SR unter der Voraussetzung, dass das Abfallaufkommen bei beiden Anlagentypen das gleiche ist. Die Werte basieren auf denen in Schneider und Marignac (2008) angegebenen Werten.

LWR-Brennstoff	10.113 Tonnen	Insgesamt (m³)
Hochradioaktive Abfälle (HLW)	0,18 m ³ pro Tonne	1.800
Mittelradioaktive Abfälle (ILW) - langlebig	4,58 m ³ pro Tonne	46.300
Niedrigradioaktive Abfälle (ILW) - kurzlebig	2,01 m ³ pro Tonne	20.300
SR-Brennstoff	2.710 Tonnen	Insgesamt (m³)
Hochradioaktive Abfälle (HLW)	0,18 m ³ pro Tonne	500
Mittelradioaktive Abfälle (ILW) - langlebig	4,58 m ³ pro Tonne	12.400
Niedrigradioaktive Abfälle (ILW) - kurzlebig	2,01 m ³ pro Tonne	5.400

Aufgrund der prozessbedingten Verluste – sowohl bei der Wiederaufarbeitung als auch der Brennstofffertigung – können nicht alle Transurane einem erneuten Transmutationszyklus zugeführt werden. Die sich ergebenden Verluste basierend auf den in Tabelle 3 gegebenen Werten für die Abtrenneffizienz und die Verluste in der Brennstofffertigung sind in Tabelle 8 angegeben.

Tabelle 8: Prozessbedingte Verluste an Transuranen bei der Wiederaufarbeitung und Brennelemente-Fertigung im Szenario „SR“, die im Abfallstrom verbleiben.

	Plutonium	Americium	Neptunium	Curium
Prozessverluste WA (t)	0,76	0,05	<0,01	0,05
Verluste BE-Fertigung (t)	1,5	0,08	<0,01	<0,01

Weitere Sekundärabfälle entstehen durch den Rückbau der notwendigen kerntechnischen Anlagen. Das BMU (2020, S. 85) verwendet für seine Prognosen einen Wert von 45 m³ Abfallgebundevolumen pro Betriebsjahr. Außerdem werden etwa 5.000 m³ Abfälle für die Stilllegung eines Leichtwasserreaktors angenommen (2020, S. 85). In Ermangelung bessere Daten werden diese Werte auch für die im Szenario verwendeten Schnellen Reaktoren angenommen. Vermutlich ist der Wert von 5.000 m³ pro Reaktoranlage sehr konservativ geschätzt, da es weniger Erfahrungen mit dem Rückbau Schneller Reaktoren gibt und die einzelnen Bestandteile aufgrund der hohen Neutronendosen her stärker aktiviert sein dürften als in Leichtwasserreaktoren. Damit ergibt sich bei 23 Reaktoren mit einer Lebensdauer von je 42 Jahren ein Volumen von 158.500 m³ schwach wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle.

Hinzu kommen noch die Betriebsabfälle und Rückbauabfälle der Wiederaufarbeitungs- und Brennstoffertigungsanlagen. Diese Werte sind aufgrund mangelnder historischer Erfahrungen mit deutlich größeren Unsicherheiten behaftet. In Renn u.a. (2014) wird davon ausgegangen, dass bis zu 1,2 m³ schwach wärmeentwickelnde Abfälle pro Tonne Brennelementfertigung anfallen. Auch wird dort für den Rückbau einer Brennstoffertigungsanlage von einem Wert von 1.000 m³ ausgegangen. Die Abschätzung der Rückbauabfälle für die Wiederaufarbeitung lässt der Wert aus Orano (2018) mit etwa 36.000 m³ heranziehen, der eine Abschätzung für die Wiederaufarbeitungsanlage LaHague ist. Die Wiederaufarbeitungsanlagen für den MOX-Brennstoff haben Kapazitäten in derselben Größenordnung wie die Brennelementfertigung. Für sie wird als Abschätzung ein Wert von 1.500 m³ angenommen.

Tabelle 9: Abschätzung der schwach- und mittel wärmeentwickelnden Abfälle, die im Partitionierungs- und Transmutationsszenario „SR“ basierend auf Schnellen Reaktoren, hydrochemischer Wiederaufarbeitung und MOX-Brennstoffen entstehen.

	Menge	Kommentar	Gesamt
Reaktoren			
Rückbau	23 Anlagen	5.000 m ³ / Anlage	115.000 m ³
Betrieb	23 Anlagen a 42 Jahre	42 a* 45 m ³ /Jahr	43.500 m ³
Wiederaufarbeitungsanlagen LWR-Brennstoff			
Rückbau	1	36.000 m ³	36.000 m ³
Betrieb	10.113 Tonnen	6,59 m ³ /tSM	66.600 m ³
Wiederaufarbeitungsanlagen SR-MOX-Brennstoff			
Rückbau	18	1.500 m ³	27.000 m ³
Betrieb	2.710 Tonnen	6,59 m ³ /tSM	17.900 m ³
Brennstoffertigung			
Rückbau	7	1.000 m ³	7.000 m ³
Betrieb	2.945 Tonnen	1,2 m ³ /tSM	3.500 m ³
Gesamt			316.500 m³

Eine Übersicht über die entstehenden schwach wärmeentwickelnden Abfälle aus Betrieb und Rückbau ist in Tabelle 9 angegeben. Diese Menge entspricht zusätzlich noch einmal etwa

der Hälfte der prognostizierten Mengen von insgesamt bis zu 620.000 m³ an sonstigen radioaktiven Abfällen, die in Deutschland zu erwarten sind (BASE, 2020a).

4.2.6 Sicherheits- und Proliferationsaspekte

Die Umsetzung des Szenarios würde einen massiven Neubau von kerntechnischen Anlagen in Deutschland bedeuten. Zur Umsetzung sind zu Beginn acht schnelle Kernreaktoren und zusätzliche Wiederaufarbeitungsanlagen und Brennstofffabriken notwendig. Das impliziert entweder zahlreiche neue Standorte für kerntechnische Anlagen oder jeweils mehrere Anlagen an wenigen Standorten. Damit einhergehend müssen zahlreiche Zwischenlager errichtet werden. Das bedeutet vermutlich eine geographische Verteilung der kerntechnischen Anlagen im Bundesgebiet, denn eine solch große Menge an Strom, die generiert würde, an einem Punkt ins Netz einzuspeisen, erscheint nicht sinnvoll.

Der Widerstand der Bevölkerung hängt auch mit der bei kerntechnischen Anlagen immer bestehen Gefahr zusammen, dass es zu Zwischenfällen bzw. Unfällen kommen kann, bei denen Radioaktivität freigesetzt wird. Es müsste einen gesellschaftlichen, mehrere Generationen überdauernden Konsens geben, dieses Risiko über den gesamten Szenariozeitraum von über 300 Jahren zu akzeptieren und ggf. auch zusätzliche finanzielle Mittel zur Verfügung zu stellen. Ein verfrühter Ausstieg aus dem Szenario würde die Problematik des Umgangs mit hochradioaktiven Abfällen erhöhen (vgl. Kapitel 2.3.3).

Bei den in diesem Szenario angenommenen Schnellen Reaktoren handelt es sich um Kernkraftwerke entsprechend dem französischen ASTRID-Konzept, das noch nicht gebaut wurde – und vielleicht überhaupt nicht mehr gebaut wird. Dies sind jedoch die einzigen aktuellen, europäischen Ideen zu einem solchen Reaktorsystem. Erfahrungswerte aus dem Betrieb des russischen BN-800, der vielleicht alternativ ins Spiel kommen könnte, können nur bedingt übertragen werden. Darüber hinaus müsste das Reaktordesign allen Fällen auf den hohen Transurananteil im Brennstoff angepasst werden. Zwar gibt es in der dem Szenario zugrunde gelegten Literatur Rechnungen zu entsprechenden Kernbeladungen und möglichen Auswirkungen auf Sicherheitsparameter (Gabrielli u. a., 2015, S. 135 ff.), aber diese sind bei weitem nicht vollumfänglich und die Effekte auf Steuerbarkeit und Sicherheit des Reaktors noch nicht bekannt. Berücksichtigt man auch noch die zu erwartenden Änderungen der Isotopenzusammensetzung des Brennstoffes über die Szenariolaufzeit, ist überhaupt unklar, ob der Reaktor dann noch gefahren werden kann. Aufgrund der Dauer des Szenarios kommt es zu einem in etwa zehnfachem Einsatz des Plutoniums mit einer entsprechenden Veränderung der Plutoniumzusammensetzung.⁸ Es ist nicht klar, ob die Brennstoffe und das Reaktordesign damit sicher betrieben werden können und das Szenario überhaupt langfristig durchführbar ist.

Generell gibt es deutlich weniger Betriebserfahrung mit schnellen Reaktoren als mit thermischen Reaktoren. Es können sich daher Schwierigkeiten ergeben, welche man in der

⁸ Das ergibt sich aus den insgesamt 168 Reaktorzyklen, bei denen jeweils knapp 5 Tonnen Plutonium zum Einsatz kommen, und der nach und nach erfolgenden Reduktion der Plutoniummengen.

Planungsphase und der späteren Bauphase noch nicht erkennen konnte. Um das P&T-Szenario möglichst schnell umsetzen zu können, wird der gleichzeitige Bau mehrerer schneller Reaktoren schon zu Beginn vorausgesetzt. Sollte es aber in dem Design dieser „ersten Generation“ Schwachstellen geben, so wären alle Anlagen betroffen.

In einer P&T-Strategie, die einer weiterhin zu planenden Einlagerung hochradioaktiver Abfälle in ein Endlager vorausgehen soll, steigt der Bedarf an Zwischenlagern die dazu noch länger betrieben und auch geschützt werden müssten. Insbesondere läge Plutonium in abgetrennter Form in den Wiederaufarbeitungsanlagen und Brennstoffertigungsanlagen und in unbestrahlten Brennelementen an Reaktorstandorten vor. Zeitweise – insbesondere in den ersten Jahrzehnten des Szenarioverlaufs – wird es sich um viele Dutzend Tonnen handeln. Dieses Plutonium entspricht zwar nicht der Definition von waffengrädigem Plutonium und wird wohl mit jedem weiteren Bestrahlungszyklus weniger attraktiv für einen potentiellen Gebrauch in Kernwaffen. Ob und wie lange ein Gebrauch für Kernwaffen nicht ausgeschlossen werden kann, müsste über entsprechende detaillierte Modellrechnungen geklärt werden. Durch das Abtrennen der Spaltprodukte ist das Plutonium jedenfalls zu Beginn des Szenarios und immer wieder nach einem Reaktor- und Wiederaufarbeitungszyklus nicht mehr durch die starke Strahlungsbarriere abgebrannter Brennelemente geschützt. Die Handhabung ist somit vereinfacht. Zusätzlich liegen abgetrennte Minore Aktiniden in Mengen vor, die, abhängig von der Zusammensetzung, durchaus proliferationsrelevant sein könnten. Auch dies müsste über detaillierte Modellrechnungen geklärt werden.

Die nach Ende des Szenarios verbleibende Menge von etwa 20 Tonnen Plutonium läge überwiegend in abgebrannten Brennelementen vor. Nur etwa eine halbe Tonne Plutonium würde in abgetrennter Form übrigbleiben. Ob dieses Plutonium ein signifikantes Proliferationsproblem darstellen würde, müsste anhand des erwarteten Isotopenvektors beurteilt werden. Zu beachten ist, dass autoritative Quellen (wie z.B. (NAS 1994, S. 30) jede Isotopenzusammensetzung von Plutonium für verwendbar in Waffen halten, es denn der Gehalt von Plutonium-238 würde mit der damit verbundenen Wärmeentwicklung zu groß (vgl. Kapitel 2.5).

In Kapitel 3.1 ist ausgeführt, dass die Wiederaufarbeitungsanlagen auch im Normalbetrieb radiologische Emissionen verursachen. Dies ist vor allem auf das Aufbrechen der verschiedenen Schutzschichten wie der des Hüllrohrs zurückzuführen. Diese Anlagen sollten daher an Standorten mit niedriger Bevölkerungsdichte gebaut werden. Sollten diese Anlagen in großer Entfernung zu den Schnellen Reaktoren gebaut werden, vergrößert und intensiviert sich der Bedarf von Nukleartransporten von und zu den Reaktoren. Diese Transporte müssen besonders geschützt werden. Dabei ist, genauso wie bei den Zwischenlagern, nicht nur die Vermeidung von Unfällen, sondern auch der Schutz gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter zu betrachten. Terroranschläge oder die Entwendung von Spaltmaterial sind mögliche Beispiele.

4.2.7 Ergebnisdiskussion und Fazit

Für die Transmutation radioaktiver Abfälle ist der Einsatz von MOX-Brennstoffen mit einem erhöhten Anteil an Minoren Aktiniden in schnellen Reaktoren eine mögliche Strategie. Welche Auswirkungen eine solche Strategie hätte, wurde im Rahmen des Szenarios „SR“ abgeschätzt.

Im Rahmen der Modellierung wurden dabei u.a. folgende Annahmen getroffen:

- Die notwendigen Technologien sind – zumindest im Prinzip – verfügbar. Das betrifft zum Beispiel die elementspezifische Abtrennung der Transurane aus den abgebrannten Brennstoffen mit ausreichender Effizienz, die großskalige Möglichkeit der Brennstofffertigung von MOX-Brennstoffen mit erhöhtem Anteil an Minoren Aktiniden und die Verfügbarkeit von schnellen Reaktoren.
- Für die Berechnung der Transmutationseffizienzen wurde von elementspezifischen Transmutationsraten ausgegangen. Damit wird vernachlässigt, dass sich unter Bestrahlung auch die Isotopenzusammensetzung ändert und dies die Reaktordynamik beeinflussen kann.
- Es ist möglich, dass modifizierte ASTRID-Design immer mit derselben, elementenweise, Brennstoffzusammensetzung zu fahren. Diese isotopengenaue Zusammensetzung der Transurane ändert sich aber über den Verlauf des Szenarios massiv. Dies wird vernachlässigt. Die in den Reaktor geladene Brennstoffzusammensetzung entspricht, zumindest was das Verhältnis der Transurane untereinander angeht, immer der Ursprungszusammensetzung.
- Es gibt keine Detailmodellierung der entstehenden Spaltprodukte. Eine Abschätzung der Spaltprodukte wurde mit Hilfe von Wirkungsquerschnitten im schnellen Spektrum gemacht.
- Für die Menge an zusätzlich entstehenden Sekundärabfällen sind kaum belastbare Daten vorhanden. Somit sind nur annähernde, erste Abschätzungen möglich.
- Einmal gebaute Anlagen sollten nach Möglichkeit über ihre gesamte Lebensdauer in Betrieb sein.
- Änderungen im Uraninventar werden nicht weiter betrachtet. Einerseits bleiben in der zugrunde gelegten Literatur Uran-Kernumwandlungen ebenso unberücksichtigt, andererseits sind aufgrund der geringen Wirkungsquerschnitte im schnellen Neutronenspektrum von Uran im Vergleich zu Plutonium nur geringe Änderungen zu erwarten. Die Uranmengen spielen im Szenario daher nur als zusätzliches Schwermetall für die Kapazitäten der Wiederaufarbeitungs- und Brennelementfertigungsanlagen eine Rolle.
- Radioaktive Zerfälle bleiben unberücksichtigt. Nur der Zerfall der beiden wichtigsten Curiumisotope, Curium-242 und Curium-244, wird abgeschätzt.

Im Rahmen der genannten Annahmen würde die Umsetzung einer Partitionierungs- und Transmutationsstrategie mit Hilfe von schnellen Reaktoren und MOX-Brennstoffen über 300 Jahre dauern. Im Szenario sind 23 Reaktoren, eine große und 18 kleinere Wiederaufarbeitungsanlagen, sowie sieben Brennelementfertigungsanlagen im Einsatz. Der Zeitrahmen für die Umsetzung betrifft nur das eigentliche Szenario beginnend mit dem Betrieb der Anlagen. Notwendige Vorlaufzeiten für Forschung und Entwicklung, Anpassung der Gesetzgebung, Genehmigungsverfahren und den Bau der Anlagen sind dabei nicht mit eingerechnet. Diese Strategie wird somit dem im StandAG festgelegten Ziel, zukünftigen Generationen keine unzumutbaren Lasten zu übertragen, nicht gerecht.

Die mehrere Jahrhunderte dauernde Bestrahlung der Transurane, die im vorliegenden hochradioaktiven Abfall aus der Kernenergienutzung enthalten sind, reduziert ihre Gesamtmenge auf knapp 30 Tonnen. Die Modellierung bildet den Plutoniumaufbau durch Curiumzerfall nicht ab. Doch selbst wenn dieser vernachlässigt wird, blieben von anfänglich 128,6 Tonnen Plutonium noch 16,8 Tonnen übrig. Die Reduktion der Minoren Aktiniden ist verhältnismäßig gering. Der Bestand von Americium reduziert sich von 14,3 auf 6,9 Tonnen, der von Neptunium von 6,1 auf 5,4 Tonnen. Ein Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle bliebe also weiterhin erforderlich. Dieses Endlager könnte erst nach Einlagerung der letzten Ladung abgebrannten MOX-Brennelemente verschlossen werden. Das wäre, Vorlaufzeiten mit betrachtet, wohl frühestens in 350 Jahren der Fall. Die in diesem Szenario „SR“ berechneten deutlich höheren Restinventare als z.B. in Renn u.a. (2014) und Kirchner u.a. (2015) sind vor allem darauf zurückzuführen, dass dort nicht mit elementspezifischen Brennstoffzusammensetzung gerechnet wurde und deshalb mehr Zyklen gefahren werden konnten.

Im Szenario „SR“ wird, im Vergleich zu den anderen betrachteten Szenarien, die größte Menge an Transuranen gespalten. Dementsprechend entsteht auch die größte Menge an zusätzlichen Spaltprodukten – unter ihnen auch die Leitisotope für die Analyse der Langzeitsicherheit eines potentiellen Endlagers. Das Inventar von Technetium-99, Jod-129 und Cäsium-135 erhöht sich, relativ zu den bereits vorliegenden Mengen, jeweils um mehr als das 1,5-fache.

Zusätzlich entstehen schwachwärmeentwickelnde Abfälle in einer Volumenmenge, die fast den bereits jetzt erwarteten entsprechenden radiologischen Abfällen entspricht.

Es kommt hinzu, dass die Auslegung des Endlagers maßgeblich durch die Wärmeentwicklung der Abfälle bestimmt wird. In diesem Zusammenhang wäre es interessant zu wissen, wie sich diese Wärmelast bei einer Zwischenlagerzeit, die in etwa der Szenariodauer entspräche, entwickeln würde und wie sich diese dann im Vergleich zu dem betrachteten P&T-Szenario verhielte. Auf Basis der vorliegenden Daten ist eine solche Abschätzungen allerdings nicht möglich. Es wäre dafür erforderlich die Zerfälle aller Bestandteile des radioaktiven Abfalls zu modellieren. Andere Simulationen deuten allerdings darauf hin, dass vor allem in den ersten 100 Jahren des Szenarios der Unterschied in der Wärmelast unabhängig von der Transmutation stark fällt (OECD/NEA, 2009, S. 52). Dabei muss beachtet werden, dass für die Dauer des Szenarios in jedem Fall Zwischenlager

gebraucht werden. Gleichzeitig ist es unabdinglich, dass sich der Zeitpunkt für den endgültigen Verschluss des Endlagers erheblich nach hinten verschieben würde.

Die Umsetzung des Szenarios „SR“ verlangt den Betrieb von Wiederaufarbeitungsanlagen, Brennstofffabriken und Schnellen Reaktoren. Die Fertigung von den speziellen MOX-Brennelementen erfordert eine elementweise Abtrennung der Transurane aus dem abgebrannten Brennstoff. Vor allem Plutonium als waffenfähiges Material läge dann über sehr lange Zeiträume in hohen Mengen in separierter Form vor. Aufgrund der vielfachen Bestrahlung im Reaktor (von einer bis zu zehnmaligen Rezyklierung der jeweils verbleibenden Plutoniummengen kann in etwa ausgegangen werden) wird die Zusammensetzung höchstwahrscheinlich immer unattraktiver für einen Einsatz in einer Kernwaffe. Vom Proliferationsrisiko her gesehen ist das Vorliegen in abgebrannten Brennstäben, wo die Spaltmaterialien von stark strahlenden Spaltprodukten umgeben sind, auf jeden Fall vorzuziehen. Dies würde im Szenario SR für den größten Teil der verbleibenden etwa 20 Tonnen Plutonium erreicht. Es bliebe aber etwa eine halbe Tonne in abgetrennter Form zurück. Es kann nicht ohne Kenntnis der dann erreichten Isotopenzusammensetzung ausgeschlossen werden, dass von dieser Plutoniummenge ein dauerhaftes Proliferationsrisiko ausgeht.

Aufgrund der langen Dauer bis zum Abschluss der P&T-Aktivitäten besteht die Gefahr, dass der vielleicht tatsächlich jetzt herstellbare gesellschaftliche Konsens zu P&T-Bemühungen über die gesamte Durchführungszeit nicht hält. Würde die P&T-Strategie während des Durchführungszeitraums abgebrochen, wären große Anstrengungen unternommen worden, um kerntechnische Anlagen in Betrieb zu nehmen. Der versprochene Nutzen, die sichere Entsorgung hochradioaktiver Abfälle zu vereinfachen, wäre aber nicht erfüllt. Gleichzeitig würden größere Mengen von proliferationsrelevanten Spaltmaterialien vorliegen, die aufwändig entsprechend gesichert und auf schlüssige Weise entsorgt werden müssten.

Der Nutzen dieser P&T-Strategie ist angesichts des erreichbaren Ergebnisses, der Zeitdauer und des Aufwandes somit in Zweifel zu ziehen.

4.3 Szenario Beschleunigergetriebenes System (ADS)

Das Szenario ADS verwendet als Bestrahlungsanlage beschleunigergetriebene Systeme. Diese Anlagen sollen aufgrund ihres unterkritischen Reaktorkerns gut für die Transmutation geeignet sein, da der Anteil an Transuranen nicht so stark beschränkt ist wie in einem kritischen Reaktor. Um das Nachproduzieren von Plutonium während des Reaktorbetriebs zu vermeiden, werden uranfreie Brennstoffe verwendet. Die Wiederaufarbeitung dieser Brennstoffe ist mit hydrochemischen Abtrennverfahren vermutlich nicht oder nur nach sehr langen Abklingzeiten möglich. Deswegen werden pyrochemische Abtrennverfahren, die auch mit hohen Konzentrationen von hochradioaktiven Stoffen umgehen können sollen, angenommen.

Die Verwendung von ADS zur Transmutation wird u.a. in Konzeptstudien der Europäischen Union angedacht. Darin wird überwiegend davon ausgegangen, dass parallel dazu kritische Schnelle Reaktoren eingesetzt werden. Insgesamt betrachtet könnten dann hohe Transmutationsraten für alle Transurane erzielt werden. Es steht damit die Hypothese im Raum, dass mit dieser Partitionierungs- und Transmutationsstrategie ein Ziel des StandAG, der bestmögliche Schutz von Mensch und Umwelt vor der Wirkung ionisierender Strahlung, unterstützt werden.

4.3.1 Zielsetzung des Szenarios

In (internationalen) Konzeptstudien zum Einsatz von beschleunigergetriebenen Systemen wird meist von einem sogenannten „Double-Strata“ Kreislauf ausgegangen. Dabei werden die Minoren Aktiniden in den ADS transmutiert und das Plutonium zur Energieerzeugung in Leistungsreaktoren eingesetzt. Dieser Einsatz des Plutoniums in kritischen Leistungsreaktoren fällt in einem nationalen, deutschen P&T-Szenario aus, da keine kritischen Reaktoren zur Verfügung stehen. Daher wird in diesem rein nationalen Szenario wie in Szenario „SR“ eine möglichst weitgehende Transmutation aller Transurane (Plutonium und Minore Aktiniden) angestrebt und nicht nur der Minoren Aktiniden.

Theoretisch könnte das abgetrennte Plutonium auch an internationale Partner zur Nutzung in deren Kernenergieprogrammen weitergegeben werden. Der Fokus auf die Verbrennung aller Transurane schließt dies aus, so dass in Zukunft kein deutscher Beitrag zu einem internationalen Markt für Plutonium entsteht. Mitbedacht ist dabei, dass bereits vorhandene sehr große Bestände an abgetrenntem Plutonium (insbesondere im Vereinigten Königreich, Frankreich und Japan) vorliegen, und dass unklar ist, wie damit – und insbesondere auch mit dem damit verbundenen hohen Proliferationsrisiko – umgegangen werden soll.

4.3.2 Annahmen und Randbedingungen

Das Szenario beginnt mit der Wiederaufarbeitung der abgebrannten Brennstäbe. Aus diesen werden in der Brennstofffertigung uranfreie Brennstoffe (IMF) zum Einsatz im ADS hergestellt (siehe Abbildung 19). Die Wiederaufarbeitungsanlage beginnt mit der

Aufarbeitung bereits vorliegender abgebrannter Brennstäbe acht Jahre bevor der Reaktor gestartet wird und es wird davon ausgegangen, dass zunächst alle vorliegenden abgebrannten LWR-Brennelemente aufgearbeitet werden. Nach weiteren sieben Jahren sind alle abgebrannte MOX- und UOX-Brennstoffe aufgearbeitet. Erst danach wird mit der Aufarbeitung der bereits bestrahlten uranfreen Brennelemente begonnen. Dadurch ist zuerst nur die Wiederaufarbeitungsanlage für LWR-Brennelemente in Betrieb, danach nur noch Wiederaufarbeitungsanlagen spezialisiert auf die Aufarbeitung von IMF. Von dem Moment, an dem die Rückführung des uranfreen Brennstoffes aus der Bestrahlungsanlage beginnt, sind deutlich geringere Wiederaufarbeitungskapazitäten notwendig: das gesamte Uran, das den Großteil der Schwermetallmasse des ursprünglichen Inventars ausmacht, wurde bereits abgetrennt. Aus den abgetrennten Transuranen werden neue Brennstoffe gefertigt und diese wiederum in den ADS eingesetzt.

Der Zyklus aus Wiederaufarbeitung, Brennstofffertigung und Bestrahlung wird so lange wiederholt, bis sich ein Reaktor nicht mehr mit der entsprechenden Zusammensetzung an Transuranen über eine gesamte Laufzeit beschicken lässt. Aufgrund der Limitierungen in der Brennstoffzusammensetzung kann jeweils nur ein ADS zeitgleich betrieben werden.

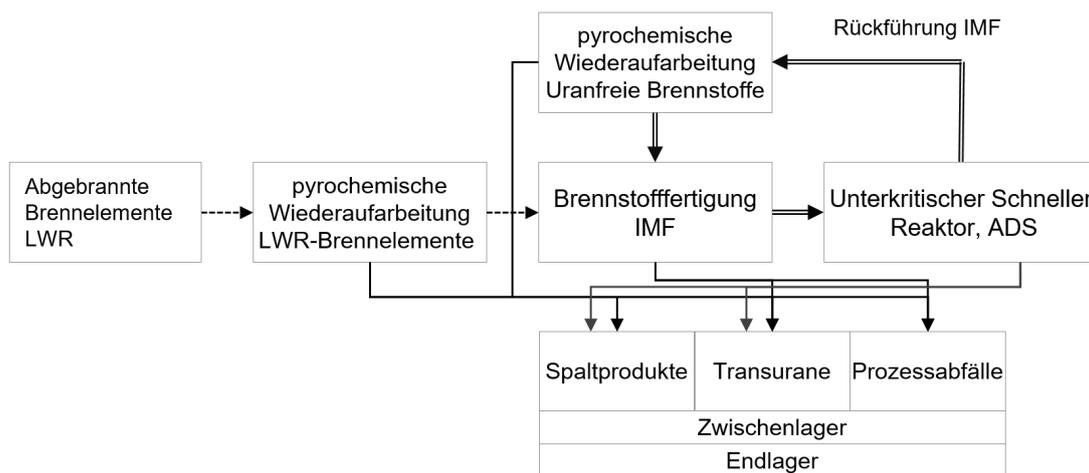


Abbildung 19: Schematische Skizze der betrachteten Partitionierungs- und Transmutationsstrategie im Szenario „ADS“. Die bereits vorliegenden abgebrannten Brennelemente werden pyrochemisch wiederaufgearbeitet und die dabei abgetrennten Transurane zu neuen, uranfreen Brennelementen verarbeitet. Diese werden im unterkritischen Reaktor bestrahlt und dann der Wiederaufarbeitung zugeführt. Dieser Zyklus wiederholt sich bis zum definierten Ende des Szenarios. Sowohl bei der Wiederaufarbeitung als auch der Brennelementfertigung fallen radioaktive Abfälle an, die endgelagert werden müssen. Die letzten beiden Reaktorbeladungen werden nicht mehr wiederaufgearbeitet und müssen daher ebenfalls einem Endlager zugeführt werden.

Für die Wiederaufarbeitung mit pyrochemischen Abtrennverfahren sind aufgrund des geringen Entwicklungsstandes nur wenig Daten verfügbar. Es wird eine Abtrenneffizienz von 99,9% für alle betrachteten Elemente außer Curium angenommen. Dieser Wert entspricht gängigen Schätzungen in der Literatur, welche Abtrenneffizienzen möglich

werden sollen. Da für Curium keine Daten zu finden waren, wurden Werte aus der hydrochemischen Wiederaufarbeitung übertragen. Diese und weitere wichtige Kenngrößen das Szenario sind in Tabelle 10 zusammengefasst.

Tabelle 10: Wichtige im Szenario „ADS“ verwendete Kenngrößen. Um eine möglichst hohe Konsistenz der Daten zu ermöglichen, wurden die Daten für die Schritte Wiederaufarbeitung, Brennelementfertigung und Bestrahlungsanlage aus jeweils der gleichen Quelle gewählt.

	Kenngröße	Quelle / Kommentar
Vorlaufzeit WA und BE-Fertigung für die erste Beladung	8 Jahre	Notwendig für die erste Bereitstellung von Brennelementen
Beschleunigergetriebene Reaktoren		
Kapazität (MW_{th})	400	(Chen u. a., 2008)
Brennstofftyp	IMF	(Chen u. a., 2008)
Auslastungsfaktor	74%	Eigene Schätzung
Lebensdauer	40 Jahre	Eigene Schätzung
Zyklusdauer	4 Jahre + 3 Jahre Abklingzeit	Abklingzeit bestimmt, wann die ersten IMFs wieder aufgearbeitet werden
Anlagenanzahl im Szenario	2	
Wiederaufarbeitung dt. SNF		
Kapazität Wiederaufarbeitungsanlage	700 tSM	pyrochemische Wiederaufarbeitung
Abtrenneffizienz (Pu, Np, Am)	99,9%	(IAEA, 2004a, S. 61)
Abtrenneffizienz Curium	99,3%	(IAEA, 2004a, S. 61)
Anlagenanzahl im Szenario	1	
Wiederaufarbeitung IMF		
Kapazität Wiederaufarbeitungsanlage	3 tSM	pyrochemische Wiederaufarbeitung IMF Brennstoff
Abtrenneffizienz (Pu, Np, Am)	99,9%	(IAEA, 2004a, S. 61)
Abtrenneffizienz Curium	99,3%	(IAEA, 2004a, S. 61)
Anlagenanzahl im Szenario	2	
Brennelementfertigung		
Kapazität Brennstofffertigung	3 tSM	Basierend auf Brennstoffbedarf und Zykluslänge
Verlust Brennstofffertigung	0,2%	(Heidet u. a., 2017)
Anlagenanzahl im Szenario	2	

Als Transmutationsanlage wurde ein beschleunigergetriebenes System auf Basis von EFIT (European Facility for Industrial Sized Transmutation) gewählt. Diese hat eine Leistung von 400 MW_{th} (Chen u. a., 2008; Mansani u. a., 2012). Da nur in Chen u.a. (2008) elementspezifische Transmutationsraten angegeben werden, wurde dieses Reaktordesign auch für andere Werte als Referenz verwendet: so beträgt das Plutoniuminventar am Anfang eines Zyklus' 3.055 kg und das Inventar an Minoren Aktiniden 3.610 kg. Die Menge an Matrixmaterial ist unbekannt, aber für die Modellierung nicht im Detail von Bedeutung. Nach Eriksson u.a. (2005) ist die Zusammensetzung des im Modell verwendeten Cermet-

Brennstoff TRU-O₂-Mo. Auf Basis der Massenzahlen lässt sich damit ein Verhältnis von Schwermetall zur Matrix von etwa 4:1 abschätzen.

Die Bestrahlungsdauer für IMF-Brennelemente ist 1080 Tagen auf vier Teilzyklen verteilt (Chen u. a., 2008; Mansani u. a., 2012). Im Szenario wurde eine Auslastung von 74% angenommen. Dieser Wert entspricht gängigen Lastquoten von Leichtwasserreaktoren und ist in heutigen Beschleunigeranlagen noch kaum vorstellbar. Ein Zyklus dauert damit vier Jahre. Die Laufzeit des ADS wurde auf 40 Jahre geschätzt.

Für die Brennstofffertigung werden mangels Daten für uranfreie Brennstoffe Verluste in Höhe von 0,2% wie für MOX-Brennstoffe angenommen. Die Fertigung von uranfreien Brennstoffen hat bis jetzt bestenfalls im Labormaßstab stattgefunden. Es gibt somit keine Erfahrungen zu Kapazitäten. Für das Szenario wird davon ausgegangen, dass eine (kleine) Anlage genügend Kapazität zur Beschickung eines ADS hat. Die notwendige Größe der Anlage wurde in ersten Abschätzungsrechnungen bestimmt.

Die Zusammensetzung des Brennstoffes ist eine wichtige Kenngröße beim Design eines Reaktors. Durch die Bestrahlung im Reaktor wird die Zusammensetzung des Brennstoffes in jedem Zyklus beeinflusst. Oft werden bei der Diskussion von möglichen Transmutationsstrategien und -anlagen alle Minore Aktiniden oder sogar alle Transurane zusammengefasst.

Um die Realität etwas besser zu spiegeln, wird in diesem, wie auch im vorherigen Szenario, die Analyse auf Basis von Elementen durchgeführt. Für ein beschleunigergetriebenes System auf der Grundlage von EFIT sind die Transmutationsraten in der Regel nur für alle Minore Aktiniden zusammen ausgewiesen (Artioli u. a., 2008; Mansani u. a., 2007; Renn, 2014; Rineiski u. a., 2017). Diese Werte unterscheiden sich teilweise auch untereinander (vgl. Tabelle 11). In Sarotto u.a. (2013) sind immerhin Werte für die Minoren Aktiniden einzeln, auf Basis von in MYRRHA simulierten EFIT-Brennstäben, angegeben. In diesen Rechnungen wurden einige Brennelemente mit uranfreien Brennstoffen im MYRRHA Reaktorkern bestehend aus MOX-Brennstoffen simuliert. Allerdings wurde bei den Transmutationsraten über uranfreie und MOX-Brennstoffe gemittelt und ein sehr geringer Abbrand von nur 90 Tagen betrachtet. Nur in Chen u.a. (2008) konnten elementspezifische Transmutationsraten, die eventuell in dieses hier betrachtete Szenario einsetzbar wären, gefunden werden. Aus den in Calgaro u.a. (2008) angegebenen Werten für die Entwicklung des Brennstoffinventars könnten evtl. auch elementspezifische Transmutationsraten abgeleitet werden, allerdings für einen ADS mit extrem hohen Standzeiten.

Aufgrund der größeren Ähnlichkeit der grundsätzlichen Systemkonfiguration mit dem europäischen Referenzdesign EFIT werden im Folgenden die Daten aus Chen u.a. (2008) verwendet. Gemeinsam ist denjenigen Quellen, die Elemente einzeln betrachten, dass sichtbar wird, dass zugleich mit der Transmutation der anderen Transurane Curium aufgebaut wird. Bei einer gemeinsamen Betrachtung der Minoren Aktiniden bleibt dies unberücksichtigt.

Tabelle 11: Transmutationsraten für ein beschleunigergetriebenes System mit uranfreiem Brennstoff aus verschiedenen Quellen. Positive Werte bedeuten, dass das betreffende Isotop produziert wird. In der Renn u.a. (2014) sind Werte für die Transmutation aller Transurane und ausschließlich der Minoren Aktiniden gegeben.

Transmutationsraten für ADS-Systeme (kg/TWh)	Nach Sarotto u.a. (2013)	Nach Renn u.a. (2014, Seite 94)	Nach Mansani (2012)	Nach Rineiski (2017)	Nach Chen (2008)
Plutonium	-9,40	-21 / -35	-1,74	-35	-5,71
Americium	-36,59	k.A.	k.A.	k.A.	-46,80
Neptunium	-17,49	k.A.	k.A.	k.A.	-0,86
Curium	+21,24	k.A.	k.A.	k.A.	+9,70
Alle Minoren Aktiniden	-32,84	-24/ -9	-40,17	-9	-37,96

Chen u.a. (2008) geben zwar Transmutationsraten für die einzelnen Transurane an, hinsichtlich der Brennstoffzusammensetzung wird jedoch nur zwischen Plutonium und Minoren Aktiniden unterschieden. Die Zusammensetzung der Minoren Aktiniden wird daher auf Basis der Zusammensetzung des deutschen abgebrannten Brennstoffes nach Schwenk-Ferrero (2013) gewählt. Das Anfangsinventar im Reaktor, die Transmutationseffizienz und der Anteil der einzelnen Elemente am Brennstoff ist in Tabelle 12 angegeben.

Tabelle 12: Kenngrößen bezüglich des verwendeten Brennstoffes im ADS. Basis für die Zusammensetzung des Inventars an Minoren Aktiniden ist der deutsche Bestand an abgebrannten Brennstoffen.

	Anfangsinventar (Reaktor)	Anteil (ohne Matrixmaterial)	Transmutationseffizienz (Chen 2008)
Plutonium	3.055 kg	45,8 %	-5,71 kg/TWh
Americium	2.455 kg	36,8 %	-46,8 kg/TWh
Neptunium	1.044 kg	15,7 %	-0,86 kg/TWh
Curium	111 kg	1,7 %	+9,7 kg/TWh

4.3.3 Zeitrahmen und eingesetzte Anlagen

Das gesamte Szenario dauert 88 Jahre ab Betriebsbeginn der ersten Wiederaufarbeitungsanlage bis zum Betriebsende der Bestrahlungsanlage. Als Vorlaufzeit für die erste Beladung des Reaktors nach Start der Wiederaufarbeitungsanlagen ergeben sich bei der gewählten Wiederaufarbeitungskapazität acht Jahre.

Das hohe Americiuminventar im Reaktor und die damit zusammenhängende Transmutationseffizienz für Americium führen dazu, dass im betrachteten Szenario das Americiuminventar der beschränkende Faktor ist: es ist nicht ausreichend Americium vorhanden um weitere Anlagen zu beladen. Insgesamt werden nur zwei Bestrahlungsanlagen benötigt. Diese werden nacheinander in Betrieb genommen, um über die Laufzeiten von jeweils 40 Jahren einen möglichst hohen Anteil des Inventars transmutieren zu können. Ein Parallelbetrieb beider Anlagen ist durch den begrenzten Americiumbestand nicht möglich.

Gerade zu Beginn des Szenarios wird viel Wiederaufarbeitungskapazität benötigt, um ausreichend Americium aus den vorliegenden abgebrannten LWR-Brennstäben abzutrennen. Die Wiederaufarbeitungskapazität beträgt dabei 700 Tonnen Schwermetall pro Jahr. Für die Wiederaufarbeitung des rückgeführten IMF-Brennstoffes ist nur noch eine Anlage mit einer jährlichen Kapazität von 3 Tonnen Schwermetall notwendig. Insgesamt werden im Szenario jeweils zwei Transmutationsanlagen und Anlagen zur Brennstofffertigung, sowie eine LWR-Wiederaufarbeitungsanlage über 15 Jahre und zwei IMF Wiederaufarbeitungsanlagen für jeweils 35 Jahre betrieben.

4.3.4 Herausforderung in der Umsetzung

Das Szenario „ADS“ verwendet mit beschleunigergetriebenen Systemen und uranfreien Brennstoffen, für die mit hoher Wahrscheinlichkeit pyrochemische Abtrennverfahren verwendet werden müssen, drei Technologien, die bis jetzt bestenfalls im Labormaßstab demonstriert wurden. Bis zu einem möglichen Einsatz im industriellen Maßstab, wie in einer solchen Strategie notwendig, wären noch viele Jahrzehnte an Forschungs- und Entwicklungsarbeit nötig. Und selbst dann kann aufgrund von Unsicherheiten in der technologischen Entwicklung der Erfolg nicht mit Sicherheit vorhergesagt werden. Wenn nur eines der drei verwendeten (oder ein vergleichbares) Verfahren nicht die technologische Reife erlangt, kann die Strategie nicht umgesetzt werden: Uranfreie Brennstoffe mit hohem Anteil an Transuranen müssen sowohl gefertigt als auch wiederaufgearbeitet werden können. Nur mit ihrer Verwendung ist allerdings der Betrieb von beschleunigergetriebenen Systemen sinnvoll.

Im Vergleich zu einem schnellen kritischen Reaktor lässt die Verwendung von beschleunigergetriebenen, unterkritischen Systemen vermuten, dass diese toleranter gegenüber sich verändernden Brennstoffzusammensetzungen wären. Ob dem wirklich so ist, müsste mit Hilfe detaillierter Simulationsrechnungen, die auch die veränderliche Isotopenzusammensetzung des Brennstoffes berücksichtigen, gezeigt werden.

4.3.5 Analyse des Szenarios „ADS“

Im Folgenden werden die wichtigsten Ergebnisse einer nationalen Transmutationsstrategie mit uranfreien Brennstoffen in beschleunigergetriebenen Systemen dargestellt.

Das Szenario ist im Hinblick auf eine möglichst hohe Reduzierung des Inventars an Transuranen (Plutonium und Minore Aktiniden) ausgelegt. Insgesamt werden im Szenario zunächst 10.113 Tonnen abgebrannter LWR-Brennstäbe und dann etwa 133 Tonnen Transurane aus abgebrannten uranfreien Transmutationsbrennstoffen wiederaufgearbeitet.

In Abbildung 20 ist der Verlauf des Gesamtbestandes der einzelnen Minoren Aktiniden von Betriebsstart der ersten Wiederaufarbeitungsanlage bis zum Betriebsende des zweiten ADS dargestellt. In den ersten acht Jahren ist der Bestand konstant, da erst danach die Transmutation im ADS beginnt. Deutlich ist die Reduktion des Americiuminventars zu erkennen, während Neptunium in etwa stabil bleibt und der Curiumbestand steigt. Auch hier

gilt, dass das Modell keinen weiteren radioaktiven Zerfall berücksichtigt. Der Curiumbestand würde sich also in Realität durch den Zerfall reduzieren. Legt man die Zahlen von You und Hong (2017, S. 10) zum Aufbau der einzelnen Curiumisotope in schnellen Reaktoren mit uranfreien Brennstoffen zugrunde, lässt sich der zu erwartende Curiumbestand am Szenarioende abschätzen. Nach 80 Jahren ADS-Betrieb wären durch den radioaktiven Zerfall am Ende noch etwa 25 kg Curium-242 und 140 kg Curium-244 von etwa 2 Tonnen gebildeten Curiums vorhanden. Andere Curiumisotope sind nur in vernachlässigbar geringen Mengen vorhanden. Das Curium zerfällt zu Plutonium und daher wären diese 2 Tonnen letztlich dem Plutoniumbestand zuzurechnen.

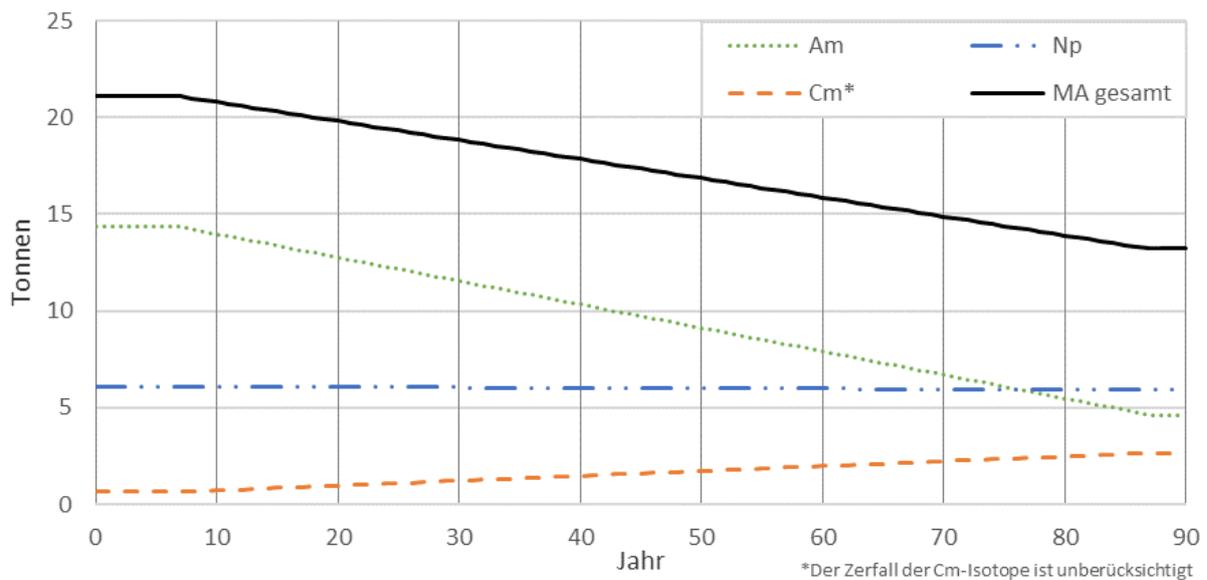


Abbildung 20: Gesamtbestand der Minoren Aktiniden im Szenario „ADS“. Es kommt vor allem zu einer Reduktion des Americiums, während sich Curium aufbaut, dessen Zerfall jedoch in dieser Abbildung nicht berücksichtigt ist (siehe Text).

Die notwendige große Wiederaufarbeitungskapazität am Beginn des Szenarios, die aufgrund der Modellbeschränkungen notwendig ist, zeigt sich in Abbildung 21. Der Bestand an abgetrennten Minoren Aktiniden erreicht nach etwa 15 Jahren seinen Höhepunkt und wird dann sukzessive abgebaut. Diese Verteilung der Wiederaufarbeitung gewährleistet, dass der ADS durchgängig betrieben werden kann. Lokale Maxima treten immer direkt vor der neuen Beladung des Reaktors auf.

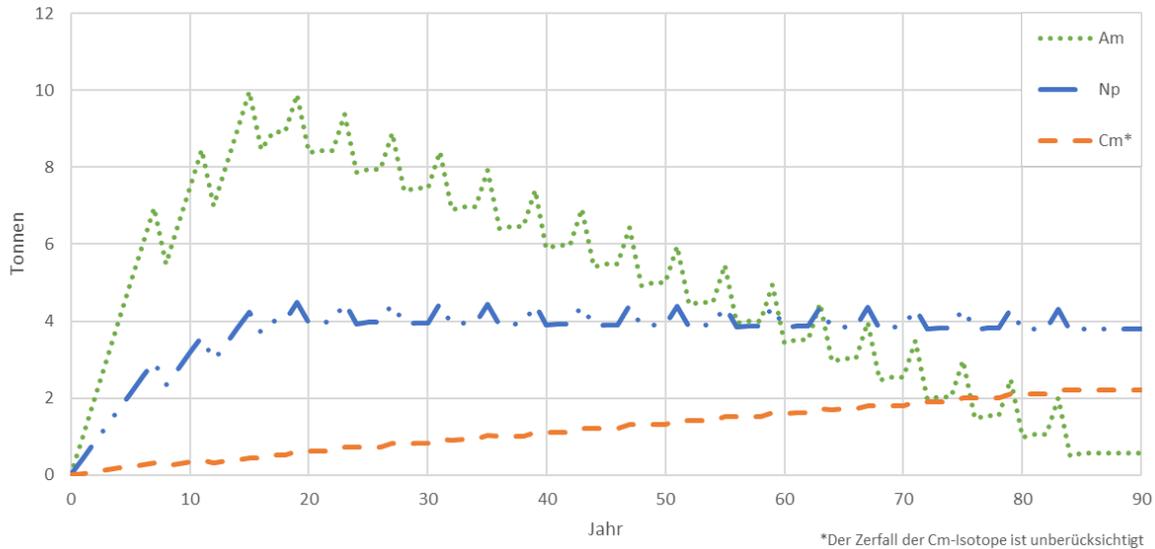


Abbildung 21: Lagerbestand an abgetrennt vorliegenden Minoren Aktiniden im Szenario „ADS“. Die lokalen Maxima treten immer direkt vor einer neuen Beladung des Reaktors auf.

Ein Problem, das auch andere Modellrechnungen zum nationalen Einsatz von ADS in Deutschland betrifft (vgl. z.B. OECD/NEA (2009)), ist der hohe Anteil von Plutonium im Vergleich zu den Minoren Aktiniden im bereits vorliegenden abgebrannten Brennstoff. In einem ADS, der grundsätzlich eher auf die Transmutation der Minoren Aktiniden ausgelegt ist, wird anteilig nicht ausreichend Plutonium gespalten. Abbildung 22 zeigt, wie der Lagerbestand von abgetrenntem Plutonium bis auf etwas mehr als 120 Tonnen steigt, solange die LWR-Brennstoffe aufgearbeitet werden. Ist dies nach knapp 15 Jahren abgeschlossen, kommt es nur noch zu geringen Schwankungen im Bestand, da in einem ADS jeweils nur ein Bruchteil des Gesamtbestandes eingesetzt wird.

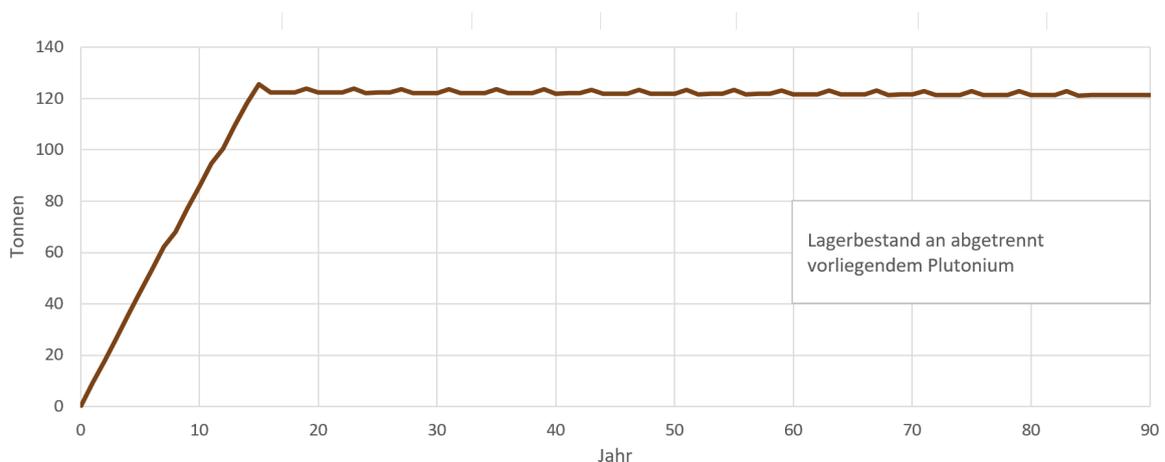


Abbildung 22: Lagerbestand von abgetrennt vorliegendem Plutonium im Szenario „ADS“. Zu Beginn steigt der Bestand bis alles an MOX- und UOX-Brennstoffe aufgearbeitet ist. Dann kommt es nur noch zu geringen Schwankungen des Lagerbestandes, immer dann wenn der Reaktor neu beladen wird.

Die Werte aus den gezeigten Abbildungen sind in Tabelle 13 zusammengefasst. Deutlich wird, dass Strategie „ADS“ sehr gut geeignet ist, den Americiumbestand zu reduzieren. Der Uranbestand verändert sich aufgrund der Verwendung von uranfreien Brennstoffen praktisch nicht.

Tabelle 13: Bestand der einzelnen Transurane zu Beginn und am Ende des Partitionierungs- und Transmutationsszenarios „ADS“. Curium wird über die Dauer des Szenarios aufgebaut, zerfällt aber relativ schnelle wieder. Die daraus entstehende, zusätzliche Plutoniummenge sind in der Tabelle separat ausgewiesen. Produktionsverluste beschreiben die Verluste bei der Partitionierung und Brennstofffertigung.

	Plutonium	Americium	Neptunium	Curium
Ursprünglicher Bestand (t)	128,60	14,34	6,10	0,65
Verbleibender Bestand (t) ohne Produktionsverluste	127,10	4,47	5,86	2,64**
Verbleibender Bestand (t) inkl. Produktionsverluste	127,42 (+2*)	4,64	5,92	2,66**
Transmutiert - Reduktion (t)	-1,18	-9,70	-0,18	+2,01
Reduktion (%)	-1%	-68%	-3%	309%

* Durch die Umwandlung der Curiumisotope

** Rechnerischer Bestand ohne radioaktiven Zerfall

Natürlicherweise erhöht sich der Bestand an Spaltprodukten, wenn die Mengen an Transuranen durch Kernspaltung reduziert werden. Simulationsrechnungen mit uranfreien Brennstoffen in beschleunigergetriebenen Systemen zeigen, dass sich dabei vor allem verbleibende Mengen an Cäsium-135 massiv erhöhen (Frieß, 2017). Auf Basis dieser Werte lassen sich neue Inventare im Rahmen des Szenarios für bestimmte langlebige Spaltprodukte, die auch als Leitisotope für die Analyse der Langzeitsicherheit eines Endlagers dienen, abschätzen. Die Gesamtinventare am Ende des Szenarios „ADS“ sind in Tabelle 14 gegeben. Da insgesamt nur sehr wenig Transurane gespalten werden, erhöht sich auch das Inventar im Vergleich zum Szenario „SR“ nur wenig.

Tabelle 14: Zusätzlich entstehende langlebige Spaltprodukte im Szenario „ADS“. Der Anteil wird auf Basis von Frieß (2017) berechnet. Aufgrund der nur geringen absoluten Anzahl an Spaltungen – rund 11 Tonnen an gespaltenen Transuranen – entstehen im Vergleich zum Szenario SR wenig zusätzliche Spaltprodukte.

	Ursprüngliches Inventar (t)	Zusätzliche Spaltprodukte (t)	Gesamtmenge am Ende des Szenarios (t)
Tc-99	9,13	0,25	9,38
I-129	2,23	0,07	2,30
Cs-135	5,33	0,48	5,81

Für die Abschätzung von Sekundärabfällen im Szenario „ADS“ stehen kaum Vergleichsdaten zur Verfügung. Zu Beginn des Szenarios wird der gesamte Bestand an abgebrannten Brennelementen (10.113 Tonnen Schwermetall) pyrochemisch wiederaufgearbeitet. Dazu kommen noch die Abfälle aus der Wiederaufarbeitung des IMF-

Brennstoffs mit 133 Tonnen Schwermetallgehalt. Für eine Abschätzung der entstehenden Sekundärabfälle werden die Werte aus NEA/OECD (2006b, S. 61) verwendet. Kurzlebige, niedrig- und mittlerradioaktive Abfälle fallen dieser Quelle demnach nicht an.

Das Gesamtaufkommen an Sekundärabfällen ist in Tabelle 15 dargestellt. Im Vergleich zu hydrochemischen Abtrennverfahren entstehen mehr hochradioaktive und weniger niedrig- und mittlerradioaktive Abfälle.

Tabelle 15: Das Aufkommen von Sekundärabfällen durch die Wiederaufarbeitung im Szenario „ADS“.

		Insgesamt
Aufarbeitung LWR-Brennelemente (10 113 tSM)		
Hochradioaktive Abfälle (HLW)	0,72 m ³ pro Tonne	7.280 m ³
Niedrig- und Mittlerradioaktive Abfälle (LILW) – langlebig	2,25 m ³ pro Tonne	22.750 m ³
Aufarbeitung IMF-Brennelemente (133 tSM)		
Hochradioaktive Abfälle (HLW)	0,72 m ³ pro Tonne	120 m ³
Niedrig- und Mittlerradioaktive Abfälle (LILW) – langlebig	2,25 m ³ pro Tonne	375 m ³

Neben den Sekundärabfällen kommt es bei der Wiederaufarbeitung und Brennstofffertigung zu Transuranverlusten aufgrund von Prozess- und Abtrennverlusten (siehe Tabelle 16). Ebenso ist von Verlusten bei der Brennstofffertigung auszugehen, so dass noch zusätzlich Mengen an Transuranen im endzulagernden Abfall – über die in Tabelle 15 genannten hinaus – verbleiben.

Tabelle 16: Prozessbedingte Transuran-Abfälle bei der Wiederaufarbeitung und Brennelemente-Fertigung im Szenario „ADS“.

	Plutonium	Americium	Neptunium	Curium
Abfall WA [t]	0,18	0,05	0,02	0,02
Abfall BE-Fertigung [t]	0,12	0,10	0,04	0,01

Während des Betriebes der beschleunigergetriebenen Reaktoren fallen Abfälle an, die analog zur Abschätzung für schnellen Reaktoren mit 45 m³ pro Betriebsjahr genähert werden. Das ergibt insgesamt knapp 4.000 m³ Abfallgebindevolumen. Auch der Rückbau der ADS wird analog zu dem der Schnellen Reaktoren abgeschätzt und ergibt somit insgesamt 10.000 m³. Für die Abfälle aus dem Rückbau der pyrochemische Wiederaufarbeitungs- und Brennelementefertigungsanlagen konnten keine Daten gefunden werden. Nimmt man den Ansatz aus dem Szenario „SR“ für hydrochemische Wiederaufarbeitung als Grundlage, würden Abfälle in Höhe von etwa 36.000 m³ plus 3000 m³ für den Rückbau der Wiederaufarbeitung und 2.000 m³ für die Brennelementefertigungsanlagen anfallen.

Addiert man die genannten Werte auf, fallen durch diese Transmutationsstrategie somit zusätzliche niedrig- und mittelradioaktive Abfälle in Höhe von mindestens 55.000 m³ für Anlagenrückbau und Reaktorbetrieb und 23.125 m³ im Betrieb der Wiederaufarbeitung, sowie 7.400 m³ hochradioaktiver Abfall aus der pyrochemischen Wiederaufarbeitung an.

Weiterhin endzulagern wäre das abgetrennte Uran von etwa 9.500 Tonnen, für die es bei der Verwendung von uranfreien Brennstoffen keine Verwendung gibt. Dies entspricht knapp 3000 m³. Dabei wird eine Dichte bei der Lagerung von Uranoxid von 3,2g/cm² angenommen (Peiffer u. a., 2011, S. 59). Die chemische Zusammensetzung ist mit dem Abfallstrom aus der Urananreicherung vergleichbar, der sich auf bis zu 100.000m³ beläuft und dessen weiterer Verbleib noch ungeklärt ist.

4.3.6 Sicherheits- und Proliferationsaspekte

Aufgrund des noch geringen technischen Entwicklungsstandes lassen sich Sicherheitsaspekte und Auswirkungen auf Mensch und Umwelt des Szenarios „ADS“ nur schwer beurteilen. Ein Vorteil im Vergleich zum vorhergehenden Szenario „SR“ ist sicherlich, dass eine deutlich geringere Anzahl an Anlagen gebraucht wird. Auch könnten beschleunigergetriebene Systeme eine größere Sicherheit als kritische Reaktoren bieten, da Kritikalitätsexkursionen durch die die Unterkritikalität des Reaktorkerns vermieden werden sollen. In wie weit solche Sicherheitsvorteile durch den nun möglichen hohen Anteil an Transuranen im Brennstoff aufgehoben werden, lässt sich zum gegenwärtigen Zeitpunkt nicht sagen.

Unklar ist weiters, welche Toleranzen ein ADS in Bezug auf eine sich verändernde Brennstoffzusammensetzung aufweist und innerhalb welcher Grenzen er sich sicher betreiben lassen würde. Diese Problematik würde sich in einem besser auf die deutsche Ausgangslage angepassten Szenario mit mehr Anlagen und höheren Umsatzraten vermutlich noch verstärken, da sich durch die insgesamt längeren Bestrahlungsdauern die Zusammensetzungen stärker ändern.

Durch den Fokus auf die Transmutation Minorer Aktiniden wird der Plutoniumbestand kaum reduziert. Dieses Plutonium liegt gegenwärtig in abgebrannten Brennelementen vor. Die Spaltprodukte im abgebrannten Brennstoff bilden eine Strahlungsbarriere, die den Zugriff auf den Waffensstoff deutlich erschwert. Dadurch, dass die Minoren Aktiniden für den Einsatz in den uranfreien Brennstoffen abgetrennt werden müssen, liegt dann auch das Plutonium in abgetrennter Form vor und wird nur zu einem geringen Anteil wieder in die Transmutationsbrennstoffe inkorporiert sowie im Reaktor bestrahlt und dann anschließend in abgebranntem Brennstoff vorliegend. Selbst im optimalen Fall – zur Nachbeladung des Reaktors würde stets „neues“ Plutonium aus dem ursprünglich aus dem LWR-Brennstoffen abgetrennten Plutoniumvorrat entnommen – bliebe etwa die Hälfte des Plutoniums über den Verlauf des Szenarios „ADS“ unbestrahlt.⁹ Die Menge dieses nicht mehr durch eine

⁹ Dies ergibt sich aus den insgesamt 20 Reaktorzyklen, in denen jeweils etwa 3 Tonnen Plutonium zum Einsatz kommen.

Strahlungsbarriere geschützten Plutoniums (etwa 60 Tonnen) liegt in der gleichen Größenordnung wie die bereits in anderen Ländern, wie dem Vereinigten Königreich oder Frankreich, vorliegenden Mengen. Wie mit diesem Material weiter umzugehen ist, ist unklar. Zusätzlich liegen abgetrennte Minore Aktiniden vor, die entsprechend geschützt und gesichert werden müssten.

Auch von verwendeten Technologien, wie der Spallationsquelle, geht ein intrinsisches Proliferationsrisiko aus (vgl. hierzu Kapitel 3.3.3.3).

4.3.7 Ergebnisdiskussion und Fazit

Eine Strategie für die Transmutation der in abgebrannten Brennstäben enthaltenen Transurane ist die Bestrahlung dieser in beschleunigergetriebenen Anlagen unter der Verwendung von uranfreien Brennstoffen.

Um ein solche Strategie näher zu untersuchen, wurden im Modell verschiedene Annahmen getroffen. Die wichtigsten hierbei sind:

- Alle notwendigen Technologien (pyrochemische Abtrennung, IMF-Brennstofffertigung, ADS) stehen im nötigen großtechnischen Maßstab und mit der notwendigen Zuverlässigkeit zur Verfügung stehen.
- Es werden elementespezifische Transmutationsraten zugrunde gelegt. Unterschiedliche Isotopenzusammensetzungen über den Verlauf des Szenarios beeinflussen den Reaktorbetrieb nicht, was als Annahme durchaus kritisch zu sehen ist. Im Vergleich zu einem kritischen Reaktor ist bei einem beschleunigergetriebenen unterkritischen System allerdings davon auszugehen, dass die Bandbreite der Brennstoffzusammensetzung, die ohne weitere Modifikationen eingesetzt werden können, größer ist. Diese Annahme beeinflusst das Ergebnis damit vermutlich nicht so stark wie die vergleichbare Annahme im Szenario „SR“.
- Abklingzeiten spielen eine untergeordnete Rolle, da immer ausreichend abgetrennte Transurane gelagert sind und diese zuerst weiterverarbeitet werden können. Sie beeinflussen lediglich die erstmalige Inbetriebnahme der Wiederaufarbeitung von IMF-Transmutationsbrennstoff und damit geringfügig die Ausgestaltung des Szenarios.
- Die zusätzliche Menge an Sekundärabfällen ist aufgrund des Mangels an belastbaren Daten nur eine grobe Schätzung.
- Anlagen sollen ab Betriebsbeginn möglichst die ganze Lebensdauer ausgelastet sein.
- Radioaktive Zerfälle bleiben unberücksichtigt. Nur der Zerfall der beiden wichtigsten Curiumisotope, Curium-242 und Curium-244, wird abgeschätzt.

Unter den betrachteten Annahmen dauert das Szenario knapp hundert Jahre. Zuvor sind noch viele Jahrzehnte an F&E-Arbeit, für die Schaffung der rechtlichen Rahmenbedingungen, die Genehmigungsverfahren und den Anlagenbau selbst einzuplanen. Es ist nicht klar, in wie

weit ein solche Strategie umsetzbar wäre. Weder bei der pyrochemischen Wiederaufarbeitung, der Brennstofffertigung noch bei der Bestrahlungsanlage gibt es Erfahrungen, die über den Versuchsmaßstab hinausgehen.

Sollten die technischen Hürden gemeistert und das Szenario umgesetzt werden können, so würden große Mengen vor allem Plutonium (aber auch relevante Mengen an Neptunium) abgetrennt. Diese würden dauerhaft weiter vorliegen. Das gewählte ADS-Design transmutiert vor allem Americium. Das Ende des Szenarios ist durch den Bestand an Americium bestimmt. Auch ist unter diesen Rahmenbedingungen der Betrieb von mehreren ADS zu gleicher Zeit wenig sinnvoll.

Große Unterschiede in der Anzahl der betrachteten Anlagen und dem verbleibenden Inventar an Transuranen fallen im Vergleich zu noch stärker vereinfachenden Modellrechnungen, die alle Transurane oder alle Minoren Aktiniden als Gesamtheit betrachten, auf. Vermutlich ist es möglich, ein ADS-Design, dass besser für die deutsche Zusammensetzung des abgebrannten Brennstoffes geeignet ist, zu entwickeln. In diesem sollte das Verhältnis der Inventare und Transmutationsraten der einzelnen Minoren Aktiniden so angepasst werden, dass insgesamt ein größerer Anteil des Transuraninventars transmutiert werden kann.

Dies wäre aber nur durch einen längeren Betrieb und / oder einer höheren Anzahl von Anlagen möglich. In einem solchen Fall würden aber auf jeden Fall entsprechend mehr (langlebige) Spaltprodukte anfallen.

Aus der hier vorgelegten Szenarioanalyse folgt, dass ein ADS System nicht dafür geeignet scheint, Mengen an Plutonium signifikant zu reduzieren. Dies wird aus ökonomischen Gründen schon länger postuliert (Artioli u. a., 2008; Janssen, 1994). Die Ergebnisse erklären auch, warum ein ADS System in der Literatur praktisch ausschließlich in einem „Double Strata“ Brennstoffkreislauf betrachtet wird (Abderrahim, 2013; Martinez-Val und Abderrahim, 2008; Mueller, 2013).

Ein erhebliches Proliferationsrisiko ist mit der Abtrennung von Plutonium aus dem Bestand an vorliegendem abgebranntem Brennstoff, das eine wirksame Strahlungsbarriere gegen Zugriff auf diesen Waffenstoff darstellt, verbunden. Im Zuge der Abtrennung von Minoren Aktiniden, die in uranfreie Brennstoffe eingesetzt werden sollen, wird das Plutonium jeweils mit wiederaufgearbeitet und liegt dann in abgetrennter Form vor. Nur ein kleiner Teil davon würde in den Transmutationsbrennstoffen wiedereingesetzt. Der enorm hohe Plutoniumbestand von etwa 120 Tonnen würde sich über den zeitlichen Verlauf des betrachteten Szenarios kaum ändern. Mindestens die Hälfte dieser Menge könnte nicht im Reaktor gefahren werden, bliebe also unbestrahlt und abgetrennt vorliegend. Die Zugriffsmöglichkeit auf Waffenstoff in großem Umfang wäre während des ganzen Szenarios erzeugt und würde auch nach seinem Ende weiterbestehen. Deutschland würde sich wieder einreihen in die Liste von Staaten, die sehr große Bestände an abgetrennt vorliegenden Plutoniumbeständen besitzen.

Dieses Plutonium muss auch nach Szenarioende gesichert und schließlich in irgendeiner Form, die unklar erscheint, endgelagert werden. Es ist offen, in wie weit optimierte Abtrennverfahren gefunden werden könnten, die nur die notwendige Menge an Plutonium

separieren würden und den Rest mit den Spaltprodukten vermischt lassen würden. Nach dem Wissen der Autor*innen gibt es gegenwärtig keine Bemühungen, Abtrennverfahren nur für Minore Aktiniden zu entwickeln.

4.4 Szenario Salzschnmelzereaktor „MSR“

4.4.1 Zielsetzung des Szenarios

Im Rahmen des Szenarios soll mit Hilfe von Salzschnmelzereaktoren (MSR) ein möglichst hoher Anteil von Transuranen transmutiert werden. Unter anderem in Russland und China wird an Konzepten für Salzschnmelzereaktoren geforscht. Die Mehrheit der Designs ist, gemäß den Zielsetzungen des Generation IV International Forums, auf eine langfristige Nutzung der Kernenergie ausgelegt. Da dies in Deutschland– zumindest derzeit – nicht das Ziel einer Transmutationsstrategie sein kann, wurde eine Reaktorvariante gewählt, in der die Brennstoff-Salzschnmelze kein Uran enthält, damit kein Plutonium nachproduziert wird. Außerdem ist die Variante nicht auf die Verwendung von Thorium ausgelegt.

Der technologische Reifegrad von Salzschnmelzereaktoren ist noch nicht so hoch wie der von schnellen, metallgekühlten Reaktoren oder beschleunigergetriebenen Systemen. Dementsprechend ist die Datenlage schlechter als in den anderen betrachteten Transmutationsszenarien. Salzschnmelzereaktoren werden immer in Kombination mit pyrochemischer Wiederaufarbeitung geplant. Die (quasi-)kontinuierliche Aufarbeitung der Schnmelze wäre aufgrund der hohen Aktivität mit hydrochemischen Trennverfahren nicht möglich.

4.4.2 Annahmen und Randbedingungen

Das Szenario beginnt mit der pyrochemischen Aufarbeitung der vorliegenden abgebrannten LWR-Brennelemente. Aus den gewonnenen Transuranen wird Brennstoff für den Salzschnmelzereaktor gefertigt. Der Zeitaufwand für die Bereitstellung des Anfangsinventars zu Betriebsbeginn des ersten Reaktors wird mit fünf Jahren abgeschätzt. Ein wesentlicher Unterschied zu den anderen Szenarien ist dadurch gegeben, dass es keine Rückführung von abgebrannten Brennelementen zur Wiederaufarbeitung gibt. Die Salzschnmelzereaktoren sollen in einem integrierten System eingesetzt werden: die Aufarbeitung des flüssigen Brennstoffes findet mit einer angeschlossenen pyrochemischen Prozesseinheit direkt am Standort statt. Die Spaltprodukte aus der Salzschnmelze, die als Brennstoff und Kühlmittel dient, werden in einer Wiederaufarbeitungseinheit direkt am Reaktorstandort entfernt und Transurane nachgeladen (vgl. Abbildung 23). Dementsprechend wird in der Modellbildung auch nur von einem Anlagentyp ausgegangen.

Das betrachtete Reaktordesign basiert auf dem russischen MOSART-Konzept (MOlten Salt Actinide Recycler & Transforming system) mit einer Leistung von 2,4 GW_{th} und Lithium-Beryllium-Fluorid-Salzen als Kühlmittel und Brennstoff. Die Laufzeit der Reaktoren wurde entsprechend der Literatur mit 50 Jahren angenommen (Ponomarev u. a., 2019, S. 150). Alle 300 Tage soll neuer Brennstoff dem Reaktorkern hinzugefügt werden. Das entspricht einer Auslastung von 82%, ein für jetzige Kernreaktoren ambitionierter Wert. Diese und andere Kenngrößen des Szenarios sind in Tabelle 17 zusammengefasst. Nicht klar ist, wie viel Transurane dem Brennstoffkreislauf jedes Jahr neu hinzugefügt werden. Da die Kritikalität

im Reaktor erhalten bleiben muss, wird vereinfacht davon ausgegangen, dass jedes Jahr die Menge an Transuranen (elementweise), die transmutiert wurde, neu hinzugefügt wird. Dies entspricht insgesamt etwa 600 kg an Transuranen. Da der Brennstoff in flüssiger Form vorliegt, wird keine klassische Brennstofffertigung benötigt. Für die Brennstoffbereitstellung wurden keine Verluste veranschlagt. Das Curium, das im Reaktor unter Bestrahlung entsteht, wird nicht aus dem Reaktor entfernt, sondern verbleibt, wie in Ponomarev u. a. (2019) angegeben, im Reaktor.

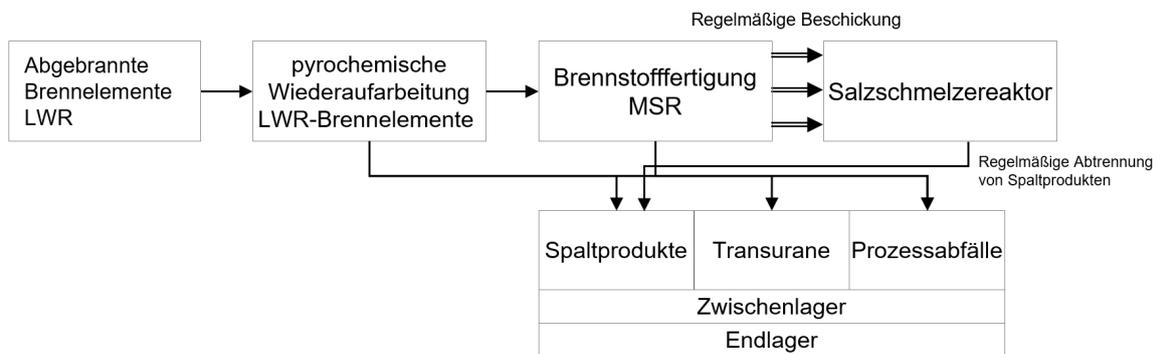


Abbildung 23: Schematische Skizze der betrachteten Partitionierungs- und Transmutationsstrategie im Szenario „MSR“. Die bereits vorliegenden abgebrannten Brennelemente werden wiederaufgearbeitet und die dabei abgetrennten Transurane in einen MSR-Brennstoff verarbeitet, der in den Salzschmelzereaktor geladen wird. Während des Betriebs des Reaktors werden jährlich Spaltprodukte abgetrennt und entsprechend Transurane nachgefüllt.

Tabelle 17: Wichtige im Szenario „MSR“ verwendete Kenngrößen.

	Kenngröße	Quelle / Kommentar
Vorlaufzeit WA und Brennstofffertigung für die erste Beladung	5 Jahre	Notwendig für die erste Bereitstellung von Brennstoff
Salzschmelzereaktoren		
Kapazität (MW_{th})	2.400	(Ponomarev u. a., 2019)
Brennstofftyp	Uranfreie Salzschmelze	(Ponomarev u. a., 2019)
Auslastungsfaktor	82%	Jährliche Brennstoffzufuhr, 300 Tage Bestrahlung
Lebensdauer	50 Jahre	(Ponomarev u. a., 2019)
Zyklusdauer	1 Jahr	(Ponomarev u. a., 2019)
Anlagenanzahl im Szenario	3	
Wiederaufarbeitung dt. SNF		
Kapazität Wiederaufarbeitungsanlage	2 x 125 tSM	Pyrochemische Wiederaufarbeitung
Abtrenneffizienz (Pu, Np, Am)	99,9%	(IAEA, 2004a, S. 61)
Abtrenneffizienz Curium	99,3%	(IAEA, 2004a, S. 61)
Anlagenanzahl im Szenario	2	
Brennelementfertigung		
Kapazität Brennstofffertigung	4 t TRU für die Erstbeladung, danach jeweils rund 600 kg/Jahr	Basierend auf Brennstoffbedarf und Zykluslänge
Verlust Brennstofffertigung	unbekannt	

In Tabelle 18 sind die veröffentlichten Werte für die Transmutationseffizienz im Reaktor in kg pro Gigawatt und Jahr angegeben (Ponomarev u. a., 2019, S. 125). Für Americium sind separate Werte für die Isotope Americium-241 und Americium-243 genannt, aber kein elementspezifischer Wert für Americium. Die Nuklidzusammensetzung der deutschen abgebrannten Brennstäbe zeigt aber, dass diese beiden Isotope praktisch das gesamte Americium ausmachen (Schwenk-Ferrero, 2013). Die Transmutationsraten entsprechen denen in Ignatiev u.a. (2014) und Belongov u.a. (2020) publizierten Transmutationsraten für verschiedene Brennstoffvarianten eines russischen Salzschnmelzereaktors.

Tabelle 18: Transmutationsraten im Szenario „MSR“ für einen Salzschnmelzereaktor entsprechend dem russischen MOSART Reaktorkonzept.

	Anfangsinventar	Anteil	Transmutationsrate
Plutonium	3.550 kg	90 %	-291,3 kg/(a GW)
Americium (241, 243)	223,5 kg	5,6 %	-4,9 kg/(a GW)
Neptunium	161 kg	4,1 %	-18,8 kg/(a GW)
Curium	10,6 kg	0,3 %	+9,5 kg/(a GW)

In Tabelle 18 ist auch das Anfangsinventar des modellierten Salzschnmelzereaktors auf Basis der publizierten Daten über das MOSART-Reaktorkonzept angegeben. Im Verlauf des Szenarios wird angenommen, dass der Salzschnmelzereaktor in der Lage ist, eine andere Isotopenzusammensetzung der einzelnen Elemente, aber keine andere Elementzusammensetzung zu tolerieren. Die jährliche Nachführung von Brennstoff erfolgt so, dass zu Beginn des nächsten Zyklus wieder die ursprüngliche, elementweise transuranische Nuklidzusammensetzung des Brennstoffs reproduziert wird.

Über die zeitliche Entwicklung des Abbrands in der Anlage, vor allem der Entwicklung der Spaltprodukte, sind keine reaktorspezifischen Daten vorhanden. Um die Entstehung bestimmter Spaltprodukte abzuschätzen, wird aufgrund des schnellen Neutronenspektrums und dem Fehlen von Uran im Brennstoff näherungsweise davon ausgegangen, dass die Verteilung der entstehenden Spaltprodukte der Verteilung der Spaltprodukte in uranfreien Brennstoffe ähnelt.

4.4.3 Zeitrahmen und eingesetzte Anlagen

Ausgehend vom verfügbaren Inventar an Transuranen ergibt sich aus dem Modell die Möglichkeit drei Salzschnmelzereaktoren parallel für jeweils 50 Jahre zu betreiben. Dies gilt allerdings nur unter der Randbedingung, dass die Elementzusammensetzung des Brennstoffes nicht geändert werden darf. Viele Konzepte von Salzschnmelzereaktoren versprechen eine flexible Anpassung an verschiedene Brennstoffzusammensetzungen. Ein alternatives Szenario für den Einsatz von Salzschnmelzereaktoren in Deutschland ist z.B. in Merk et al. (2014) dargestellt.

Mit den angenommenen Kapazitäten würde die Wiederaufarbeitung der vorliegenden abgebrannten LWR-Brennstäbe zur Bereitstellung der ersten Reaktorbeladungen etwas weniger als vier Jahre in Anspruch nehmen. Es wird noch ein Jahr für die

Brennstoffbearbeitung und Reaktorbeladung veranschlagt und die Inbetriebnahme der MSR-Anlagen erfolgt somit nach fünf Jahren. Bei entsprechend geringen Kapazitäten der Wiederaufarbeitungsanlagen muss eine längere Vorlaufzeit in Anspruch genommen werden. Die reine Szenariodauer ist 55 Jahre.

Zusätzlich zu diesen 55 Jahren ist mit einem sehr langen Vorlauf für Forschung & Entwicklung bis zu einem möglichen Einsatz zu rechnen. Das europäische SAMOSAFER Projekt entwickelt gegenwärtig Sicherheitsbarrieren für schwere Unfälle bei Salzschnmelzereaktoren – und hofft darauf, dass Salzschnmelzereaktoren in 30 Jahren die erwarteten Regulierungsanforderungen erfüllen könnten (CORDIS, 2020b; Rodriguez, 2019). Bis jetzt waren erste Versuchssalzschnmelzereaktoren nur in den 1960er Jahren in Betrieb. Man bräuchte somit sicherlich mindestens einen großen Demonstrationsreaktor bevor eine Transmutationsstrategie im industriellen Maßstab denkbar wäre. Zusätzlich müsste noch Zeit für Genehmigungsverfahren und Regulierungen auf nationaler Ebene eingeplant werden.

4.4.4 Herausforderung in der Umsetzung

Die zugrundeliegende Herausforderung bei der Umsetzung einer Transmutationsstrategie auf Basis von Salzschnmelzereaktoren ist sicherlich der fehlende technologische Reifegrad sowohl was die Reaktorkonzepte selbst als auch die angeschlossene pyrochemische Wiederaufarbeitungseinheit betrifft. Es ist vollkommen offen, ob das Entwicklungsziel des industriellen Einsatzes zukünftig verwirklicht werden kann.

Die fehlende technologische Reife führt auch dazu, dass sich kaum belastbare Daten über viele Aspekte eines möglichen Einsatzes finden lassen. Das betrifft zum Beispiel mögliche Abtrenneffizienzen oder auch die entstehenden Abfallströme.

Neben dem experimentellen Nachweis, dass sich Probleme wie die Korrosion zwischen Strukturmaterialien und Salzschnmelze dauerhaft lösen lassen, wären noch Detailrechnungen in großem Umfang notwendig. selbst im besten Fall würde die geplante Einlagerung in ein deutsches Endlager für hochradioaktive Abfälle deutlich vor dem Betriebsstart des ersten Salzschnmelzereaktors beginnen. Es müsste somit einen starken gesellschaftlichen Konsens geben, die Einlagerung und vor allem den Verschluss weiter in die Zukunft zu verschieben, um eine vielleicht nur vage Option auf ein P&T-Programm unter Einsatz von Salzschnmelzereaktoren, das aber mit hohen technologischen Unsicherheiten behaftet ist, offen zu halten zu können.

4.4.5 Analyse der Szenarios MSR

Insgesamt werden im Szenario 99% der 10.113 Tonnen abgebrannten LWR- Brennstäbe über 40 Jahre aufgearbeitet. Diese Menge ist ausreichend, um drei Reaktoren für 50 Jahre zu beladen. Die während des Reaktorbetriebs anfallende Menge an abgetrenntem Material wird wie folgt abgeschätzt: Pro Jahr und Reaktor werden etwa 0,6 Tonnen Transurane

transmutiert. Die daraus entstehende Menge an Spaltprodukten wird abgetrennt und die gleiche Menge an neuen Transurane elementengenau zugeführt.

In Abbildung 24 ist der zeitliche Verlauf des Bestandes der verschiedenen Transurane dargestellt. Abbildung 25 zeigt den Lagerbestand an abgetrennt vorliegenden Transurane im Szenarioverlauf. Da sich über die Laufzeit der Wiederaufarbeitung Lagerbestände an Transurane aufbauen, wäre es in diesem Szenario – bei gleichzeitig längerem Betrieb der Wiederaufarbeitung – auch möglich, leicht verringerte Wiederaufarbeitungskapazitäten zu wählen. Aus beiden Abbildungen ist ersichtlich, dass der Bestand an Neptunium der begrenzende Faktor für dieses Szenario ist. Am Ende ist der Bestand an Neptunium so weit reduziert, dass ein weiterer Reaktor nur noch einmal beladen und für wenige Jahre betrieben werden könnte. Dies wird im Rahmen des Szenarios als wenig sinnvoll angesehen. Der Plutoniumbestand fällt im Szenario auf etwa ein Drittel des Ausgangswertes. Der Americiumbestand reduziert sich leicht um etwas mehr als eine Tonne. Curium wird wie in den anderen Szenarien aufgebaut. Etwa 2,8 Tonnen entstehen in den Reaktoren, die jedoch mit relativ kurzer Halbwertszeit zu Plutonium zerfallen. Verwendet man auch hier, wie in den anderen Szenarien, die von You und Hong (2017, S. 10) für Schnelle Reaktoren berechneten isotonenweisen Entstehungsraten für Curium, so verbleiben nach 50 Jahren Reaktorbetrieb noch etwa 55 kg Curium-242 und 280 kg Curium-244. Tabelle 19 listet die in den beiden Abbildungen dargestellten Änderungen im Inventar für die verschiedenen Transurane.

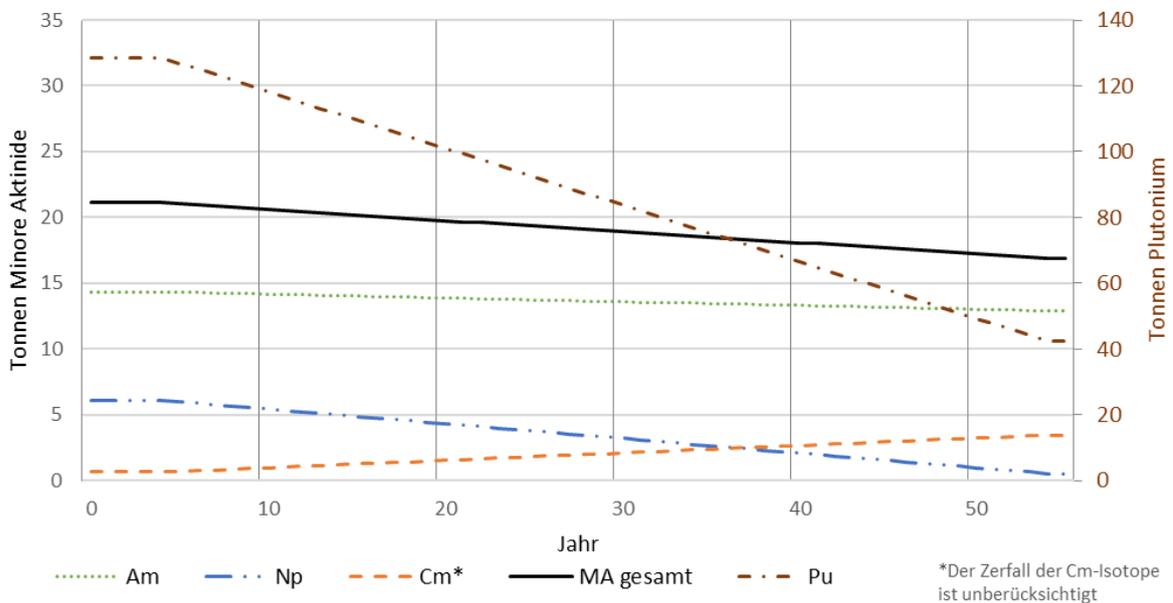


Abbildung 24: Gesamtbestand der Transurane im Szenario „MSR“. Es kommt zu einer starken Reduktion des Neptuniums und zu einer Reduktion von Plutonium um etwa Zweidrittel während sich Curium aufbaut. Der Zerfall der Curiumisotope wird nicht berücksichtigt (siehe Text).

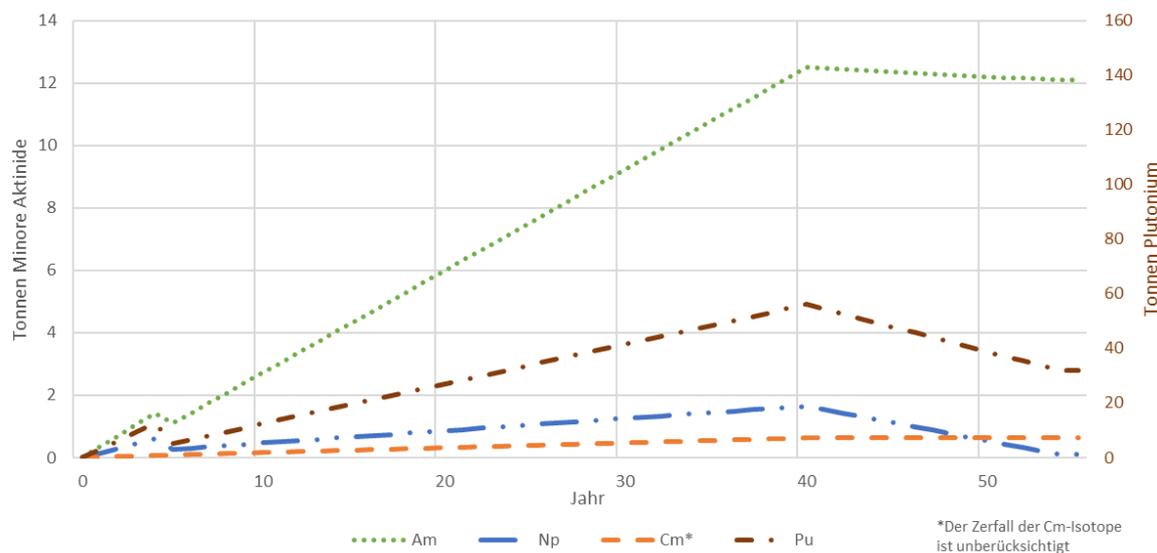


Abbildung 25: Lagerbestand an abgetrennt vorliegenden Transuranen über den zeitlichen Verlauf des Szenarios „MSR“. Der Bestand für alle Elemente steigt so lange die Wiederaufarbeitung der LWR-Brennelemente stattfindet und sinkt dann mit fortschreitender Laufzeit der Reaktoren.

Tabelle 19: Bestand der einzelnen Transurane zu Beginn und am Ende des Szenarios „MSR“. Curium wird über die Dauer des Szenarios aufgebaut, zerfällt aber relativ schnell wieder. Die daraus entstehenden, zusätzlichen Plutoniummengen sind in der Tabelle separat ausgewiesen.

	Plutonium	Americium	Neptunium	Curium
Ursprünglicher Bestand (t)	128,60	14,34	6,1	0,65
Verbleibender Bestand (t) ohne WA-Verluste	42,28	12,89	0,54	3,46**
Verbleibender Bestand (t) inkl. WA-Verluste	42,41 (+2,8*)	12,90	0,54	3,46**
Transmutiert – Reduktion (t)	-86,19	-1,44	-5,56	+2,81
Reduktion (%)	-67%	-10%	-91%	keine

* Durch die Umwandlung der Curiumisotope

** Rechnerischer Bestand ohne radioaktiven Zerfall

Es konnten keine belastbaren Daten über die Zusammensetzung der Spaltprodukte gefunden werden. Deswegen wurden näherungsweise auch hier die Schätzungen für uranfreie Brennstoffe aus Frieß (2017) verwendet. In Tabelle 20 sind die zusätzlich entstehenden Inventare ausgewählter langlebiger Spaltprodukte angegeben.

Tabelle 20: Zusätzliche langlebige Spaltprodukte im Szenario „MSR“.

	Ursprüngliches Inventar (t)	Zusätzliche Spaltprodukte (t)	Gesamtmenge am Ende des Szenarios (t)
Tc-99	9,13	2,1	11,2
I-129	2,23	0,6	2,8
Cs-135	5,33	4,1	9,4

Während des Betriebes der zwei Reaktoren werden insgesamt etwa 91 tSM Transmutationsbrennstoff abgetrennt. Die Sekundärabfälle aus diesem Prozess sind den Abfällen aus der Wiederaufarbeitung des vorliegenden abgebrannten LWR-Brennstoffes hinzuzufügen. Die aus der pyrochemischen Abtrennung von insgesamt 10.204 tSM entstehenden Abfälle sind in Tabelle 21 abgeschätzt. Als Basis für die entstehenden Abfälle wurden die Werte aus (OECD/NEA, 2006a, S. 61) verwendet. Hervorgehoben werden sollen die über 7.000 m³ an neu entstehenden hochradioaktiven Abfällen allein durch die Wiederaufarbeitung. Das Volumen der abgebrannten Brennelemente aus den Leistungsreaktoren wird derzeit mit etwa 21.000 m³ angegeben (Kirchner u. a., 2015, S. 26). Das gegenwärtige Volumen aller abgebrannten Brennstäbe und hochradioaktiver Abfälle aus der Wiederaufarbeitung beträgt etwa 27.500 m³ (BASE, 2020a). Durch die pyrochemische Wiederaufarbeitung der abgebrannten Brennelemente entstehen somit hochradioaktive Abfälle in einer Größenordnung, die sich nicht deutlich von den jetzt vorliegenden hochradioaktiven Abfällen unterscheidet – und insbesondere nicht von derjenigen, die durch Abfälle aus der Wiederaufarbeitung der Vergangenheit bestimmt ist.

Tabelle 21: Das Aufkommen von Sekundärabfällen durch die Abtrennung von Transuranen aus insgesamt 10.204 tSM im Szenario „MSR“.

		Insgesamt
Hochradioaktive Abfälle (HLW)	0,72 m ³ pro Tonne	7.350 m ³
Niedrig- und Mittelradioaktive Abfälle (LILW) - langlebig	2,25 m ³ pro Tonne	22.960 m ³

Hinzu kommen noch die Sekundärabfälle aus dem Rückbau der Anlagen. Diese sind mit dem jetzigen Wissenstand, vor allem unter Berücksichtigung, dass sich Salzschnmelzereaktoren grundsätzlich von herkömmlichen Kernreaktoren unterscheiden, nicht seriös zu schätzen.

Zusätzlich fallen noch, genau wie bei der Verwendung der uranfreien Brennstoffe im Szenario ADS, etwa 3.000 m³ an abgetrenntem Uran an.

4.4.6 Sicherheits- und Proliferationsaspekte

Aufgrund der fehlenden technologischen Reife lassen sich nur schwer Sicherheitsaussagen bezüglich des Einsatzes von Salzschnmelzereaktoren im Rahmen einer Transmutationsstrategie treffen. Dies betrifft sowohl die Sicherheit der Anlagen selbst als auch die Frage nach den entstehenden Abfallströmen und deren mögliche Auswirkungen auf

die Umwelt. Die Erfahrungen, die mit Salzschnmelzereaktoren bereits gemacht worden sind, liegen viele Jahrzehnte zurück. Die damals angewandten Genehmigungsverfahren entsprechen dem heutigen Stand von Wissenschaft und Technik bei weitem nicht. Bei der Bewertung aktueller bei den entsprechenden kanadischen Regulierungsbehörden zur Begutachtung vorgelegten Unterlagen zum Konzept eines Salzschnmelzereaktors von Terrestrial Energy sieht die Behörde den Bedarf nach noch deutlich weiterführenden Informationen.

Reaktoren und Wiederaufarbeitungsanlagen befinden sich bei Salzschnmelzereaktoren am gleichen Standort. Es wäre somit in integriertes Sicherheitskonzept, dass dieser Besonderheit Rechnung trägt, notwendig. Gleichzeitig können viele derzeitig verwendete Methoden der Sicherheitsanalyse nicht verwendet werden, da das Barrierekonzept auf einen Reaktor, in dem der Brennstoff in geschmolzener Form vorliegt, nicht angewendet werden kann. Eine detaillierte Diskussion der Sicherheit von Salzschnmelzereaktoren findet sich in Kapitel 3.3.2.2.

Nach dem jährlichen Wiederaufarbeitungsschritt (inklusive Nachladung von Transuranen) ist ein Großteil der zuvor vorhandenen Transuranmenge im Reaktor verblieben. Daher wird sich die elementweise Isotopenzusammensetzung im Reaktor von Jahr zu Jahr verändern. Auch wenn davon ausgegangen wird, dass Salzschnmelzereaktoren toleranter hinsichtlich der Nuklidzusammensetzung im Brennstoff sein würden, so kann auf Basis des gegenwärtigen Wissensstandes nicht als gesichert gelten, dass die Reaktoren in dieser Weise wirklich über 50 Jahre sicher betrieben werden könnten.

Wie auch in den anderen beiden Szenarien wird der abgebrannte Brennstoff in die verschiedenen Stoffströme aufgespalten. Gleichzeitig müssen Spaltmaterialien in die Salzschnmelze nachgeladen werden. Daher liegen zumindest am Reaktorstandort, voraussichtlich beständig abgetrennte Spaltmaterialien vor und es findet ein vielfältiger Umgang mit diesen Materialien in den verschiedenen Anlagen statt. Besonders gilt dies für Plutonium, da praktisch der gesamte vorliegende LWR-Brennstoff aufgearbeitet werden müsste, um genügend Minore Aktiniden abtrennen zu können, so dass die Reaktoren möglichst lange betrieben werden können. Damit sind Proliferationsrisiken verbunden, die durch Safeguards allein kaum ausreichend eingedämmt werden könnten, da sogenannte Bulk-handling-Anlagen betrieben werden müssten, die schwer überwachbar sind (vgl. Kapitel 2.5).

Von dem abgetrennten Plutonium könnten etwa 30 Tonnen gar nicht in den Salzschnmelzereaktoren eingesetzt werden, würde also weiterhin in der Form vorliegen wie nach der Abtrennung aus dem LWR-Brennstoff.¹⁰ Wie mit diesem dann langfristig vorliegenden, waffenfähigen Material umgegangen werden könnte, ist unklar. Die

¹⁰ Das ergibt sich daraus, dass in den drei verwendeten Reaktoren insgesamt etwa 86 Tonnen Plutonium transmutiert werden und bei Betriebsende noch etwa 9 Tonnen in der Salzschnmelze verbleiben. Da im Szenario insgesamt etwa 127 Tonnen Plutonium abgetrennt wird, verbleiben rund 32 Tonnen als unbestrahltes, abgetrenntes Plutoniuminventar.

Strahlungsbarriere als ein wirksamer Schutz gegen unbefugten Zugriff wurde im Rahmen der Wiederaufarbeitung jedenfalls aufgehoben.

4.4.7 Ergebnisdiskussion und Fazit

Im Szenario „MSR“ wird eine Transmutationsstrategie unter der Verwendung von Salzschnmelzereaktoren näher untersucht. Für die Modellbildung wurden u.a. folgende Annahmen getroffen:

- Salzschnmelzereaktoren und pyrochemische Abtrennung sind im notwendigen Maßstab und mit der notwendigen Zuverlässigkeit im Betrieb verfügbar.
- Um eine möglichst hohe Transmutationseffizienz zu erzielen, wurde ein uranfreier Brennstoff verwendet. Das Reaktorkonzept orientiert sich am russischen MOSART-Reaktor.
- Alle Anlagen sollten nach Möglichkeit über ihre gesamte Lebensdauer ausgelastet sein.
- Der Reaktor benötigt ein festes Verhältnis der transuranischen Elemente im Brennstoff, ist aber flexibel in Bezug auf die Isotopenzusammensetzung der Elemente.
- Pyrochemische Abtrennung findet direkt am Reaktorstandort statt und ist mit keinem Zeitverzug über die Auslastungsquote des Reaktors hinaus verbunden.
- Radioaktive Zerfälle bleiben unberücksichtigt. Nur der Zerfall der beiden wichtigsten Curiumisotope, Curium-242 und Curium-244, wird abgeschätzt.
- Zu den entstehenden Rückbauabfällen können aufgrund mangelnder Daten keine Aussagen getroffen werden.

Unter den betrachteten Annahmen dauert das Szenario etwa 50 Jahre. Zuvor sind noch viele Jahrzehnte für F&E-Arbeit, für die Schaffung der rechtlichen Rahmenbedingungen, Genehmigungsprozeduren und den Anlagenbau selbst einzuplanen. Es ist nicht klar, in wie weit eine solche Strategie umsetzbar wäre. Der technologische Reifegrad sowohl vom speziellen Wiederaufbereitungsverfahren für hochradioaktive Salzschnmelzen als auch vom Reaktorkonzept ist als noch sehr niedrig einzustufen. Bei den notwendigen Vorlaufzeiten für Entwicklung, Demonstration und Regulierung ist auch zu beachten, dass das deutsche Endlager nach gegenwärtiger Planung 2050 in Betrieb gehen soll. Es könnte somit schon mit der Endlagerung hochradioaktiver Abfälle begonnen werden, bevor ein Transmutationsprozess in Salzschnmelzereaktoren überhaupt erst möglich würde.

Sollten die technischen Hürden gemeistert werden, bleiben unter den gewählten Randbedingungen noch deutliche Mengen an Transuranen zurück. Das Ende des Szenarios ist durch den Bestand an Neptunium bestimmt. Sollte sich die durch Simulationsrechnungen gezeigte Toleranz von Salzschnmelzereaktoren in Bezug auf unterschiedliche Brennstoffzusammensetzungen in der Realität bestätigen, wären deutlich andere

Szenarioverläufe denkbar. Die Brennstoffzusammensetzung könnte so angepasst werden, dass insgesamt deutlich mehr Transurane gespalten würden, da ein längerer Reaktorbetrieb möglich wäre.

Das Szenario „MSR“ ist mit den größten Unsicherheiten im Vergleich zu den Szenarien „SR“ und „ADS“ behaftet, was eine mögliche Umsetzung betrifft. Zusätzlich entstehen neue, bis jetzt noch relativ unbekannte Abfallströme aus dem Salzschnmelzreaktor und der Abtrenneinheit, sowohl im Betrieb als auch aus dem Rückbau der Anlagen. Wie mit diesen Abfällen umzugehen ist, ist noch unklar. Fest steht, dass durch die pyrochemische Wiederaufarbeitung große Mengen an radioaktiven Abfällen entstehen würden, die den Effekt der Transmutation auf das Endlager für hochradioaktive Abfälle deutlich reduzieren oder in Frage stellen würden. Wie sehr sich diese Effekte gegenseitig aufheben würden, müsste anhand detaillierter Rechnungen nachvollzogen werden. Diese sind aber erst möglich, wenn mehr Daten zu den Reaktorkonzepten und Abtrennverfahren vorhanden sind.

Zur Sicherheit von Salzschnmelzreaktoren lassen sich gegenwärtig nur schwer belastbare Aussagen treffen, da sie ein, auch im Vergleich zu schnellen und beschleunigergetriebenen Reaktoren, völlig neuartiges Konzept darstellen. Durch den geschmolzenen Brennstoff lässt sich das Barrierekonzept der Sicherheit nicht einfach auf Salzschnmelzreaktoren übertragen. Überdies gibt es praktisch keine Betriebserfahrung.

Jedenfalls müsse auch bei der Verwendung von Salzschnmelzreaktoren, wie in jedem P&T-Programm, Spaltmaterialien aus den abgebrannten Brennstoffen abgetrennt werden. Vor allem wird im Szenario „MSR“ das gesamte Plutonium aus den abgebrannten LWR-Brennstäben abgetrennt, obwohl nur ein Teil davon benötigt wird. Nach Beendigung des Szenarios würden etwa 30 Tonnen Plutonium in abgetrennter, in der Isotopenzusammensetzung nicht veränderter Form dauerhaft vorliegen. Wie mit diesem nicht mehr durch die Strahlung der Spaltprodukte geschütztem Material während und nach Durchführung eines P&T-Programms umgegangen werden kann, ist unklar.

4.5 Übersicht Szenarien

Um einen einfacheren Vergleich der unterschiedlichen hypothetischen P&T-Szenarien zu ermöglichen, finden sich in Tabelle 22 die wichtigsten Kenndaten und Ergebnisse. Drei verschiedene Transmutationsanlagen wurden betrachtet: ein auf eine hohe Transmutationsrate ausgelegter Schneller Reaktor (im Szenario „SR“), ein beschleunigergetriebener, unterkritischer Reaktor (im Szenario „ADS“) und ein Salzschmelzereaktor (im Szenario „MSR“). Der kritische Schnelle Reaktor wird mit einer speziellen Variante von MOX-Brennstoff betrieben. Im beschleuniger-getriebenen Reaktor (ADS) werden uranfreie Brennstoffe (IMF) eingesetzt, um ein Nachbrüten von Plutonium zu verhindern. Auch der Salzschmelzereaktor verwendet einen uranfreien Brennstoff. Im Szenario „SR“ wurde hydrochemische Wiederaufarbeitung angenommen, während in den beiden anderen Szenarien („ADS“ und „MSR“) von pyrochemischer Wiederaufarbeitung ausgegangen wurde. Die untersuchten hypothetischen Szenarien decken damit ein breites Spektrum an möglichen P&T-Konzepten ab.

Für alle Anlagen wurde angenommen, dass sich die elementweise Zusammensetzung des Brennstoffes über den Verlauf des Szenarios nicht ändern darf. Die geschätzten Auslastungsfaktoren entsprechen in etwa denen von heutigen Leichtwasserreaktoren und sind für beschleunigergetriebenen Reaktoren und Salzschmelzereaktoren als recht optimistisch einzuschätzen.

Aufgrund der schlechten Transmutationseffizienz in einem schnellen, kritischen Reaktor dauert ein solches Szenario etwa 300 Jahre, während im Szenario „ADS“ und „MSR“ die Möglichkeit, weitere Reaktoren aus den vorhandenen Transuran-Beständen zu befüllen, bereits nach dem seriellen Betrieb zweier ADS oder dem parallelen Betrieb von drei MSR erschöpft ist, also nach 88 bzw. 55 Jahren. Die hier genannten Zeiträume umfassen nicht den vorgelagerten Zeitbedarf für Forschung & Entwicklung sowie Genehmigungsverfahren und Anlagenbau. In Anbetracht des gegenwärtigen Entwicklungsstandes und basierend auf historischen Erfahrungen sind für F&E bereits mindestens einige Jahrzehnte anzusetzen und nochmals ein bis zwei Jahrzehnte für die Planung, Genehmigung und Errichtung aller notwendiger Anlagen – mit unklaren Erfolgsaussichten. Die Entwicklungsrisiken sind hoch. Dies gilt insbesondere für Technologien im MSR-Szenario, aber auch im ADS-Szenario sind die Entwicklungsrisiken groß, während sie im SR-Szenario als vergleichsweise klein eingeschätzt werden können. Ähnliches gilt für den Zeitbedarf für F&E.

Bei der erweiterten Wiederaufarbeitung (Partitionierung) werden in jedem Szenario zunächst die bereits vorhandenen, abgebrannten LWR-Brennstäbe bearbeitet, um die Transurane elementweise abtrennen zu können. Da diese Brennstäbe hauptsächlich Uran enthalten, das nur im Szenario „SR“ in geringen Mengen für den Brennstoff benötigt wird, sind zunächst höhere Kapazitäten der Wiederaufarbeitungsanlagen (WAA) notwendig. Die Kapazität der Wiederaufarbeitungsanlagen wurde so gewählt, dass rasch mit der Bestrahlung im Reaktor begonnen werden kann und auch der Anforderung des Modells genüge getan wird, dass nur ein Anlagentyp für die Wiederaufarbeitung gleichzeitig in Betrieb ist (letzteres betrifft nur die Szenarien „SR“ und „ADS“). Das gilt auch für die Kapazität der

Brennstofffertigung. Da kaum Uran umgesetzt wird, werden nur sehr geringe Kapazitäten benötigt.

Die Auswirkungen auf den Transuranbestand unterscheiden sich sehr stark je nach der Brennstoffzusammensetzung der einzelnen Transmutationsanlagen. Während im Szenario „SR“ vor allem Plutonium verbrannt wird, findet die Reduktion im Szenario „ADS“ hauptsächlich bei Americium statt und im Szenario „MSR“ wird vor allem Neptunium reduziert. Diese Verhältnisse würden sich durch andere Reaktorauslegungen vermutlich noch besser an die deutsche Ausgangslage anpassen lassen.

In allen Szenarien wird Curium aufgebaut. Die in der Tabelle angegebenen Werte berücksichtigen dabei nicht, dass Curium vor allem aus den eher kürzerlebigen Isotopen Curium-242 (Halbwertszeit 0,45 Jahre) und Curium-244 (Halbwertszeit 18,1 Jahre) besteht und diese weitgehend innerhalb der Szenariodauer zu Plutonium zerfallen. Dieser Effekt ist wegen der langen Szenariodauer und den größeren Mengen an Curium, die insgesamt in den Reaktoren entstehen, im Szenario „SR“ besonders ausgeprägt. Deswegen wird in Tabelle 22 beim Restinventar nicht das Gesamtinventar an Transuranen angegeben, sondern nur die Mengen an Plutonium, Americium und Neptunium, ohne den Curiumanteil hinzuzurechnen. Aufgrund der langen Betriebszeiten und des Plutoniumverbrauchs ist die Gesamtreduktion im Szenario „SR“ am höchsten. Das Transuraninventar reduziert sich auf etwa 20% des Ausgangsinventars (von knapp 150 Tonnen auf knapp 30 Tonnen). In den beiden anderen Szenarien bleiben deutlich größere Mengen übrig (etwa 138 Tonnen für das Szenario „ADS“ und etwa 56 Tonnen für das Szenario „MSR“). Das Ergebnis verdeutlicht eindrucksvoll, warum ein ADS in anderen Studien praktisch immer in einem Double-Strata Brennstoffkreislauf angedacht ist. In diesen wird das Plutonium in kritischen Reaktoren innerhalb eines Kernenergieprogramms eingesetzt und soll nicht in der eigentlichen Transmutationsanlage gespalten werden.

Die Reduktion des Gesamtinventars an Transuranen insgesamt fällt kleiner aus als in anderen Studien (Kirchner u. a., 2015; OECD/NEA, 2009; Renn, 2014). Werden alle Minoren Aktiniden oder sogar alle Transurane gemeinsam betrachtet, können die Transmutationsanlagen entsprechend länger betrieben werden. Insgesamt wird im Szenario „ADS“ mit Abstand am wenigsten Material gespalten, was gleichzeitig auch zur geringsten Menge an entstehenden, langlebigen Spaltprodukten führt. (Würde das ADS-System anders betrieben, mit dem Ziel, mehr Transuranmengen zu spalten, so würde auch die Menge an generierten langlebigen Spaltprodukten entsprechend zunehmen – so wie in den anderen beiden Szenarien.)

In den Szenarien „SR“ und „MSR“ werden verhältnismäßig große Mengen an Transuranen gespalten. Dementsprechend erhöht sich auch das Inventar an langlebigen Spaltprodukten, die für die Langzeitsicherheitsanalyse eines tiefeingeologischen Endlagers relevant sind, deutlich. In der Tabelle 22 sind die zusätzlich zu den 2022 zu erwartenden, durch P&T generierten Mengen von drei langlebigen Spaltprodukten, die Leitisotope für Langzeitsicherheitsanalysen sind, im dann vorliegenden abgebrannten Brennstoff angegeben.

Tabelle 22: Ergebnisübersicht über die verschiedenen Szenarien. Die Auswirkungen auf den Transuranbestand sowie die zusätzlichen Abfälle beziehen sich jeweils auf die Ausgangsmenge an zu entsorgenden abgebrannten Brennelementen nach dem Atomausstieg Ende 2022 in Deutschland.

	Szenario SR	Szenario ADS	Szenario MSR
Szenariodauer (Jahre)	305	88	55
Transmutationsanlagen			
Kapazität (MWth)	1200	400	2400
Brennstofftyp	(U-TRU)O ₂ (MOX)	IMF	Uranfreie Salzschnmelze
Auslastungsfaktor	83 %	74 %	82 %
Lebensdauer (Jahre)	42	40	50
Bestrahlungsdauer: Zykluslänge (Jahre)	6	4	1
Anlagenanzahl	23	2	3
Wiederaufarbeitung (WA)			
Kapazität	600 tSM/Jahr WA (LWR) 5 tSM/Jahr WA (MOX)	700 tSM/Jahr WA (LWR) 3 tSM/Jahr WA (IMF)	125 tSM/Jahr WA (LWR)
Art	Hydrochemisch	Pyrochemisch	Pyrochemisch
Lebensdauer (Jahre)	17 WAA (LWR) 40 WAA (MOX)	15 WAA (LWR) 35 WAA (IMF)	40 WAA (LWR)
Anlagenanzahl im Szenario	1 WAA (LWR) 18 WAA (MOX)	1 WAA (LWR) 2 WAA (IMF)	2 WAA (LWR)
Brennstofffertigung			
Kapazität	max. 32 tSM /Jahr	Max. 3 tSM / Jahr	Nachführung v. 0,6 t TRU / Jahr
Anlagenanzahl	7	2	-
Auswirkung auf den Transuranbestand			
Reduktion Pu	-111,78 t (-87%)	-1,18 t (-1%)	-86,19 t (-67%)
Reduktion Am	-7,39 t (-52%)	-9,70 t (-68%)	-1,44 t (-10%)
Reduktion Np	-0,74 t (-12%)	-0,18 t (-3%)	-5,56 t (-91%)
Produktion Cm	+ 6,57 t	+ 2,01 t	+ 2,81 t
Restinventar Pu, Am, Np	~ 29 t	~ 138 t	~ 56 t
Am Ende abgetrennt vorliegendes Pu	~ 0,5 t	~ 121 t	~ 32 t
Zusätzliche langlebige Spaltprodukte			
Tc-99	4,4 t (+48%)	0,3 t (+3%)	2,1 t (+23%)
I-129	1,4 t (+63%)	0,1 t (+3%)	0,6 t (+27%)
Cs-135	3,8 t (+71%)	0,5 t (+9%)	4,1 t (+76%)
Zusätzliche Abfälle			
Zusätzliche hochaktive Abfälle WA	2.300 m ³	7.400 m ³	7.350 m ³
Weitere langlebige Abfälle WA (LILW)	84.500 m ³	23.125 m ³	22.960 m ³
Abfälle Reaktorbetrieb und Brennstofffertigung (LILW)	47.000 m ³	4.000 m ³ (nur Reaktorbetrieb)	Unbek.
Anlagenrückbau (LILW)	185.000 m ³	min. 51.000 m ³	Unbek.

Zusätzliche, vor allem schwach- und mittelradioaktive (LILW) Abfälle entstehen durch die Wiederaufarbeitung des Brennstoffes, den Betrieb, die Stilllegung und den Rückbau der Anlagen. Die bei Betrieb, Rückbau und Stilllegung entstehenden Abfälle sind vor allem in den Szenarien „ADS“ und „MSR“ aufgrund fehlender Daten und Erfahrungswerte praktisch nicht abzuschätzen. Aufgrund der geringen Anlagenanzahl und Szenariodauern ist allerdings auch mit geringeren Abfällen durch die Transmutationsanlagen als im Szenario „SR“ zu rechnen. Die bereits in anderen Gutachten diskutierte Problematik der zusätzlich anfallenden Sekundärabfälle wird damit bestätigt (Bollingerfehr, 2014; Kirchner u. a., 2015; Renn, 2014).

Hervorzuheben ist die hohe Menge an hochradioaktiven Abfällen, die durch die pyrochemische Wiederaufarbeitung entsteht. In wie weit diese Mengenvolumina vor der Endlagerung noch reduziert werden können, ist unklar, da es sich nicht um flüssige Abfälle handelt. (Zum Vergleich: das gegenwärtige Volumen an bestrahlten Brennelementen und hochradioaktiven Rückständen aus der Wiederaufarbeitung beträgt etwa 27.500 m³). Hinzu kommen weitere hochradioaktive Abfälle insbesondere aus den verbleibenden abgebrannten Brennstoffen der Transmutationsanlagen, die am Szenarioende nicht mehr wiederaufgearbeitet werden.

Bestimmte Herausforderungen, die bei einer angedachten Umsetzung bedacht werden müssten, treten in jedem Szenario auf:

Es stellt sich grundsätzlich die Frage nach dem Nutzen eines P&T-Programms. In jedem Fall bleiben hochradioaktive Abfälle zurück, die in ein tiefengeologisches Endlager verbracht werden müssen. An anderer Stelle wird abgeschätzt, dass sich der Gesamtflächenbedarf eines Endlagers auch mit P&T bestenfalls um 50% reduzieren würde (Bollingerfehr, 2014). Dies liegt zum einen daran, dass die bereits verglasten Abfälle eingelagert werden müssen. Außerdem sind bestimmte Bereiche wie Aufzüge, Werkstätten und Büros zunächst unabhängig vom eigentlichen Einlagervolumen. Der Verschluss dieses Endlagers wird durch ein P&T-Programm in die Zukunft verschoben. Gleichzeitig erhöht sich durch die Transmutation der Transurane das Inventar an langlebigen Spaltprodukten. Unter diesen befinden sich auch Leitisotope für die Bewertung der Langzeitsicherheit eines Endlagers.

Zusätzlich verlangt jedes P&T-Programm nach einer Wiederaufarbeitung des abgebrannten Brennstoffes. Aus diesem werden verschiedene Spaltmaterialien abgetrennt. Diese waffenfähigen Materialien werden nicht zur Gänze in den Transmutationsanlagen eingesetzt. Auch am Ende der Szenarien liegt, bis auf das Szenario „SR“, vor allem Plutonium in signifikanten Mengen vor ohne dass es durch die Strahlungsbarriere der Spaltprodukte im abgebrannten Brennstoff vor Zugriff geschützt wäre. Im Szenario „ADS“ wäre von etwa 60 Tonnen und beim Szenario „MSR“ von etwa 30 Tonnen auszugehen. Bei der etwa halben Tonne abgetrennt zurückbleibendem Plutonium im Szenario „SR“ würde die Isotopenzusammensetzung nach mehrfacher Rezyklierung über die Proliferationsrelevanz entscheiden. Wie mit diesen Materialien umgegangen werden kann, ist unklar. Der weitgehend etablierter „Spent Fuel Standard“ für ein möglichst proliferationsssicheres

Vorliegen von Spaltmaterial würde beispielsweise den Einsatz als Reaktorbrennstoff verlangen – allerdings ohne eine darauffolgende Wiederaufarbeitung.

Durch das Umsetzen eines P&T-Programms würde ein weiterer Präzedenzfall für die Verbreitung von kerntechnischen Verfahren und Abtrennung von Spaltmaterialien geschaffen, der durch die zivile Nutzung motiviert ist. Diese Technologien und Materialien stellen ein Proliferationsrisiko dar, da sie, auch bei einer rein zivilen Nutzung, den Weg zu einer militärischen Nutzung der Kerntechnik vereinfachen bzw. offenhalten würden.

Ein weiteres Problem ist das fehlende Know-how in Deutschland aufgrund mehrerer relevanter gescheiterter Projekte im Bereich der Kerntechnik. Das Projekt des Schnellen Brütters in Kalkar wurde aufgrund verschiedener Bedenken 1991 eingestellt. Auch der Bau der geplanten Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf wurde Ende der 1980er Jahre eingestellt. Abgebrannte Brennelemente aus deutschen Kraftwerken wurden zur Wiederaufarbeitung ins Ausland verbracht, so dass keine längerfristigen heimischen Kompetenzen aufgebaut wurden bzw. Kompetenzen in diesen Bereichen in Deutschland noch vorhanden wären.

5 Schlussfolgerungen

Ein generelles Problem bei jeder Modellierung von P&T-Szenarien ist die Notwendigkeit der Berücksichtigung der Abhängigkeit des Reaktordesigns von der zugrunde gelegten Nuklidzusammensetzung der gefahrenen Brennstoffe. Dies ist zum einen in den reaktorphysikalischen Eigenschaften und zum anderen in den Sicherheitsanforderungen der verwendeten Technologien begründet. Selbst wenn das Reaktordesign zunächst auf die Nuklidzusammensetzung der in Deutschland vorliegenden abgebrannten Brennstoffe ausgelegt würde, muss berücksichtigt werden, dass sich die Nuklidzusammensetzung nach jedem Bestrahlungszyklus in den Reaktoren deutlich verändert. Es ist nicht ohne weitere Untersuchungen klar, wie tolerant die verschiedenen Reaktorsysteme und auch die Brennstoffe hinsichtlich gewisser (kleinerer) oder größerer Änderungen in der Nuklidzusammensetzung wären. Größere Veränderungen wären jedenfalls nicht tolerabel, wie die Erfahrungen mit MOX-Brennstoffen zeigen.

Es kann die extrem vereinfachende Annahme gemacht werden, dass sich die kernphysikalischen Eigenschaften der verschiedenen Transurane oder wenigstens der Minoren Aktiniden untereinander ausreichend ähnlich sind, um diese als Gruppe zu behandeln. Dieser Ansatz wird in verschiedenen Modellstudien zu P&T-Programmen verwendet (OECD/NEA, 2009; Renn, 2014; Schmidt u. a., 2013), die einen ersten Eindruck über die Auswirkungen verschiedener denkbarer P&T-Programme geben können. Er vernachlässigt allerdings gänzlich die Problematik der sich ändernden Brennstoffzusammensetzungen.

In der hier vorliegenden Modellierung wurde daher versucht, die Restriktionen, die das Reaktordesign auf die Brennstoffzusammensetzung hat, wenigstens insofern etwas genauer abzubilden indem angenommen wurde, dass die elementweise Zusammensetzung des Brennstoffes über die Szenariodauer gleichbleibt. Dies ist auch der Grund, warum im Vergleich zu den genannten vorherigen Abschätzungen deutlich weniger Anlagen benötigt werden und gleichzeitig mehr Transurane am Ende des Szenarios übrigbleiben. Je nach gewählter Bestrahlungsanlage und der vorgegebenen Brennstoffzusammensetzung ist ab einem gewissen Zeitpunkt ein bestimmtes Element aufgebraucht und der Reaktor kann nicht mehr mit Brennelementen passender Nuklidzusammensetzung befüllt werden. Dies geschieht verständlicherweise früher als in einem Szenario, in dem die Transurane beliebig untereinander getauscht werden können.

Die Annahme, dass eine elementweise gleichbleibende Zusammensetzung der Brennstoffe des Reaktors einen sicheren Betrieb ermöglicht, ist ebenfalls eine starke Vereinfachung. Es wird dabei nicht beachtet, dass sich auch die Isotopenzusammensetzung der Elemente unter Bestrahlung im Reaktor ändert. So unterscheiden sich zum Beispiel die Plutoniumisotope in Bezug auf verschiedene Eigenschaften wie die Wirkungsquerschnitte, die für den Betrieb eines Reaktors relevant sind, deutlich voneinander (Abe und Asakura, 2012, S. 398). Wie stark diese Vereinfachung die Aussagekraft der Szenarien beeinflusst, ist unterschiedlich. Ebenso ist voraussichtlich die Toleranz der verwendbaren Brennstoffzusammensetzungen in

verschiedenen Reaktorumgebungen unterschiedlich. So wird ein unterkritisches System vermutlich etwas toleranter gegenüber unterschiedlichen Brennstoffzusammensetzungen sein als ein kritisches System. Dem Salzschnmelzereaktor wird auf Basis von Simulationsrechnungen eine deutlich größere Bandbreite an möglichen Brennstoffzusammensetzungen ohne Modifikationen am Reaktor zugeschrieben. Es besteht aber ein grundsätzliches Problem hinsichtlich einer angemessenen Modellierung, die gute Einschätzungen erlaubt, angesichts der komplexen Veränderungsdynamik der Nuklidzusammensetzungen im Verlauf eines P&T-Szenarios.

Um die Auswirkungen eines möglichen P&T-Programms besser in einem Modell abbilden und auf dieser Basis einschätzen zu können, wären detailliertere Modellrechnungen notwendig. Aufgrund des niedrigen technologischen Reifegrades vieler der angedachten Verfahren, der nicht ausreichenden Konkretisierung genauerer Vorstellungen über die Durchführung eines P&T-Programms und der Unsicherheiten hinsichtlich anzunehmender Toleranzgrenzen für Brennstoffe und Reaktorauslegung fehlen vor allem dann aber wesentliche grundsätzliche Informationen für die Modellierung.

In den hypothetischen Partitionierungs- und Transmutationsszenarios wurden drei verschiedene Transmutationsanlagen betrachtet: ein auf eine hohe Transmutationsrate ausgelegter Schneller Reaktor (im Szenario „SR“), ein beschleunigergetriebener, unterkritischer Reaktor (im Szenario „ADS“) und ein Salzschnmelzereaktor (im Szenario „MSR“). Der kritische Schnelle Reaktor wird mit einer speziellen Variante von MOX-Brennstoff betrieben. Im beschleunigergetriebenen Reaktor (ADS) werden uranfreie Brennstoffe (IMF) eingesetzt, um ein Nachbrüten von Plutonium zu verhindern. Auch der Salzschnmelzereaktor verwendet einen uranfreien Brennstoff. Im Szenario „SR“ wurde hydrochemische Wiederaufarbeitung angenommen, während in den beiden anderen Szenarios („ADS“ und „MSR“) von pyrochemischer Wiederaufarbeitung ausgegangen wurde.

Auf Basis der Untersuchungen in diesem Gutachten und insbesondere der modellierten hypothetischen P&T-Szenarios können – unter den bereits genannten Limitierungen – folgende Schlussfolgerungen gezogen werden:

Nach dem gegenwärtigen Stand von Wissenschaft und Technik erscheinen P&T-Programme nur für die Behandlung abgebrannter Brennstäbe aus Leistungsreaktoren, aber nicht für bereits verglaste Abfälle praktikabel.

Nach den derzeitigen Prognosen werden in Deutschland bis zur endgültigen Abschaltung von Leistungsreaktoren im Jahre 2022 etwa 16.800 Tonnen Schwermetall aus abgebrannten Brennelementen angefallen sein. Etwa 40% wurden bereits wiederaufgearbeitet. Die dabei angefallenen Reststoffe (Spaltprodukte und Transurane) befinden sich in den verglasten Abfallbinden. Nach dem jetzigen Stand von Wissenschaft und Technik lassen sich die bereits verglasten Abfälle einem P&T-Programm nicht sinnvoll zuführen. Sie müssen, unabhängig vom gewählten Verfahren für die noch zu konditionierenden gut 10.000 Tonnen an vorliegenden abgebrannten Brennstoffen, direkt endgelagert werden.

Die Durchführung eines P&T-Programms verlangt nach einer Vielzahl von kerntechnischen Anlagen und ihren langfristigen Betrieb.

Selbst bei P&T-Programmen mit relativ geringer Anlagenzahl (wie in den Szenarien „ADS“ und „MSR“) ist ein Wiedereinstieg in ein großskaliges kerntechnisches Programm nötig. Dies gilt in noch umfassenderem Maße für das vielleicht – aufgrund der technologischen Vorerfahrungen – noch am ehesten realisierbar erscheinenden Szenario „SR“. Auch für vergleichsweise wenige, aber neuartige kerntechnische Anlagen müsste das entsprechende Know-how bereitgestellt werden können. Es ist mit einer Zunahme an Transporten von radioaktiven Materialien und einer Reihe neuer Standorte für kerntechnische Anlagen für einen sehr langen Zeitraum zu rechnen. Dies würde dem Ausstieg aus der Kernenergienutzung entgegenstehen. Es ist fraglich, ob der gesellschaftliche Konsens hierzu hergestellt und insbesondere über die gesamte langfristige Dauer eines P&T-Programms gehalten werden könnte. Ein vorzeitiger Ausstieg aus einem einmal gestarteten Programm wäre, sowohl was die Kosten als auch die lang- und kurzfristige Sicherheit angeht, die denkbar schlechteste Option. Sie würde einer möglichst schnellen und sicheren Realisierung, Befüllung und Schließung eines Endlagers für hochradioaktive Abfälle widersprechen.

Viele Jahrzehnte an Forschungs- und Entwicklungsarbeit wären vor der Realisierung eines P&T-Programms notwendig. Es ist noch offen, ob der notwendige technische Entwicklungsstand erreicht werden kann. Die Entwicklungsrisiken sind erheblich.

Die für P&T notwendigen kerntechnischen Anlagen stehen im großtechnischen Maßstab nicht zur Verfügung. Selbst in dem vermutlich am schnellsten realisierbaren Szenario basierend auf Schnellen Reaktoren, MOX-Brennstoffen und hydrochemischer Wiederaufarbeitung ist noch mit einem erheblichen F&E-Aufwand zu rechnen. Für das Ziel einer P&T-Strategie müssten MOX-Brennstoffe mit einem erhöhten Anteil an Minoren Aktiniden für den Einsatz im Reaktor qualifiziert werden. Gleichzeitig müsste das Reaktordesign auf diese neuen Brennstoffe in einer Art und Weise ausgelegt werden, dass ein sicherer Betrieb ermöglicht würde. Nur bedingt kann dabei auf bisherige Betriebserfahrungen mit Schnellen Reaktoren zurückgegriffen werden. Auch die erweiterte Wiederaufarbeitung (Partitionierung), die die Abtrennung der verschiedenen Transurane mit ausreichenden Effizienzen zulässt, wurde bis jetzt nur im Labormaßstab demonstriert.

Sollen andere Reaktorsysteme, die bessere Transmutationseffizienzen ermöglichen könnten, verwendet werden, ist mit noch längeren Entwicklungszeiträumen zu rechnen. Für die Qualifizierung von uranfreien Brennstoffen (IMF), für die großtechnische Verfügbarkeit pyrochemischer Trennverfahren und beschleunigergetriebener Systeme oder Salzschnmelzreaktoren ist noch mit vielen Jahrzehnten Entwicklungsarbeit zu rechnen. Die Entwicklungsrisiken sind höher als bei Verfahren wie hydrochemischer Wiederaufarbeitung, die zum Beispiel in Frankreich im industriellen Maßstab angewandt wurden, oder schnellen kritischen Reaktoren. Doch selbst bei diesen bereits teilweise verfügbaren Technologien ist nicht klar, ob der spezifisch erforderliche technische Entwicklungsstand für eine großtechnische Umsetzung eines P&T-Programms tatsächlich erreicht werden kann. Die

notwendigen Entwicklungszeiträume sind selbst jedenfalls mit massiven Unsicherheiten belastet und die Entwicklungsrisiken sind erheblich.

Die Durchführung eines P&T-Programms in Deutschland würde mindestens den Einlagerzeitraum in ein Endlager für hochradioaktive Abfälle erheblich in die Zukunft verschieben.

Der Beginn der Einlagerung in das Endlager für hochradioaktive Abfälle ist gegenwärtig für das Jahr 2050 geplant und soll mehrere Jahrzehnte dauern. Allein die Vorlaufzeit für die notwendigen Forschungs- und Entwicklungsaufgaben einer P&T-Strategie würde mehrere Jahrzehnte in Anspruch nehmen. Hinzu käme der Zeitbedarf für Genehmigungsverfahren und den Anlagenbau. Der Start eines P&T-Programms würde daher überhaupt erst nach Beginn der geplanten Einlagerung in ein deutsches Endlager erfolgen können. In den hypothetischen Szenarien sind unterschiedliche Umsetzungszeiträume im Bereich von 55 bis 300 Jahre berechnet worden. Unabhängig vom gewählten Szenario würden demzufolge hochradioaktive Abfälle, die aus P&T-Programmen entstanden sind und in das Endlager verbracht werden müssten, noch deutlich nach Ende des geplanten Einlagerungszeitraums anfallen. Gerade bei P&T-Programmen, die einen sehr hohen Forschungs- und Entwicklungsbedarf voraussetzen, ist nicht auszuschließen, dass die großtechnische Umsetzung überhaupt erst nach Ende des geplanten Einlagerungszeitraums beginnen könnte. Dies gilt nach heutigem Entwicklungsstand in besonderem Maße für Szenarien auf Basis von pyrochemischer Wiederaufarbeitung in Kombination mit Salzschnmelzereaktoren, aber voraussichtlich auch, wenn eine Kombination mit einem unterkritischen, beschleunigergetriebenen Reaktorsystem gewählt würde.

Die Menge an schwach- und mittelaktiven Sekundärabfällen würde sich infolge eines P&T-Programms massiv erhöhen.

Durch den Betrieb, die Stilllegung und den Rückbau der kerntechnischen Anlagen (Reaktoren, Wiederaufarbeitungs- und Brennstofffertigungsanlagen) entstehen signifikante Mengen vor allem an schwach- und mittelradioaktiven Sekundärabfällen. Diese können durchaus in der gleichen Größenordnung wie die für das Endlager Schacht Konrad vorgesehenen Mengen zur Einlagerung (303.000 m³) liegen. Absehbar ist dies jedenfalls für ein P&T-Programm, das auf der Verwendung Schneller Reaktoren basiert.

Das Endlager Konrad ist für diese zusätzlichen Abfälle nicht ausgelegt und genehmigt. Entweder müsste dieses Endlager für radioaktive Abfälle oder das geplante tiefengeologische Endlager für hochradioaktive Abfälle entsprechend vergrößert oder ein weiterer Standort für schwach- und mittelaktive Abfälle gefunden werden. Vor allem bei pyrochemischer Wiederaufarbeitung und dem Einsatz von Salzschnmelzereaktoren entstehen neue, bisher ungekannte Abfallströme, deren Entsorgung nicht geklärt ist.

Es würde in jedem Fall ein Endlager für hochradioaktive Abfälle gebraucht.

Je nach betrachtetem P&T-Szenario würden unterschiedliche Mengen an hochradioaktiven Abfällen zurückbleiben. Das Inventar der Transurane wird im besten Fall von etwa 150 Tonnen auf etwa 30 Tonnen reduziert – bei einer Szenariodauer von 300 Jahren (Szenario „SR“). Die beiden anderen betrachteten Szenarien („ADS“ und „MSR“) hätten kürzeren Zeitbedarf für die konkrete Umsetzung (88 bzw. 55 Jahre). Eine Reduktion der Mengen an Transuranen wäre aber nur auf etwa 140 bzw. 55 Tonnen möglich. Durch die Bestrahlung entstehen auch relevante Mengen des Minoren Aktinides Curium, die größtenteils relativ rasch zu Plutonium zerfallen.

Es würden somit weiterhin größere Mengen an langlebigen Radionukliden vorliegen. Daher müsste auch im Falle der Durchführung eines P&T-Programms ein Endlager für hochradioaktive Abfälle gefunden, gebaut und betrieben werden. Überdies wären die hochradioaktiven Abfälle aus der Wiederaufarbeitung der Vergangenheit in ein Endlager zu verbringen.

Es ist bereits bekannt, dass eine Transmutation der Transurane die Anforderungen an die Auslegung eines Endlagers kaum beeinflussen könnte (z.B. in ASN, 2013; Salvatores, 2011, S. 144; von Hippel u. a., 2019). Auch wenn ein Endlager für hochradioaktive Abfälle gegebenenfalls etwas kleiner ausfallen könnte, ist zu beachten, dass in der gesellschaftlichen Wahrnehmung nicht die Größe des Endlagers für seine Akzeptanz ausschlaggebend ist (Ramana, 2018).

Die Gesamtmenge an langlebigen Spaltprodukten, die sicher endgelagert werden muss, würde durch ein P&T-Programm ansteigen.

Das Ziel eines P&T-Programmes ist es, die Anforderungen an ein Endlager für hochradioaktive Abfälle zu reduzieren. Ein wichtiger Aspekt ist dabei der von einem Endlager ausgehende Dosisbeitrag der verschiedenen eingelagerten Nuklide. Zu diesem liefern verschiedene langlebige Spaltprodukte einen entscheidenden Beitrag. Darunter befinden sich Technecium-99, Jod-129 und Cäsium-135. Diese Nuklide sind Leitisotope für die Analyse der Langzeitsicherheit eines potentiellen Endlagers.

Durch die in einem P&T-Programm immer stattfindende Kernspaltung der Transurane werden Spaltprodukte – insbesondere auch langlebige Spaltprodukte – zusätzlich zu den jetzt bereits vorliegenden Mengen generiert. Je nach Szenario kann der Anstieg der nach einem P&T-Programm endzulagernden langlebigen Spaltprodukte massiv ausfallen – und dies gilt insbesondere, je besser die Spaltung von Beständen an Transuranen möglich wird. Die zusätzlich zu entsorgende Tonnage der drei genannten Spaltprodukte kann im, was die Spaltung von Transuranen anbetrifft, „effektivsten“ Szenario von etwa 17 Tonnen bis auf knapp 27 Tonnen anwachsen. Die zusätzliche Generierung von Cäsium-135 ist in allen betrachteten Szenarien besonders auffällig. Der Effekt auf die Herausforderungen durch die Endlagerung in Deutschland wäre negativ.

Sicherheitsrisiken durch den langfristigen Betrieb von kerntechnischen Anlagen in einem P&T-Programm müssten in Kauf genommen werden.

Für ein P&T-Programm würden kerntechnische Anlagen mit einem hohen Inventar an Transuranen an einer Reihe von Standorten benötigt. Hierbei geht es um neuartige Reaktoranlagen mit einem schnellen Neutronenspektrum, um Anlagen zur erweiterten Wiederaufarbeitung, um Brennstoffe mit hohem Transurangehalt und entsprechende Fertigungsanlagen. Risiken durch den Betrieb dieser Anlagen, die in jedem der betrachteten P&T-Szenarien benötigt würden, bestehen. Diese Risiken sind auf dem heutigen Stand nicht eindeutig abschätzbar, müssten aber vor einem potenziellen Einsatz der Technologien nachvollziehbar spezifiziert werden können.

Es ist noch nicht geklärt, welche überzeugenden Vorkehrungen für den Ausschluss von Freisetzungsrissen von Radionukliden getroffen werden müssten. Dementsprechend sind die Erfolgsaussichten solcher notwendiger technologischer Entwicklungsschritte heute schwer einschätzbar. Die Herausforderungen übersteigen diejenigen, die aus dem deutschen Kernenergieprogramm der Vergangenheit bekannt sind.

Durch die mehrfache Rezyklierung (Bestrahlung) der Spaltisotope ändert sich die Isotopenzusammensetzung des Plutoniums und der Minoren Aktiniden. Dies beeinflusst das Geschehen im Reaktor. Es ist nicht ohne weitere, detaillierte Untersuchungen klar, ob die verwendeten Brennstoffe und Reaktordesigns langfristig sicher – über die Gesamtzeit der jeweiligen Szenarien oder mindestens die Lebensdauer jeder Reaktorgeneration – betrieben werden könnten.

Es bestünden Proliferationsrisiken durch den langfristigen Betrieb von kerntechnischen Anlagen in einem P&T-Programm.

Praktisch das gesamte Plutonium von etwa 129 Tonnen, das in abgebrannten Brennstoffen vorliegt, muss zu Beginn jedes der drei betrachteten Szenarien abgetrennt werden und liegt dann separiert vor. Über längere Zeiträume würde in jedem Fall an verschiedenen Anlagenstandorten abgetrenntes Plutonium vorliegen und es würde damit in vielfältiger Weise in den verschiedenen Anlagen hantiert werden. So bestünde längerfristig ein direkter Zugriff auf waffengrädige nukleare Materialien.

Nach Ende der jeweiligen P&T-Programme würden je nach Szenario unterschiedliche Mengen an Plutonium in abgetrennter Form verbleiben: etwa eine halbe Tonne beim Szenario „SR“ (der Isotopenvektor dieses mehrfach rezyklierten Plutoniums würde über ihre Proliferationsrelevanz entscheiden), etwa 60 Tonnen mit dem ursprünglichen Isotopenvektor von proliferationsrelevantem sogenanntem Reaktorplutonium beim Szenario „ADS“ und etwa 30 Tonnen gleicher Zusammensetzung beim Szenario „MSR“. Wie mit den davon dauerhaft ausgehenden Proliferationsrisiken umgegangen werden könnte, ist unklar. Die während der Szenarien elementweise abgetrennten und gelagerten Minore Aktiniden könnten ebenfalls Proliferationsrelevanz haben.

Für alle Szenarien müssten proliferationsensitive Technologien (z.B. Anlagen für die erweiterte Wiederaufarbeitung) entwickelt und schließlich betrieben werden. Es ist nicht absehbar, dass diese proliferationsresistent ausgelegt werden könnten. IAEO-Safeguards für neuartige Anlagentypen wie Spallationsneutronenquellen, beschleunigergetriebene Reaktoren, Salzschnmelzereaktoren, und pyrochemische Wiederaufarbeitungsanlagen müssten erst noch entwickelt werden.

Die Genehmigungsfähigkeit der Anlagen in Deutschland ist derzeit nicht gegeben bzw. längerfristig unklar.

Partitionierungs- und Transmutationsverfahren können mit den bisher in Deutschland betriebenen kerntechnischen Anlagen nicht umgesetzt werden. Die Betriebsgenehmigung der benötigten neuartigen Anlagen ist wesentlich an eine Frage geknüpft: kann die Anlage sicher betrieben werden? Für fast alle der betrachteten Technologien müsste nach dem derzeitigen Entwicklungsstand diese Frage in Deutschland verneint werden. Es existieren keine prinzipiell als genehmigungsfähig geltenden Prototypen. Ob die über Jahrzehnte erforderliche Forschung und Entwicklung schließlich die erhoffte Genehmigungsfähigkeit erreichen könnte, ist ungewiss. Um auf diesem Weg überhaupt entsprechende Versuchsanlagen in Deutschland genehmigungsfähig zu machen, wären erhebliche Änderungen auf der gesetzgeberisch-regulatorischen Ebene notwendig. Es müsste insbesondere auch ein neues kerntechnisches Regelwerk erarbeitet werden.

Zentrale Ziele der deutschen Gesetzgebung würden mit einem in Deutschland durchgeführten P&T-Programms nicht befördert.

Das Standortauswahlgesetz (2017) zielt auf die „bestmögliche Sicherheit für den dauerhaften Schutz von Mensch und Umwelt vor Wirkung ionisierender Strahlung“ und die „Vermeidung von unzumutbaren Lasten und Verpflichtungen für zukünftige Generationen“. Nach dem jetzigen Kenntnisstand und auf Basis der Ergebnisse der hypothetischen P&T-Einsatzszenarien dieses Gutachtens ist nicht absehbar, dass ein in Deutschland durchgeführtes P&T-Programm diese Zielsetzungen substanziell und in wissenschaftlich nachvollziehbarer Weise befördern könnte. Gegenläufige Effekte sind weit eher zu erwarten.

Mögliche Vorteile sind nach heutigem Kenntnisstand nicht ausgeschlossen, stehen allerdings zahlreichen Nachteilen und Risiken gegenüber. So ist zu erwarten, dass zusätzliche Risiken während der Umsetzung sowie zusätzlich anfallende Sekundärabfälle und langlebige Spaltprodukte mögliche Vorteile im Endlager durch Reduktion von Mengen an Transuranen übersteigen. Die Durchführung eines P&T-Programms in Deutschland würde eine erhebliche Verschiebung von Lasten zu Ungunsten zukünftiger Generationen darstellen.

Die Entsorgung hochradioaktiver Abfälle aus der Kernenergienutzung in Deutschland ist eine Aufgabe, die noch viele Jahrzehnte andauern wird. Aus den Erkenntnissen des Gutachtens kann abgeleitet werden, dass eine Konzentration auf die Suche nach einem geeignetem, gesellschaftlich breit akzeptiertem Endlagerstandort, seinem Ausbau und baldigem Betrieb sowie seiner Verschließung zu empfehlen wäre.

6 Erläuterungen

6.1 Glossar

ADS (Accelerator-driven system, beschleunigergetriebenes System): Reaktorkonzept, das aus einem unterkritischen Reaktorkern, einer Spallationsquelle und einem Teilchenbeschleuniger besteht. Die besondere Konfiguration verspricht verbesserte Sicherheitseigenschaften vor allem bei einem hohen Transurananteil im Brennstoff. Bis jetzt nicht im Einsatz.

Aktiniden: Sammelbezeichnung für alle Elemente ab Actinium mit der Ordnungszahl 89. Dazu gehören also auch Thorium, Uran, Plutonium, Neptunium, Americium usw. Aktiniden sind metallisch und den Lanthaniden sehr ähnlich. Aktiniden sind spontan entzündlich an Luft. Für den kerntechnischen Bereich sind neben Uran, Plutonium und Thorium vor allem die Minoren Aktiniden von Bedeutung.

Aktivierungsprodukte: Nuklide die durch Neutroneneinfang radioaktiv geworden sind. Sie befinden sich oft in Strukturmaterialien eines Kernreaktors (Brennstoffhülle, Kühlmittel, Reaktoreinbauten).

Aktivität: Maß für die Anzahl der Zerfälle eines Radionuklides pro Zeiteinheit. Die Aktivität wird in Becquerel (Bq) gemessen. Sie ist umgekehrt proportional zur Halbwertszeit.

Brüterreaktor: Reaktor mit einem schnellen Neutronenspektrum, der im Betrieb mehr Plutonium produziert als er verbrennt. Bis jetzt konnte kein solcher Brüter als kommerziell betriebener Leistungsreaktor realisiert werden. Großindustrielle Anlagen sind in Russland in Betrieb.

Elektrolytische Raffination: Trennverfahren zur Gewinnung hochreiner Metalle. An der Anode befindet sich das unreine Metall, aus dem Bestandteile herausgelöst und an der Kathode abgeschieden werden.

Halbwertszeit: Die Zeitspanne, nach der sich der Anfangsbestand an radioaktivem Material durch Zerfall halbiert hat.

Isotope: Atome des gleichen Elements mit unterschiedlicher Massenzahl: bei gleicher Anzahl Protonen im Kern ist die Anzahl der Neutronen unterschiedlich. Die Isotope eines Elements haben die gleichen chemischen, aber unterschiedliche physikalische Eigenschaften.

Leichtwasserreaktor (LWR): Bis heute dominierender mit Wasser gekühlter thermischer Kernreakortyp. Wasser im Reaktorkern dient gleichzeitig als Moderatorstoff, der dafür sorgt, dass die bei der Kernspaltung freigesetzten Neutronen abgebremst („moderiert“) werden. Weltweit eingesetzte Leistungsreaktoren sind insbesondere sogenannte Druckwasser- und Siedewasserreaktoren.

Minore Aktiniden (MA): Üblicherweise Neptunium, Americium und Curium. Allgemeiner werden damit alle Transurane außer Plutonium bezeichnet. Plutonium gehört auch zur Elementgruppe der Aktiniden. Da aber in abgebrannten Uranbrennstoffen das

transuranische Aktinidenelement Plutonium (neben Uran) dominiert, werden die anderen entstandenen transuranischen Elemente als Minore Aktiniden bezeichnet.

Mischoxid-Brennstoffen (MOX): Brennstoffe, die außer Uran (mindestens) auch Plutonium enthalten. Für die Transmutation sollen auch Minore Aktiniden beigemischt werden.

Natriumgekühlter Reaktor (SFR): Reaktor mit flüssigem Natrium als Kühlmittel. Die Abkürzung kommt aus dem Englischen: Sodium-cooled Fast Reactor.

Nuklid: Atom, das durch die Anzahl seiner Neutronen und Protonen im Kern bestimmt ist. Nuklide mit gleicher Protonenzahl gehören zum gleichen Element (zum Beispiel Plutonium) und werden als Isotope bezeichnet.

Spaltprodukte: Nuklide die aus der Spaltung von Atomen entstehen. Spaltprodukte können entweder stabil sein oder radioaktiv und weiter zerfallen.

Salzschmelzreaktoren (MSR): Reaktoren, bei denen der Brennstoff in einer flüssigen Salzschmelze gelöst ist, die bei den fortgeschrittenen Konzepten auch als Kühlmittel dient. Die Abkürzung kommt aus dem Englischen: Molten Salt Reactor.

Schneller Reaktor (SR): Ein Kernreaktor, in dem die Neutronen, die bei der Spaltung von Uran und anderen Spaltstoffen entstehen, nicht durch einen Moderatorstoff abgebremst werden. So entsteht ein sogenanntes schnelles Neutronenspektrum im Reaktorkern.

Schnelles Spektrum: Spektrum, in dem Neutronen, die aus Spaltprozessen im Reaktorkern entstehen und hohe kinetische Energien tragen, nicht durch einen Moderator abgebremst werden, bevor es zu weiteren Kernreaktionen kommt.

Thermisches Spektrum: Spektrum, in dem Neutronen im Reaktorkern durch Wechselwirkung mit einem Moderator (z.B. Wasser oder Graphit) abgebremst werden. Die Energieverteilung der freien Neutronen im Reaktorkern verändert sich hin zu niedrigeren Energien. Der Wirkungsquerschnitt für Spaltung in Uran-235 erhöht sich dann beispielsweise.

Transurane: Elemente mit einer höheren Protonenzahl als Uran (92) im Kern. Transurane werden im Reaktorkern zunächst durch Neutroneneinfang in Uran und nachfolgende Zerfälle gebildet. Zu ihnen zählt auch Plutonium und die sogenannten Minoren Aktiniden (Neptunium, Americium, Curium, Californium). Durch Neutroneneinfangprozesse in den entstandenen Transuranen können weitere transuranische Isotope mit höherer Protonenzahl entstehen oder Zerfallsprozesse ausgelöst werden.

Wirkungsquerschnitt: Maß für die Wahrscheinlichkeit für ein bestimmtes Nuklid, dass eine bestimmte Reaktion bei Wechselwirkung mit Neutronen auftritt (z.B. Spaltung oder Neutroneneinfang). Bei einem hohen Wirkungsquerschnitt ist die entsprechende Reaktion (z.B. Spaltung oder Neutroneneinfang) wahrscheinlicher. Zumeist unterscheiden sich die Wirkungsquerschnitte nicht nur von Element zu Element, sondern auch von Isotop zu Isotop eines Elements.

6.2 Abkürzungsverzeichnis

Abkürzung	Bedeutung
ADS	Accelerator-Driven System (Beschleunigergetriebenes System)
BE	Brennelemente
DiD	Defense in Depth
DoE	Department of Energy
EBR-II	Experimental Breeder Reactor II (U.S.-amerikanischer schneller Experimentierreaktor)
EFIT	European Facility for Industrial Transmutation
EPR	European Pressurized Water Reactor
F&E	Forschung und Entwicklung
FVM	Fluoride Volatility Method
GIF	Generation IV International Forum
HEU	High Enriched Uranium (Hoch angereichertes Uran)
HLW	High Level Waste (Hochradioaktiver Abfall)
IAEA, IAEA	International Atomic Energy Agency / Internationale Atomenergieorganisation
ILW	Intermediate Level Waste
IMF	Inert Matrix Fuel (uranfreier Brennstoff)
LEU	Low Enriched Uranium (Niedrig angereichertes Uran)
LILW	Low and Intermediate Level Waste (schwach- und mittelradioaktiver Abfall)
LLW	Low Level Waste (schwach radioaktiver Abfall)
LWR	Leichtwasserreaktor
MA	Minore Aktiniden
MOSART	MOlten Salt Actinide Recycler & Transforming system
MOX	Mischoxid-Brennstoff (MA-MOX: MOX unter Einschluss von MA)
MSER	Molten Salt Electro-refining
MSR	Molten Salt Reactor (Salzschmelzereaktor)
MW _e	MegaWatt elektrisch
MW _{th}	MegaWatt thermisch
MYRRHA	Multi-purpose hYbrid Research Reactor for High-tech Applications
NEA	Nuclear Energy Agency der OECD
NRC	Nuclear Regulatory Commission
OECD	Organisation for Economic Co-operation and Development (Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung)
OEP	Oxide Electrowinning Process
P&T	Partitionierung und Transmutation
SFR	Sodium Fast Reactor (natrium-gekühlter, schneller Reaktor)
SNF	Spent Nuclear Fuel (abgebrannte Brennelemente)
SR	Schneller Reaktor
tSM	Tonne Schwermetall
TLR	Technology Readiness Level (Technologischer Reifegrad)
TRU	Transurane
UOX, UO ₂	Uranoxid

Abkürzung	Bedeutung
WA	Wiederaufarbeitung
WAA	Wiederaufarbeitungsanlage
WNA	World Nuclear Association
WNN	World Nuclear News

6.3 Begriffsklärungen

Urananreicherung

Natururan besteht zu ca. 0,7% aus Uran-235 und zu 99,3% aus Uran-238. Bei der Spaltung von Uran-235 werden üblicherweise zwei bis drei Neutronen frei. Eine Kettenreaktion ist unter bestimmten Bedingungen möglich. Das trifft nicht auf Uran-238 zu. Absorbiert ein Uran-238 Atom ein Neutron, entsteht über zwei weitere Beta-minus Zerfälle Plutonium-239.

Wechselwirken die Neutronen, die bei der Spaltung frei werden, mit einem sogenannten Moderatorstoff (zum Beispiel Wasser oder Graphit), verlieren sie nach und nach ihre Energie. Es wird dadurch wahrscheinlicher, dass sie vom Uranisotop Uran-235 absorbiert werden und eine Spaltung auslösen. Wird anstatt Graphit Wasser verwendet, sind kompaktere Reaktorkernauslegungen möglich.

Aufgrund der höheren Wahrscheinlichkeit von Wasser, Neutronen zu absorbieren, ist eine Anreicherung des Urans auf einen höheren Gehalt des Spaltisotopes Uran-235 notwendig. Kommerzielle, wassergekühlte Leistungsreaktoren verwenden heute Anreicherungen von ca. 3%-5% Uran-235.

Brennstoffkreislauf

Die Ver- und Entsorgung von Kernreaktoren mit Brennstoff wird als Brennstoffkreislauf bezeichnet. Dabei beschreibt der Begriff "Kreislauf" das System nur unzureichend, da es niemals einen geschlossenen Kreislauf gibt. Es entstehen immer radioaktive Abfälle die fachgerecht gelagert und entsorgt werden müssen.

Im weit verbreiteten „once-through“ Brennstoffkreislauf werden Brennelemente gefertigt, einmal im Reaktor bestrahlt und dann der Entsorgung zugeführt („direkte Endlagerung“). In ihnen ist noch viel Spaltmaterial enthalten.

Im von einigen Staaten erstrebten sogenannten geschlossenen Brennstoffkreislauf werden die abgebrannten Brennelemente nach einer notwendigen Abklingzeit wiederaufgearbeitet und aus abgetrennten Spaltstoffen neue Brennelemente gefertigt. Diese können erneut im Reaktor zur Energieerzeugung eingesetzt werden. Bei jeder Wiederaufarbeitung und jeder Brennelementefertigung fallen radioaktive Abfälle an. Der geschlossene Brennstoffkreislauf wurde bis jetzt nur in Ansätzen verwirklicht und hat sich als hochgradig unwirtschaftlich erwiesen.

Waffengrädiges Plutonium

Plutonium besteht aus unterschiedlichen Isotopen mit unterschiedlichen physikalischen Eigenschaften. Für den Bau einer Kernwaffe ist das Isotop Plutonium-239 besonders gut geeignet. Es wird im Reaktor unter Neutronenbeschuss aus Uran-238 gebildet. Verbleibt das Plutonium im Reaktor, bilden sich durch Neutroneneinfang Plutoniumisotope mit größeren Massezahlen, wie Plutonium-240 und Plutonium-241 usw. Diese Isotope sind für den Einsatz in einer Waffe aufgrund ihrer physikalischen Eigenschaften etwas weniger gut

geeignet. Als waffengrädiges Plutonium bezeichnet man Plutonium mit einem Gehalt von mehr als 90% Plutonium-239. Das bedeutet aber nicht, dass sich aus Plutonium mit einem geringen Anteil dieses Isotops keine Kernwaffe bauen lässt.

Manchmal wird deshalb auch nur zwischen sogenanntem „Waffenplutonium“ und „Reaktorplutonium“ unterschieden. Damit ist das Hauptvorkommen der jeweiligen Zusammensetzung beschrieben. Beide Zusammensetzungen lassen sich jedoch für den Waffeneinsatz nutzen.

6.4 Grunddaten relevanter Isotope

Tabelle 23: Wichtige physikalische Eigenschaften verschiedener Transurane. Die Daten sind aus Fanghänel (2010) entnommen. Spezifische Aktivitäten aus Mathematica (Wolfram Research, Inc., 2019).

	Halbwertszeit (Jahre)	Hauptzerfallsart	Spontanspaltungsrate (1/(s*g))	Spezifische Aktivität (Bq/g)	Gamma-dosisrate (mSv/(h g))	Spezifische Wärme (W/g)
²³⁵ U	7,04x10 ⁸	α	1,6 x 10 ⁻⁶	8,0 x 10 ⁴	1,3 x 10 ⁻³	6,0 x 10 ⁻⁸
²³⁷ Np	2,1 x 10 ⁶	α	5,1 x 10 ⁻⁵	2,61 x 10 ⁷	-	-
²³⁸ Pu	87,7	α	1,18 x 10 ³	6,33 x 10 ¹¹	-	0,567
²³⁹ Pu	24.100	α	1,0 x 10 ⁻²	2,3 x 10 ⁹	1,5 x 10 ⁻²	1,93 x 10 ⁻³
²⁴⁰ Pu	6.564	α	479	8,4 x 10 ¹⁰	-	7,06 x 10 ⁻³
²⁴¹ Pu	14,3	β ⁻	9,19 x 10 ⁻⁴	3,82 x 10 ¹²	-	3,28 x 10 ⁻³
²⁴² Pu	3,75 x 10 ⁵	α	805	1,46 x 10 ⁸	-	-
²⁴¹ Am	432,7	α	0,505	1,27 x 10 ¹¹	312	0,114
^{242m} Am	140	α	62	3,87 x 10 ¹¹	12	4,49 x 10 ⁻³
²⁴³ Am	7.370	α	0,27	7,33 x 10 ⁹	44	6,43 x 10 ⁻³
²⁴² Cm	0,45	α	7,47 x 10 ⁶	1,23 x 10 ¹⁴	-	122
²⁴⁴ Cm	18,1	α	4,0 x 10 ⁶	3,0 x 10 ¹²	4,9	2.83

Tabelle 24: Eigenschaften relevanter Spaltprodukte. Daten wurden auch NEA/OECD (2002, S. 264) übernommen. Spezifische Aktivitäten aus Mathematica (Wolfram Research, Inc., 2019).

	Halbwertszeit (Jahre)	Hauptzerfallsart	Spezifische Aktivität (Bq/g)	Ingestionsdosisrate (Sv/Bq)	Spezifische Wärme (W/Bq)	Spezifische Wärme (W/g)
⁹⁹ Tc	2,1 x 10 ⁵	β ⁻	6,34 x 10 ⁸	3,4 x 10 ⁻¹⁰	1,4 x 10 ⁻¹⁴	8,88 x 10 ⁻⁶
¹³⁵ Cs	2,3 x 10 ⁶	β ⁻	4,5 x 10 ⁷	1,9 x 10 ⁻⁹	9 x 10 ⁻¹⁵	4,05 x 10 ⁻⁷
¹³⁷ Cs	30	β ⁻	3,2 x 10 ¹²	1,4 x 10 ⁻⁸	3,2 x 10 ⁻¹⁴	0,10
⁹⁰ Sr	29	β ⁻	5,10 x 10 ¹²	3,9 x 10 ⁻⁸	2,8 x 10 ⁻¹⁴	0,14
¹²⁹ I	1,6 x 10 ⁷	β ⁻	6,53 x 10 ⁶	7,4 x 10 ⁻⁸	1,3 x 10 ⁻¹⁴	8,5 x 10 ⁻⁸

7 Literatur

- Abderrahim, H.A., 2013. Future Advanced Nuclear Systems and Role of MYRRHA as Waste Transmutation R&D Facility. Gehalten auf der International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios.
- Abderrahim, H.A., De Bruyn, D., Van den Eynde, G., Michiels, S., 2014. Transmutation of High-Level Nuclear Waste by Means of Accelerator Driven System: WIREs Energy Environ 3, 60–69. <https://doi.org/10/ggfpr8>
- Abe, T., Asakura, K., 2012. Uranium Oxide and MOX Production, in: Konings, R.J.M. (Hrsg.), *Comprehensive Nuclear Materials*. Elsevier, S. 393–422. <https://doi.org/10.1016/B978-0-08-056033-5.00036-7>
- Ade, B.J., Gauld, I.C., 2011. Decay Heat Calculations for PWR and BWR Assemblies Fueled with Uranium and Plutonium Mixed Oxide Fuel using SCALE (No. ORNL/TM-2011/290, 1028163). <https://doi.org/10.2172/1028163>
- Ahmad, A., McClamrock, E.B., Glaser, A., 2015. Neutronics Calculations for Denatured Molten Salt Reactors: Assessing Resource Requirements and Proliferation-Risk Attributes. *Annals of Nuclear Energy* 75, 261–267. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2014.08.014>
- Ahn, D.H., Cho, Y.Z., Paik, S.W., Kim, I.T., Park, G.I., Lee, J.W., Kim, Y.H., Park, E.S., Park, J.J., Jeon, S.C., 2017. Development of Demonstration Technology for Pyroprocessing (No. KAERI/RR--4221/2016). Korea Atomic Energy Research Institute.
- Albright, D., 2010. *Peddling Peril: How the Secret Nuclear Trade Arms America's Enemies*. Free Press.
- Alt, S., Kallenbach-Herbert, B., Neles, J., 2018. Gutachterliche Stellungnahme zu wichtigen sicherheitstechnischen Aspekten der Zwischenlagerung hoch radioaktiver Abfälle. Öko Institut e.V.
- Andrianova, O., Dulin, V., Mihailov, G., Mihailov, G., 2017. Integral Experiments with Minor Actinides at the BFS Critical Facilities: State-of-the-Art Survey, Re-Evaluation and Application 8.
- Aoki, T., Sagara, H., Han, C.Y., 2019. Material Attractiveness Evaluation of Inert Matrix Fuel for Nuclear Security and Non-Proliferation. *Annals of Nuclear Energy* 126, 427–433. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2018.10.063>
- APS, 1978. Report of the American Physical Society by the Study Group on Nuclear Fuel Cycles and Waste Management. *Review of Modern Physics* 50, 1–185.
- ARNL, 2008. Currently-Qualified Fuels [RERTR] - Reduced Enrichment Research and Test Reactors [WWW Document]. Argonne National Laboratory. URL <https://www.rertr.anl.gov/QualFuel.html> (zugegriffen 4.Februar 2021).
- Arslan, A.B., Yilmaz, İ., Bakir, G., Yapici, H., 2019. Transmutations of Long-Lived and Medium-Lived Fission Products Extracted from CANDU and PWR Spent Fuels in an Accelerator-Driven System. *Science and Technology of Nuclear Installations* 2019, 1–13. <https://doi.org/10.1155/2019/4930274>
- Arthur, E. (Hrsg.), 1992. *The Los Alamos Accelerator Transmutation of Nuclear Waste (ATW) Concept*, LA-UR-92-2020.
- Artioli, C., Abderrahim, H.A., Glinatsis, B., Mansani, L., Petrovich, C., Sarotto, M., Schikorr, M., 2007. Optimization of the Minor Actinides Transmutation in ADS: The European Facility for Industrial Transmutation EFIT-Pb Concept, in:

- International Topical Meeting on Nuclear Research Applications and Utilization of Accelerators.
- Artioli, C., Chen, X.-N., Gabrielli, F., Glinatsis, G., Liu, P., Maschek, W., Petrovich, C., Rineiski, A., Sarotto, M., Schikorr, M., 2008. Minor Actinide Transmutation in ADS: The EFIT Core Design. International Conference on the Physics of Reactors 2008, PHYSOR 08 3, 2101–2109.
- ASN, 2013. Avis n° 2013-AV-0187 de l'ASN du 4 juillet 2013. Autorité de sûreté Nucléaire, France.
- Aziz, M., Hassan, M., 2017. Burnup Analysis for BN-600 Reactor Core Fuelled with MOX Fuel and Minor Actinides. Gehalten auf der FR 17, Yekaterinburg, Russian Federation, S. 9.
- Bari, R., Peterson, P., Therios, I., Whitlock, J., 2009. Proliferation Resistance and Physical Protection - Evaluation Methodology Development and Applications. Brookhaven National Laboratory, Upton, NY.
- Baron, D.D., Hallstadius, L., 2012. Fuel Performance of Light Water Reactors (Uranium Oxide and MOX), in: Konings, R.J.M. (Hrsg.), Comprehensive Nuclear Materials. Elsevier, S. 481–514. <https://doi.org/10.1016/B978-0-08-056033-5.00040-9>
- Baron, P., Cornet, S.M., Collins, E.D., DeAngelis, G., 2019. A Review of Separation Processes Proposed for Advanced Fuel Cycles Based on Technology Readiness Level Assessments (INL/JOU-18-44641-Revision-0). Idaho National Laboratory.
- Baryshnikov, M., 2017. Nuclear Fuel Cycle in the Dual-Component Nuclear Power System as a Part of Russian Integrated Offer for Foreign Customers.
- BASE, 2020a. Zwischenlager für hochradioaktive Abfälle - Sicherheit bis zur Endlagerung. Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung.
- BASE, 2020b. Verfassung und Gesetze [WWW Document]. Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit. URL <https://www.bmu.de/themen/atomenergie-strahlenschutz/nukleare-sicherheit/rechtsvorschriften-technische-regeln/grundgesetz-atomgesetz/> (zugegriffen 24. Februar 2021).
- Bathke, C.G., Wallace, R.K., Ireland, J.R., Johnson, M.W., 2008. An Assessment of the Proliferation Resistance of Materials in Advanced Nuclear Fuel Cycles. Gehalten auf der 8th International Conference on Facility Operations – Safeguards Interface, March 30-April 4, 2008, Portland, OR, USA.
- Bauer, G.S., 2001. Physics and Technology of Spallation Neutron Sources. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment 463, 505–543. [https://doi.org/10.1016/S0168-9002\(01\)00167-X](https://doi.org/10.1016/S0168-9002(01)00167-X)
- Beckjord, E., Ansolabehere, S., Deutch, J., Driscoll, M., Gray, P.E., Holdren, J.P., Joskow, P.L., Lester, R.K., Moniz, E.J., Todreas, N., 2003. The Future of Nuclear Power. An Interdisciplinary MIT Study. Massachusetts Institute of Technology, Cambridge.
- Bell, H., 2017. Overview of U.S. Fast Reactor Technology R&D Program.
- Belonogov, M.N., Volkov, I.A., Modestov, D.G., Rykovanov, G.N., Simonenko, V.A., Khmel'nitskii, D.V., 2020. On an Optimal Minor-Actinide Transmutation Regime in a Molten-Salt Reactor. Atomic Energy 128, 143–150. <https://doi.org/10.1007/s10512-020-00665-9>
- Berthélemy, M., Escobar Rangel, L., 2015. Nuclear reactors' construction costs: The role of lead-time, standardization and technological progress. Energy Policy 82, 118–130. <https://doi.org/10.1016/j.enpol.2015.03.015>

- Bethe, H.A., Tait, J.H., 1956. An Estimate of the Order of Magnitude of Vigorous Interaction Expected Should the Core of a Fast Reactor Collapse (RHM(56)113). U.S. Atomic Energy Commission.
- Bettis, E.S., Cottrell, W.B., Mann, E.R., Meem, J.L., Whitman, G.D., 1957. The Aircraft Reactor Experiment—Operation. Nuclear Science and Engineering 2, 841–853. <https://doi.org/10.13182/NSE57-A35497>
- Biarrotte, J.L., Mueller, A.C., Pierini, P., Milano, I.L., Vandeplassche, D., Mol, C., 2010. Accelerator Reference Design for the MYRRHA European ADS Demonstrator, in: Proceedings of Linear Accelerator Conference. Gehalten auf der LINAC2010, Tsukuba, Japan.
- Birraux, C., 1997. Contrôle de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires. Tome I: Conclusions du rapporteur (No. 349). Office Parlementaire d’Evaluation des Choix Scientifiques et Technologiques, Assemblée Nationale.
- Bixler, N.E., Gelbard, F., Louie, D., Phillips, J., 2017. Review of Spent Fuel Reprocessing and Associated Accident Phenomena. (No. SAND2017- 6960R, 1369527). Sandia National Laboratories. <https://doi.org/10.2172/1369527>
- BMJV, 2020. Verordnung über das Verfahren bei der Genehmigung von Anlagen nach § 7 des Atomgesetzes (Atomrechtliche Verfahrensordnung - AtVfV).
- BMU, 2020. Bericht der Bundesregierung für die siebte Überprüfungskonferenz im Mai 2021 zur Erfüllung des Gemeinsamen Übereinkommens über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle. Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit.
- BMU, 2019. Übereinkommen über nukleare Sicherheit - Bericht der Bundesregierung für die Achte Überprüfungstagung zum Übereinkommen über nukleare Sicherheit im März/April 2020. Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit.
- BMU, 2018a. Verzeichnis radioaktiver Abfälle (Bestand zum 31. Dezember 2017 und Prognose). Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit.
- BMU, 2018b. Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management - Report of the Federal Republic of Germany for the Sixth Review Meeting in May 2018. Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit.
- BMU, 2015. Programm für eine verantwortungsvolle und sichere Entsorgung bestrahlter Brennelemente und radioaktiver Abfälle (Nationales Entsorgungsprogramm). Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit.
- BMU, 2013. Bekanntmachung zu der Richtlinie zur Sicherung von Zwischenlagern gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter (SEWD) (SEWD-Richtlinie Zwischenlager).
- BMU, 2012. Sicherung der Zwischenlager und Hintergründe der erforderlichen Nachrüstung [WWW Document]. Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit. URL <https://www.bmu.de/themen/atomenergie-strahlenschutz/nukleare-sicherheit/zwischenlagerung/sicherung-der-zwischenlager-und-hintergruende-der-erforderlichen-nachruetzung/> (zugegriffen 22.November 2020).
- Böhm, D., Huke, A., Weißbach, D., Ruprecht, G., Gottlieb, S., Czerski, K., Macian-Juan, R., 2019. Partitionierung radioaktiver Abfallstoffe durch Rektifikation (NuDest) (Abschlussbericht für die Vorhaben-Nr. 1501535 gefördert durch das

- Bundesministerium für Wirtschaft und Energie). Technische Universität München, Institut für Festkörper-Kernphysik GmbH.
- Bollingerfehr, W., 2014. Auswirkungen von Partitionierung und Transmutation auf Endlagerkonzepte und Langzeitsicherheit von Endlagern für Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle: Beiträge zur Studie von KIT und Universität Stuttgart zu Partitionierung und Transmutation (P & T) von hochradioaktiven Abfällen, GRS. Ges. für Anlagen- und Reaktorsicherheit, Köln.
- Bosbach, D., Brandt, F., Bukaemskiy, A., Deissmann, G., Kegler, P., Klinkenberg, M., Kowalski, P.M., Modolo, G., Niemeyer, I., Neumeier, S., Vinograd, V., 2020. Research for the Safe Management of Nuclear Waste at Forschungszentrum Jülich: Materials Chemistry and Solid Solution Aspects. *Advanced Engineering Materials* 22, 1901417. <https://doi.org/10.1002/adem.201901417>
- Bourg, S., Geist, A., Soucek, P., Rhodes, C., 2016. SACSESS: Three Years of Optimisation of Safe Actinide Separation Processes. *Gehalten auf der Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation. Workshop Proceedings of the Fourteenth Information Exchange Meeting, San Diego, United States, 17-20 October 2016.*
- bpb, 2014. 25 Jahre Baustopp Wackersdorf [WWW Document]. Bundeszentrale für politische Bildung. URL <https://www.bpb.de/politik/hintergrund-aktuell/185816/25-jahre-baustopp-wackersdorf-06-06-2014> (zugegriffen 26.November 2020).
- Brennecke, P., Steyer, S., 2010. Endlager Konrad - Bilanzierungsvorschrift für Radionuklide / Radionuklidgruppen und nichtradioaktive schädliche Stoffe (No. SE-IB-33/09-REV-1). Bundesamt für Strahlenschutz (BfS).
- Buhmann, E., 2015. Kritische Massen von Transuranen aus Leichtwasserreaktor-Brennelementen (Bachelorarbeit). Universität Hamburg, Carl Friedrich von Weizsäcker-Zentrum für Naturwissenschaft und Friedensforschung (ZNF).
- Buiron, L., Plisson-Rieunier, D., 2015. Homogeneous Minor Actinide Transmutation in SFR: Neutronic Uncertainties Propagation with Depletion, in: *Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation. Gehalten auf der Thirteenth Information Exchange Meeting Seoul, Republic of Korea 23-26 September 2014, Seoul, Südkorea, S. 262–271.*
- Buksha, Yu.K., Bagdassarov, Yu.E., Kiryushin, A.I., Kuzavkov, N.G., Kamanin, Yu.L., Oshkanov, N.N., Vylomov, V.V., 1997. Operation Experience of the BN-600 Fast Reactor. *Nuclear Engineering and Design* 173, 67–79. [https://doi.org/10.1016/S0029-5493\(97\)00097-6](https://doi.org/10.1016/S0029-5493(97)00097-6)
- Bunn, M., Holdren, J.P., Fetter, S., Van Der Zwaan, B., 2005. The Economics of Reprocessing versus Direct Disposal of Spent Nuclear Fuel. *Nuclear Technology* 150, 209–230. <https://doi.org/10.13182/NT05-A3618>
- Bunn, M., Wier, A., 2006. *Securing the Bomb 2006. Project Managing the Atom.* Belfer Center for Science and International Affairs. Harvard University.
- Buonigiorno, J., Corradini, M., Parson, J., Petti, D., 2018. *The Future of Nuclear Energy in a Carbon-Constrained World.* MIT Energy Initiative.
- Burns, R., Kenoyer, J.L., 2003. NIOSH Dose Reconstruction Project (ORAUT-TKBS-0012-2). Oak Ridge National Laboratory.
- Butler, D., 1997. France Says Goodbye to the Fast-Breeder as Superphénix Takes on New Role. *Nature* 385, 104–105. <https://doi.org/10.1038/385104b0>
- Calgaro, B., Vezzoni, B., Cerullo, N., Forasassi, G., Verboomen, B., 2008. Wastes Management Through Transmutation in an ADS Reactor. *Science and Technology of Nuclear Installations* 2008, 1–6. <https://doi.org/10.1155/2008/756181>

- Carminati, F., Klapisch, R., Revol, I.P., Roche, C., Rubiol, A., 1993. An Energy Amplifier for Cleaner and Inexhaustible Nuclear Energy Production Driven by a Particle Beam Accelerator (CERN/AT/93 47 (ET)). European Organisation for Nuclear Research.
- CEA, 2012. 4th Generation Sodium-Cooled Fast Reactors / the Astrid Technological Demonstrator. Commissariat à l'énergie atomique.
- CEA, 2008. Treatment and Recycling of Spent Nuclear Fuel: Actinide Partitioning - Application to Waste Management, DEN monographs. Commissariat à l'énergie atomique, Paris.
- CEA, 2007. Phenix Etude De Maîtrise Des Risques. Commissariat à l'énergie atomique.
- Center for Arms Control and Non-Proliferation, 2016. The End of the Plutonium Management and Disposition Agreement: A Dark Cloud with a Silver Lining. URL <https://armscontrolcenter.org/end-plutonium-management-disposition-agreement-dark-cloud-silver-lining/> (zugegriffen 30.September 2020).
- Chai, J.-S., 2016. A Status and Prospect of Thorium-Based ADS in Korea, in: Revol, J.-P., Bourquin, M., Kadi, Y., Lillestol, E., de Mestral, J.-C., Samec, K. (Hrsg.), Thorium Energy for the World. Springer International Publishing, Cham, S. 305–310. https://doi.org/10.1007/978-3-319-26542-1_45
- Chang, Y.I., Benedict, R.W., Bucknor, M.D., Figueroa, J., Herceg, J.E., Johnson, T.R., Koehl, E.R., Lell, R.M., Park, Y.S., Pope, C.L., Wiedmeyer, S.G., Williamson, M.A., Willit, J.L., James, R., Meyers, S., Spaulding, B., Underdahl, J., Wolf, M., 2019. Conceptual Design of a Pilot-Scale Pyroprocessing Facility. Nuclear Technology 205, 708–726. <https://doi.org/10.1080/00295450.2018.1513243>
- Chen, X.-N., Li, R., Belloni, F., Gabrielli, F., Rineiski, A., Andriolo, L., Guo, L., Castelliti, D., Schyns, M., Bubelis, E., Bandini, G., Sarotto, M., 2017. Safety Studies for the MYRRHA Critical Core with the SIMMER-III Code. Annals of Nuclear Energy 110, 1030–1042. <https://doi.org/10/ggfpsb>
- Chen, X.-N., Rineiski, A., Liu, P., Maschek, W., Boccaccini, M., Gabrielli, F., Sobolev, V., 2008. Design and Safety Studies on an EFIT Core with CERMET Fuel. Gehalten auf der International Conference on Reactor Physics, Nuclear Power: A Sustainable Resource, Interlaken, Switzerland, S. 9.
- Chow, B., 1996. Plutonium Economics and the Civilian Nuclear Future, in: Sutcliffe, W. (Hrsg.), Selected Papers from Global 95 Concerning Plutonium, UCRL-ID-124105. Gehalten auf der Global 1995, Lawrence Livermore National Laboratory, Santa Monica, CA, USA, S. 25–34.
- Ciucci, M., 2020. Kurzdarstellungen zur Europäischen Union Europäisches Parlament Kernenergie [WWW Document]. URL <https://www.europarl.europa.eu/factsheets/de/sheet/62/kernenergie> (zugegriffen 17.Dezember 2020).
- Closs, K.D., Baetke, K., Baumgaertel, G., Bechthold, W., Becker, R., Closs, K.D., Dippel, T., Engelmann, H.J., Fischer, P.M., Fischer, U., Haug, H.O., Hofmann, P., Jansen, P., Kahl, L., Koester, R., Korthaus, E., Kraemer, R., Krause, H., Riege, U., Schubert, G., Smailos, E., Spiegl, A., Stieglitz, L., Tangen, H., Vejmelka, P., Wiese, H.W., Wintzer, D., Wuerz, H., Zimmermann, H., u.a, 1980. Vergleich der verschiedenen Entsorgungsalternativen und Beurteilung ihrer Realisierbarkeit. Studie „Entsorgungsalternativen“ (KfK 3000). Kernforschungszentrum Karlsruhe.
- CNSC, 2017. Phase 1 Executive Summary: Terrestrial Energy Pre-Project Design Review. Canada's Nuclear Regulator.

- Coble, J.B., Skutnik, S.E., Gilliam, S.N., Cooper, M.P., 2020. Review of Candidate Techniques for Material Accountancy Measurements in Electrochemical Separations Facilities. *Nuclear Technology* 206, 1803–1826. <https://doi.org/10.1080/00295450.2020.1724728>
- Cochran, T.B., Feiveson, H.A., Mian, Z., Ramana, M.V., Schneider, M., von Hippel, F., 2010. It's Time to Give Up on Breeder Reactors. *Bulletin of the Atomic Scientists* 66, 50–56. <https://doi.org/10.2968/066003007>
- CORDIS, 2020a. A Paradigm Shift in Reactor Safety with the Molten Salt Fast Reactor | SAMOFAR Project | H2020 [WWW Document]. European Commission. URL <https://cordis.europa.eu/project/id/661891> (zugegriffen 5.Oktober 2020).
- CORDIS, 2020b. Severe Accident Modeling and Safety Assessment for Fluid-fuel Energy Reactors (SAMOSAFER) [WWW Document]. European Commission. URL <https://cordis.europa.eu/project/id/847527> (zugegriffen 5.Oktober 2020).
- Cotrell, W.B., Ergen, W.K., Frass, A.P., McQuilkin, F.R., Meem, J.L., 1955. Aircraft Reactor Test Hazards Report (ORNL-1853). Oak Ridge National Laboratory.
- Croff, A.G., Wymer, R.G., Tavlarides, L.L., Flack, J.H., Larson, H.G., 2008. Background, Status, and Issues Related to the Regulation of Advanced Spent Nuclear Fuel Recycle Facilities: ACNW&M White Paper, NUREG-1909. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC.
- Darnowski, P., Uzunow, N., 2015. Minor Actinides Impact on Basic Safety Parameters of Medium-Sized Sodium-Cooled Fast Reactor. *Nukleonika* 60, 171–179. <https://doi.org/10.1515/nuka-2015-0034>
- Delage, F., Belin, R., Chen, X.-N., D'Agata, E., Klaassen, F., Knol, S., Maschek, W., Ottaviani, J.-P., Rineiski, A., Sobolev, V., Somers, J., Thetford, R., Wallenius, J., Wernli, B., 2010. ADS Fuel Developments in Europe: Results from the EUROTRANS Integrated Project. *Energy Procedia* 12.
- Deutscher Bundestag, 2017. Gesetz zur Suche und Auswahl eines Standortes für ein Endlager für hochradioaktive Abfälle (Standortauswahlgesetz - StandAG).
- Deutscher Bundestag, 2012. Antwort der Bundesregierung auf die Kleine Anfrage: Stilllegung und Rückbau von Atomkraftwerken und Entsorgung radioaktiver Abfälle - Fragen zur Kostentragung und zu den Rückstellungen der Energieversorgungsunternehmen (Nachfrage zur Antwort der Bundesregierung auf die Kleine Anfrage auf Bundestagdrucksache 17/7777).
- Diakov, A., Podvig, P., 2019. Construction of Russia's BN-1200 Fast-Neutron Reactor Delayed Until 2030s [WWW Document]. IPFM Blog. URL http://fissilematerials.org/blog/2019/08/the_construction_of_the_b.html (zugegriffen 18.August 2020).
- DoE, 1999. A Roadmap for Developing Accelerator Transmutation of Waste (ATW) Technology - Report to Congress (DoE/RW-0519). U.S. Department of Energy.
- DoE, 1996. Plutonium: The First 50 Years. United States Plutonium Production, Acquisition, and Utilization from 1944 to 1994. U.S. Department of Energy, Washington D.C.
- Dulin, V., Matveenko, I., Rozhikhin, E., Semenov, M., Tsibulya, A., 2014. An Overview of the Experiments Performed at the BFS Facilities and Evaluated for the International Reactor Physics Experiment Evaluation Project. *Nuclear Science and Engineering* 178, 377–386. <https://doi.org/10.13182/NSE14-58>
- DWK, 1988. Kurzbeschreibung für die Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf. Deutsche Gesellschaft für Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen GmbH.

- Eash-Gates, P., Klemun, M.M., Kavlak, G., McNerney, J., Buongiorno, J., Trancik, J.E., 2020. Sources of Cost Overrun in Nuclear Power Plant Construction Call for a New Approach to Engineering Design. *Joule* 4, 2348–2373.
<https://doi.org/10.1016/j.joule.2020.10.001>
- Ebert, E.L., Modolo, G., Bukaemskiy, A., Sadowski, F., Bosbach, D., 2015. Dissolution Behaviour of MgO- and Mo-Based Inert Matrix Fuel for the Transmutation of Plutonium and Minor Actinides. *Gehalten auf der 13th Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation*, Seoul, Südkorea, S. 324–331.
- Egorov, A.V., Khomyakov, Y.S., Rachkov, V.I., Rodina, E.A., Suslov, I.R., 2019. Minor Actinides Transmutation in Equilibrium Cores of Next Generation FRs. *NUCET* 5, 353–359. <https://doi.org/10.3897/nucet.5.46517>
- Ekberg, C., Retegan, T., De Visser Tynova, E., Sarsfield, M., Wallenius, J., 2020. Fuel fabrication and reprocessing issues: the ASGARD project 8.
- Elsheikh, B.M., 2013. Safety assessment of molten salt reactors in comparison with light water reactors. *Journal of Radiation Research and Applied Sciences* 6, 63–70.
<https://doi.org/10.1016/j.jrras.2013.10.008>
- EMWG (GIF), 2007. Cost Estimating Guidelines for Generation IV Nuclear Energy Systems (GIF/EMWG/2007/004). Economic Modeling Working Group of the Generation IV International Forum.
- Endlagerkommission, 2016. Abschlussbericht der Kommission Lagerung hoch radioaktiver Abfallstoffe. *Kommission Lagerung hoch radioaktiver Abfallstoffe*.
- enerdata.net, 2018. Japanese NRA Approves Monju Nuclear Plant’s Decommissioning Plan [WWW Document]. Enerdata. URL <https://www.enerdata.net/publications/daily-energy-news/japanese-nra-approves-monju-nuclear-plants-decommissioning-plan.html> (zugegriffen 9.Dezember 2020).
- Englert, M., Pistner, C., Liebert, W., 2006. Neutronics Calculations for the Assessment of Proliferation Risks Associated with Spallation Neutron Sources. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment* 562, 557–560.
<https://doi.org/10.1016/j.nima.2006.02.008>
- Eriksson, M., 2005. Accelerator-Driven Systems: Safety and Kinetics (PhD Thesis). Department of Nuclear and Reactor Physics, Royal Institute of Technology, Stockholm.
- Eriksson, M., Wallenius, J., Jolkkonen, M., Cahalan, J.E., 2005. Inherent Safety of Fuels for Accelerator-Driven Systems. *Nuclear Technology* 151, 314–333.
<https://doi.org/10/ggkx9g>
- ESA, 2020. Annual report 2019. Euratom Supply Agency, LU.
- ESFRI, 2018. MYRRHA - ESFRI Roadmap 2018 [WWW Document]. European Strategy Forum on Research Infrastructures. URL <http://roadmap2018.esfri.eu/projects-and-landmarks/browse-the-catalogue/myrrha/> (zugegriffen 29.Januar 2020).
- ESK, 2013. Leitlinien für die trockene Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente und Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle in Behältern, revidierte Fassung vom 10.06.2013. RSK/ESK-Geschäftsstelle beim Bundesamt für Strahlenschutz.
- ESNII, 2020. European Industrial Initiative on Sustainable Nuclear Energy | Setis - European Commission [WWW Document]. URL <https://setis.ec.europa.eu/european-industrial-initiative-sustainable-nuclear-energy> (zugegriffen 7.September 2020).

- Europäische Kommission, 2017. Neue Brennstoffe für Reaktoren der Generation IV - Advanced fuels for Generation IV Reactors: Reprocessing und Dissolution [WWW Document]. CORDIS - Forschungsergebnisse der EU. URL <https://cordis.europa.eu/article/id/150928-new-fuels-for-generationiv-reactors/de>
- European Commission, 2020. Plutonium Management for More Agility | PUMMA Project | H2020 [WWW Document]. URL <https://cordis.europa.eu/project/id/945022/es> (zugegriffen 14.Dezember 2020).
- European Communities, 2005. High Flux Reactor (HFR) Petten.
- Fanghänel, T., Glatz, J.-P., Konings, R.J.M., Rondinella, V.V., Somers, J., 2010. Transuranium Elements in the Nuclear Fuel Cycle, in: Cacuci, D.G. (Hrsg.), Handbook of Nuclear Engineering. Springer US, Boston, MA, S. 2935–2998.
- Fazio, C., Boucher, L., 2008. D5.1 State of the Art of Transmutation Systems, Irradiation Facilities and Associated Facilities. Sixth Framework programme - Partitioning and Transmutation European Roadmap for Sustainable nuclear Energy (PATEROS).
- Fedorov, Yu.S., Zil'berman, B.Ya., Aloï, A.S., Puzikov, E.A., Shadrin, A.Yu., Alyapyshev, M.Yu., 2011. Problems of Modernization of Spent Nuclear Fuel Extraction Processing. Russ J Gen Chem 81, 1932–1948. <https://doi.org/10.1134/S1070363211090398>
- Feiveson, H.A., 1978. Proliferation Resistant Nuclear Fuel Cycles. Annu. Rev. Energy. 3, 357–394. <https://doi.org/10.1146/annurev.eg.03.110178.002041>
- Fischer, D., Szasz, P.C., Goldblat, J., 1985. Safeguarding the atom: a critical appraisal. Taylor & Francis, London ; Philadelphia.
- Ford Foundation, MITRE Corp., 1977. Nuclear Power Issues and Choices. Ballinger (deutsche Übersetzung: Das Veto: der Atombericht der Ford-Foundation, Rororo Sachbuch 1979).
- Forewood, M., 2008. The Legacy of Reprocessing in the United Kingdom (IPFM Research Report No. 5). International Panel on Fissile Materials.
- Forwood, M., 2018. Sellafield's THORP Reprocessing Plant Shut Down [WWW Document]. IPFM Blog. URL http://fissilematerials.org/blog/2018/11/sellafields_thorp_reproce.html (zugegriffen 9.November 2020).
- Fraas, A.P., Savolainen, A.W., 1956. Design Report on the Aircraft Reactor Test (ORNL-2095). Oakridge National Laboratory.
- Frank, S., Park, H.S., Cho, Y.Z., Ebert, W., Riley, B., 2014. Waste Stream Treatment and Waste Form Fabrication for Pyroprocessing of Used Nuclear Fuel (INL/EXT--14-34014, 1178065 No. INL/EXT--14-34014, 1178065). <https://doi.org/10.2172/1178065>
- Frieß, F., 2017. Neutron-Physical Simulation of Fast Nuclear Reactor Cores (Dissertation). Technische Universität Darmstadt.
- Gabrielli, F., Rineiski, A., Vezzoni, B., Maschek, W., Fazio, C., Salvatores, M., 2015. ASTRID-like Fast Reactor Cores for Burning Plutonium and Minor Actinides. Energy Procedia 71, 130–139. <https://doi.org/10.1016/j.egypro.2014.11.863>
- Ganda, F., Kim, T.-K., Taiwo, T.A., Hansen, J., Dixon, B., Wigeland, R., 2017. Historical Capital Cost of Reprocessing Plants. Gehalten auf der Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation Workshop Proceedings of the 14th Information Exchange Meeting, San Diego, United States, October 17-20, 2016.
- Gandini, A., Salvatores, M., 2002. The Physics of Subcritical Multiplying Systems. Journal of Nuclear Science and Technology 39, 673–686. <https://doi.org/10/ggkx9d>

- Garner, F.A., 2012. 4.02 - Radiation Damage in Austenitic Steels, in: Konings, R.J.M. (Hrsg.), *Comprehensive Nuclear Materials*. Elsevier, S. 33–95.
<https://doi.org/10.1016/B978-0-08-056033-5.00065-3>
- Gerber, M.S., 1996. *The Plutonium Production Story at the Hanford Site: Processes and Facilities History* (WHC-MR-0521, Revision 0). Westinghouse Hanford Company.
- GIF, 2018. *R&D Outlook for Generation IV Nuclear Energy Systems: 2018 Update*. Generation IV International Forum.
- GIF, 2014. *Technology Roadmap Update for Generation IV Nuclear Energy Systems*. Generation IV International Forum.
- GIF, 2002a. *A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems* (No. GIF-002-00, 859029). Generation IV International Forum.
<https://doi.org/10.2172/859029>
- GIF, 2002b. *Fuel Cycle Assessment Report* (GIF-010-00). Generation IV International Forum.
- GIF, 2002c. *Crosscutting Fuel Cycle R&D Scope Report* (GIF-009-00). Generation IV International Forum.
- Glatz, J.-P., Souček, P., Malmbeck, R., 2015. *Key Challenges in Advanced Reprocessing of Spent Nuclear Fuels*, in: Taylor, R. (Hrsg.), *Reprocessing and Recycling of Spent Nuclear Fuel*, Woodhead Publishing Series in Energy. Elsevier.
<https://doi.org/10.1016/B978-1-78242-212-9.00003-4>
- Gobien, M., Ion, M.F., 2017. *Some Implications of Recycling Used CANDU Fuel in Fast Reactors*, in: 17-20 October 2016. *Gehalten auf der Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation. Workshop Proceedings of the Fourteenth Information Exchange Meeting, San Diego, United States, 17-20 October 2016*, Nuclear Energy Agency / Organisation for Economic Co-operation and Development.
- Gompper, K., Tromm, W., 2005. *Reduzierung der Radiotoxizität hochradioaktiver Abfälle - Partitioning und Transmutation. Gehalten auf der VDI-Fachausschuss Kerntechnik*, 16. November 2005, Düsseldorf.
- GRS (Hrsg.), 2015. *Kritikalität und nukleare Sicherheit, Handbuch zur Kritikalität, Überarbeitete Auflage. Ges. für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS)*, Köln.
- Grubler, A., 2010. *The Costs of the French Nuclear Scale-up: A Case of Negative Learning by Doing*. *Energy Policy, Special Section on Carbon Emissions and Carbon Management in Cities with Regular Papers* 38, 5174–5188.
<https://doi.org/10.1016/j.enpol.2010.05.003>
- Gudowski, W., 2002. *System and Safety Studies of Accelerator Driven Transmutation - Annual Report 2001*. Department of Nuclear and Reactor Physics, Royal Institute of Technology, Stockholm, Sweden.
- Guo, H., Chen, W., Ye, T., Sun, W., Han, Y., Cai, C., 2020. *Theoretical Calculation and Evaluation of N + 237,241,243,245-Pu Reactions*. *Annals of Nuclear Energy* 142, 107363. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2020.107363>
- Haas, D., 1997. *Mox Fuel Fabrication Experience at Belgonucleaire*, in: *Technical Committee Meeting on Recycling of Plutonium and Uranium in Water Reactor Fuel*. Newby Bridge, UK, S. 13.
- Haas, G.-J.D., Klaassen, F., Schram, R., Dassel, G., Schuring, R., Hellwig, C., Yamashita, T., 2004. *Post-Irradiation Characterization of Zirconia- and Spinel-Based Inert Matrix Fuels – the OTTO Experiment. Gehalten auf der HOTLAB Plenary Meeting, Halden, Norway*, S. 19.

- Harvey, F., 2011. Sellafeld Mox Nuclear Fuel Plant to Close [WWW Document]. the Guardian. URL <http://www.theguardian.com/environment/2011/aug/03/sellafield-mox-plant-close> (zugegriffen 19.Februar 2021).
- Haubenreich, P.N., Engel, J.R., 1970. Experience with the Molten-Salt Reactor Experiment. *Nuclear Applications* 8, 118–136.
- He, X., 2016. Validation of the TRACE Code for the System Dynamic Simulations of the Molten Salt Reactor Experiment and the Preliminary Study on the Dual Fluid Molten Salt Reactor (Dissertation). Technische Universität München.
- Hearne, J.A., Tsvetkov, P.V., 2019. Analysis of the Transmutation of Long Lived Fission Products Using a Charged Particle Beam. *Annals of Nuclear Energy* 133, 501–510. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2019.06.035>
- Heidet, F., Kim, T.K., Taiwo, T.A., 2017. Impact of Minor Actinide Recycling on Sustainable Fuel Cycle Options. *Nuclear Engineering and Design* 323. <https://doi.org/10/gbz3bj>
- Hensing, I., Schulz, W., 1995a. Wirtschaftlichkeitsvergleich verschiedener Entsorgungspfade von Kernkraftwerken – Eine Kostensimulation alternativer Strategien aus deutscher Sicht. *Schriften des Energiewirtschaftlichen Instituts Köln*.
- Hensing, I., Schulz, W., 1995b. Simulation der Entsorgungskosten aus deutscher Sicht. *Atomwirtschaft* 97–101.
- Hibbs, M., 2018. The Future of Nuclear Power in China. Carnegie Endowment for International Peace.
- Hinton, J.P., Barnard, D.E., Bennett, D.E., Crocker, R.W., 1996. Proliferation Red Team Report (No. SAND97-8203). Sandia National Laboratories.
- Ho, H.Q., Obara, T., 2015. Burnup Performance of OTTO Cycle Pebble Bed Reactors with ROX Fuel. *Annals of Nuclear Energy* 83, 1–7. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2015.04.001>
- Hoffmann, E., Carlsen, B., Worrall, A., 2017. Comparison of Transition to U/Pu and U/Tru Recycle in Fast Reactors, in: *Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation - Workshop Proceedings of the Fourteenth Information Exchange Meeting, San Diego, United States, 17-20 October 2016*. Nuclear Energy Agency / Organisation for Economic Co-operation and Development.
- Holcomb, D., 2017. U.S. MSR Development Programs & Supportive Efforts.
- Holdren, J.P., 1989. Civilian Nuclear Technologies and Nuclear Weapons Proliferation, in: Schaerf, C., Reid, B.H., Carlton, D. (Hrsg.), *New Technologies and the Arms Race*. Palgrave Macmillan UK, London, S. 161–198. https://doi.org/10.1007/978-1-349-10615-8_10
- Holm, D., 1997. Das Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren kerntechnischer Anlagen in der Bundesrepublik Deutschland: The licensing and supervisory procedure for nuclear facilities in the Federal Republic of Germany. GRS, Köln.
- Horner, D., 2011. Pyroprocessing Is Reprocessing: U.S. Official [WWW Document]. Arms Control Association. URL <https://www.armscontrol.org/act/2011-04/pyroprocessing-reprocessing-us-official> (zugegriffen 16.November 2020).
- HSK, 1997. On the Feasibility and Safety of the Rubbia Energy Amplifier (EA) with Exclusion of Non-Proliferation Aspects and Use of Military Plutonium (Paper by a group of experts from the Swiss Nuclear Safety Inspectorate (HSK) assisted by Paul Scherer Institute (PSI)). Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK).

- Huke, A., Ruprecht, G., Weißbach, D., Gottlieb, S., Hussein, A., Czerski, K., 2015. The Dual Fluid Reactor – a Novel Concept for a Fast Nuclear Reactor of High Efficiency. *Annals of Nuclear Energy* 80, 225–235. <https://doi.org/10/f675g6>
- IAEA, 2020a. Safety Analysis and Licensing Documentation for Nuclear Fuel Cycle Facilities, Safety Reports Series. International Atomic Energy Agency, Vienna.
- IAEA, 2020b. Integrated Nuclear Fuel Cycle Information System (iNFCIS) [WWW Document]. URL <https://www.iaea.org/resources/databases/integrated-nuclear-fuel-cycle-information-system-infcis> (zugegriffen 13. Dezember 2020).
- IAEA, 2020c. PRIS - Reactor status reports - Operational & Long-Term Shutdown - By Type [WWW Document]. URL <https://pris.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/OperationalReactorsByType.aspx> (zugegriffen 2. Oktober 2020).
- IAEA, 2020d. Spotlight on Innovation: Molten Salt Reactors for a Sustainable Clean Energy Transition [WWW Document]. URL <https://www.iaea.org/newscenter/news/spotlight-on-innovation-molten-salt-reactors-for-a-sustainable-clean-energy-transition> (zugegriffen 6. Oktober 2020).
- IAEA, 2019a. Waste from Innovative Types of Reactors and Fuel Cycles A Preliminary Study., IAEA Nuclear Energy Series NW-T-1.7. International Atomic Energy Agency, Vienna.
- IAEA, 2019b. Format and Content of the Safety Analysis Report for Nuclear Power Plants - Draft Safety Guide, Draft Safety Guide DS449. International Atomic Energy Agency, Vienna.
- IAEA, 2018. Accelerator Simulation and Theoretical Modelling of Radiation Effects in Structural Materials, Nuclear energy series. International Atomic Energy Agency, Vienna.
- IAEA, 2017a. Safety of Nuclear Fuel Reprocessing Facilities, Specific Safety Guides. International Atomic Energy Agency, Vienna.
- IAEA, 2017b. Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities, Specific Safety Requirements. International Atomic Energy Agency, Vienna.
- IAEA, 2016a. Safety of Nuclear Power Plants: Design, Specific Safety Requirements No. SSR-2/1 (Rev. 1). International Atomic Energy Agency, Vienna.
- IAEA, 2016b. Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation Special Safety Requirements NO. SSR-2/2 (Rev. 1) (IAEA safety standards series). International Atomic Energy Agency, Vienna.
- IAEA, 2016c. Safety Assessment for Facilities and Activities General Safety Requirements (IAEA safety standards series). International Atomic Energy Agency, Vienna.
- IAEA, 2016d. Safety Reassessment for Nuclear Fuel Cycle Facilities in Light of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, Safety Reports Series. International Atomic Energy Agency, Vienna.
- IAEA, 2015. Status of Accelerator Driven Systems Research and Technology Development. International Atomic Energy Agency, Vienna.
- IAEA, 2014. Criticality Safety in the Handling of Fissile Material (Specific Safety Guide No. SSG-27). International Atomic Energy Agency, Vienna.
- IAEA, 2013. BN-600 Mox Core Benchmark Analysis: Results from Phases 4 and 6 of a Coordinated Research Project on Updated Codes and Methods to Reduce the Calculational Uncertainties of LMFR Reactivity Effects. International Atomic Energy Agency, Vienna.
- IAEA, 2012a. Status of Fast Reactor Research and Technology Development, TECDOC Series 1691. International Atomic Energy Agency, Vienna.

- IAEA, 2012b. Liquid Metal Coolants for Fast Reactors Cooled by Sodium, Lead, and Lead-Bismuth Eutectic., NP-T-1.6. International Atomic Energy Agency, Vienna.
- IAEA, 2011. Status of Developments in the Back End of the Fast Reactor Fuel Cycle, IAEA Nuclear Energy Series. International Atomic Energy Agency, Vienna.
- IAEA, 2009a. Classification of Radioactive Waste, General safety guides. International Atomic Energy Agency, Vienna.
- IAEA, 2009b. Status of minor actinide fuel development, Nuclear Energy Series NF-T-4.6. International Atomic Energy Agency, Vienna.
- IAEA, 2008a. Spent Fuel Reprocessing Options (IAEA-TECDOC-1587). International Atomic Energy Agency, Vienna.
- IAEA, 2008b. Guidance for the Application of an Assessment Methodology for Innovative Nuclear Energy Systems, INPRO Manual — Proliferation Resistance, TECDOC Series 1575 Rev. 1. International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria.
- IAEA, 2007. Status of Small Reactor Designs Without on-Site Refuelling. International Atomic Energy Agency, Vienna.
- IAEA, 2006a. Fundamental Safety Principles, Safety Fundamentals No. SF-1. International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria.
- IAEA, 2006b. Viability of Inert Matrix Fuel in Reducing Plutonium Amounts in Reactors. International Atomic Energy Agency, Vienna.
- IAEA, 2005a. Assessment of Defence in Depth for Nuclear Power Plants, Safety Reports Series No. 46. International Atomic Energy Agency, Vienna.
- IAEA, 2005b. Status and Trends in Spent Fuel Reprocessing, TECDOC series. International Atomic Energy Agency, Vienna.
- IAEA, 2004a. Implications of Partitioning and Transmutation, Technical Reports Series No. 435. International Atomic Energy Agency, Vienna.
- IAEA, 2004b. Methodology for the Assessment of Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles Report of Phase 1b (first Part) of the International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (inpro), TECDOC series 1434. International Atomic Energy Agency, Vienna.
- IAEA, 2003. Guidance for the Evaluation of Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles, TECDOC. International Atomic Energy Agency, Vienna.
- IAEA, 2002. Safeguards Glossary - 2001 Edition, International Nuclear Verification Series No. 3. International Atomic Energy Agency, Vienna.
- IAEA, 1999. Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants 75, INSAG-3 Rev. 1.
- IAEA, 1998a. Accelerator Driven Systems: Energy Generation and Transmutation of Nuclear Waste, IAEA-TECDOC-985. International Atomic Energy Agency, Vienna.
- IAEA, 1998b. Spent Fuel Management: Current Status and Prospects 1997, TECDOC series. International Atomic Energy Agency, Vienna.
- IAEA, 1996a. Defence in Depth in Nuclear Safety, International Nuclear Safety Advisory Group 10. International Atomic Energy Agency, Vienna.
- IAEA, 1996b. Significant Incidents in Nuclear Fuel Cycle Facilities, TECDOC series. International Atomic Energy Agency, Vienna.
- IAEA, 1993. Use of Fast Reactors for Actinide Transmutation, IAEA-TECDOC-693. International Atomic Energy Agency, Vienna.
- IAEA PRIS, 2020. Country Details - Russian Federation [WWW Document]. URL <https://pris.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=RU> (zugegriffen 17.Dezember 2020).
- IEA, OECD/NEA, IAEA, 2002. Three Agency Study. Innovative Nuclear Reactor Development. Opportunities for International Co-Operation. International Energy

- Agency, Nuclear Energy Agency, International Atomic Energy Agency, Paris/Vienna.
- IFK, 2020. Zeitplan – Dual Fluid Reaktor [WWW Document]. Instiut für Festkörper Kernphysik. URL <https://dual-fluid-reaktor.de/project/schedule/> (zugegriffen 6.Oktober 2020).
- Ignatiev, V., 2017a. Developing the Next Generation of Molten Salt Reactor Systems in Russian Federation. Gehalten auf der Molten Salt Reactor Workshop, 24. Januar 2017, Switzerland.
- Ignatiev, V., 2017b. Historical MSR Programme in Russia. Gehalten auf der MSR Summer School, 2.-4. Juli 2017, Lecco, Italien.
- Ignatiev, V., Feynberg, O., Gnidoi, I., Merzlyakov, A., Surenkov, A., Uglov, V., Zagnitko, A., Subbotin, V., Sannikov, I., Toropov, A., Afonichkin, V., Bovet, A., Khokhlov, V., Shishkin, V., Kormilitsyn, M., Lizin, A., Osipenko, A., 2014. Molten Salt Actinide Recycler and Transforming System Without and with Th–U Support: Fuel Cycle Flexibility and Key Material Properties. *Annals of Nuclear Energy* 64, 408–420. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2013.09.004>
- Ignatiev, V.V., Feynberg, O.S., Zagnitko, A.V., Merzlyakov, A.V., Surenkov, A.I., Panov, A.V., Subbotin, V.G., Afonichkin, V.K., Khokhlov, V.A., Kormilitsyn, M.V., 2012. Molten-Salt Reactors: New Possibilities, Problems and Solutions. *At Energy* 112, 157–165. <https://doi.org/10.1007/s10512-012-9537-2>
- Ignatiev, V.V., Konakov, S.A., Subbotine, S.A., Zakirov, R.Y., Grebenkine, K., 1998. Molten Salt Reactor Technology for Partitioning & Transmutation and Harmonisation of the Future Nuclear Fuel Cycle. Gehalten auf der Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation, 25.- 27. November 1998, Mol, Belgium, S. 8.
- IMRI, 2020. Rohre aus legiertem Stahl ASTM A213 T91 für Kessel, Überhitzer und Wärmetauscher IMRI Steel. URL <https://imristeel.com/de/astm-a213-t91-alloy-steel-pipes-for-boilers-superheaters-and-heat-exchangers/> (zugegriffen 3.Februar 2021).
- Indira Gandhi Centre for Atomic Research, 2020. Materials Chemistry and Metal Fuel Cycle Group [WWW Document]. URL <http://www.igcar.gov.in/mcmfcg/mfrg.htm> (zugegriffen 30.Oktober 2020).
- INFCE, 1980. Summary Volume, International Nuclear Fuel Cycle Evaluation. International Atomic Energy Agency.
- ingenieur.de, 2019. Kann Kernenergie das CO2-Problem lösen? [WWW Document]. ingenieur.de - Jobbörse und Nachrichtenportal für Ingenieure. URL <https://www.ingenieur.de/technik/fachbereiche/energie/dual-fluid-reaktor-kann-kernenergie-das-co2-problem-loesen/> (zugegriffen 6.Oktober 2020).
- Inoue, T., Sakata, M., Miyashiro, H., Matsumura, T., Sasahara, A., Yoshiki, N., 1991. Development of Partitioning and Transmutation Technology for Long-Lived Nuclides. *Nuclear Technology* 93, 206–220. <https://doi.org/10.13182/NT91-A34506>
- IPFM, 2020a. Launch of the Rokkasho Reprocessing Plant Is Postponed Until 2022 [WWW Document]. IPFM Blog. URL http://fissilematerials.org/blog/2020/08/launch_of_the_rokkasho_re_1.html (zugegriffen 9.November 2020).
- IPFM, 2020b. UK Sellafield Magnox Reprocessing Plant to close in 2021, one year later than planned [WWW Document]. IPFM Blog. URL

- http://fissilematerials.org/blog/2020/08/uk_sellafeld_magnox_repr.html
(zugegriffen 9.November 2020).
- IPFM, 2020c. Fissile Material Stocks [WWW Document]. International Panel on Fissile Materials. URL <http://fissilematerials.org/> (zugegriffen 26.November 2020).
- IPFM, 2015a. Plutonium Separation in Nuclear Power Program - Status, Problems and Prospects of Civil Reprocessing Around the World. The International Panel on Fissile Materials.
- IPFM, 2015b. Global Fissile Material Report 2015: Nuclear Weapon and Fissile Material Stockpiles and Production. International Panel on Fissile Materials.
- IPFM, 2006. Global Fissile Material Report. First Report of the International Panel on Fissile Materials. International Panel on Fissile Materials.
- IPFM Blog, 2020. India's Prototype Breeder Reactor is Delayed Again. URL http://fissilematerials.org/blog/2020/03/indias_prototype_breeder.html (zugegriffen 30.September 2020).
- IPFM Blog, 2019. Russia to supply HEU fuel for China's CFR-600 fast reactor [WWW Document]. URL http://fissilematerials.org/blog/2019/01/russia_to_supply_heu_fuel_2.html (zugegriffen 2.Oktober 2020).
- IPFM Blog, 2017. China Begins Construction of a Pilot Fast Breeder Reactor [WWW Document]. URL http://fissilematerials.org/blog/2017/12/china_begins_construction.html (zugegriffen 2.Oktober 2020).
- IPFM Blog, 2010a. Japanese Fast Breeder Reactor Monju Restarted After 14-Year Shutdown [WWW Document]. IPFM Blog. URL http://fissilematerials.org/blog/2010/05/japanese_fast_breeder_rea.html (zugegriffen 1.Dezember 2020).
- IPFM Blog, 2010b. Accident at the Monju Fast Breeder Reactor [WWW Document]. URL http://fissilematerials.org/blog/2010/09/accident_at_the_monju_fas.html (zugegriffen 1.Dezember 2020).
- IRSN, 2015. Review of Generation IV Nuclear Energy Systems. Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire.
- Jameson, R.A., Lawrence, G.P., Bowman, C.D., 1992. Accelerator-Driven Transmutation Technology for Incinerating Radioactive Waste and for Advanced Application to Power Production. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B: Beam Interactions with Materials and Atoms 68, 474–480.
<https://doi.org/10/bxfjgx>
- Jannsen, A.J., 1994. Transmutation of Fission Products in Reactors and Accelerator-Driven Systems (ECN-R--94-001). Netherlands Energy Research Foundation (ECN), Petten.
- Kailas, S., Hemalatha, M., Saxena, A., 2015. Nuclear Transmutation Strategies for Management of Long-Lived Fission Products. Pramana 85, 517–523.
<https://doi.org/10.1007/s12043-015-1063-z>
- Kalinowski, M.B., Liebert, W., Aumann, S., 2002a. The German Plutonium Balance, 1968–1999. The Nonproliferation Review 9, 146–160.
<https://doi.org/10.1080/10736700208436880>
- Kalinowski, M.B., Liebert, W., Aumann, S., 2002b. The German Plutonium Balance for the Years 1968-1999. Reprocessing, Import and Export, MOX Fuel Element Production and Usage, Stored Inventories. (No. 2 INESAP Technical Report).

- Kang, J., von Hippel, F., 2005. Limited Proliferation-Resistance Benefits from Recycling Unseparated Transuranics and Lanthanides from Light-Water Reactor Spent Fuel. *Science and Global Security* 169–181. <https://doi.org/10.1080/08929880500357682>
- Kankeleit, E., Küppers, C., Imkeller, U., 1989. Bericht zur Waffentauglichkeit von Reaktorplutonium (IANUS 1/1989). Interdisziplinäre Arbeitsgruppe Naturwissenschaft, Technik und Sicherheitspolitik, Darmstadt, Deutschland (englische Übersetzung: Report on the Usability of Reactor Plutonium in Weapons, Lawrence Livermore National Laboratory 1993).
- Katoh, Y., Ozawa, K., Shih, C., Nozawa, T., Shinavski, R.J., Hasegawa, A., Snead, L.L., 2014. Continuous SiC Fiber, CVI SiC Matrix Composites for Nuclear Applications: Properties and Irradiation Effects. *Journal of Nuclear Materials* 448, 448–476. <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2013.06.040>
- Kawarada, S., 1992. The OMEGA Programme in Japan: A Base for International Cooperation. *IAEA Bulletin* 3.
- Kemp, R.S., 2005. Nuclear Proliferation with Particle Accelerators. *Science & Global Security* 13, 183–207. <https://doi.org/10.1080/08929880500357708>
- Kim, Y., Lee, Y.B., Lee, C.B., Chang, J., Choi, C., 2012. Design Concept of Advanced Sodium-Cooled Fast Reactor and Related R&D in Korea. *Science and Technology of Nuclear Installations* 2013, 1–18. <https://doi.org/10.1155/2013/290362>
- Kirchner, G., Englert, M., Pistner, C., Kallenbach-Herbert, B., Neles, J., 2015. Gutachten „Transmutation“. Öko-Institut e.V., Zentrum für Naturwissenschaft und Friedensforschung Universität Hamburg, Darmstadt/Hamburg.
- Kirstein, B.E., Clark, S.B., 2013. Partitioning and Durable Waste Forms for Highly Radiotoxic Isotopes. Gehalten auf der High-Level Radioactive Waste Management Conference, Albuquerque, New Mexico, USA, 28. April bis 2. Mai 2013, S. 8.
- Koelzer, W., 2008. Lexikon zur Kernenergie. Forschungszentrum, Stabsabt. Öffentlichkeitsarbeit, Karlsruhe.
- Konings, R.J.M., 1997. Transmutation of Iodine: Results of the EFTTRA-T1 Irradiation Test. *Journal of Nuclear Materials* 244, 16–21. [https://doi.org/10.1016/S0022-3115\(96\)00729-5](https://doi.org/10.1016/S0022-3115(96)00729-5)
- Kooyman, T., Buiron, L., Rimpault, G., 2018. A Comparison of Curium, Neptunium and Americium Transmutation Feasibility. *Annals of Nuclear Energy* 112, 748–758. <https://doi.org/10/gcvvg2c>
- Kraev, K., 2020. Russia / Beloyarsk-4 Fast Reactor Set to Fully Run on MOX Fuel in 2022 [WWW Document]. The Independent Global Nuclear News Agency. URL <https://www.nucnet.org/news/beloyarsk-4-fast-reactor-set-to-fully-run-on-mox-fuel-in-2022-6-5-2020> (zugegriffen 1. Dezember 2020).
- Krall, L., Macfarlane, A., 2018. Burning Waste or Playing with Fire? Waste Management Considerations for Non-Traditional Reactors. *Bulletin of the Atomic Scientists* 74, 326–334. <https://doi.org/10/ggjc54>
- Krivitski, I.Yu., 2001. BN-800 – History and Perspective. Institute for Physics and Power Engineering,.
- Krivitski, I.Yu., Vorotyntsev, M.F., Pyshin, V.K., Korobeinikova, L.V., 2001. Neutronic and Safety Aspects of Inert Matrix Fuel Utilization in Fast Reactors for Plutonium and Minor Actinides Transmutation. *Progress in Nuclear Energy* 38, 391–394. [https://doi.org/10.1016/S0149-1970\(00\)00142-6](https://doi.org/10.1016/S0149-1970(00)00142-6)
- Kuperman, A.J., 2018. Plutonium for Energy? Explaining the Global Decline of MOX, A Policy Research Project of the LBJ School of Public Affairs, University of Texas at Austin. The University of Texas at Austin.

- Kussmaul, K., 1978. Die Gewährleistung der Umschließung, Grundlagen und Nachweis der Berstsicherheit von Reaktordruckbehältern für LWR-Kernkraftwerke. *Atomwirtschaft* 354–361.
- Kütt, M., Frieß, F., Englert, M., 2014. Plutonium Disposition in the BN-800 Fast Reactor: An Assessment of Plutonium Isotopics and Breeding. *Science & Global Security* 22, 188–208. <https://doi.org/10/ggjcxn>
- Kuznetsov, A.E., Vasilev, B.A., Farakshin, M.R., Belov, S.B., Sheryakov, V.S., 2017. The BN-800 Core with MOX Fuel. Gehalten auf der International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR17), Yekaterinburg, Russian Federation.
- Lardot, N., 2006. Schema radioaktiver Abfälle [WWW Document]. URL https://de.wikipedia.org/wiki/Datei:Schema_radioaktiver_Abfaelle.svg
- LeBlanc, D., 2010. Molten Salt Reactors: A New Beginning for an Old Idea. *Nuclear Engineering and Design* 240, 1644–1656. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2009.12.033>
- Lee, H., Hur, J.-M., Kim, J.-G., Ahn, D.-H., Cho, Y.-Z., Paek, S.-W., 2011. Korean Pyrochemical Process R&D activities. *Energy Procedia* 7, 391–395. <https://doi.org/10.1016/j.egypro.2011.06.051>
- Leuthäuser, K., 1975. Möglichkeiten und Grenzen der Implosion und Kompression von Kernspaltungsmaterial (INT-Bericht Nr. 72). FhG-Institut für Naturwissenschaftlich-technische Trendanalysen (INT).
- Lewis, E.E., 2008. *Fundamentals of Nuclear Reactor Physics*. Academic Press, Amsterdam/Boston.
- Lewitz, J.-C., Huke, A., Ruprecht, G., Weißbach, D., Gottlieb, S., Hussein, A., Czerski, K., 2020. The Dual Fluid Reactor - An Innovative Fast Nuclear-Reactor Concept with High Efficiency and Total Burnup. *ATW, Internationale Zeitschrift für Kernenergie* 65.
- Liebert, W., 2005. Proliferationsresistenz: Risiken und notwendige Schritte zur effektiven Eindämmung der nuklearen Proliferation, in: *Die Zukunft der Rüstungskontrolle*. Nomos, Baden-Baden, S. 224–235.
- Liebert, W., 2002. Vergleich fortgeschrittener Nuklearsysteme zur Energieerzeugung – Aspekte prospektiver Technikgestaltung, in: Rebhan, E. (Hrsg.), *Energiehandbuch - Gewinnung, Wandlung und Nutzung von Energie*. Springer, Heidelberg, S. 558–592.
- Liebert, W., 1996. Eine Bombenidee – Die Rolle der Hanauer Brennelementefabrik und die Beseitigung von Waffenplutonium. *Wechselwirkung* 46–51.
- Liebert, W., 1992. Proliferationsrisiken durch moderne Nukleartechnologie, in: Müller, E., Neuneck, G. (Hrsg.), *Rüstungsmodernisierung und Rüstungskontrolle. Neue Technologien, Rüstungsdynamik und Stabilität*. Nomos Verlagsgesellschaft, Baden-Baden, S. 45–68.
- Liebert, W., Bähr, R., Glaser, A., Hahn, L., Pistner, C., 1999. Fortgeschrittene Nuklearsysteme - Review Studie, *Technology Assessment TA 34/1999*. ed. Schweizer Wissenschaftsrat.
- Liebert, W., Englert, M., Pistner, C., 2009. Kernwaffenrelevante Materialien und Präventive Rüstungskontrolle: Uranfreie Brennstoffe zur Plutoniumbeseitigung und Spallationsneutronenquellen (DSF-Forschung Nr. 20). Deutsche Stiftung Friedensforschung, Osnabrück.
- Liebert, W., Frieß, F., Gufler, K., Arnold, N., 2017. Gutachterliche Stellungnahme zum Forschungsreaktor München II (FRM-II) im Auftrag des Nationalen

- Begleitgremiums. Institut für Sicherheits- und Risikowissenschaften (ISR), Universität für Bodenkultur (BOKU) Wien.
- Liebert, W., Sailer, M., 2004. Ein Fiasko für die deutsche Abrüstungspolitik – Die Hanauer Brennelementefabrik und ihre militärischen Verwendungsmöglichkeiten in China. Frankfurter Rundschau Dokumentation, 16.3.2004.
- Lim, E., 2019. South Korea's Nuclear Dilemmas. *Journal for Peace and Nuclear Disarmament* 2, 297–318. <https://doi.org/10.1080/25751654.2019.1585585>
- Lintner, K., Schmid, E., 1962. Werkstoffe des Reaktorbaues mit besonderer Berücksichtigung der Metalle. Springer, Berlin.
- Lipkina, K., Savchenko, A., Vatulin, A., Kulakov, G., Maranchak, S., Ershov, S., Sorokin, V., 2013. Peculiarities of MA Transmutation in Advanced IMF Design.
- Liu, B., Han, J., Liu, F., Sheng, J., Li, Z., 2020. Minor Actinide Transmutation in the Lead-Cooled Fast Reactor. *Progress in Nuclear Energy* 119. <https://doi.org/10/ggkx87>
- Liu, P., Chen, X., Boccaccini, C.M., Maschek, W., Smith, P., Sobolev, V., 2007. Accelerator Driven Systems for Transmutation: Safety Considerations and Analyses of EFIT Type Cores, in: Cen, K., Chi, Y., Wang, F. (Hrsg.), *Challenges of Power Engineering and Environment*. Springer Berlin Heidelberg, Berlin, Heidelberg, S. 1127–1133. https://doi.org/10.1007/978-3-540-76694-0_209
- Locke, G., 1982. Aufbau und Funktionsweise von Kernspaltungswaffen (INT-Bericht Nr. 25). FhG-Institut für naturwissenschaftlich-technische Trendanalysen (INT).
- Lovering, J.R., Yip, A., Nordhaus, T., 2016. Historical Construction Costs of Global Nuclear Power Reactors. *Energy Policy* 91, 371–382. <https://doi.org/10.1016/j.enpol.2016.01.011>
- Lovins, A., Lovins, H., 1981. *Energy/War: Breaking the Nuclear Link*. Friends of the Earth, San Francisco (deutsche Übersetzung: *Atomenergie und Kriegsgefahr*, Rowohlt 1981).
- Lumetta, G.J., Casella, A.J., Hall, G.B., Levitskaia, T.G., Rapko, B.M., Sinkov, S.I., Modolo, G., Wilden, A., 2016. Advanced TALSPEAK for Separating Trivalent Actinides and Lanthanides. *Gehalten auf der Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation. Workshop Proceedings of the Fourteenth Information Exchange Meeting, San Diego, United States, 17-20 October 2016*.
- Lyman, E., 2017. *The Pyroprocessing Files [WWW Document]*. All Things Nuclear. URL <https://allthingsnuclear.org/elyman/the-pyroprocessing-files> (zugegriffen 29.Oktober 2020).
- Lyman, E., Feiveson, H., 1998. The Proliferation Risks of Plutonium Mines. *Science & Global Security* 7, 119–128. <https://doi.org/10/dr99ph>
- Lyman, E., von Hippel, F., 2008. Reprocessing Revisited: The International Dimensions of the Global Nuclear Energy Partnership. *Arms Control Today* 38.
- Magill, J., Berthou, V., Haas, D., Galy, J., Schenkel, R., Wiese, H.-W., Heusener, G., Tommasi, J., Youinou, G., 2003. Impact Limits of Partitioning and Transmutation Scenarios on the Radiotoxicity of Actinides in Radioactive Waste. *Nuclear Energy* 42, 263–277. <https://doi.org/10.1680/nuen.42.5.263.37622>
- Magill, J., Peerani, P., 1999. (Non-) Proliferation Aspects of Accelerator Driven Systems. *Journal de Physique* 9, 167–181.
- Magill, J., Peerani, P., Schenkel, R., van Geel, J., 1997. Accelerators and (Non-) Proliferation. *Gehalten auf der ANS Winter Meeting – Topical Meeting on Nuclear Applications – in Albuquerque, New Mexico, Nov. 16-20, 1997*.
- Mainichi Daily News, 2016. Running Monju Reactor for 10 Years Would Cost Gov't 600 Billion Yen Extra.

- Malambu, E., Stnkovski, G., Van den Eynde, G., Fernandez, R., Baeten, P., Abderrahim, H.A., 2015. Neutronic Analysis of Minor Actinide Transmutation in MYRRHA. Gehalten auf der Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation: Thirteenth Information Exchange Seoul, Republic of Korea 23.-26. September 2014, NEA/OECD.
- Malmbeck, R., Magnusson, D., Bourg, S., Carrott, M., Geist, A., Hérès, X., Miguirditchian, M., Modolo, G., Müllich, U., Sorel, C., Taylor, R., Wilden, A., 2019. Homogenous Recycling of Transuranium Elements from Irradiated Fast Reactor Fuel by the EURO-GANEX Solvent Extraction Process. *Radiochimica Acta* 107, 917–929. <https://doi.org/10.1515/ract-2018-3089>
- Mansani, L., Andrea, B., Giovanni, C., Carlo, A., Georgios, G., 2007. EFIT: The European Facility for Industrial Transmutation of Minor Actinides.
- Mansani, L., Artioli, C., Schikorr, M., Rimpault, G., Angulo, C., Bruyn, D.D., 2012. The European Lead-Cooled EFIT Plant: An Industrial-Scale Accelerator-Driven System for Minor Actinide Transmutation. *Nuclear Technology* 180, 241–263. <https://doi.org/10/ggkx83>
- Margolin, B.Z., Gulenko, A.G., Buchatsky, A.A., Sorokin, A.A., Vilensky, O.Y., Vasilyev, B.A., 2017. Basic Principles for Lifetime and Structural Integrity Assessment of BN-600 and BN-800 Fast Reactors Components with Regard for Material Degradation. Gehalten auf der Fast Reactor and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development FR 17, Yekaterinburg, Russian Federation.
- Mariani, R.D., Benedict, R.W., Lell, R.M., Turski, R.B., Fujita, E.K., 1996. Criticality Safety Strategy and Analysis Summary for the Fuel Cycle Facility Electrorefiner at Argonne National Laboratory West. *Nuclear Technology* 114, 224–234.
- Mariani, R.D., Benedict, R.W., Lell, R.M., Turski, R.B., Fujita, E.K., 1993. Criticality Safety Strategy for the Fuel Cycle Facility Electrorefiner at Argonne National Laboratory, West (ANL/FC/CP--78117). Argonne National Laboratory.
- Mark, J.C., 1993. Explosive Properties of Reactor-Grade Plutonium. *Science & Global Security* 4, 111–128.
- Marth, W., 1992. Der Schnelle Brueter SNR 300 im Auf und Ab seiner Geschichte. Kernforschungszentrum Karlsruhe. <https://doi.org/10.5445/IR/270032042>
- Marth, W., 1981. Zur Geschichte des Projekts Schneller Brüter (KfK 3111). Kernforschungszentrum Karlsruhe.
- Martinez-Val, J., Abderrahim, H.A., 2008. P&T Roadmap Proposal for Advanced Fuel Cycles leading to a Sustainable Nuclear Energy (Deliverable 6.2). Sixth Framework Programme - Partitioning and Transmutation European Roadmap for Sustainable Nuclear Energy (PATEROS).
- Maschek, W., Chen, X., Delage, F., Fernandez-Carretero, A., Haas, D., Matzerath Boccaccini, C., Rineiski, A., Smith, P., Sobolev, V., Thetford, R., Wallenius, J., 2008. Accelerator Driven Systems for Transmutation: Fuel Development, Design and Safety. *Progress in Nuclear Energy* 50, 333–340. <https://doi.org/10/bwqtcp>
- Matveev, V.I., Krivitski, I.Y., Tsikunov, A.G., 1999. Nuclear Power Systems Using Fast Reactors to Reduce Long-lived Wastes, in: Parish, T.A., Khromov, V.V., Carron, I. (Hrsg.), *Safety Issues Associated with Plutonium Involvement in the Nuclear Fuel Cycle*, NATO ASI series. Kluwer in cooperation with NATO Scientific Affairs Division, Dordrecht London.
- Matveev, V.I., Yeliseev, V.A., Poplavskaya, Ye.V., 2005. The Use of Sodium-Cooled Fast Reactors for Effectively Reprocessing Plutonium and Minor Actinides, in: *National*

- Research Council (Hrsg.), *An International Spent Nuclear Fuel Storage Facility: Exploring a Russian Site as a Prototype: Proceedings of an International Workshop*. The National Academies Press, Washington, D.C.
- Mcfarlane, J., Taylor, P.A., Holcomb, D.E., Poore, W., 2019. Review of Hazards Associated with Molten Salt Reactor Fuel Processing Operations (ORNL/TM--2019/1195, 1543201). <https://doi.org/10.2172/1543201>
- Mellinger, P.J., Harmon, K.M., Lakey, L.T., 1984. *A Summary of Nuclear Fuel Reprocessing Activities Around the World (PNL-4981)*. Pacific Northwest National Laboratory.
- Merk, B., Glivici-Cotruță, G.-C., 2014. Studie zur Partitionierung und Transmutation (P&T) hochradioaktiver Abfälle - Stand der Grundlagen- und technologischen Forschung (HZDR-052). Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf.
- Merk, B., Litskevich, D., Peakman, A., Bankhead, M., 2019. The Current Status of Partitioning & Transmutation and How to Develop a -Vision for Nuclear Waste Management. *ATW, Internationale Zeitschrift für Kernenergie* 64, 6.
- Merk, B., Rohde, U., Glivici-Cotruță, V., Litskevich, D., Scholl, S., 2014. On the Use of a Molten Salt Fast Reactor to Apply an Idealized Transmutation Scenario for the Nuclear Phase Out. *PLoS ONE* 9, e92776. <https://doi.org/10.1371/journal.pone.0092776>
- Mignacca, B., Locatelli, G., 2020. Economics and Finance of Molten Salt Reactors. *Progress in Nuclear Energy* 129, 103503. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2020.103503>
- Mihók, P., 2020. Understanding political institutional support for completing the Mochovce nuclear power plant. *Progress in Nuclear Energy* 120, 103192. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2019.103192>
- Miller, M., 1990. *Are IAEA Safeguards on Plutonium Bulk-Handling Facilities Effective?* Nuclear Control Institute, Washington D.C.
- Mincher, B.J., 2015. Radiation Chemistry in the Reprocessing and Recycling of Spent Nuclear Fuels, in: *Reprocessing and Recycling of Spent Nuclear Fuel*. Elsevier, S. 191–211. <https://doi.org/10.1016/B978-1-78242-212-9.00008-3>
- Ministry of Trade, Industry and Energy, 2017. *The 8th Basic Plan for Long-term Electricity Supply and Demand (2017 - 2031) (No. 2017-611)*. South Korea.
- Mizumoto, M., 1994. Accelerators for Nuclear Waste Transmutation. *Gehalten auf der International Linac Conference, Tsukuba, Japan*, S. 5.
- Modolo, G., Geist, A., Miguiriditchian, M., 2015. Minor Actinide Separations in the Reprocessing of Spent Nuclear Fuels, in: Taylor, R. (Hrsg.), *Reprocessing and Recycling of Spent Nuclear Fuel*, Woodhead Publishing Series in Energy. Elsevier, S. 245–287. <https://doi.org/10.1016/B978-1-78242-212-9.00010-1>
- Möller, T., Thierfeldt, A., Filby, A., 2015. Gutachten zum Thema „Transmutation“ im Auftrag der Kommission Lagerung hochradioaktiver Abfallstoffe. Brenk Systemplanung GmbH.
- Moon, S.-I., Seo, S.-J., Chong, W.-M., You, G.-S., Ku, J.-H., Kim, H.-D., 2015. Identification of Safety Controls for Engineering-Scale Pyroprocess Facility. *Nuclear Engineering and Technology* 47, 915–923. <https://doi.org/10.1016/j.net.2015.08.005>
- Morland, H., 1979. *The H-bomb Secret*. *The Progressive November*, 3–13.
- Morman, J., Aliberti, G., Stevens, J., Ave, S.C., Allenou, J., Stepnik, B., Rontard, C., Unesaki, H., Misawa, T., 2019. *History and Current Status of the KUCA Dry Core*

- Conversion Project, in: 40th RERTR 2019 International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors. Zagreb, Croatia, S. 9.
- Mueller, A.C., 2013. Transmutation of Nuclear Waste and the future MYRRHA Demonstrator. *Journal of Physics: Conference Series* 420, 012059. <https://doi.org/10/ggkx9c>
- Mühr-Ebert, E.L., 2017. Dissolution Behaviour of Innovative Inert Matrix Fuels for Recycling of Minor Actinides (Dissertation). RWTH Aachen.
- Müller, W.D., 1990. Die Geschichte der Kernenergie in der Bundesrepublik Deutschland. Schäffer Verlag, Stuttgart.
- Müller-Lyda, I., Brassler, T. (Hrsg.), 2008. Endlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle in Deutschland: Hauptband, GRS 247. Köln.
- Nafee, S., Al-ramady, A., Shaheen, S., 2012. Decay Heat Contribution Analyses of Curium Isotopes in the Mixed Oxide Nuclear Fuel. *World Academy of Science, Engineering and Technology* 68, 2238–2242.
- Nagarajan, K., Reddy, B.P., Ghosh, S., Ravisankar, G., Mohandas, K.S., Mudali, U.K., Kutty, K.V.G., Viswanathan, K.V.K., Babu, C.A., Kalyanasundaram, P., Rao, P.R.V., Raj, B., 2011. Development of Pyrochemical Reprocessing for Spent Metal Fuels. *Energy Procedia* 7, 431–436. <https://doi.org/10.1016/j.egypro.2011.06.057>
- Nagarajan, K., Subramanian, T., Reddy, B.P., Rao, P.R.V., Raj, B., 2008. Current Status of Pyrochemical Reprocessing Research in India. *Nuclear Technology* 162, 259–263. <https://doi.org/10.13182/NT08-A3954>
- Nagra, 2002. Demonstration of Disposal Feasibility for Spent Fuel, Vitrified High-level Waste and long-lived Intermediate-level Waste (Entsorgungsnachweis). National Cooperative for the Disposal of Radioactive Waste, Switzerland.
- Nakae, N., 2006. Management of Plutonium Content based on Reactivity of Each Plutonium Isotope. *Journal of Nuclear Science and Technology* 43, 361–366. <https://doi.org/10.1080/18811248.2006.9711105>
- NAS, 2020. DOE Plan to Dilute and Dispose of Surplus Plutonium at New Mexico Site Technically Viable if Security, Execution, Other Challenges Are Addressed, Says New Report [WWW Document]. URL <https://www.nationalacademies.org/news/2020/04/doe-plan-to-dilute-and-dispose-of-surplus-plutonium-at-new-mexico-site-technically-viable-if-security-execution-other-challenges-are-addressed-says-new-report> (zugegriffen 9.Dezember 2020).
- NAS, 1995. Management and Disposition of Excess Weapons Plutonium: Reactor-Related Options. National Academy of Sciences, Washington, DC: The National Academies Press. <https://doi.org/10.17226/4754>
- NAS, 1994. Management and Disposition of Excess Weapons Plutonium. National Academy of Sciences, Washington, DC: The National Academies Press.
- NASEM, 2016. Reducing the Use of Highly Enriched Uranium in Civilian Research Reactors. National Academies of Sciences, Engineering, and Medicine, National Academies Press, Washington, D.C. <https://doi.org/10.17226/21818>
- Natarajan, R., 2015. Reprocessing of Spent Fast Reactor Nuclear Fuels, in: Taylor, R. (Hrsg.), *Reprocessing and Recycling of Spent Nuclear Fuel*, Woodhead Publishing Series in Energy. Elsevier. <https://doi.org/10.1016/B978-1-78242-212-9.00009-5>
- NDA, 2019. Progress on Plutonium Consolidation, Storage and Disposition. Nuclear Decommissioning Authority, Great Britain.
- NEI, 2020. Japan's Rokkasho Reprocessing Plant Postponed Again - Nuclear Engineering International [WWW Document]. Nuclear Engineering International. URL

- <https://www.neimagazine.com/news/newsjapans-rokkasho-reprocessing-plant-postponed-again-8105722> (zugegriffen 19. Februar 2021).
- NEI, 2019a. France cancels ASTRID fast reactor project [WWW Document]. Nuclear Engineering International. URL <https://www.neimagazine.com/news/newsfrance-cancels-astrid-fast-reactor-project-7394432> (zugegriffen 13. Juli 2020).
- NEI, 2019b. More cost increases for Flamanville 3 - Nuclear Engineering International [WWW Document]. Nuclear Engineering International. URL <https://www.neimagazine.com/news/newsmore-cost-increases-for-flamanville-3-7447226> (zugegriffen 15. Januar 2021).
- NEI, 2016. MOX Fuel for Russia's BN-800 [WWW Document]. Nuclear Engineering International. URL <https://www.neimagazine.com/news/newsmox-fuel-for-russias-bn-800-4838389> (zugegriffen 6. November 2020).
- Nema, P.K., 2011. Application of Accelerators for Nuclear Systems: Accelerator Driven System (ADS). *Energy Procedia* 7, 597–608. <https://doi.org/10.1016/j.egypro.2011.06.080>
- Neumann, W., 2010. Nuclear Waste Management in the European Union: Growing Volumes and no Solution. The Greens/EFA in the European Parliament.
- nirab, 2020. Achieving Net Zero: The Role of Nuclear Energy in Decarbonisation (Annual Report 2020). Nuclear Innovation and Research Advisory Board, Great Britain.
- NNL, 2014. Minor Actinide Transmutation - Position Paper. National Nuclear Laboratory, Great Britain.
- OECD/NEA, 2020. Structural Materials Data Management Survey (No. NEA/NSC/R(2019)3). Nuclear Energy Agency / Organisation for Economic Co-operation and Development.
- OECD/NEA, 2019. Review of Operating and Forthcoming Experimental Facilities Opened to International R&D Co-operation in the Field of Advanced Fuel Cycles (NEA/NSC/R(2018)4). Nuclear Energy Agency / Organisation for Economic Co-operation and Development.
- OECD/NEA, 2018a. State-of-the-art Report on the Progress of Nuclear Fuel Cycle Chemistry, Nuclear Science 7267. Nuclear Energy Agency, Organisation for Economic Co-operation and Development. <https://doi.org/10.1787/9789264298545-en>
- OECD/NEA, 2018b. JANIS- ENDF/B-VIII.0 Fission Yields Data.
- OECD/NEA, 2017. Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation. Workshop Proceedings of the Fourteenth Information Exchange Meeting, San Diego, United States, 17-20 October 2016 (NEA/NSC/R(2017)3). Nuclear Energy Agency / Organisation for Economic Co-operation and Development.
- OECD/NEA, 2015a. Review of Integral Experiments for Minor Actinide Management, Nuclear Science. Nuclear Energy Agency / Organisation for Economic Co-operation and Development. <https://doi.org/10.1787/9789264231733-en>
- OECD/NEA, 2015b. Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation: Thirteenth Information Exchange Seoul, Republic of Korea 23-26 September 2014, Nuclear Science. Nuclear Energy Agency / Organisation for Economic Co-operation and Development.
- OECD/NEA, 2013. Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation. Workshop Proceedings of the Twelfth Information Exchange Meeting, Prague, Czech Republic 24-27 September 2012. Nuclear Energy Agency / Organisation for Economic Co-operation and Development.

- OECD/NEA, 2012. Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation: Eleventh Information Exchange Meeting, San Francisco, California, USA, 1-4 November 2010, Nuclear Science. Nuclear Energy Agency / Organisation for Economic Co-operation and Development. <https://doi.org/10.1787/9789264991743-en>
- OECD/NEA, 2009. Nuclear Fuel Cycle Transition Scenario Studies: Status Report. Nuclear Energy Agency / Organisation for Economic Co-operation and Development.
- OECD/NEA, 2006a. Physics and Safety of Transmutation Systems - A Status Report. Nuclear Energy Agency / Organisation for Economic Co-operation and Development.
- OECD/NEA, 2006b. Advanced Nuclear Fuel Cycles and Radioactive Waste Management. Nuclear Energy Agency / Organisation for Economic Co-operation and Development.
- OECD/NEA, 2005a. Fuels and Materials for Transmutation (NEA No. 5419). International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria.
- OECD/NEA, 2005b. The Safety of the Nuclear Fuel Cycle. Nuclear Energy Agency / Organisation for Economic Co-operation and Development.
- OECD/NEA, 2004. Pyrochemical Separations in Nuclear Applications - A Status Report. Nuclear Energy Agency / Organisation for Economic Co-operation and Development.
- OECD/NEA, 2002. Accelerator-Driven Systems (ADS) and Fast Reactors (FR) in Advanced Nuclear Fuel Cycles: A Comparative Study. Nuclear Energy Agency / Organisation for Economic Co-operation and Development.
- OECD/NEA, 2001. Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation: Sixth Information Exchange Meeting, Madrid, Spain, 11-13 December 2000, Nuclear Science. Nuclear Energy Agency / Organisation for Economic Co-operation and Development. <https://doi.org/10.1787/9789264991743-en>
- OECD/NEA, 1999. Actinide und Fission Product Partitioning and Transmutation. Status and Assessment Report. Nuclear Energy Agency / Organisation for Economic Co-operation and Development.
- OECD/NEA, 1994. The Economics of the Nuclear Fuel Cycle. Nuclear Energy Agency / Organisation for Economic Co-operation and Development, Paris.
- Ohshima, H., Kubo, S., 2016. Sodium-Cooled Fast Reactor, in: Handbook of Generation IV Nuclear Reactors. Elsevier, S. 97–118. <https://doi.org/10.1016/B978-0-08-100149-3.00005-7>
- Ohta, H., Ogata, T., Inagaki, K., Rondinella, V.V., Bremier, S., van Wickel, S., Papaioannou, D., Glatz, J.-P., 2017. Post-irradiation Examination of Fast Reactor Metal Fuel for Minor Actinide Transmutation. Gehalten auf der Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation. Workshop Proceedings of the Fourteenth Information Exchange Meeting, San Diego, United States, 17-20 October 2016, Nuclear Energy Agency / Organisation for Economic Co-operation and Development.
- Orano, 2018. Analyse comparée du bilan environnemental d'un cycle électronucléaire « monorecyclage pu » et d'un cycle ouvert. Orano Group, Paris, France.
- OTA, 1993. Technologies Underlying Weapons of Mass Destruction (OTA-BP-ISC-115). Office of Technology Assessment, Washington, D.C.: Government Printing Office.
- Paff, M., 2009. Safeguards for International Pyroprocessing Facilities (INL/INT-09-16360). Idaho National Laboratory.

- Palmiotti, G., Salvatores, M., Assawaroongruengchot, M., 2011. Impact of the Core Minor Actinide Content on Fast Reactor Reactivity Coefficients. *Journal of Nuclear Science and Technology* 48, 628–634. <https://doi.org/10/ggkx88>
- Parisot, J.-F. (Hrsg.), 2016. Sodium-Cooled Nuclear Reactors, CEA Nuclear Energy Division Monograph. Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives, Paris.
- Parisot, J.-F. (Hrsg.), 2009. Nuclear Fuels, CEA Nuclear Energy Division Monograph. Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives, Paris.
- Park, W.S., Shin, U., Han, S.-J., Song, T.Y., Choi, B.H., Park, C.K., 2000. HYPER (Hybrid Power Extraction Reactor): A System for Clean Nuclear Energy. *Nuclear Engineering and Design* 199, 155–165. [https://doi.org/10.1016/S0029-5493\(99\)00066-7](https://doi.org/10.1016/S0029-5493(99)00066-7)
- Peiffer, F., McStocker, B., Gründler, D., Ewig, F., Thomauske, B., Havenith, A., Kettler, J., 2011. Abfallspezifikation und Mengengerüst - Bericht zum Arbeitspaket 3. Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben (GRS-278). Gesellschaft für Reaktorsicherheit.
- Perrin, F., 1955. Atomic Energy in France. *Bulletin of the Atomic Scientists* 11, 92–93. <https://doi.org/10.1080/00963402.1955.11453573>
- Perrow, C., 1984. *Normal Accidents: Living with High-Risk Technology*. Basic Books.
- Pillon, S., 2012. 3.05 - Actinide-Bearing Fuels and Transmutation Targets, in: Konings, R.J.M. (Hrsg.), *Comprehensive Nuclear Materials*. Elsevier, S. 109–141. <https://doi.org/10.1016/B978-0-08-056033-5.00053-7>
- Pistner, C., 2006. Neutronenphysikalische Untersuchungen zu uranfreien Brennstoffen (Dissertation). Technische Universität Darmstadt.
- Pistner, C., Englert, M., 2017. Neue Reaktorkonzepte - Eine Analyse des aktuellen Forschungsstands. Im Auftrag der Schweizerischen Energie-Stiftung. Öko Institut e.V., Darmstadt.
- Pistner, C., Liebert, W., Fujara, F., 2006. Neutronics Calculations on the Impact of Burnable Poisons to Safety and Non-Proliferation Aspects of Inert Matrix Fuel. *Journal of Nuclear Materials* 352, 268–275. <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2006.02.088>
- PMDA, 2010. Plutonium Management and Disposition Agreement as amended by the 2010 Protocol.
- Poinssot, C., Rostaing, C., Grandjean, S., Boullis, B., 2012. Recycling the Actinides, the Cornerstone of Any Sustainable Nuclear Fuel Cycles. *Procedia Chemistry* 10.
- Poitras, J., 2021. Former U.S. Regulator Questions Small Nuclear Reactor Technology [WWW Document]. CBC. URL <https://www.cbc.ca/news/canada/new-brunswick/nuclear-waste-reactors-new-brunswick-allison-macfarlane-moltex-arc-1.5873542> (zugegriffen 18.Januar 2021).
- Pöml, P., Konings, R.J.M., Somers, J., Wiss, T., de Haas, G.J.L.M., Klaassen, F.C., 2012. Inert Matrix Fuel, in: Konings, Rudy J.M. (Hrsg.), *Comprehensive Nuclear Materials*. Elsevier, S. 237–256. <https://doi.org/10.1016/B978-0-08-056033-5.00057-4>
- Pomper, M., A., Dalton, T., Snyder, S., Dalnoki-Veress, F., 2016. Strengthening the ROK-US Nuclear Partnership (CNS Occasional Paper #24). Middlebury Institute of International Studies at Monterey, James Martin Center for Nonproliferation Studies.

- Ponomarev, L.I., Belonogov, M.N., Volkov, I.A., Simonenko, V.A., Sheremet'eva, U.F., 2019. Np, Am, Cm Transmutation in Different Types of Reactors. *Atomic Energy* 126, 6.
- Prabhakaran, R., 2017. U-Mo Monolithic Fuel for Nuclear Research and Test Reactors. *JOM* 69, 2529–2531. <https://doi.org/10.1007/s11837-017-2612-3>
- Pyeon, C.H., Talamo, A., Fukushima, M., 2020. Special Issue on Accelerator-Driven System Benchmarks at Kyoto University Critical Assembly. *Journal of Nuclear Science and Technology* 57, 133–135. <https://doi.org/10.1080/00223131.2019.1680324>
- radioactivity.eu.com, 2020. Radioactivity : MOX fuels [WWW Document]. URL https://www.radioactivity.eu.com/site/pages/MOX_Fuels.htm (zugegriffen 9.Dezember 2020).
- Radkau, J., 1983. Aufstieg und Krise der deutschen Atomwirtschaft 1945-1975: verdrängte Alternativen in der Kerntechnik und der Ursprung der nuklearen Kontroverse, Rororo Sachbuch. Rowohlt, Reinbek bei Hamburg.
- Raj, B., 2009. Design Robustness and Safety Adequacy of India's Fast Breeder Reactor. *Science & Global Security* 17, 194–196. <https://doi.org/10.1080/08929880903451397>
- Ramana, M.V., 2018. Technical and Social Problems of Nuclear Waste. *WIREs Energy Environ* 7. <https://doi.org/10.1002/wene.289>
- Ramana, M.V., 2009. India and Fast Breeder Reactors. *Science & Global Security* 17, 54–67. <https://doi.org/10/cgrj79>
- Ramana, M.V., Rammanohar Reddy, C. (Hrsg.), 2003. Prisoners of the Nuclear Dream. Orient Longman, Hyderabad, A.P.
- Renn, O. (Hrsg.), 2014. Partitionierung und Transmutation: Forschung, Entwicklung, gesellschaftliche Implikationen, Acatech Studie. Deutsche Akademie der Technikwissenschaften, Herbert Utz Verlag GmbH, München.
- Rineiski, A., Flad, M., Gabrielli, F., Vezzoni, B., 2017. Fast Reactor Systems in the German P&T and Related Studies. Gehalten auf der International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR17), Yekaterinburg, Russian Federation.
- Rineiski, A., Vezzoni, B., Gabrielli, F., Maschek, W., Salvatores, M., Fazio, C., 2013. Options for Incineration of Trans-Uranium Elements from German Spent Nuclear Fuel.
- Rodriguez, G., 2019. GIF Annual Report 2019. Generation IV International Forum.
- Rosatom, 2020a. Rosatom Manufactures the First Full Refueling Batch of MOX Fuel for BN-800 Fast Reactor [WWW Document]. Rosatom State Atomic Energy Corporation. URL <https://www.rosatom.ru/en/press-centre/news/rosatom-manufactures-the-first-full-refueling-batch-of-mox-fuel-for-bn-800-fast-reactor/> (zugegriffen 1.Dezember 2020).
- Rosatom, 2020b. Modern Reactors of Russian Design [WWW Document]. State Atomic Energy Corporation. URL <https://www.rosatom.ru/en/rosatom-group/engineering-and-construction/modern-reactors-of-russian-design/> (zugegriffen 1.Dezember 2020).
- Rosatom Overseas, 2013. The VVER today - Evolution | Design | Safety.
- Rosenthal, M.W., 2009. An Account of Oak Ridge National Laboratory's Thirteen Nuclear Reactors (ORNL/TM-2009/181). Oak Ridge National Laboratory.

- Rossa, R., 2011. Study of Some Aspects of Proliferation Resistance of the MYRRHA facility (Masterthesis). Corso Di Laurea Specialistica in Ingegneria Energetica E Nucleare.
- Rothwell, G., 2017. Estimating Costs of Gen IV Systems.
- Rouault, J., Chellapandi, P., Raj, B., Dufour, P., Latge, C., Paret, L., Pinto, P.L., Rodriguez, G.H., Gautier, G.-M., Fiorini, G.-L., Pelletier, M., Gosset, D., Bourganel, S., Mignot, G., Varaine, F., Valentin, B., Masoni, P., Martin, P., Queval, J.-C., Broc, D., Devictor, N., 2010. Sodium Fast Reactor Design: Fuels, Neutronics, Thermal-Hydraulics, Structural Mechanics and Safety, in: Cacuci, D.G. (Hrsg.), Handbook of Nuclear Engineering. Springer US, Boston, MA, S. 2321–2710. https://doi.org/10.1007/978-0-387-98149-9_21
- Rubbia, C., Rubio, J.A., Buono, S., Carminati, F., 1995. Conceptual Design of a Fast Neutron Operated High Power Energy Amplifier (CERN/AT/95-44(ET)). CERN, Switzerland.
- Sackett, J.I., 1996. Operating and Test Experience with EBR-II, the IFR Prototype. Progress in Nuclear Energy 31, 111–129.
- Salvatores, M., 2011. Radioactive Waste Partitioning and Transmutation Within Advanced Fuel Cycles: Achievements and Challenges. Progress in Particle and Nuclear Physics 23.
- Salvatores, M., Meyer, M., Romanello, V., Boucher, L., Schwenk-Ferrero, A., 2008. D2.2 Results of the Regional Scenarios Studies. Sixth Framework programme - Partitioning and Transmutation European Roadmap for Sustainable Nuclear Energy (PATEROS).
- Salvatores, M., Slessarev, I., Tchistiakov, A., 1998. The Transmutation of Long-Lived Fission Products by Neutron Irradiation. Nuclear Science and Engineering 130, 309–319. <https://doi.org/10.13182/NSE98-A2008>
- Salvatores, M., Slessarev, I., Uematsu, M., 1994. A Global Physics Approach to Transmutation of Radioactive Nuclei. Nuclear Science and Engineering 116, 1–18. <https://doi.org/10.13182/NSE94-A21476>
- SAMOFAR, 2019. The Concept of the Molten Salt Fast Reactor [WWW Document]. SAMOFAR. URL <http://samofar.eu/concept/> (zugegriffen 5. Oktober 2020).
- Sarotto, M., 2017. On the Allowed Sub-criticality Level of Lead (-bismuth) Cooled ADS: the EU FP6 EFIT and FP7 FASTER Cases. Annals of Nuclear Energy 102, 440–453. <https://doi.org/10/ggfpsc>
- Sarotto, M., Castelliti, D., Fernandez, R., Lamberts, D., Malambu, E., Stankovskiy, A., Jaeger, W., Ottolini, M., Martin-Fuertes, F., Sabathé, L., Mansani, L., Baeten, P., 2013. The MYRRHA-FASTER Cores Design for Critical and Sub-Critical Operational Modes (EU FP7 Central Design Team Project). Nuclear Engineering and Design 265, 184–200. <https://doi.org/10/f5qdr>
- Sasa, T., 2015. Design of J-PARC Transmutation Experimental Facility, in: Nakajima, K. (Hrsg.), Nuclear Back-End and Transmutation Technology for Waste Disposal. Springer Japan, Tokyo, S. 73–79. https://doi.org/10.1007/978-4-431-55111-9_8
- Saturnin, B.D., Allou, A., Jasserand, F., Fillastre, E., Giffard, F.-X., 2015. Impact of Transmutation Scenarios on Fuel Transportation, in: Nuclear Science. Gehalten auf der Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation: Thirteenth Information Exchange Seoul, Republic of Korea 23-26 September 2014, NEA/OECD.
- Savchenko, A., Ivanov, V., Kulakov, G., Lipkina, K., Uferov, O., 2015. Nuclear Fuel Cycle with METMET and Composite Fuel: Materials, Technology and Advantages.

- Gehalten auf der 45èmes Journées des Actinides, 15-19 April, 2015, Prague, Czech Republic.
- Schmidt, G., Kirchner, G., Pistner, C., 2013. Endlagerproblematik - Können Partitionierung und Transmutation helfen? Technikfolgenabschätzung - Theorie und Praxis 22, 52–58.
- Schneider, M., 2009. Fast Breeder Reactors in France. *Science & Global Security* 17, 36–53. <https://doi.org/10/cnrgx5>
- Schneider, M., Froggatt, A., Hazemann, J., Ahmad, A., Katsuta, T., Ramana, M.V., Wealer, B., Stienne, A., Meinass, F., Kang, J., 2020. *The World Nuclear Industry*. Mycle Schneider Consulting.
- Schneider, M., Marignac, Y., 2008. Spent Nuclear Fuel Reprocessing in France (IPFM Research Report No. 3). International Panel on Fissile Materials.
- Schwenk-Ferrero, A., 2013. German Spent Nuclear Fuel Legacy: Characteristics and High-Level Waste Management Issues. *Science and Technology of Nuclear Installations* 2013, 1–11. <https://doi.org/10/gbcj4q>
- SDC-TF, 2017. Safety Design Criteria for Generation IV Sodium-cooled Fast Reactor System (Rev. 1) (No. Rev. 1), SDC-TF/2017/02. Safety Design Criteria Task Force, Generation IV International Forum.
- Seifritz, W., 1984. *Nukleare Sprengkörper, Bedrohung oder Energieversorgung für die Menschheit?*, Thiemig-Taschenbücher. Thiemig, München.
- Serber, R., Rhodes, R., 1992. *The Los Alamos Primer: The First Lectures On How to Build an Atomic Bomb (Original von 1943)*. University of California Press.
- Serp, J., Allibert, M., Beneš, O., Delpech, S., Feynberg, O., Ghetta, V., Heuer, D., Holcomb, D., Ignatiev, V., Kloosterman, J.L., Luzzi, L., Merle-Lucotte, E., Uhlíř, J., Yoshioka, R., Zhimin, D., 2014. The Molten Salt Reactor (MSR) in Generation IV: Overview and Perspectives. *Progress in Nuclear Energy* 77, 308–319. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2014.02.014>
- Sierchuła, J., Weissbach, D., Huke, A., Ruprecht, G., Czerski, K., Dabrowski, M.P., 2019. Determination of the Liquid Eutectic Metal Fuel Dual Fluid Reactor (DFRM) Design – Steady State Calculations. *Int J Energy Res* 43, 3692–3701. <https://doi.org/10.1002/er.4523>
- Simanullang, I.L., Obara, T., 2017. Burnup Performance of Rock-Like Oxide (ROX) Fuel in Small Pebble Bed Reactor with Accumulative Fuel Loading Scheme. *Annals of Nuclear Energy* 107, 110–118. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2017.04.019>
- Sinha, R.K., Chellapandi, P., Srinivasan, G., Dulera, I., Vijayan, P.K., Chande, S.K., 2016. Generation IV Concepts: India, in: Piro, I.L. (Hrsg.), *Handbook of Generation IV Nuclear Reactors*. Elsevier, S. 413–452. <https://doi.org/10.1016/B978-0-08-100149-3.00015-X>
- SIPRI, 1979. *Nuclear Energy and Nuclear Weapon Proliferation*. Stockholm International Peace Research Institute, London.
- Skjoldebrand, R., 1980. INFCE – International Nuclear Fuel Cycle. *IAEA Bulletin* 22/2.
- SNETP, 2020. Sustainable Nuclear Energy Technology Platform [WWW Document]. URL <http://www.snetp.eu/> (zugegriffen 21. Januar 2020).
- SNETP, 2013. Strategic Research and Innovation Agenda (SRIA). Sustainable Nuclear Energy Platform, Luxembourg.
- SNETP, 2012. Strategic Research Agenda - Annex Molten Salt Reactor Systems. Sustainable Nuclear Energy Platform, Luxembourg.
- SNETP (Hrsg.), 2007. *The Sustainable Nuclear Energy Technology Platform: A Vision Report*, EUR. Sustainable Nuclear Energy Technology Platform, Luxembourg.

- Sofu, T., 2015. An Overview of U.S. SFR General Design Criteria, in: Monti, S. (Hrsg.), *Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR13): Volume I*. Paris, France.
- Solbrig, C., Westphal, B., Johnson, T., Li, S., Marsden, K., Goff, K., 2007. *Pyroprocessing progress at Idaho National Laboratory. GLOBAL 2007: Advanced Nuclear Fuel Cycles and Systems*.
- Song, J., 2017. Status and Perspective of Spent Fuel Management Policy in Korea.
- Souček, P., Malmbeck, R., 2015. *Pyrochemical Processes for Recovery of Actinides from Spent Nuclear Fuels*, in: Taylor, R. (Hrsg.), *Reprocessing and Recycling of Spent Nuclear Fuel*, Woodhead Publishing Series in Energy. Elsevier.
<https://doi.org/10.1016/B978-1-78242-212-9.00017-4>
- Staicu, D., 2012. Thermal Properties of Irradiated UO₂ and MOX, in: Konings, R.J.M. (Hrsg.), *Comprehensive Nuclear Materials*. Elsevier, S. 439–464.
<https://doi.org/10.1016/B978-0-08-056033-5.00038-0>
- Suchitra, J.Y., Ramana, M.V., 2011. The Costs of Power: Plutonium and the Economics of India's Prototype Fast Breeder Reactor. *IJGEI* 35, 1.
<https://doi.org/10.1504/IJGEI.2011.039982>
- Sugawara, T., Nishihara, K., Tsujimoto, K., Kurata, Y., Oigawa, H., 2011. Investigation of Safety for accelerator-driven system, in: OECD Nuclear Energy Agency, Organisation for Economic Co-operation and Development (Hrsg.), *Technology and components of accelerator-driven systems: workshop proceedings: Karlsruhe, Germany, 15-17 March 2010*. Nuclear Energy Agency, Organisation for Economic Co-operation and Development, Paris.
- Supko, E., 2016. Nuclear fuel fabrication, in: *Uranium for Nuclear Power*. Elsevier, S. 353–382. <https://doi.org/10.1016/B978-0-08-100307-7.00013-2>
- Suzuki, T., 2009. The Fast Reactor and Its Fuel Cycle Developments in Japan: Can Japan Unlock its Development Path? *Science & Global Security* 17, 68–76.
<https://doi.org/10/csfg37>
- Sweet, C., 1982. Logistical and Economic Obstacles to a Fast Reactor Programme. *Energy Policy* 10, 15–26. [https://doi.org/10.1016/0301-4215\(82\)90073-8](https://doi.org/10.1016/0301-4215(82)90073-8)
- Taiwo, T., 2007. *Co-Extraction Impacts on LWR and Fast Reactor Fuel Cycles (No. ANL-AFCI-187)*. Argonne National Laboratory.
- Takeda, T., 2016. Minor Actinides Transmutation Performance in a Fast Reactor. *Annals of Nuclear Energy* 95, 48–53. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2016.04.031>
- Takubo, M., von Hippel, F., 2016. Future of Japan's Monju Plutonium Breeder Reactor Under Review [WWW Document]. IPFM Blog. URL http://fissilematerials.org/blog/2016/09/future_of_japans_monju_pl.html (zugegriffen 2.Dezember 2020).
- Tekniska, C., Ab, H., 2016. Final Report Summary - ASGARD (Advanced fuels for Generation IV reactors: Reprocessing and Dissolution). European Commission.
- The Weinberg Foundation, 2013. *Thorium-Fuelled Molten Salt Reactors (Report for the All Parliamentary Group on Thorium Energy)*.
- Tincher, D., Knight, T.W., 2011. Feasibility Study of Minor Actinide Transmutation in Light Water Reactors with Various Am/Cm Separation Efficiencies. *Nuclear Engineering and Design* 241, 5295–5307.
<https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2011.08.080>
- TOPS, 2001. *Technical Opportunities to Increase the Proliferation Resistance of Global Nuclear Power Systems (TOPS)*. Report by the Task Force of the Nuclear Energy Research Advisory Committee (NERAC). Washington D.C.

- Tsujimoto, K., Nishihara, K., Takei, H., Sugawara, T., Iwamoto, H., Sasa, 2015. Design Study of Accelerator-Driven System for Minor Actinide Transmutation, in: Nuclear Science. Gehalten auf der Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation: Thirteenth Information Exchange Seoul, Republic of Korea 23-26 September 2014, Nuclear Energy Agency / Organisation for Economic Co-operation and Development.
- Tuyle, G.J.V., Bennett, D.R., Herczeg, J.W., Arthur, E.D., Hill, D.J., Finck, P.J., 2002. U.S. Accelerator-Driven Transmutation of Waste (ATW) Program Objectives, and Technology Development Efforts. *Progress in Nuclear Energy* 40, 357–364.
- Umweltministerium Baden-Württemberg, 2019. Kernenergieüberwachung und Strahlenschutz in Baden-Württemberg: Tätigkeitsbericht 2019.
- United States of America, 2017. Sixth National Report for the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management.
- U.S. DoE, 2018. FY 2019 Congressional Budget Request - Environmental Management (No. DOE/CF-0142). Department of Energy.
- U.S. DoE, 2012. Nuclear Material Control and Accountability (DOE O 474.2). U.S. Department of Energy.
- U.S. NRC, 2017. A Regulatory Review Roadmap for Non-light Water Reactors. U.S. Nuclear Regulatory Commission.
- U.S. NRC, 2015. Regulatory Approaches for Addressing Reprocessing Facility Risks: An Assessment (NUREG/CR-7168). U.S. Nuclear Regulatory Commission.
- U.S. NRC, 2007a. Regulatory Guide 1.206 - Combined License Applications for Nuclear Power Plants. U.S. Nuclear Regulatory Commission.
- U.S. NRC, 2007b. Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants: LWR Edition, NUREG-0800. U.S. Nuclear Regulatory Commission.
- U.S. NRC, 1996. Nuclear Wastes: Technologies for Separations and Transmutation, National Research Council. National Academy Press, Washington, DC.
- van den Eynde, G., 2013. ARCAS Deliverable 6 Executive Summary. European Commission Community Research.
- von Hippel, F., 2020. Decommissioning the Reprocessing Plant in West Valley, New York [WWW Document]. IPFM Blog. URL http://fissilematerials.org/blog/2020/09/decommissioning_the_repro.html (zugegriffen 3. Februar 2021).
- von Hippel, F., MacKerron, G., 2015. Alternatives to Mox. Direct-Disposal Options for Stockpiles of Separated Plutonium. International Panel on Fissile Materials.
- von Hippel, F., Takubo, M., Kang, J., 2019. Plutonium: How Nuclear Power's Dream Fuel Became a Nightmare. Springer Singapore. <https://doi.org/10.1007/978-981-13-9901-5>
- Walters, L.C., 1999. Thirty Years of Fuels and Materials Information from EBR-II. *Journal of Nuclear Materials* 270, 39–48. [https://doi.org/10.1016/S0022-3115\(98\)00760-0](https://doi.org/10.1016/S0022-3115(98)00760-0)
- Wang, X., Macian-Juan, R., 2018. Steady-State Reactor Physics of the Dual Fluid Reactor Concept. *Int J Energy Res* 42, 4313–4334. <https://doi.org/10.1002/er.4171>
- Wang, X., Seidl, M., Macián-Juan, R., 2015. Preliminary Analysis of Basic Reactor Physics of the Dual Fluid Reactor Concept. Gehalten auf der Proceedings of ICAPP 2015 May 03-06, 2015 - Nice, France, S. 12.

- Was, G.S., Petti, D., Ukai, S., Zinkle, S., 2019. Materials for Future Nuclear Energy Systems. *Journal of Nuclear Materials* 527, 151837.
<https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2019.151837>
- Washington, J.A., 2016. The Optimization of an AP1000 Fuel Assembly for the Transmutation of Plutonium and Minor Actinides (Dissertation). Colorado School of Mines, Golden, CO.
- Weidner, H., 2009. Umwandlungen der Atomsorten eines Brennelementes.
- WENRA, 2013. Safety of New NPP designs. Western European Nuclear Regulator Association, Reactor Harmonization Working Group.
- Wilden, A., Kreft, F., Schneider, D., Papparigas, Z., Modolo, G., Lumetta, G.J., Gelis, A.V., Law, J.D., Geist, A., 2020. Countercurrent Actinide Lanthanide Separation Process (ALSEP) Demonstration Test with a Simulated PUREX Raffinate in Centrifugal Contactors on the Laboratory Scale. *Applied Sciences* 10, 7217.
<https://doi.org/10.3390/app10207217>
- WNA, 2020a. Nuclear Power in China [WWW Document]. World Nuclear Association. URL <https://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-a-f/china-nuclear-power.aspx> (zugegriffen 27.November 2020).
- WNA, 2020b. Nuclear Power in France [WWW Document]. World Nuclear Association. URL <https://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-a-f/france.aspx> (zugegriffen 9.November 2020).
- WNA, 2020c. Nuclear Power in India [WWW Document]. World Nuclear Association. URL <https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-g-n/india.aspx> (zugegriffen 16.November 2020).
- WNA, 2020d. Nuclear Fuel Cycle in Japan [WWW Document]. World Nuclear Association. URL <https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-g-n/japan-nuclear-fuel-cycle.aspx> (zugegriffen 16.November 2020).
- WNA, 2020e. Russia's Nuclear Fuel Cycle [WWW Document]. World Nuclear Association. URL <https://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-o-s/russia-nuclear-fuel-cycle.aspx> (zugegriffen 9.November 2020).
- WNA, 2020f. Nuclear Power in Japan [WWW Document]. World Nuclear Association. URL <https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-g-n/japan-nuclear-power.aspx> (zugegriffen 27.November 2020).
- WNA, 2020g. Nuclear Power in South Korea [WWW Document]. World Nuclear Association. URL <https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-o-s/south-korea.aspx> (zugegriffen 27.November 2020).
- WNA, 2020h. Fast Neutron Reactors [WWW Document]. Fast Neutron Reactors. URL <https://world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/fast-neutron-reactors.aspx> (zugegriffen 7.September 2020).
- WNA, 2018a. Plutonium [WWW Document]. World Nuclear Association. URL <https://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/fuel-recycling/plutonium.aspx> (zugegriffen 2.Oktober 2020).
- WNA, 2018b. Processing of Used Nuclear Fuel [WWW Document]. World Nuclear Association. URL <https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/fuel-recycling/processing-of-used-nuclear-fuel.aspx> (zugegriffen 19.November 2020).

- WNA, 2018c. Molten Salt Reactors [WWW Document]. World Nuclear Association. URL <https://world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/molten-salt-reactors.aspx> (zugegriffen 2.Oktober 2020).
- WNA, 2018d. Accelerator-driven Nuclear Energy [WWW Document]. World Nuclear Association. URL <https://world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/accelerator-driven-nuclear-energy.aspx> (zugegriffen 8.Oktober 2020).
- WNA, 2017a. MOX, Mixed Oxide Fuel [WWW Document]. World Nuclear Association. URL <https://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/fuel-recycling/mixed-oxide-fuel-mox.aspx> (zugegriffen 1.Dezember 2020).
- WNA, 2017b. Japanese Waste and MOX [WWW Document]. World Nuclear Association. URL <https://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/transport-of-nuclear-materials/japanese-waste-and-mox-shipments-from-europe.aspx> (zugegriffen 9.Dezember 2020).
- WNN, 2020. Japanese Reprocessing Plant Delayed by Another Year [WWW Document]. World Nuclear News. URL <https://world-nuclear-news.org/Articles/Japanese-reprocessing-plant-delayed-by-another-yea> (zugegriffen 10.November 2020).
- WNN, 2019a. Japanese Team Extracts Elements from Vitrified Waste: Waste & Recycling - World Nuclear News [WWW Document]. World Nuclear News. URL <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Japanese-team-extracts-elements-from-vitrified-was> (zugegriffen 17.Dezember 2020).
- WNN, 2019b. Molten salt irradiation test completed at Petten [WWW Document]. World Nuclear News. URL <https://world-nuclear-news.org/Articles/Molten-salt-irradiation-test-completed-at-Petten> (zugegriffen 29.Januar 2021).
- WNN, 2019c. Rosatom Postpones Fast Reactor Project, Report Says [WWW Document]. World Nuclear News. URL <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Rosatom-postpones-fast-reactor-project-report-say> (zugegriffen 14.Januar 2021).
- WNN, 2018a. US MOX Facility Contract Terminated [WWW Document]. World Nuclear News. URL <https://world-nuclear-news.org/Articles/US-MOX-facility-contract-terminated> (zugegriffen 4.Dezember 2020).
- WNN, 2018b. Regulator approves Monju decommissioning plan [WWW Document]. World Nuclear News. URL <https://www.world-nuclear-news.org/WR-Regulator-approves-Monju-decommissioning-plan-2803185.html> (zugegriffen 22.Februar 2021).
- WNN, 2018c. Belgian Government Approves Funding for Myrrha [WWW Document]. World Nuclear News. URL <https://world-nuclear-news.org/Articles/Belgian-government-approves-funding-for-Myrrha> (zugegriffen 11.Dezember 2020).
- WNN, 2016. Japanese Government Says Monju Will Be Scrapped [WWW Document]. World Nuclear News. URL <https://www.world-nuclear-news.org/NP-Japanese-government-says-Monju-will-be-scrapped-2212164.html> (zugegriffen 19.August 2020).
- WNWR, 2019. The World Nuclear Waste Report. Focus Europe. Berlin & Brussels.
- Wolfram Research, Inc., 2019. Mathematica. Champaign, IL, USA.
- Woo, S.M., Chirayath, S.S., 2019. Evaluation of Nuclear Material Accountability by the Probability of Detection for Loss of Pu (LoPu) Scenarios in Pyroprocessing. Nuclear Engineering and Technology 51, 198–206. <https://doi.org/10.1016/j.net.2018.08.015>
- Woo, S.M., Chirayath, S.S., Fuhrmann, M., 2020. Nuclear Fuel Reprocessing: Can Pyro-Processing Reduce Nuclear Proliferation Risk? Energy Policy 144. <https://doi.org/10.1016/j.enpol.2020.111601>

- Worrall, A., 2000. Effect of Plutonium Vector on Core Wide Nuclear Design Parameters (IAEA-SM-358/28). International Atomic Energy Agency, Vienna.
- Yamashita, T., Kuramoto, K., Akie, H., Nakano, Y., Nitani, N., Nakamura, T., Kusagaya, K., Ohmichi, T., 2002. Rock-Like Oxide Fuels and Their Burning in LWRs. *Journal of Nuclear Science and Technology* 39, 865–871.
<https://doi.org/10.1080/18811248.2002.9715270>
- yle.fi, 2019. Olkiluoto 3 reactor delayed yet again, now 12 years behind schedule [WWW Document]. Yle Uutiset. URL
https://yle.fi/uutiset/osasto/news/olkiluoto_3_reactor_delayed_yet_again_now_12_years_behind_schedule/11128489 (zugegriffen 25. Februar 2021).
- You, W., Hong, S., 2017. An Advanced Sodium-Cooled Fast Reactor Core Concept Using Uranium-Free Metallic Fuels for Maximizing TRU Burning Rate. *Sustainability* 9.
<https://doi.org/10.3390/su9122225>
- Youinou, G., Vasile, A., 2005. Plutonium Multirecycling in Standard PWRs Loaded with Evolutionary Fuels. *Nuclear Science and Engineering* 151, 25–45.
<https://doi.org/10.13182/NSE05-A2526>
- Zhang, D., Liu, L., Liu, M., Xu, R., Gong, C., Zhang, J., Wang, C., Qiu, S., Su, G., 2018. Review of Conceptual Design and Fundamental Research of Molten Salt Reactors in China. *International Journal of Energy Research* 42, 1834–1848.
<https://doi.org/10.1002/er.3979>
- Zhang, J., 2017. Safeguards in Pyroprocessing: an Integrated Model Development and Measurement Data Analysis (No. 13--4908, 1416356). Nuclear Engineering Program, Department of Mechanical and Aerospace Engineering, The Ohio State University, Columbus, OH, USA. <https://doi.org/10.2172/1416356>

