



## > Partitionierung und Transmutation

Forschung – Entwicklung –  
Gesellschaftliche Implikationen

Ortwin Renn (Hrsg.)

# acatech STUDIE

Dezember 2013

**Autoren/Herausgeber:**

Prof. Dr. Dr. hc Ortwin Renn  
Zentrum für Interdisziplinäre Risiko- und Innovationsforschung (ZIRIUS)  
Universität Stuttgart  
Seidenstraße 36  
70174 Stuttgart  
ortwin.renn@sowi.uni-stuttgart.de

**Reihenherausgeber:**

acatech – DEUTSCHE AKADEMIE DER TECHNIKWISSENSCHAFTEN, 2014

Geschäftsstelle  
Residenz München  
Hofgartenstraße 2  
80539 München

Hauptstadtbüro  
Unter den Linden 14  
10117 Berlin

Brüssel-Büro  
Rue d'Egmont/Egmontstraat 13  
1000 Brüssel  
Belgien

T +49(0)89/5 20 30 90  
F +49(0)89/5 20 30 99

T +49(0)30/2 06 30 96 0  
F +49(0)30/2 06 30 96 11

T +32(0)2/2 13 81 80  
F +32(0)2/2 13 81 89

E-Mail: [info@acatech.de](mailto:info@acatech.de)  
Internet: [www.acatech.de](http://www.acatech.de)

Koordination: Dr. Marc-Denis Weitze  
Redaktion: Maximilian Hagn, Grit Zacharias  
Layout-Konzeption: acatech  
Konvertierung und Satz: Fraunhofer-Institut für Intelligente Analyse- und Informationssysteme IAIS,  
Sankt Augustin

Die Originalfassung der Publikation ist verfügbar auf [www.utzverlag.de](http://www.utzverlag.de)

**> DIE REIHE acatech STUDIE**

In dieser Reihe erscheinen die Ergebnisberichte von Projekten der Deutschen Akademie der Technikwissenschaften. Die Studien haben das Ziel der Politik- und Gesellschaftsberatung zu technikwissenschaftlichen und technologiepolitischen Zukunftsfragen.



# AUTOREN

## KAPITEL 1.1, 1.4 BIS 1.7:

- Dr. Maarten Becker, Karlsruher Institut für Technologie (KIT)
- Dr. Concetta Fazio, Karlsruher Institut für Technologie (KIT)
- Prof. Dr. Horst Geckeis, Karlsruher Institut für Technologie (KIT)
- Dr. Andreas Geist, Karlsruher Institut für Technologie (KIT)
- Dr. Klaus Gompper, Karlsruher Institut für Technologie (KIT)
- Dipl.-Ing. Andreas Havenith, RWTH Aachen
- Dr. John Kettler, RWTH Aachen
- Dr. Werner Maschek, Karlsruher Institut für Technologie (KIT)
- Dr. Bruno Merk, Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf (HZDR)
- Dr. Andrei Rineiski, Karlsruher Institut für Technologie (KIT)
- Prof. Dr. Massimo Salvatores, Karlsruher Institut für Technologie (KIT)
- Dr. Aleksandra Schwenk-Ferrero, Karlsruher Institut für Technologie (KIT)

## KAPITEL 1.2, 1.3:

- Dipl.-Ing. Wilhelm Bollingerfehr, DBE TECHNOLOGY GmbH
- Dr. Dieter Buhmann, GRS mbH
- Dr. Jörg Mönig, GRS mbH

## KAPITEL 2:

- Dr. Concetta Fazio, Karlsruher Institut für Technologie (KIT)
- Dr. Fabrizio Gabrielli, Karlsruher Institut für Technologie (KIT)

- Dr. Andrei Rineiski, Karlsruher Institut für Technologie (KIT)
- Prof. Dr. Massimo Salvatores, Karlsruher Institut für Technologie (KIT)
- Dr. Barbara Vezzoni, Karlsruher Institut für Technologie (KIT)

## KAPITEL 3:

- Dr. Andreas Geist, Karlsruher Institut für Technologie (KIT)
- Dipl.-Ing. Andreas Havenith, RWTH Aachen
- Dr. John Kettler, RWTH Aachen
- Dr. Bruno Merk, Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf (HZDR)
- Dr. Giuseppe Modolo, Forschungszentrum Jülich GmbH
- Dr. Andrei Rineiski, Karlsruher Institut für Technologie (KIT)

## KAPITEL 4:

- Dr. Andreas Geist, Karlsruher Institut für Technologie (KIT)
- Dr. Gunter Gerbeth, Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf (HZDR)
- Dr. Bernhard Gmal, GRS mbH
- Dr. John Kettler, RWTH Aachen
- Dr. Werner Maschek, Karlsruher Institut für Technologie (KIT)
- Dr. Bruno Merk, Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf (HZDR)
- Dr. Giuseppe Modolo, Forschungszentrum Jülich GmbH
- Dr. Georg Müller, Karlsruher Institut für Technologie (KIT)
- Dr. Stefan Neumeier, Forschungszentrum Jülich GmbH
- Dr. Federico Puente-Espel, GRS mbH
- Dr. Andrei Rineiski, Karlsruher Institut für Technologie (KIT)

- Dr. Armin Seubert, GRS mbH
- Prof. Dr.-Ing. Thomas Wetzel, Karlsruher Institut für Technologie (KIT)

### KAPITEL 5:

- Dipl.-Ing. Wilhelm Bollingerfehr, DBE TECHNOLOGY GmbH
- Dr. Dieter Buhmann, GRS mbH
- Dr. Andreas Geist, Karlsruher Institut für Technologie (KIT)
- Dr. Bernhard Gmal, GRS mbH
- Dr. Volker Hannstein, GRS mbH
- Dr. John Kettler, RWTH Aachen
- Dr. Werner Maschek, Karlsruher Institut für Technologie (KIT)
- Dr. Bruno Merk, Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf (HZDR)
- Dr. Giuseppe Modolo, Forschungszentrum Jülich GmbH
- Dr. Jörg Mönig, GRS mbH
- Dr. Federico Puente-Espel, GRS mbH
- Dr. Andrei Rineiski, Karlsruher Institut für Technologie (KIT)
- Dr. Victor Hugo Sanchez-Espinoza, Karlsruher Institut für Technologie (KIT)
- Dr. Armin Seubert, GRS mbH
- Dr. Heinz-Günther Sonnenburg, GRS mbH
- Dr. Kiril Velkov, GRS mbH
- Prof. Dr. Frank Peter Weiß, GRS mbH

### KAPITEL 6:

- Dr. Andreas Geist, Karlsruher Institut für Technologie (KIT)
- Dipl.-Ing. Andreas Havenith, RWTH Aachen
- Dr. John Kettler, RWTH Aachen
- Dr. Bruno Merk, Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf (HZDR)
- Dr. Andreas Wilden, Forschungszentrum Jülich GmbH

### KAPITEL 7:

- Dipl.-Ing. Andreas Havenith, RWTH Aachen
- Dr. John Kettler, RWTH Aachen
- Dr. Bruno Merk, Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf (HZDR)

### KAPITEL 8:

- Diana Gallego Carrera, M.A., Universität Stuttgart
- Prof. Dr. Dr. h. c. Ortwin Renn, Universität Stuttgart/ acatech
- Dr. Michael Ruddat, Universität Stuttgart

# PROJEKT

Auf Grundlage dieser Studie entstand in dem Projekt auch die acatech POSITION *Partitionierung und Transmutation nuklearer Abfälle: Chancen und Risiken in Forschung und Anwendung* (acatech 2014).

## > PROJEKTLEITUNG

- Prof. Dr. Dr. h. c. Ortwin Renn, Universität Stuttgart/ acatech

## > PROJEKTGRUPPE

- Prof. Dr. Heinz Bonfadelli, Universität Zürich
- Prof. Dr. Armin Grunwald, Karlsruher Institut für Technologie (KIT)/acatech
- Prof. Dr. Helmut Jungermann, TU Berlin
- Dr. Roman Lahodinsky, Universität für Bodenkultur Wien
- Prof. Dr. Alex C. Mueller, CNRS, Paris
- Dr. André Reichel, Zeppelin University Friedrichshafen

## > AUFTRÄGE UND WEITERE BETEILIGTE

Aufträge für Gutachten wurden vergeben an:

- Prof. Dr. Tobias Kronenberg, Kronenberg Institut für Wirtschaftsforschung (KIWi), Aachen
- Dr. Norbert Peinsipp, MinR a. D., Meckenheim
- Wolfgang Neumann, intac – Beratung, Konzepte, Gutachten zu Technik und Umwelt GmbH, Hannover

Beate Kallenbach-Herbert, Öko-Institut e. V., hat als externe Expertin an Sitzungen der Projektgruppe teilgenommen und im Experten-Delphi mitgewirkt.

## > WISSENSCHAFTLICHE MITARBEITER

- Dr. Michael Ruddat, Universität Stuttgart
- Diana Gallego Carrera, Universität Stuttgart

## > PROJEKTKOORDINATION

Dr. Marc-Denis Weitze, acatech Geschäftsstelle

## > PROJEKTVERLAUF

Projektlaufzeit: 09/2012 – 06/2014

Das interdisziplinäre Forschungsprojekt gliederte sich in zwei Teilprojekte: In Modul A (Förderung durch das BMWi, Federführung durch das KIT) waren als Projektpartner DBE TECHNOLOGY GmbH, die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, das Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf (HZDR), das Karlsruher Institut für Technologie (KIT), die Rheinisch-Westfälische Technische Hochschule (RWTH) Aachen und das Forschungszentrum Jülich (FZJ) beteiligt. Modul B (Förderung durch das BMBF, Federführung durch acatech) wurde vom Zentrum für Interdisziplinäre Risiko- und Innovationsforschung der Universität Stuttgart (ZIRIUS) bearbeitet. Die Gesamtkoordination von Modul A und Modul B erfolgte durch die Deutsche Akademie der Technikwissenschaften (acatech).

### > FINANZIERUNG

Das diesem Bericht zugrundeliegende Projekt wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Bildung und Forschung unter den Förderkennzeichen GESI2012A und GESI2012B gefördert. Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt bei den Autoren.

Die Arbeiten in Modul A wurden durch das BMWi gefördert.

acatech dankt außerdem dem acatech Förderverein für seine Unterstützung.

GEFÖRDERT VOM



Bundesministerium  
für Bildung  
und Forschung

Gefördert durch:



Bundesministerium  
für Wirtschaft  
und Energie

aufgrund eines Beschlusses  
des Deutschen Bundestages



## > INHALT

<b>ZUSAMMENFASSUNG</b>	<b>15</b>
<b>EINLEITUNG</b>	<b>23</b>
Literatur	25
<b>1 RANDBEDINGUNGEN FÜR DIE ANWENDUNG VON P&amp;T IN DEUTSCHLAND</b>	<b>27</b>
1.1 Gesetzlicher Rahmen und Kernkraftwerke zur kommerziellen Stromerzeugung in Deutschland	28
1.2 Abfallaufkommen ohne P&T	30
1.2.1 Mengengerüst der abgebrannten Brennelemente und radioaktiven Abfälle in Deutschland	30
1.2.2 Radionuklidinventar	32
1.2.3 Radioaktivität	36
1.2.4 Wärmeentwicklung	38
1.2.5 Radiotoxizität	39
1.3 Endlagerung	41
1.3.1 Anforderungen an die Endlagerung	42
1.3.2 Sicherheits- und Nachweiskonzept	43
1.3.3 Abfallgebindetypen	46
1.3.4 Endlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle (WA-Abfälle und abgebrannte Brennelemente) in Salzformationen	46
1.4 Partitionierung und Transmutation	56
1.4.1 Beschreibung des P&T-Ansatzes	56
1.4.2 Notwendige kerntechnische Einrichtungen für die Umsetzung von P&T	57
1.4.3 P&T-Optionen in internationalem Rahmen	59
1.5 Zusammenstellung und Beschreibung neuer/anderer Abfallformen im Zusammenhang mit P&T	64
1.5.1 Abschätzungen des Abfallvolumens für verschiedene P&T-Szenarien	66
1.5.2 Vergleich der Szenarien	70
1.6 Möglichkeiten und Grenzen von P&T	70
1.7 Schlussfolgerungen	74
Literatur	74
<b>2 ANALYSE DER SZENARIEN</b>	<b>79</b>
2.1 Grundlage für die Auswahl der Szenarien und Kriterien für ihren Vergleich	79
2.2 Szenario Abstinenz	80
2.3 Szenario Forschungspartizipation	81
2.3.1 Analyse der Optionen für P&T	81
2.3.2 Indikatoren	83
2.4 Szenario mit regionaler Umsetzung von P&T – Europäische Systempartizipation	83
2.4.1 Einleitung	83
2.4.2 Grundlegende Annahmen im regionalen Szenario	86

2.4.3	Ursprüngliche Inventare	87
2.4.4	Ergebnisse	87
2.5	Szenario Anwendung in Deutschland	91
2.5.1	Ausgangsbedingungen	91
2.5.2	Transmutation	91
2.5.3	Transmutationsbrennstoffe	92
2.5.4	Bestrahlungsanlagen für die Transmutation	92
2.5.5	Anzahl an Bestrahlungsanlagen und Dauer der Transmutation aller Transurane in Deutschland	93
2.5.6	Wiederaufarbeitung	96
2.5.7	Zusammenfassung	97
2.6	Schlussfolgerungen	98
	Literatur	101
<b>3</b>	<b>TECHNOLOGISCHE ANFORDERUNGEN UND HERAUSFORDERUNGEN FÜR P&amp;T</b>	<b>105</b>
3.1	Effektive Abtrennung der Aktiniden aus abgebranntem Brennstoff	105
3.2	Mehrfachzyklisierung von Aktiniden	107
3.3	Brennstoffe mit hoher Aktinidenbeladung	109
3.4	Spezielle Bestrahlungseinrichtungen zur Transmutation und deren Effektivität	111
3.5	Herstellung endlagergerechter Produkte für die verbleibenden Abfälle	114
3.6	Schlussfolgerungen	115
	Literatur	116
<b>4</b>	<b>STAND DER GRUNDLAGEN- UND TECHNOLOGISCHEN FORSCHUNG</b>	<b>117</b>
4.1	Reaktorsysteme für die Transmutation	117
4.1.1	Kritische Reaktoren mit festem Brennstoff	118
4.1.2	Unterkritische, beschleunigergetriebene Systeme mit festem Brennstoff	118
4.1.3	Kritische Reaktoren mit flüssigem Brennstoff	119
4.2	Übersicht zum Stand von Wissenschaft und Technik in der Grundlagen- und technologischen Forschung	120
4.2.1	Kenntnisstand der Trennchemie	120
4.2.2	Entwicklung der Sicherheitstechnologie bei der Partitionierung	123
4.2.3	Entwicklungen der Beschleunigertechnologie	123
4.2.4	Stand der Entwicklung von Spallationstargets	125
4.2.5	Aktueller Standes der Entwicklung von Transmutationsbrennstoffen	126
4.2.6	Physikalische Grundlagen und Kerndesigns	128
4.2.7	Reaktorphysik von Transmutationsanlagen (unterkritisch und kritisch)	131
4.2.8	Stand der Entwicklung von Simulationstools	132
4.2.9	Safety Approach für Transmutationssysteme	134
4.2.10	Entwicklung der Werkstoffkonzepte	135

4.2.11	Stand der Technologien für Flüssigmetallsysteme	136
4.2.12	Konditionierung von Abfällen	139
4.3	Existierende Bestrahlungseinrichtungen mit schnellem Spektrum	140
4.4	Zusammenstellung der offenen Fragen und Forschungslücken in den einzelnen Teilbereichen	142
4.4.1	Themenkomplex Wiederaufbereitung und Konditionierung	142
4.4.2	Themenkomplex Beschleuniger und Spallationstarget	143
4.4.3	Themenkomplex Reaktor	143
4.5	Entwicklung einer Strategie und eines Fahrplans zur Schließung der Technology Gaps	145
4.5.1	Themenkomplex Partitionierung und Konditionierung	146
4.5.2	Themenkomplex Beschleuniger und Spallationstarget	146
4.5.3	Themenkomplex Reaktor	146
4.6	Schlussfolgerungen	148
	Literatur	149
	Anhang zu Kapitel 4	154
<b>5</b>	<b>DARSTELLUNG DER SICHERHEITSASPEKTE</b>	<b>155</b>
5.1	Bewertung der Verfahren zur Partitionierung hinsichtlich energetischer Stabilität	155
5.2	Kritikalitätsaspekte bei der Partitionierung	155
5.3	Sicherheitsmerkmale beschleunigergetriebener unterkritischer Systeme	158
5.3.1	Kopplung mit einem Protonenbeschleuniger	158
5.3.2	Unterkritischer Reaktorkern	158
5.3.3	Spallationstarget	159
5.3.4	Strahlstabilitätseffekte	159
5.3.5	Abschaltsystem und Beschleunigerleistungsüberhöhung	159
5.3.6	Inerte Brennstoffe und dynamisches Verhalten von ADS	160
5.3.7	Aktivierung und Strahlenschäden	160
5.3.8	Induzierte Radioaktivität	161
5.3.9	Abschirmung und Quellterm	161
5.3.10	Betriebsverhalten und Sicherheitsparameter	162
5.3.11	Nationale und internationale Projekte zur Erstellung und Umsetzung nuklearer Regelwerke	163
5.4	Sicherheitstechnische Anforderungen an thermomechanische und chemische Stabilität des Brennstoffs	164
5.5	Grundlegende Störfallbetrachtungen und Diskussion von Störfalllasten für Strukturen und Brennstoff von Transmutationsanlagen	164
5.5.1	Störfalluntersuchung von Transmutationssystemen	165
5.5.2	Bewertung der inhärenten Sicherheitseigenschaften von Transmutationssystemen (Sicherheitsebene 1 und 2 des DiD-Konzepts)	165
5.5.3	Auslegungsstörfälle und deren Hauptphänomene (Sicherheitsebene 3 des DiD-Konzepts)	165

5.5.4	Auslegungsüberschreitende Störfälle (Sicherheitsebene 4 und 5 des DiD-Konzepts)	167
5.5.5	Versagensmechanismen für Sicherheitsbarrieren	168
5.5.6	Notwendige Abschirmung zum Schutz vor Strahlung	168
5.5.7	Sicherheitskriterien	168
5.5.8	Notwendige F&E-Arbeiten zur Verbesserung der Methoden zum Sicherheitsnachweis	169
5.5.9	Sicherheitsaspekte von Transmutationssystemen	170
5.6	Auswirkung von P&T auf Endlagerkonzepte und Langzeitsicherheit von Endlagern	172
5.6.1	Auswirkungen von P&T auf die Ausgangssituation	173
5.6.2	Einzulagernde Inventare einschliesslich der Sekundärabfälle aus Rezyklierung und Transmutation	173
5.6.3	Endlagerkonzept mit P&T	175
5.6.4	Langzeitsicherheit mit P&T	176
5.6.5	Fazit	181
5.6.6	F&E-Bedarf aus Sicht von Endlagerung und Langzeitsicherheitsanalyse	182
5.7	Sicherheitscharakteristik abgeschalteter Transmutationsanlagen	183
5.7.1	Neutronenspektrum und Aktivierung	183
5.7.2	Radiotoxizität des Targetmaterials	184
5.7.3	Nachzerfallswärme	185
5.8	Schlussfolgerungen	187
	Literatur	188
<b>6</b>	<b>INTERNATIONALE PROJEKTE</b>	<b>195</b>
6.1	Internationale Projekte im Rahmen europäischer Forschungsprogramme	195
6.1.1	Entwicklung einer P&T-Roadmap	195
6.1.2	Partitionierung und Brennstoffherstellung	195
6.1.3	Transmutation, insbesondere MYRRHA	196
6.1.4	Multinational Design Evaluation Programme (MDEP)	197
6.2	Sustainable Nuclear Energy Technology Platform (SNETP)	197
6.3	European Sustainable Nuclear Industrial Initiative (ESNII)	198
6.4	European Strategy Forum on Research Infrastructures (ESFRI)	198
6.5	Internationale Projekte ausserhalb Europas mit Bezug zu P&T	198
6.5.1	USA	199
6.5.2	Japan	201
6.5.3	Russland	201
6.5.4	Sonstige Länder	202
6.6	Schlussfolgerungen	202
	Literatur	203
	Anhang zu Kapitel 6	205

<b>7 KOMPETENZEN IN DEUTSCHLAND</b>	<b>215</b>
7.1 Aktuelle Situation in Deutschland	215
7.2 Umfrage zur vorhandenen Kompetenz in Deutschland	216
7.3 Forschungs- und Hochschuleinrichtungen	216
7.3.1 Partitionierung	217
7.3.2 Transmutation – Reaktortechnik	217
7.3.3 Transmutation – Beschleunigertechnik und Spallationstarget	217
7.3.4 Nukleare Daten – Computer-Codes	218
7.4 Unternehmen in Deutschland mit kerntechnischem Know-how	218
7.5 Mögliche Konsequenzen des Kompetenzverlustes und Optionen zum Kompetenzerhalt	219
7.6 Schlussfolgerungen	219
Literatur	220
Anhang zu Kapitel 7	221
<b>8 GESELLSCHAFTLICHE CHANCEN UND RISIKEN VON P&amp;T-VERFAHREN</b>	<b>225</b>
8.1 Die gesellschaftliche Dimension von P&T als kerntechnisches Verfahren	225
8.2 Potenzielle Chancen und Risiken von P&T	228
8.2.1 Potenzielle Chancen von P&T	228
8.2.2 Potenzielle Risiken von P&T	229
8.3. Gesellschaftliche Entwicklungspfade und Deskriptorenauswahl	230
8.3.1 Gesellschaftliche Entwicklungspfade	230
8.3.2 Auswahl der Deskriptoren	231
8.4 Chancen-Risiko-Abschätzung der P&T-Forschung beziehungsweise -Anwendung	232
8.4.1 Methode zur Chancen-Risiko-Abschätzung: Das Gruppendelphi	232
8.4.2 Ergebnisse des Gruppendelphis	233
8.4.3 Ergebnisse der Leitfaden-Interviews mit Vertretern von Umweltschutzgruppen und Bürgerbewegungen zu Chancen und Risiken von P&T	242
8.4.4 Zusammenfassende Ergebnisse der ökonomischen, ökologischen und juristischen Gutachten zu P&T	248
8.5 Mögliche zukünftige Entwicklung von P&T	255
8.5.1 Potenzielle gesellschaftliche Entwicklungspfade zu P&T in Deutschland	255
8.5.2 Aus den Szenarien abgeleitete Thesen zur Anwendung von P&T in Deutschland und im europäischen Ausland unter deutscher Beteiligung	260
8.6 Schlussfolgerungen	266
Literatur	268
Anhang 1 zu Kapitel 8: Deskriptoren-Liste nach dem GESI-PT-Workshop in Berlin am 15.11.2012	272
Anhang 2 zu Kapitel 8: Finale Deskriptoren-Liste zur Szenariokonstruktion	275
Anhang 3 zu Kapitel 8: Agenda des Deskriptoren-Workshops am 15.11.2012 in Berlin	279

Anhang 4 zu Kapitel 8: Fragebogen der schriftlichen Delphi-Befragung Seite 1 (ohne Sicherheitsurteile)	280
Anhang 5 zu Kapitel 8: Agenda des Gruppendelphis am 15.03.2013 in Stuttgart	284
Anhang 6 zu Kapitel 8: Leitfaden der Telefoninterviews mit Umweltschutz- und Bürgerbewegungsgruppen	285

<b>ABKÜRZUNGSVERZEICHNIS</b>	<b>287</b>
------------------------------	------------

# ZUSAMMENFASSUNG

Verfahren der Partitionierung und Transmutation (P&T) von abgebranntem Kernbrennstoff aus Kernkraftwerken befinden sich derzeit in Forschung und Entwicklung. Partitionierung zielt auf die Auftrennung des Brennstoffes in Uran, die Aktiniden Plutonium (Pu), Neptunium (Np), Americium (Am) und Curium (Cm) (übrig bleiben die Spalt- und Aktivierungsprodukte), Transmutation auf die Umwandlung des Plutoniums und der minoren Aktiniden Neptunium, Americium und Curium in kurzlebige Spaltprodukte. Diese Verfahren bieten die Möglichkeit, dass nicht nur die Gesamtradioaktivität im Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle über die Zeit schneller abnimmt, sondern auch deren Radiotoxizität.

Mit der Transmutation vermag man also, das Gefährdungspotenzial im Endlager zu verringern sowie die räumlichen und materiellen Anforderungen an das Wirtsgestein zu reduzieren. Die größte abgetrennte Komponente ist Uran, das eine Energieressource darstellt und damit den abgebrannten Brennstoff zu einem Wertstoff macht. Im Rahmen der Erforschung und Anwendung von P&T bestehen sicherheitstechnische, ökologische, ökonomische, rechtliche und soziale Chancen und Risiken, die bei der Entscheidung für oder gegen P&T abzuwägen sind.

## Chancen und Risiken von P&T

Es ergeben sich nachfolgend genannte Chancen bei der Anwendung von P&T. Dabei wird von den Annahmen ausgegangen, dass P&T auf alle abgebrannten Leichtwasserreaktor(LWR)-Brennelemente angewendet wird, die ansonsten direkt endzulagern wären, und dass nur die bei der Anwendung von P&T entstehenden wärmeentwickelnden Abfälle in das dafür zu errichtende Endlager eingebracht werden, während die wiederverwertbaren Brennstoffe auch weiter in Reaktoren eingesetzt werden könnten:

- P&T kann bei erfolgreicher industrieller Umsetzung das für die Endlagerung vorgesehene Volumen an wärmeentwickelnden Abfällen deutlich reduzieren – und zwar auf ein Drittel. Dazu trägt insbesondere die Herauslösung

des Urans im ersten Schritt der Partitionierung bei. Es ist dann eine politische Entscheidung, wie mit dem herausgelösten Uran künftig umgegangen wird. Man kann es als Energieressource in Reaktoren weiterhin zur Energieerzeugung einsetzen oder auch direkt ins Endlager überführen. Wird das Uran wiederverwendet, verringert sich das benötigte Hohlraumvolumen, das in dem Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle aufzufahren ist, und damit einhergehend die benötigte Endlagerfläche. Ein Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle ist in jedem Fall erforderlich sowie zusätzlich nach jetziger Genehmigungslage ein Endlager für die durch P&T entstehenden Sekundärabfälle (Dekontaminations- und Spülwässer, die vernachlässigbar wärmeentwickelnd sind).

- Die Anwendung von P&T führt zu einer im späteren Verlauf verringerten Gesamtaktivität im Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle. Nach tausend Jahren befindet sich ungefähr die gleiche Radioaktivität (oder als gewichtete Größe Radiotoxizität) im Endlager für wärmeentwickelnde, hochradioaktive Abfälle wie nach einer Million Jahren ohne Anwendung von P&T. Somit reduziert sich insgesamt das Gefährdungspotenzial.
- Mit der Anwendung von P&T kann auch die Gefahr des Missbrauchs und des Diebstahls von Plutonium aus dem Endlager reduziert werden. Dies ist insbesondere nach dem Erlöschen des Selbstschutzes durch das anfangs hohe Niveau an ionisierender Strahlung wichtig. Nach P&T befinden sich nur noch vernachlässigbar kleine Mengen an Plutonium im Endlager, sofern das herausgelöste Plutonium in Transmutationsanlagen umgewandelt oder als Mischoxidbrennstoff erneut zur Energieerzeugung eingesetzt wird.
- Nach Partitionierung kann eine verbesserte Konditionierung der im Partitionierungsschritt aus dem abgebrannten Brennstoff abgetrennten und endzulagernden mobilen Spalt- und Aktivierungsprodukte erfolgen. Dies verringert eine frühzeitige Freisetzung und reduziert somit auch das Langzeitrisiko einer Kontamination der Biosphäre. Hierfür müssen die wärmeentwickelnden

Abfälle jedoch in einer anderen Abfallmatrix als den abgebrannten Brennelementen eingebunden und somit immobilisiert werden; die Freisetzung der Radionuklide wird damit verzögert. Bezüglich der Eignung verschiedener Abfallmatrizen besteht dennoch weiterer Bedarf an Forschung und Entwicklung. So werden gegenwärtig beispielsweise Keramiken als mögliche Matrix untersucht.

- P&T reduziert die Wärmeentwicklung im Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle ab einem Zwischenlagerzeitraum von 70 bis 100 Jahren. Findet die Endlagerung erst nach diesem Zeitraum statt, wie gegebenenfalls auch nach einer Zwischenlagerung ohne P&T, können die aus Gründen der Langzeitsicherheit erforderlichen Mindestabstände der Einlagerungsstrecken und Abfallbehälter unter Beachtung der gebirgsmechanischen Auslegungsanforderungen aller Voraussicht nach reduziert werden.

Aufgrund der spezifischen Situation in Deutschland wird möglicherweise nur ein Teil der P&T-Optionen zum Tragen kommen. Zweifellos können die verringerte Wärmefreisetzung und die Volumenreduktion durch die Abtrennung des Urans und der Transurane im Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle zu einer Reduzierung der Endlagerfläche genutzt werden. Es ist aber in der Gesamtabwägung zu klären, welche Bedeutung der Endlagergröße bei den möglichen Standorten zukommt beziehungsweise welche Auswirkungen dies auf die mit der Endlagerung verbundenen Kosten hat. Darüber hinaus ist zu analysieren, in welchem Verhältnis eine mögliche Flächenreduktion zu der auf einen Zeitraum von ungefähr 150 Jahren abgeschätzten Betriebsdauer der P&T-Anlagen stehen. Bei dieser Bewertung spielt die Masse der endzulagernden abgebrannten Brennelemente, die durch den beschlossenen Ausstieg aus der Kernenergienutzung in Deutschland begrenzt ist, eine Rolle. Ergänzend ist zu berücksichtigen, dass durch P&T radioaktiver Abfall anfallen wird, für den entsprechende Lagerkapazität beziehungsweise weitere Endlagervolumina für die vernachlässigbar wärmeentwickelnden Abfälle geschaffen werden müssen.

Neben den oben genannten technischen Vorteilen sind mögliche Chancen, die sich aus der P&T ergeben, auch im Erhalt der fachlichen Kompetenz auf dem Gebiet der Nuklearforschung sowie der Mitsprache in internationalen Gremien zu sehen.

Risiken aus der Anwendung von P&T – das haben empirische Ergebnisse aus Expertenbefragungen im Rahmen der vorliegenden Studie gezeigt – ergeben sich möglicherweise in folgender Hinsicht:

- **Gefährdungspotenzial für Mensch und Umwelt:** Das radiologische sowie nicht-radiologische Ökotoxizitätspotenzial von P&T-Anlagen kann zwar nicht quantitativ exakt abgeschätzt werden, ist aber vergleichbar mit dem bestehender Anlagen zur Wiederaufarbeitung oder Konditionierung von abgebrannten Brennelementen. Neben den Risiken durch die Anlagen selbst sind hierbei auch die durch P&T entstehenden erhöhten Mengen an schwach-radioaktiven Abfällen zu beachten.
- **Kosten des Anlagenbaus, -betriebs und -rückbaus:** Bei relativ niedrigen zu behandelnden Abfallmengen (wie beispielsweise in Deutschland) sind die Stückkosten pro Tonne Abfall hoch. Dies bedeutet ein finanzielles Risiko. Unter Umständen kann sich der Bau und Betrieb von P&T-Anlagen deshalb ökonomisch nicht lohnen.
- **Akzeptanz der Bevölkerung:** Alle Anlagen, die mit Kerntechnik in Verbindung stehen, werden vom überwiegenden Teil der deutschen Bevölkerung kritisch gesehen. Der Neubau und Betrieb von P&T-Anlagen würde unter diesen Umständen ebenfalls negativ bewertet und hätte wahrscheinlich Widerstände zur Folge.
- **Negative Berichterstattung in den Medien:** Die Assoziation mit Risiken für Umwelt und Gesundheit, mögliche hohe Kosten sowie die potenziell kritische Haltung der Bevölkerung beziehungsweise Standortgemeinden gegenüber P&T könnten das Thema für die Medien interessant machen. Dies gilt umso mehr, als dass die Kernenergie schon immer ein beliebter



Aufhänger für die mediale Berichterstattung gewesen ist. Deshalb könnte über Planung, Bau und Betrieb der Anlagen in den klassischen und modernen Massenmedien (Print, TV, Rundfunk, Internet) überwiegend negativ berichtet werden.

- **Risiko des Missbrauchs durch P&T:** Für die Zeit der Anwendung von P&T (circa 150 Jahre) besteht ein erhöhtes Missbrauchsrisiko durch Dritte: Nach der Partitionierung liegen sowohl das Plutonium als auch die minoren Aktiniden in reiner Form vor. Das heißt, die Anlagen selbst müssen in ausreichendem Maße gegenüber Zugriffen Dritter gesichert sein. Hinzu kommen vermehrt erforderliche Transporte des radioaktiven Materials zwischen den Anlagen (Zwischenlager, Kernkraftwerke, P&T-Anlagen). Außerdem bedingt die Anwendung von P&T ein längeres Offenhalten des Endlagers; dies führt ebenfalls zu einem erhöhten Missbrauchsrisiko.

### P&T im Kontext der Endlagerung radioaktiver Abfälle in Deutschland

Im Jahr 2022 wird die Gesamtmenge an abgebranntem Brennstoff in Deutschland, der als nuklearer Abfall eingestuft ist, circa 10.500 Tonnen Schwermetall ( $t_{SM}$ ) betragen. Zusätzlich wurden bis zum Jahr 2005 circa 6.700 Tonnen Schwermetall an abgebranntem Kernbrennstoff in den Wiederaufarbeitungsanlagen in La Hague (Frankreich) und Sellafield (Großbritannien) behandelt und die bei der Wiederaufbereitung anfallenden wärmeentwickelnden Abfälle dort verglast. Eine Anwendung der Option P&T wurde in dieser Studie nur für den verbliebenen abgebrannten Brennstoff betrachtet. Die bereits verglasten Abfälle könnten theoretisch auch in P&T-Anlagen behandelt werden; dies ist aber aus ökonomischen wie ökologischen Gründen wenig sinnvoll, insbesondere, da aus diesen Abfällen Uran und Plutonium bereits abgeschieden sind. In jedem Falle wird also in Deutschland ein Endlager für (1) die bereits verglasten wärmeentwickelnden Abfälle, (2) die nicht mit P&T behandelbaren abgebrannten Brennelemente aus Prototyp- und Versuchskernkraftwerken sowie Forschungsreaktoren,

(3) die nach P&T verbleibenden wärmeentwickelnden Abfälle sowie (4) nach jetziger Genehmigungslage ein zweites Endlager für die durch P&T entstehenden Sekundärabfälle benötigt.

In der Summe befindet sich unter Berücksichtigung technisch möglicher Abtrennfaktoren nach tausend Jahren und bei zusätzlicher Berücksichtigung aller bereits existierenden Abfälle (verglaster Abfall aus der Wiederaufarbeitung in Frankreich und Großbritannien sowie die abgebrannten Brennelemente aus Prototyp- und Versuchskernkraftwerken sowie Forschungsreaktoren) nach Zehntausend Jahren ungefähr die gleiche Gesamtaktivität im Endlager für hochradioaktive, wärmeentwickelnde Abfälle wie nach einer Million Jahre ohne Anwendung von P&T.

Würde man ein P&T-Verfahren (inklusive der Abtrennung des Urans im Rahmen der Partitionierung) der Endlagerung der abgebrannten Kernbrennstoffe vorschalten, könnte man das Volumen der endzulagernden wärmeentwickelnden Abfälle je nach Endlagerkonzept bis auf maximal ein Drittel (nämlich 9.500 Kubikmeter statt 28.000 Kubikmeter) reduzieren, während sich gleichzeitig das Volumen der vernachlässigbar wärmeentwickelnden Abfälle um bis zu ein Drittel (100.000 Kubikmeter) erhöhen würde. In einem Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle sind unter Berücksichtigung von P&T die bereits existierenden Abfälle aus der Wiederaufarbeitung (verglaste Abfälle und Sekundärabfälle) und die durch P&T entstehenden wärmeentwickelnden Abfälle einzulagern. Ein Drittel der für die Einlagerung wärmeentwickelnder Abfälle vorzusehenden Einlagerungsfelder ist für die oben genannten, bereits existierenden Abfälle vorgesehen und bleibt von P&T unberührt. Insgesamt nimmt der Flächenbedarf eines Endlagers mit wärmeentwickelnden Abfällen (ohne Berücksichtigung von Sekundärabfällen) und ohne durch P&T neu entstehende wärmeentwickelnde Abfälle daher um maximal 50 Prozent ab. Dadurch verringern sich das Hohlraumvolumen und die Einlagerungsfläche für das Endlager

für wärmeentwickelnde Abfälle, wohingegen die durch P&T entstehenden vernachlässigbar wärmeentwickelnden Abfälle nach jetziger Genehmigungslage in einem separaten, auszubauenden oder neuen Endlager eingelagert werden müssten. Die Menge an langlebigen, wärmeentwickelnden Sekundärabfällen aus der Wiederaufarbeitung steigt jedoch im Vergleich zum Verzicht auf P&T schätzungsweise um einen Faktor von zwei bis drei an. Derartige Abfälle sind bereits aus der vergangenen Wiederaufbereitung vorhanden und umfassen ungefähr zehn Prozent des Volumens der im Ausland wiederaufbereiteten und zurückgeführten Abfälle. Sie bestehen vorwiegend aus den mittelradioaktiven Dekontaminations- und Spülwässern.

Bei der Transmutation sind grundsätzlich verschiedene Reaktorkonfigurationen vorstellbar, wobei die Vor- und Nachteile der Konfigurationen stark von den vorgegebenen spezifischen Zielen abhängen. In Deutschland sind Konfigurationen, bei denen es nicht zu einem zusätzlichen Aufbau von spaltbarem Material kommt, besonders interessant, da sie mit den Zielstellungen des Kernenergieausstiegsbeschlusses kompatibel sind. Sie wären in einer Transmutationsanlage vom Typ ADS (Accelerator Driven System) oder in kritischen Reaktoren möglich. Trotz umfangreicher F&E-Arbeiten in der Vergangenheit sind für die weitere Eignungsprüfung von P&T experimentelle Untersuchungen notwendig. Hierzu zählen sowohl Bestrahlungsexperimente und Nachbestrahlungsuntersuchungen als auch Experimente für die Transienten- und Störfallbeurteilung. Im Falle des Salzschnmelzenreaktors wären umfangreiche Versuche zur Thermodynamik und zur Stabilität des Brennstoff- und Trägersalzes durchzuführen. Ein wichtiger Schritt dafür sind Weiterentwicklung und Erprobung in größerem Maßstab und die Erfahrung beim realen Anlagenbetrieb eines Prototyps.

### Szenarien für die Erforschung beziehungsweise Anwendung von P&T

Um die verschiedenen Handlungsoptionen für die Bundesregierung in der Frage des künftigen Umgangs mit P&T

abzuschätzen und zu bewerten, wurden insgesamt vier technische Szenarien entwickelt. Diese Szenarien wurden auf der Grundlage eines breiten Methodenmixes auf ihre sozialen, ökologischen, rechtlichen und ökonomischen Implikationen hin untersucht. Dabei wurden Literaturrecherchen, Expertenworkshops, Telefoninterviews mit NGOs und Gruppendelphiverfahren kombiniert und mit fachspezifischen Gutachten angereichert. Allerdings muss einschränkend gesagt werden, dass trotz dieses systematischen, multimethodischen Vorgehens aufgrund des langen Zeithorizonts sowie der vielfältigen möglichen Entwicklungen bedeutende Unsicherheiten in der Bewertung gesellschaftlicher Optionen verbleiben. Alle vier Szenarien gehen davon aus, dass die Beschlüsse der Bundesregierung zum Ausstieg aus der Kernenergie bis zum Jahre 2022 und zur Endlagerung von wärmeentwickelnden Abfällen an einem Standort auf dem Gebiet der Bundesrepublik Deutschland weiterhin Bestand haben. Dies bedeutet, dass eine weitere Nutzung von Uran in Deutschland in den Szenarien nicht vorgesehen ist. Allerdings wird angenommen, dass andere europäische Staaten weiterhin Kernenergie als Energiequelle nutzen werden. Unter diesen Annahmen lassen sich die vier Szenarien folgendermaßen skizzieren:

Das **Szenario Abstinenz** geht davon aus, dass für die bis zum Ausstieg anfallenden abgebrannten Brennstoffe keinerlei Maßnahmen bezüglich P&T vorgesehen sind. Für dieses Szenario können die Mengen an wärmeentwickelnden, radioaktiven Abfällen, die in einem Endlager in Deutschland entsorgt werden müssen, in sehr guter Annäherung bereits heute abgeschätzt werden. Dieses Zukunftsbild dient als Bezugspunkt für den Vergleich mit anderen Szenarien (Referenz-Szenario).

Auf der gesellschaftlichen Ebene zeigen sich im Referenz-Szenario aufgrund fehlender Aktivitäten im Bereich von P&T keine Ausprägungen bei den Variablen Ökotoxizitätspotenzial, Akzeptanz gegenüber P&T-Anlagen sowie juristische Aspekte. Allerdings ist in diesem Szenario die ökonomische

Perspektive besonders wirksam. Falls sich Deutschland nicht an P&T-Forschung und Entwicklung beteiligt, könnten einerseits die nicht anfallenden Forschungsausgaben für F&E zu P&T im Rahmen der Energiewende in andere energiepolitische Projekte investiert werden, zum Beispiel im Bereich erneuerbare Energien oder Netzausbau (Opportunitätskosten). Andererseits ist dann jedoch eine Drittmittelwerbung zu P&T, insbesondere durch Förderinstrumente von EURATOM, nicht mehr möglich. Außerdem ist von indirekten ökonomischen Nachteilen durch Arbeitsplatz- und Kompetenzverlust im nukleartechnischen Bereich und insbesondere in Reaktorsicherheitsfragen auszugehen. Eine Abwanderung von Fachkräften und Wissenschaftlern ins Ausland ist hierbei sehr wahrscheinlich. Daraus resultiert auch eine verminderte Kompetenz in nukleartechnischen Fragen im Inland und damit einhergehend ein etwaiger Verlust an Gestaltungsmöglichkeiten in internationalen Gremien wie der International Atomic Energy Agency (IAEA) oder der Nuclear Energy Agency (NEA). Zudem könnte die Abstinenzstrategie eine künftige Beteiligung an einer europäischen Lösung für P&T-Anlagen unmöglich machen.

Im *Szenario Forschungspartizipation* wird davon ausgegangen, dass, so lange keine endgültige Entscheidung über die Durchführung von P&T oder über den Verzicht auf dieses Verfahren getroffen wurde, Forschungs- und Entwicklungsarbeiten sowohl im nationalen als auch im europäischen Rahmen erfolgen. Aus diesen Arbeiten soll ein besseres Verständnis der anstehenden Herausforderungen erwachsen sowie Nutzen und Risiken einer möglichen Weiterverfolgung von P&T abgeschätzt werden. Auf die in Deutschland zu entsorgenden Abfallmengen hat dieses Szenario zunächst keine signifikanten Auswirkungen.

Dieses Szenario birgt, gesellschaftlich gesehen, voraussichtlich die meisten Chancen bei einer gleichzeitigen Minimierung der Risiken. Forschung und Entwicklung werden in der deutschen Bevölkerung prinzipiell eher wohlwollend aufgenommen, weshalb nur von vereinzelt Widerständen

auszugehen ist. Es wird von einer primär selektiven und positiven Medienberichterstattung über die Erforschung von P&T ausgegangen. Die ökologischen und ökonomischen Auswirkungen in Deutschland sind weitgehend vernachlässigbar. Es ergeben sich jedoch indirekte positive ökonomische Effekte, die sich im Kompetenz- und Arbeitsplatzerhalt sowie in potenziellen zukünftigen Handlungsoptionen ausdrücken.

Im *Szenario Europäische Systempartizipation* wird über die Beteiligung an europäischen Forschungsvorhaben hinaus von der Möglichkeit einer Mitwirkung an großtechnischen P&T-Anlagen auf europäischer Ebene ausgegangen. Dieser Ansatz erfordert eine enge Zusammenarbeit mit anderen europäischen Ländern innerhalb eines klar definierten normativen Rahmens und ermöglicht eine gemeinsame Entwicklung und Errichtung, sowie den gemeinsamen Betrieb, von europäischen Anlagen. Die technischen Analysen zeigen, dass die Verringerung des Aufkommens wärmeentwickelnder Abfälle, die Reduktion der thermischen Leistung und der Gesamtaktivität zu späteren Zeiten in Folge einer Durchführung von P&T im europäischen Maßstab signifikant sein kann; dabei bewegen sich die beiden Letzteren mindestens zwischen ein und zwei Größenordnungen, bei der Radiotoxizität noch signifikanter. Allerdings ist wegen der bereits verglasten Abfälle, die nicht weiter behandelt werden sollen, der Effekt für ein Endlager in Deutschland begrenzt.

In einem regionalen Szenario in Europa mit gemeinsamer Nutzung von Anlagen und Teilung der Kosten ergeben sich spezifische Potenziale. Mögliche Vorteile für Deutschland liegen zum Beispiel in geringeren Investitionen, lediglich anteiligen Stilllegungskosten und Anteilen an den Forschungs- und Entwicklungskosten sowie im Verzicht auf den Bau neuer Anlagen in Deutschland. Problematisch könnte sein, dass sich Deutschland damit an den nuklearen Zielen der anderen europäischen Staaten indirekt beteiligt, wie etwa dem weiteren Ausbau der Kernenergie in Europa oder der Nutzung der in der Phase der Partitionierung gewonnenen Kernbrennstoffe für neue Reaktoren. Diese Ziele sind

mit denen des deutschen Kernenergieausstiegs nicht kompatibel. Allerdings sind weitere detaillierte Studien erforderlich, um die erwarteten Vorteile und Nachteile genauer zu spezifizieren.

Für den Fall, dass eine oder mehrere europäische Anlagen errichtet werden, in denen auch deutsche Abfälle behandelt werden, muss ein entsprechender Transport der Abfälle dorthin gewährleistet werden. Transporte bedeuten immer auch zusätzliche Unfall- und Emissionsrisiken und vor allem Widerstände in der Bevölkerung. Wenn allerdings mit diesen Transporten eine wesentliche Entlastung der Entsorgung radioaktiver Abfälle in Deutschland verbunden wäre, ist ein solcher Transport auch der Bevölkerung vermittelbar.

Im Vergleich zur Anwendung von P&T in Deutschland bestehen für das europäische Szenario im Hinblick auf die gesellschaftliche Dimension Chancen für die Realisierung von P&T. Je nach Standort der Anlage(n) außerhalb der deutschen Landesgrenzen kann in Deutschland mit moderater Akzeptanz gerechnet werden. Die deutschen Medien werden wahrscheinlich – wenn überhaupt – tendenziell negativ über Planung, Bau und Betrieb berichten. Allerdings spielt für Häufigkeit und Tendenz eine Rolle, ob die Anlage(n) im Hinblick auf Deutschland grenznah- oder grenzfern gebaut werden. Durch die Aufteilung der Kosten auf mehrere Länder werden die finanziellen Belastungen aufgeteilt und sind somit eher tragbar. Allerdings können durch erhöhten Abstimmungs- und Koordinationsbedarf in der Auftragsvergabe auch erhebliche Mehrkosten für Bau und Inbetriebnahme der P&T-Anlage(n) anfallen. Für die deutsche Bevölkerung wird angenommen, dass das Ökotoxizitätspotenzial geringer ausfällt, sofern die P&T-Anlage(n) nicht grenznah gebaut werden. Die Beteiligung an europäischen Forschungsaktivitäten ermöglicht den Kompetenzerhalt in der Reaktorphysik und Anlagensicherheit in Deutschland sowie für Technologien für Hochtemperaturanwendungen.

Das *Szenario Anwendung von P&T in Deutschland* basiert auf der Annahme, dass mindestens eine P&T-Anlage in Deutschland gebaut und betrieben wird.<sup>1</sup> Dieses Szenario schließt die Entwicklung und Errichtung aller erforderlichen Anlagen (Partitionierung abgebrannter Brennstoffe, Fabrikations- und Transmutationsanlagen etc.) ein. Dabei sind verschiedene technische Optionen zu berücksichtigen. Wie im Szenario *Europäische Systempartizipation* kann die Verringerung des Aufkommens wärmeentwickelnder Abfälle, der thermischen Leistung und der Gesamtaktivität zu späten Zeiten in Folge einer Durchführung von P&T signifikant sein. Allerdings ist wegen der bereits verglasten Abfälle, die nicht weiter behandelt werden sollen, auch hier der Effekt begrenzt.

Auf gesellschaftlicher Ebene spricht wenig für eine isolierte Anwendung von P&T in Deutschland. Die Akzeptanz für den Neubau von P&T-Anlagen durch potenzielle Anlagenstandortgemeinden sowie die deutsche Bevölkerung wird als gering eingestuft. Skeptische Medienberichte können dieses negative Meinungsbild verstärken. Für Mensch und Umwelt bestehen aufgrund des radiologischen sowie nicht-radiologischen Ökotoxizitätspotenzials von P&T-Anlagen zusätzliche Risiken. Infolge der relativ geringen Abfallmengen wird sich aus ökonomischer Sicht der Bau und Betrieb von einer oder mehreren P&T-Anlage(n) in Deutschland vermutlich nicht rechnen. Positiv anzumerken ist, dass der Betrieb einer P&T-Anlage in Deutschland den inländischen Kompetenzerhalt in der Reaktorphysik und Anlagensicherheit unterstützt, indem spezifische Konzepte für P&T entwickelt werden, die mit dem Ausstiegsbeschluss aus der Kernenergie kompatibel sind. Grundsätzlich sind auch verschiedene Kombinationen aus den Szenarien Systempartizipation und Anwendung in Deutschland vorstellbar, in denen Teile der Prozesse in Europa zusammengefasst werden, manche Anlagen aber national betrieben werden. Dieses Vorgehen wurde bereits in der Vergangenheit bei der Trennung von Wiederaufbereitung (international) und Reaktorbetrieb (national) genutzt.

<sup>1</sup> Eine präzise Aussage über die genaue Zahl der P&T-Anlagen ist zum jetzigen Zeitpunkt aufgrund verbleibender Unsicherheiten nicht möglich. Die Anzahl wird unter anderem vom Stand der Technik zum Zeitpunkt der Anlagenplanung abhängen.

## Fazit

Aus der Studie lassen sich folgende Rückschlüsse ableiten:

- a) Sofern die P&T-Anlagen allein zur Reduzierung nuklearer Abfälle (Volumen und Radioaktivität) und nicht zur Stromerzeugung oder der Wiederaufbereitung von verwertbaren Brennstoffen dienen, ist P&T prinzipiell mit den Zielen des Kernenergieausstiegs vereinbar. Vor dem Hintergrund des Kernenergieausstiegs wäre zu entscheiden, ob man das bei der Partitionierung herausgelöste Uran in Reaktoren außerhalb Deutschlands zur Energieerzeugung zur Verfügung stellt oder direkt in ein Endlager überführt.
- b) Ein Endlager für wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle ist auch mit P&T erforderlich für (1) die heute bereits existierenden Wiederaufarbeitungsabfälle, (2) die abgebrannten Brennelemente aus den Versuchs- und Prototypkraftwerken sowie Forschungsreaktoren und (3) für die wärmeentwickelnden Abfälle aus der für P&T erforderlichen Wiederaufarbeitung sowie zusätzliche Hülsen und Strukturteile aus der Zerlegung der Brennelemente und aus der letzten Beladung des Transmuters.
- c) Für die durch P&T anfallenden Sekundärabfälle (radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung) muss nach jetziger Genehmigungslage ein zusätzliches Endlager geplant, errichtet und betrieben werden.
- d) Bezogen auf die Situation in Deutschland ist eine Reduktion des Flächenbedarfs eines Endlagers für wärmeentwickelnde Abfällen um maximal fünfzig Prozent realisierbar.
- e) Durch P&T werden gezielt die höchsttoxischen, wärmeentwickelnden und sehr langlebigen Radionuklide (Plutonium und minore Aktiniden) transmutiert. Allerdings haben sich diese Radionuklide in bisherigen Transportrechnungen für die Langzeitsicherheit von Endlagern in Deutschland (ohne Transmutation) als eher wenig sicherheitsrelevant für einen langfristigen Eintrag in die Biosphäre gezeigt.
- f) Ein Abbruch der Forschungsarbeiten und ein Ausstieg aus allen P&T-Optionen erscheinen aus jetziger Sicht zumindest voreilig und angesichts der Potenziale dieser Optionen auch nicht vernünftig.
- g) Arbeiten sowohl im Bereich der Grundlagen- und Sicherheitsforschung als auch im Bereich der technischen Entwicklungsforschung (Labormaßstab und Versuchsanlagen) erscheinen im Rahmen eines europäischen Forschungsverbundes als sinnvolle Option, um die in Deutschland hoch entwickelte Expertise auch auf dem Gebiet der Sicherheitsbewertung in den europäischen Entwicklungsprozess von P&T einfließen zu lassen und um die Einflussnahme in wichtigen internationalen Gremien zu sichern. Damit bleiben zunächst alle wirtschaftlich und sachlich möglichen Optionen erhalten. Es muss sichergestellt sein, dass mit der Forschungsbeziehung keine mögliche Pfadabhängigkeit in Richtung großtechnischer Anwendung verbunden ist.
- h) Sollte Deutschland die Ziele des Kernenergieausstiegs unter Nutzung von P&T umsetzen wollen, sind spezifische Lösungen (mit auf Transuran-Verbrennung optimierten Reaktoren) im Rahmen nationaler Projekte zu entwickeln. Auch in diesem Falle könnten Synergieeffekte mit den entsprechenden europäischen Projekten genutzt werden (zum Beispiel Strukturmaterialentwicklung, Simulationstools), die dann auch teilweise von Deutschland angestoßen werden könnten.
- i) Die Entscheidung, ob sich Deutschland an der technischen Umsetzung von P&T, das heißt an einer Anlage im großtechnischen Maßstab beteiligen soll, die

außerhalb von Deutschland, in einem anderen europäischen Land, errichtet werden könnte, kann noch mehrere Jahre offengehalten werden. Im Moment ist nicht abzuschätzen, wie die Entsorgungsstrategie und die Standortwahl in Deutschland aussehen werden. Zu einem späteren Zeitpunkt wird man einen besseren Überblick haben, ob mit P&T ein erhebliches Potenzial an Risikoreduzierung für den deutschen wie den europäischen Nuklearabfall besteht.

- j) Vor der Entscheidung zu einem möglichen Einstieg in eine europäische P&T-Anlage sollte eine eingehende Studie zu den Chancen und Risiken einer solchen Anlage ausgearbeitet werden, die neben wissenschaftlich-technischen und ökonomischen auch die sozialen, juristischen und psychologischen Aspekte beinhaltet. Ebenso ist es anzuraten, schon frühzeitig vor der Ent-

scheidung eine Verbände- und Öffentlichkeitsbeteiligung vorzusehen.

- k) Angesichts der voraussichtlich sehr komplexen Entscheidungs- und Beteiligungsprozesse, die zu P&T anstehen, sind rechtzeitig Überlegungen anzustellen, wie diese zu gestalten sind (Governance-Prozesse auf europäischer Ebene).
- l) Aus der weiteren Erforschung der technologischen Aspekte von P&T kann auch die deutsche Industrie Vorteile ziehen, und zwar nicht nur für den Bereich P&T selbst, sondern auch in angrenzenden Feldern. Vor allem im Bereich Teilchenbeschleuniger und Komponentenbau ist die deutsche Industrie bereits heute an der Weltspitze und könnte diese Position auch in Zukunft weiter ausbauen.

# EINLEITUNG

Im Juni 2011 läutete die deutsche Bundesregierung mit der Verkündung der Energiewende das Ende der Kernenergienutzung zur Stromproduktion ein. Bis zum Jahr 2022 sollen alle deutschen Kernkraftwerke abgeschaltet werden.<sup>2</sup> Allerdings ist die Frage der Endlagerung radioaktiver Abfälle noch nicht abschließend beantwortet, auch wenn am 26.07.2013 ein Standortauswahlgesetz für ein Endlager für hochradioaktive Abfälle in Kraft gesetzt wurde.<sup>3</sup> Sowohl auf europäischer als auch auf internationaler Ebene erlangt die Endlagerfrage eine noch größere Relevanz, da viele Staaten (zum Beispiel Frankreich, Spanien, Tschechien, USA, China) weiterhin auf die Stromproduktion aus Kernenergie setzen und damit auch künftig radioaktive Abfälle produzieren werden. In Bezug auf die Endlagerung sind insbesondere die Art der Abfälle (wärmeentwickelnd vs. vernachlässigbar wärmeentwickelnd) und deren Menge relevant. Für die Auswahl eines Endlagerstandortes sind jedoch nicht nur Art und Menge der Abfälle von Bedeutung; entscheidend ist hinsichtlich der Langzeitsicherheit eines Endlagers auch die Dauer, über die die Abfälle sicher aufbewahrt werden müssen. Eine Möglichkeit, das Gefahrenpotenzial wärmeentwickelnder Abfälle insgesamt zu verringern, stellt die Partitionierung und Transmutation (P&T) dar.

P&T bedeutet die Trennung der Abfälle (Partitionierung) sowie die Umwandlung (Transmutation) der Radionuklide durch Neutronenbeschuss.<sup>4</sup> P&T-Verfahren werden seit den 1970er Jahren sowohl in Europa als auch im außereuropäischen Ausland erforscht.<sup>5</sup> Bislang waren diese Forschungsaktivitäten in erster Linie naturwissenschaftlich-technische Arbeiten mit dem Ziel, die Machbarkeit und Eignung der P&T-Technologie zu prüfen und zu demonstrieren. Hierbei wurde den Fragen nachgegangen, ob beziehungsweise

inwieweit P&T in großtechnischem Maßstab das Gefahrenpotenzial von radioaktiven Abfällen verringern (oder möglicherweise sogar zur Stromerzeugung beitragen) kann. Insbesondere der erstgenannte Aspekt erscheint in Zeiten, in denen aus langzeitsicherheitstechnischen Gründen die direkte Endlagerung hochradioaktiver Brennstäbe von rund einer Million Jahre als Referenzgröße gilt,<sup>6</sup> als erstrebenswert.

Während europaweit bereits mehrere Endlager für schwach- und mittelradioaktive Abfälle<sup>7</sup> existieren und auch in Deutschland mit dem Endlager Morsleben und der Errichtung des Endlagers Konrad (Salzgitter) eine Endlagerstätte für vernachlässigbar wärmeentwickelnde Abfälle existiert und eine zweite in einigen Jahren entstehen wird,<sup>8</sup> ist bislang weltweit noch kein Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle in Betrieb. Eine Lösung ist hierfür jedoch besonders wichtig, da wärmeentwickelnde Abfälle 99 Prozent der gesamten Radioaktivität aller Abfälle aus dem Betrieb von kerntechnischen Anlagen enthalten.<sup>9</sup> Diese Lösungsfindung drohte bislang weniger an wissenschaftlich-technischen Aspekten der Endlagerung zu scheitern, sondern eher an gesellschaftlichen Widerständen.<sup>10</sup>

Vor dem Hintergrund der potenziellen Chancen von P&T steht die deutsche Bundesregierung vor der Entscheidung, ob beziehungsweise inwieweit dieses Verfahren ein Baustein der nuklearen Entsorgungsstrategie sein könnte. In diesem Abwägungsprozess müssen technische beziehungsweise sicherheitstechnische, ökologische, ökonomische und soziale Chancen und Risiken berücksichtigt werden. Mögliche Chancen können zum Beispiel in der Reduktion der Langlebigkeit, der Ökotoxizität, der Strahlungsintensität und des Volumens der endzulagernden

<sup>2</sup> Vgl. BMU 2011.

<sup>3</sup> Vgl. BMU 2013.

<sup>4</sup> Vgl. Knebel et al. 2013; Lübbert/Ahlsvede 2008.

<sup>5</sup> Vgl. Feder 2009; Knebel/Salvatores 2011.

<sup>6</sup> Vgl. AkEnd 2002: 96.

<sup>7</sup> Zum Beispiel die Lager Loviisa und Olkiluoto in Finnland oder SFR Forsmark in Schweden.

<sup>8</sup> Vgl. BFS 2012.

<sup>9</sup> Vgl. BFS 2012.

<sup>10</sup> Vgl. Hocke/Grunwald 2006: 14.



Abfälle liegen, aber auch im Kompetenzerhalt im Bereich Kernenergie.<sup>11</sup> Als potenzielle Risiken sind beispielsweise das Ökotoxizitätspotenzial für Mensch und Umwelt sowie der Zeitrahmen und die Kosten des Anlagenbaus, -betriebs und -rückbaus<sup>12</sup> zu nennen. Ebenso ist fraglich, wie die Standortbevölkerung dem Bau von P&T-Anlagen gegenüberstehen würde. Aus diesem Grund haben das Bundesministerium für Wirtschaft und Technologie (BMWi) und das Bundesministerium für Bildung und Forschung (BMBF) ein interdisziplinäres Forschungsprojekt in Auftrag gegeben, um die technischen und gesellschaftlichen Chancen und Risiken von P&T anhand von Szenarien zu untersuchen. Auf der Grundlage dieser Analyse wurden in der vorliegenden Studie Kommunikations- und Handlungsempfehlungen für die zukünftige Positionierung im Bereich P&T formuliert. Das inter- und transdisziplinäre Forschungsprojekt gliedert sich in zwei Teilprojekte<sup>13</sup> mit insgesamt 13 inhaltlichen (A, B) beziehungsweise organisatorischen (G) Arbeitspaketen (AP):

- AP A1: Ausgangspunkt und Randbedingungen (Deutschland und Aspekte aus internationaler Perspektive)
- AP A2: Szenarien-Analyse
- AP A3: Anforderungen und Herausforderungen für P&T
- AP A4: Stand der Grundlagen- und technologischen Forschung
- AP A5: Darstellung der Sicherheitsaspekte
- AP A6: Internationale Projekte
- AP A7: Kompetenzen in Deutschland
- AP B1: Erstellung von Gesellschaftsszenarien zur Abschätzung von Chancen und Risiken der Partitionierungs- und Transmutationsforschung
- AP B2: Ermittlung gesellschaftlich relevanter Deskriptoren zur Abschätzung von Chancen und Risiken der Partitionierungs- und Transmutationsforschung
- AP B3: Organisation und Durchführung eines Szenario- und Deskriptoren-Workshops

- AP B4: Bewertung gesellschaftlich relevanter Deskriptoren der P&T-Verfahren im Hinblick auf deren Chancen und Risiken
- AP G1: Bündelung der Ergebnisse
- AP G2: Schnittstellen-Management

In Modul A waren als Projektpartner die DBE TECHNOLOGY GmbH, die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH (GRS), das Helmholtz Zentrum Dresden-Rossendorf (HZDR), das Karlsruher Institut für Technologie (KIT), die Rheinisch-Westfälische Technische Hochschule (RWTH) Aachen und das Forschungszentrum Jülich (FZJ) beteiligt. Die Federführung lag beim KIT. Modul B wurde vom Zentrum für Interdisziplinäre Risiko- und Innovationsforschung der Universität Stuttgart (ZIRIUS) bearbeitet. Die Gesamtkoordination von Modul A und Modul B erfolgte durch die Deutsche Akademie der Technikwissenschaften (acatech). Das übergeordnete Ziel der beiden Forschungsschwerpunkte war es, eine sachgerechte und ausgewogene Grundlage zur Entscheidungsfindung bezüglich der zukünftigen Positionierung Deutschlands in Fragen der P&T-Forschung zu erarbeiten.

Grundlage für die Projektarbeiten waren insgesamt vier Basis-Szenarien. Zwei Szenarien sehen keine Anwendung der P&T-Technologie in Deutschland oder mit deutscher Beteiligung vor: Im *Basis-Szenario 1 (Abstinenz)* wurde angenommen, dass Deutschland keine P&T-Anlagen betreibt und keine institutionelle Förderung der P&T-Forschung stattfindet. Dieses Zukunftsbild dient als Bezugspunkt (Referenz-Szenario) für den Vergleich mit anderen Szenarien. In *Basis-Szenario 2 (Forschungspartizipation)* betreibt Deutschland nationale Forschung und beteiligt sich an internationalen und europäischen Forschungsprogrammen, um ein Mitspracherecht in internationalen Gremien der Nukleartechnologie zu sichern. Im Land selbst werden jedoch keine eigenen P&T-Anlagen gebaut.

<sup>11</sup> acatech 2011.

<sup>12</sup> Vgl. Lübbert/Ahlswede 2008.

<sup>13</sup> Modul A (Förderung durch BMWi) und Modul B (Förderung durch BMBF).



Die beiden anderen Szenarien sehen hingegen eine Anwendung von P&T in Europa beziehungsweise Deutschland vor. Nach *Basis-Szenario 3 (Europäische Systempartizipation)* betreibt Deutschland ein nationales Forschungsprogramm und beteiligt sich sowohl aktiv an internationalen Forschungsprogrammen als auch an europäischen Initiativen zur Errichtung von P&T-Anlagen. In Deutschland selbst werden jedoch wie im Szenario „Forschungspartizipation“ keine eigenen P&T-Anlagen gebaut. *Basis-Szenario 4 (Anwendung in Deutschland)* schließlich fußt auf der Annahme, dass Partionierung und Transmutation mit Anlagen in Deutschland aktiv als ein Teil der Entsorgungsstrategie betrieben wird.

Die Ergebnisse der Arbeiten aus Modul A und B werden in der vorliegenden acatech STUDIE zusammengefasst. Dabei orientiert sich der Aufbau an der Struktur der Arbeitspakete. Jedes einzelne Kapitel schließt mit einem Fazit, das sowohl Schlussfolgerungen als auch Thesen zur jeweils behandelten Thematik enthält. Im abschließenden Kapitel werden dann Expertenurteile auf der Basis von sogenannten Deskriptoren, das heißt Kriterien zur Beurteilung der Chancen und Risiken der vier Szenarien, beschrieben und in ihren Implikationen erläutert.

## LITERATUR

### acatech 2011

acatech (Hrsg.): *Den Ausstieg aus der Kernkraft sicher gestalten. Warum Deutschland kerntechnische Kompetenz für Rückbau, Reaktorsicherheit, Endlagerung und Strahlenschutz braucht* (acatech POSITION), Heidelberg u. a.: Springer Verlag 2011.

### AkEnd 2002

AkEnd Arbeitskreis Auswahlverfahren Endlagerstandorte: *Auswahlverfahren für Endlagerstandorte. Empfehlungen des AkEnd – Arbeitskreis Auswahlverfahren Endlagerstandorte*, Köln: Niehler-Verlag 2002.

### BfS 2012

Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): „Konrad – Deutschlands erstes nach Atomgesetz genehmigtes Endlager für schwach- und mittelradioaktive Abfälle“. In: *Konrad-Leporello*. URL: [http://www.endlager-konrad.de/cIn\\_117/nn\\_1073436/SharedDocs/Downloads/DE/Konrad\\_\\_Leporello.html](http://www.endlager-konrad.de/cIn_117/nn_1073436/SharedDocs/Downloads/DE/Konrad__Leporello.html) [Stand: 05.04.2012].

### BMU 2011

Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): *Der Weg zur Energie der Zukunft – sicher, bezahlbar und umweltfreundlich. Eckpunktepapier der Bundesregierung zur Energiewende*. URL: <http://www.bmu.de/uebrige-seiten/der-weg-zur-energie-der-zukunft-sicher-bezahlbar-und-umweltfreundlich/> [Stand: 26.04.2013]

### BMU 2013

Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): *Standortauswahlgesetz tritt in Kraft*. URL: [http://www.bmu.de/bmu/presse-reden/pressemitteilungen/pm/artikel/standortauswahlgesetz-tritt-in-kraft/?tx\\_ttnews\[backPid\]=309](http://www.bmu.de/bmu/presse-reden/pressemitteilungen/pm/artikel/standortauswahlgesetz-tritt-in-kraft/?tx_ttnews[backPid]=309) [Stand: 26.07.2013].

### Feder 2009

Feder, T.: „Need for clean energy, waste transmutation revives interest in hybrid fusion-fission reactors“. In: *Phys. Today* 62(7), 24 (2009).

### Hocke/Grunwald 2006

Hocke, P./Grunwald, A.: *Wohin mit dem radioaktiven Abfall? Perspektiven für eine sozialwissenschaftliche Endlagerforschung* (Gesellschaft, Technik, Umwelt, Neue Folge 8), Berlin: Edition Sigma 2006.

### Knebel et al. 2013

Knebel, J./Fazio, C./Maschek, W./Tromm, W.: „Was tun mit dem nuklearen Abfall?“ In: *Spektrum der Wissenschaft*, Februar 2013.

#### **Knebel/Salvatores 2011**

Knebel, J./Salvatores, M.: „Partitioning & Transmutation (P&T). Hier die Fakten – Langfassung.“ In: *Energie-Fakten*, 2. März 2011. URL: <http://www.Energie-Fakten.de> [Stand: 26.04.2013]

#### **Lübbert/Ahlsvede 2008**

Lübbert, D./Ahlsvede, J.: *Transmutation radioaktiver Abfälle – Lösung der Endlagerproblematik?* (Wissenschaftliche Dienste Nr. 61/08), Berlin: Deutscher Bundestag, 2008.

# 1 RANDBEDINGUNGEN FÜR DIE ANWENDUNG VON P&T IN DEUTSCHLAND

*Maarten Becker, Wilhelm Bollingerfehr, Dieter Buhmann, Concetta Fazio, Horst Geckeis, Andreas Geist, Klaus Gompper, Andreas Havenith, John Kettler, Werner Maschek, Bruno Merk, Jörg Mönig, Andrei Rineiski, Massimo Salvatores, Aleksandra Schwenk-Ferrero*

Partitionierung und Transmutation (P&T) bezeichnen technische Verfahren zur Behandlung abgebrannter Brennelemente aus Kernkraftwerken, die auf die Abtrennung von Stoffgruppen zielen (Partitionierung) und auf die anschließende Umwandlung der Aktiniden Plutonium (Pu), Neptunium (Np), Americium (Am) und Curium (Cm) durch Bestrahlung (Transmutation). Diese Behandlung dient dem Zweck, die Menge von Plutonium und den minoren Aktiniden Neptunium, Americium und Curium zu verringern und dadurch die vom abgebrannten Brennstoff erzeugte Wärme ebenso wie die Radioaktivität und die Radiotoxizität zu vermindern.

Die Abtrennung von Aktiniden aus den verschiedenen Arten von abgebrannten Brennelementen kann auf zwei Wegen erfolgen, entweder durch hydrometallurgische (wässrig/organische) Verfahren oder durch pyrometallurgische (trockene) Verfahren. Diese Prozesse sind näher in Kapitel 3 und Kapitel 4 dargestellt.

Die meisten bislang entwickelten Konzepte zur hydrometallurgischen Abtrennung der Transurane basieren auf dem zum Beispiel in Frankreich und England industriell betriebenen PUREX-Prozess zur Abtrennung von Uran und Plutonium. Durch entsprechende Modifikation des PUREX-Prozesses kann auch Neptunium abgetrennt werden. Das PUREX-Raffinat enthält also noch Americium und Curium neben den Spalt- und Aktivierungsprodukten. In einem zweistufigen Prozess können Americium und Curium aus dem PUREX-Raffinat abgetrennt werden: Dabei werden zunächst Americium und Curium gemeinsam mit den ihnen chemisch ähnlichen Lanthaniden von den übrigen Spalt- und den Aktivierungsprodukten abgetrennt und schließlich werden Americium und Curium von den Lanthaniden getrennt.

Als Ergebnis der Partitionierung kann man drei Stoffgruppen unterscheiden, die voneinander isoliert und anschließend jeweils einer spezifischen weiteren Behandlung oder Verwendung zugeführt werden: Uran, Transurane (Plutonium, Neptunium, Americium und Curium), Spalt- und Aktivierungsprodukte.

1. Uran wäre in Deutschland aufgrund der Befristung der zivilen Nutzung der Kernenergie nicht weiter verwendbar, könnte aber als Wertstoff für die Herstellung neuer Brennelemente im Ausland verwendet werden.
2. Transurane (Plutonium, Neptunium, Americium und Curium): Die Transmutation dieser Elemente in Spaltprodukte wirkt sich auf die zeitliche Entwicklung der Radioaktivität, Radiotoxizität und Zerfallswärme des Gesamtabfalls aus. Insbesondere ist festzustellen, dass diese Kenngrößen in den ersten Jahrhunderten von den Spaltprodukten dominiert sind, während sie nach circa 300 Jahren durch die Transurane bestimmt sind.

Die Transmutation besteht aus mehreren Prozessschritten. Zunächst müssen Transmutationsbrennstoffe erzeugt werden, die einer Transmutationsanlage zugeführt werden. Die hier betrachtete Referenzanlage für die Transmutation ist ein beschleunigerbetriebener unterkritischer Reaktor (im Englischen Accelerator Driven System – ADS). Als zusätzliche Option werden auch Schnelle kritische Reaktoren betrachtet. Da in einem Reaktorzyklus die geladenen Transurane nicht vollständig umgewandelt werden, werden die Transmutationsbrennstoffe in weiteren Schritten jeweils wiederaufgearbeitet und die zurückgewonnenen Transurane für die Herstellung von Transmutationsbrennstoff wiederverwendet.

3. Spalt- und Aktivierungsprodukte können mit spezifischen Verfahren konditioniert und gelagert werden.

Bei industrieller Eignung könnten die genannten Verfahren einen Beitrag zur Entsorgung der einzelnen

Bestandteile abgebrannter Brennelemente leisten. Gleichzeitig sind aber auch alle sonstigen Randbedingungen zu betrachten, wie zum Beispiel die verglasten Abfälle aus der Wiederaufbereitung.

P&T wird ein Endlager für radioaktive Abfälle nicht ersetzen. Dennoch stellt sich die Frage, welche Auswirkungen diese Technologie auf die Entsorgung haben kann. Durch Szenarienanalysen ist es möglich, den Aufwand für und die Auswirkungen von P&T zu bewerten. In dieser Studie wurden vier Szenarien definiert, die zwei Gruppen zuzuordnen sind. Eine Gruppe ist dadurch gekennzeichnet, P&T nicht auf den deutschen Abfall anzuwenden beziehungsweise nur die Forschungs- und Entwicklungsaufgaben weiter zu betreiben; in der anderen Gruppe wird die Anwendung von P&T auf abgebrannte Brennelemente aus deutschen Kernkraftwerken im regionalen (europäischen) oder nur im deutschen Rahmen postuliert. Gegenwärtig ist das Referenzkonzept für die sichere Entsorgung der abgebrannten Brennelemente, die in Deutschland als nuklearer Abfall eingestuft sind, die direkte Endlagerung im geologischen Untergrund (vgl. Abschnitt 1.3).

Für eine optionale Anwendung der P&T-Technologie auf abgebrannte Brennelemente aus deutschen Kernkraftwerken werden im vorliegenden Kapitel die Randbedingungen beschrieben. Diese betreffen zum einen den gesetzlichen Rahmen, der den Ausstieg aus der kommerziellen Nutzung der Kernenergie festlegt, und zum anderen die entsprechenden abgeschätzten Radionuklidinventare, Wärmefreisetzung und Radiotoxizität der bereits heute bestehenden und zukünftig zu erwartenden nuklearen Abfälle. Beide Aspekte sind in diesem Kapitel beleuchtet und dienen im Kapitel 2 der Bewertung der Indikatoren der zwei Szenarien der ersten Gruppe: keine Anwendung von P&T auf abgebrannte Brennelemente aus deutschen Kernkraftwerken. Als nächstes sind die Endlagerkonzepte im geologischen Untergrund beschrieben sowie deren Sicherheits- und Langzeitsicherheitsnachweiskonzepte. Im letzten Teil von Kapitel 1 wird der P&T-Ansatz erklärt. Der

Bedarf an notwendigen kerntechnischen Anlagen für die Umsetzung dieser Technologie wird beschrieben sowie die unterschiedlichen P&T-Optionen, die in internationalen Initiativen untersucht werden. Im Zusammenhang mit diesen Optionen werden die zwei Szenarien der zweiten Gruppe eingeführt: Anwendung von P&T auf abgebrannte Brennelemente aus deutschen Kernkraftwerken.

Bei der Umsetzung von P&T werden Sekundärabfälle generiert. Auch wenn heute noch keine P&T-Anlagen vorhanden sind, werden in diesem Kapitel auf der Basis von bestehenden Studien und früheren Erfahrungen die Abfallvolumina abgeschätzt sowie die Sekundärabfälle zusammengestellt. Zum Schluss sind die Möglichkeiten und Grenzen der P&T-Option beschrieben.

### 1.1 GESETZLICHER RAHMEN UND KERNKRAFTWERKE ZUR KOMMERZIELLEN STROMERZEUGUNG IN DEUTSCHLAND

*Maarten Becker, Concetta Fazio, Horst Geckeis, Andreas Geist, Klaus Gompper, Andreas Havenith, John Kettler, Werner Maschek, Bruno Merk, Andrei Rineiski, Massimo Salvatores, Aleksandra Schwenk-Ferrero*

In Deutschland ist der Rechtsrahmen für die Kernenergienutzung im Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz, AtG)<sup>14</sup> sowie seinen nachrangigen Verordnungen geregelt. Die erste Fassung des Atomgesetzes entstand im Dezember 1959 und eine Neufassung wurde 1985 erlassen. Die bislang letzte Novellierung erschien 2012, nach dem Erdbeben und dem Tsunami in Japan, welche zu den Kernschmelze-Unfällen in mehreren Kernkraftwerksblöcken im Bezirk Fukushima geführt hatten. Die Ereignisse in Japan lösten in Deutschland eine gesamtgesellschaftliche Diskussion aus, die mit der Entscheidung endete, bis zum Jahr 2022 aus der Kernenergie zur kommerziellen Stromerzeugung auszusteigen.

<sup>14</sup> AtG 2011.

In seiner zurzeit gültigen Fassung des Atomgesetzes werden die in Deutschland zur kommerziellen Stromerzeugung betriebenen Kernkraftwerke ebenso aufgeführt wie deren maximale zu erzeugende Elektrizitätsmenge und deren Laufzeiten. Das Atomgesetz regelt auch die Genehmigung von kerntechnischen Anlagen. Insbesondere wird zukünftig „für die Errichtung und den Betrieb von Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen zur gewerblichen Erzeugung von Elektrizität und von Anlagen zur Aufarbeitung bestrahlter Kernbrennstoffe keine Genehmigung erteilt“.

Die Endlagerung radioaktiver Abfälle ist in Deutschland eine Aufgabe des Bundes und wird ebenfalls im Atomgesetz geregelt. Zur Beurteilung der Auswirkungen eines Endlagers auf Mensch und Umwelt sind Aspekte des Strahlenschutzes, des Umwelt- und Gewässerschutzes etc. zu beachten, die beispielsweise in der Strahlenschutzverordnung<sup>15</sup> und der Allgemeinen Verwaltungsvorschrift<sup>16</sup> geregelt sind.

In Tabelle 1 sind die Kernkraftwerke aufgeführt, die in Deutschland zur kommerziellen Stromerzeugung betrieben wurden beziehungsweise werden. Zusätzlich zu den

Tabelle 1: In Deutschland zur kommerziellen Stromerzeugung betriebene Kernkraftwerke bis 2022.<sup>17</sup>

KERNKRAFTWERK	TYP*	NENNLEISTUNG MWE	INBETRIEBNAHME	ABSCHALTUNG (GEPLANT)
KWO Obrigheim	DWR	340	April 1969	Mai 2005
KKS Stade	DWR	630	Mai 1972	November 2003
KWB A Biblis	DWR	1.225	Februar 1975	August 2011
GKN-1 Neckarwestheim	DWR	840	Dezember 1976	August 2011
KWB B Biblis	DWR	1.300	Januar 1977	August 2011
KKB Brunsbüttel	SWR	806	Februar 1977	August 2011
KKI-1 Isar	SWR	912	März 1979	August 2011
KKU Unterweser	DWR	1.410	September 1979	August 2011
KKP-1 Philippsburg	SWR	926	März 1980	August 2011
KKG Grafenrheinfeld	DWR	1.345	Juni 1982	(2015)
KKK Krümmel	SWR	1.402	März 1984	August 2011
KRB B Gundremmingen	SWR	1.344	Juli 1984	(2017)
KRB C Gundremmingen	SWR	1.344	Januar 1985	(2021)
KWG Grohnde	DWR	1.430	Februar 1985	(2021)
KKP-2 Philippsburg	DWR	1.468	April 1985	(2019)
KBR Brokdorf	DWR	1.480	Dezember 1986	(2021)
KKI-2 Isar	DWR	1.485	April 1988	(2022)
KKE Emsland	DWR	1.400	Juni 1988	(2022)
GKN-2 Neckarwestheim	DWR	1.400	April 1989	(2022)

\*DWR: Druckwasserreaktor; SWR: Siedewasserreaktor

<sup>15</sup> STV 2008.

<sup>16</sup> AVV 2012.

<sup>17</sup> AtG 2011; DATF 2013.

in Tabelle 1 aufgeführten Kernkraftwerken sind der Siedewasserreaktor Würgassen, der 1994 stillgelegt wurde, und die Reaktorblöcke russischer Bauart (WWER) an den Standorten Rheinsberg und Greifswald zu betrachten. Neben den Abfällen aus diesen Kernkraftwerken werden bei der Einschätzung des Abfallaufkommens im nächsten Abschnitt auch die abgebrannten Brennelemente aus Prototyp- und Versuchskernkraftwerken sowie Forschungsreaktoren berücksichtigt.

## 1.2 ABFALLAUFKOMMEN OHNE P&T

*Wilhelm Bollingerfehr, Dieter Buhmann und Jörg Mönig*

In diesem Abschnitt wird das Aufkommen an wärmeentwickelnden radioaktiven Abfällen zusammengestellt, das in Deutschland anfallen wird, wenn in Zukunft diese Abfälle endgelagert werden. Zum einen werden damit Randbedingungen für die beiden Szenarien beschrieben, bei denen darauf verzichtet wird, die Technologieoptionen Partitionierung und Transmutation auf den deutschen Abfall anzuwenden. Zum anderen werden dadurch auch die Abfallmengen bestimmt, für die P&T prinzipiell infrage kommt, sowie die Abfallmengen, auf die P&T nicht anwendbar ist. Nach dem Beschluss des Bundestages vom Juli 2011, die friedliche Nutzung der Kernenergie bis zum Jahr 2022 zu beenden, und nach der Festlegung von verbindlichen Restlaufzeiten für die Leistungsreaktoren lassen sich die Art und Menge an wärmeentwickelnden radioaktiven Abfällen und abgebrannten Brennelementen in guter Näherung ermitteln. Zu den radioaktiven Abfällen, die in einem Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle zu berücksichtigen sind, gehören

- bestrahlte Brennelemente aus Leistungsreaktoren (direkte Endlagerung),

- radioaktive Abfälle aus der Wiederaufarbeitung im Ausland sowie aus der Wiederaufarbeitungsanlage in Karlsruhe und
- bestrahlte Brennelemente aus Prototyp- und Forschungsreaktoren.

Auf dieser Grundlage wurde das insgesamt in Deutschland zu erwartende Aufkommen dieser Abfälle ermittelt und ihr Radionuklidinventar anhand von realistischen Abbrandrechnungen im Rahmen der Vorläufigen Sicherheitsanalyse Gorleben (VSG)<sup>18</sup> abgeschätzt. Die in Schneider et al.<sup>19</sup> und Schwenk-Ferrero<sup>20</sup> aufgeführten und vom Bundesamt für Strahlenschutz<sup>21</sup> genannten Mengengerüste für die Anzahl an Brennelementen entsprechen weitgehend diesen Zahlen.

### 1.2.1 MENGengerüst DER ABGEBRANNTEN BRENN-ELEMENTE UND RADIOAKTIVEN ABFÄLLE IN DEUTSCHLAND

In den nachfolgenden Tabellen 2 bis 4 sind die entsprechenden Mengen an abgebrannten Brennelementen und anderen wärmeentwickelnden (hochradioaktiven) Abfällen wie im Vorhaben VSG zusammengestellt. Dabei wurde zwischen drei Abfallströmen, die oben genannt sind, unterschieden. (Die Einheit  $t_{SM}$  steht für Tonne Schwermetall.)

Insgesamt sind ungefähr 25.000 Brennelemente mit etwa 6.700  $t_{SM}$  zu den Wiederaufarbeitungsanlagen in La Hague (Frankreich), Sellafield (Großbritannien) und Karlsruhe transportiert worden. Die dabei entstandenen Abfälle aus der Wiederaufarbeitung (WA) in Sellafield sind noch nicht nach Deutschland zurückgeführt worden. Die Konditionierung der WA-Abfälle erfolgte in dünnwandigen Standard-Edelstahl-Kokillen mit einem Durchmesser von 43 cm in folgenden drei Formen:

<sup>18</sup> Peiffer et al. 2011.

<sup>19</sup> Schneider et al. 2004.

<sup>20</sup> Schwenk-Ferrero 2013.

<sup>21</sup> BFS 2013.

Tabelle 2: Mengengerüst der abgebrannten Brennelemente (BE) aus Leistungsreaktoren bei Betrieb der Kernkraftwerke bis 2022<sup>22</sup>

ABFALLSTROM: LEISTUNGSREAKTOREN		ANZAHL BE	SCHWERMETALLMASSE [t <sub>SM</sub> ]
DWR	UO2	12.450	6.415
	MOX	1.530	765
SWR	UO2	14.350	2.465
	MOX	1.250	220
WWER-DWR	UO2	5.050	580
Gesamt		34.630	10.445

Tabelle 3: Mengengerüst der wärmeentwickelnden Wiederaufarbeitungsabfälle<sup>23</sup>

ABFALLSTROM: WIEDERAUFARBEITUNGSABFÄLLE		ANZAHL KOKILLEN
Kokillenform (siehe Text)	aus Anlage...	
CSD-V (HAW-Kokillen)	AREVA NC (F)	3.025
	Sellafield Ltd. (UK)	570
	VEK (D)	140
	Summe	3.735
CSD-B	AREVA NC (F)	308
CSD-C	AREVA NC (F)	4.104

Tabelle 4: Mengengerüst der abgebrannten Brennelemente (BE) und Brennstäbe (BS) aus Versuchs- und Prototyp-Kernkraftwerken sowie aus Forschungsreaktoren<sup>24</sup>

ABFALLSTROM: VERSUCHS- UND PROTOTYP-KERNKRAFTWERKE/ FORSCHUNGSREAKTOREN	ANZAHL BE BZW. BS
AVR	288.161 BE-Kugeln
THTR	617.606 BE-Kugeln
KNK II	2.484 BS
Otto-Hahn	52 BS
FRM II	120 – 150 MTR-BE
BER II	ca. 120 MTR-BE

<sup>22</sup> Vgl. Bollingerfehr 2012.<sup>23</sup> Vgl. Bollingerfehr 2012.<sup>24</sup> Vgl. Bollingerfehr 2012.

- CSD-V (Colis Standard des Déchets Vitriifiés); verglaste hochradioaktive Spaltprodukte und Feedklärschlämme
- CSD-B (Colis Standard des Déchets Boues); verglaste mittlradioaktive Dekontaminations- und Spülwässer
- CSD-C (Colis Standard des Déchets Compactés); kompaktierte mittlradioaktive Brennelementhüllrohrstücke, Strukturteile und Technologieabfälle

Für die abgebrannten Brennelemente und Brennstäbe aus Versuchs- und Prototyp-Kernkraftwerken sowie aus Forschungsreaktoren liegen die Angaben zu den Schwermetallmengen nicht in vergleichbarer Form wie für Tabelle 2 vor, sodass sie in Tabelle 4 nicht aufgeführt sind.

### 1.2.2 RADIONUKLIDINVENTAR

Für die folgenden Betrachtungen zu den Auswirkungen von P&T auf die Menge der endzulagernden abgebrannten Brennelemente und die Gesamtmenge der verglasten Abfälle sind insbesondere Radionuklide interessant, die langlebig und damit in den Langzeitsicherheitsanalysen zu berücksichtigen sind, oder die aufgrund ihrer radiologischen Eigenschaften bei der Handhabung der Abfälle problematisch sein können. Für die weiteren Betrachtungen im Rahmen der vorliegenden Studie werden das in Peiffer et al.<sup>25</sup> beschriebene Abfallaufkommen sowie die dortigen Angaben zu den Radionuklidinventaren zugrunde gelegt und in den nachfolgenden Abschnitten beschrieben.

Die Darstellungen in diesem Abschnitt dienen als Grundlage für die Bewertung der Szenarien im Kapitel 2 und kennzeichnen die Szenarien, die keine weitere Anwendung von P&T auf abgebrannte Brennelemente aus deutschen

Kernkraftwerken vorsehen. Auf die Inventare nach Anwendung von P&T wird im Kapitel 5 eingegangen.

In Tabelle 5 sind die Gesamtinventare (in Becquerel und Kilogramm) der abgebrannten Brennelemente aus Druckwasserreaktor (DWR)- und Siedewasserreaktor (SWR)-Anlagen<sup>26</sup> sowie der Abfälle aus der Wiederaufarbeitung (CSD-V und CSD-C) zusammengestellt, und zwar für ausgewählte, für die Langzeitsicherheit relevante Radionuklide zum Zeitpunkt 2075. Die Inventare wurden aus den Angaben in Peiffer et al.<sup>27</sup> berechnet. Geringe Abweichungen der in Tabelle 5 angegebenen Daten, im Vergleich zu den Daten in Schwenk-Ferrero<sup>28</sup>, können auf unterschiedliche Annahmen der Abbrände, der Lagerungszeiten und der Verluste bei der Wiederaufarbeitung zurückgeführt werden. Die Angaben zu den Inventaren der abgebrannten DWR- und SWR-Brennelemente basieren auf Abbränden von 55 beziehungsweise 50 GWd/t<sub>SM</sub> (Gigawatttage pro Tonne Schwermetall). Die Angaben zu den Inventaren der Abfälle aus der Wiederaufarbeitung basieren auf Abbrand- und Aktivierungsrechnungen für einen Abbrand von 33 GWd/t<sub>SM</sub> (Uranoxid-Brennstoff mit einer Anreicherung von 3,5 Prozent im Uran-235) sowie unterstellten Abtrennfaktoren für Uran von 0,998 und für Plutonium von 0,994 innerhalb des Wiederaufarbeitungsprozesses. Wie neuere Untersuchungen zu gemessenen Inventaren an verglasten Abfällen aus der Wiederaufarbeitungsanlage in La Hague zeigen, stimmen die realen mit den berechneten Inventaren nicht immer überein. Insbesondere für die leicht flüchtigen Elemente wie Iod und Chlor liegen die realen Werte erheblich niedriger.<sup>29</sup> Der Grund hierfür ist, dass in Peiffer et al.<sup>30</sup> aus Gründen der Konservativität in Bezug auf langzeitsicherheitsanalytische Betrachtungen unterstellt wurde, dass keine gasförmigen Radionuklide während

<sup>25</sup> Peiffer et al. 2011.

<sup>26</sup> In den abgebrannten Brennelementen aus Hochtemperatur-Reaktoren (AVR und HTHR) befinden sich größere Mengen Thorium als in abgebrannten Brennelementen aus Leichtwasserreaktoren (LWR). Auf Thorium wird im vorliegenden Bericht nicht weiter eingegangen.

<sup>27</sup> Peiffer et al. 2011.

<sup>28</sup> Schwenk-Ferrero 2013.

<sup>29</sup> Meleshyn/Noseck 2012.

<sup>30</sup> Peiffer et al. 2011.



der Auflösung der abgebrannten Brennelemente entweichen und somit von einer vollständigen Überführung dieser leicht flüchtigen Nuklide in den verglasten Abfall auszugehen ist. Im Gegensatz zu dieser Modellannahme gelangen die leicht flüchtigen Elemente während der Wiederaufarbeitung in andere Abfallströme oder sie werden in die Umwelt abgeleitet. Auf Basis von Messwerten zur Ableitung von Iod-129 aus der Wiederaufarbeitungsanlage La Hague über den Kamin und in das Meer sowie auf Basis von gemessenen Aktivitäten von Iod-129 in Hüllrohren und Strukturteilen, die in CSD-C-Kokillen endgelagert werden, wurden die Iod-129-Aktivitäten ermittelt, die in den CSD-V-Kokillen zu erwarten sind.<sup>31</sup> Diese Werte

betragen ungefähr ein Vierzigstel der hier in Tabelle 5 angegebenen Menge an Iod-129.

Der Zeitpunkt 2075 stellt bei einer angenommenen Inbetriebnahme des Endlagers im Jahr 2035 und einer Betriebszeit von 40 Jahren den frühestmöglichen Zeitpunkt für den Abschluss der Einlagerung aller wärmeentwickelnden radioaktiven Abfälle in einem Endlager in Deutschland dar. Bei der Ermittlung der Radionuklidinventare wurde für alle Brennelemente jeweils der Zeitraum ihrer Entnahme aus dem Reaktor und damit die bei der Zwischenlagerung erfolgte Abnahme für kurzlebige Radionuklide berücksichtigt.

Tabelle 5: Halbwertszeiten und ausgewählte Inventare ([Bq] und [kg]) von abgebrannten Brennelementen und Abfällen aus der Wiederaufarbeitung (CSD-V und CSD-C) zum Ende der Betriebsphase des Endlagers<sup>32</sup>

ISOTOP	HALBWERTS-ZEIT [a]	DWR+SWR [Bq]	DWR+SWR [kg]	CSD-V/C [Bq]	CSD-V/C [kg]	SUMME [Bq]	SUMME [kg]
C-14	5,73E+03	3,15E+14	1,91E+00	1,22E+14	7,43E-01	4,38E+14	2,66E+00
Cl-36	3,00E+05	9,07E+12	7,43E+00	3,92E+12	3,21E+00	1,30E+13	1,06E+01
Se-79	6,50E+04	2,53E+13	9,80E+00	8,53E+12	3,31E+00	3,38E+13	1,31E+01
Sr-90	2,91E+01	8,47E+18	1,68E+03	1,87E+18	3,70E+02	1,03E+19	2,05E+03
Tc-99	2,13E+05	7,74E+15	1,23E+04	2,64E+15	4,21E+03	1,04E+16	1,66E+04
I-129	1,57E+07	1,65E+13	2,52E+03	4,97E+12	7,61E+02	2,14E+13	3,28E+03
Cs-135	2,30E+06	2,66E+14	6,23E+03	8,21E+13	1,93E+03	3,48E+14	8,16E+03
Cs-137	3,00E+01	1,44E+19	4,47E+03	2,89E+18	8,99E+02	1,73E+19	5,37E+03
Pb-210	2,23E+01	1,93E+09	6,84E-07	3,55E+08	1,26E-07	2,29E+09	8,10E-07
Ra-226	1,60E+03	4,46E+09	1,22E-04	5,45E+08	1,49E-05	5,00E+09	1,37E-04
Th-229	7,34E+03	5,75E+09	7,31E-04	2,78E+08	3,54E-05	6,03E+09	7,66E-04
Th-230	7,71E+04	3,54E+11	4,74E-01	1,56E+10	2,09E-02	3,70E+11	4,95E-01
Th-232	1,41E+10	2,02E+08	4,97E+01	1,09E+08	2,69E+01	3,11E+08	7,66E+01
Pa-231	3,28E+04	2,79E+10	1,60E-02	7,53E+09	4,31E-03	3,55E+10	2,03E-02
U-232	7,20E+01	1,82E+13	2,29E-02	7,96E+09	1,01E-05	1,82E+13	2,29E-02
U-233	1,59E+05	9,94E+11	2,77E+00	2,19E+10	6,11E-02	1,02E+12	2,84E+00
U-234	2,45E+05	8,04E+14	3,48E+03	9,30E+11	4,02E+00	8,05E+14	3,48E+03

<sup>31</sup> OECD-NEA 2010.

<sup>32</sup> Ohne Brennelemente aus WWER, Prototyp- und Versuchskernkraftwerken und Forschungsreaktoren. Berechnet nach Angaben in Peiffer et al. 2011. Die Summe bezieht sich auf die Angaben in den vorhergehenden Spalten.

ISOTOP	HALBWERTS-ZEIT [a]	DWR+SWR [Bq]	DWR+SWR [kg]	CSD-V/C [Bq]	CSD-V/C [kg]	SUMME [Bq]	SUMME [kg]
U-235	7,04E+08	4,31E+12	5,38E+04	6,15E+09	7,69E+01	4,31E+12	5,39E+04
U-236	2,34E+07	1,16E+14	4,85E+04	7,73E+10	3,23E+01	1,16E+14	4,86E+04
U-238	4,47E+09	1,12E+14	9,03E+06	9,11E+10	7,32E+03	1,12E+14	9,04E+06
Np-237	2,14E+06	2,39E+14	9,18E+03	6,30E+13	2,42E+03	3,02E+14	1,16E+04
Pu-238	8,78E+01	2,12E+18	3,35E+03	1,97E+15	3,12E+00	2,12E+18	3,35E+03
Pu-239	2,41E+04	1,65E+17	7,19E+04	4,10E+14	1,78E+02	1,66E+17	7,20E+04
Pu-240	6,54E+03	3,72E+17	4,41E+04	1,21E+15	1,44E+02	3,73E+17	4,42E+04
Pu-241	1,44E+01	4,70E+18	1,23E+03	2,84E+15	7,45E-01	4,70E+18	1,23E+03
Pu-242	3,87E+05	2,32E+15	1,64E+04	2,14E+12	1,52E+01	2,33E+15	1,65E+04
Pu-244	8,27E+07	9,92E+08	1,51E+00	3,44E+05	5,25E-04	9,92E+08	1,51E+00
Am-241	4,33E+02	3,05E+18	2,40E+04	1,54E+17	1,21E+03	3,20E+18	2,52E+04
Am-242m	1,52E+02	9,80E+15	2,73E+01	8,31E+14	2,31E+00	1,06E+16	2,96E+01
Am-243	7,39E+03	2,96E+16	4,02E+03	2,76E+15	3,75E+02	3,24E+16	4,39E+03
Cm-244	1,81E+01	5,63E+17	1,88E+02	1,16E+16	3,89E+00	5,74E+17	1,92E+02
Cm-245	8,51E+03	1,18E+15	1,86E+02	2,41E+13	3,79E+00	1,20E+15	1,89E+02
Cm-246	4,73E+03	2,11E+14	1,86E+01	3,41E+12	3,00E-01	2,14E+14	1,89E+01
Cm-247	1,56E+07	1,13E+09	3,30E-01	8,89E+06	2,59E-03	1,14E+09	3,32E-01
Cm-248	3,39E+05	3,00E+09	1,91E-02	1,70E+07	1,08E-04	3,02E+09	1,92E-02

Die Zusammensetzung von einer  $t_{SM}$  abgebranntem Brennstoff (Abbrand 55 GWd/ $t_{SM}$ , zehn Jahre nach Entnahme) aus einem DWR gemäß Schwenk-Ferrero<sup>33</sup> ist in Tabelle 6 wiedergegeben. Daraus errechnet sich die prozentuale Massenverteilung in Abbildung 1.

Die Gesamtmenge an abgebrannten Brennstoffen im Jahr 2075 umfasst circa 170 Tonnen Plutonium und minore

Aktiniden (MA); in den verglasten Abfällen befinden sich 0,3 Tonnen Plutonium und vier Tonnen MA.

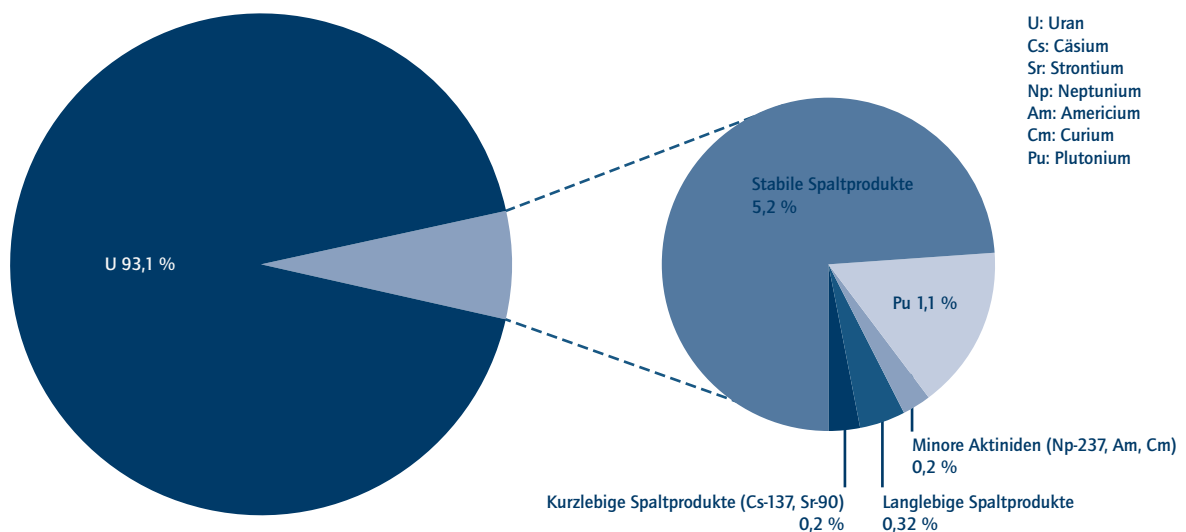
Uran hat mit 9.710 Tonnen den größten Anteil an der Gesamtmenge der abgebrannten Brennstoffe; der Gesamtanteil an Spaltprodukten im abgebrannten Brennstoff beträgt etwa 620 Tonnen und in den verglasten Abfällen um die 210 Tonnen.

<sup>33</sup> Schwenk-Ferrero 2013.

Tabelle 6: Zusammensetzung einer Tonne Schwermetall ( $t_{SM}$ ) abgebrannten Brennstoffs aus einem DWR bei einem Abbrand von 55 GWd<sup>34</sup>

ELEMENT	kg
U	930,7
Plutonium	11,1
<b>Minore Aktinide</b>	
Np-237	0,79
Am	0,99
Cm	0,1
<b>Langlebige Spaltprodukte</b>	
I-129	0,26
Tc-99	1,23
Zr-93	1,12
Cs-135	0,6
<b>Kurzlebige Spaltprodukte</b>	
Cs-137	1
Sr-90	0,6
<b>Stabile Isotope</b>	
Lanthaniden	15,87
andere Stabile	35,64

Abbildung 1: Prozentualer Massenanteil des aus einem DWR entladenen bestrahlten Brennstoffs<sup>35</sup>



<sup>34</sup> Ebd.

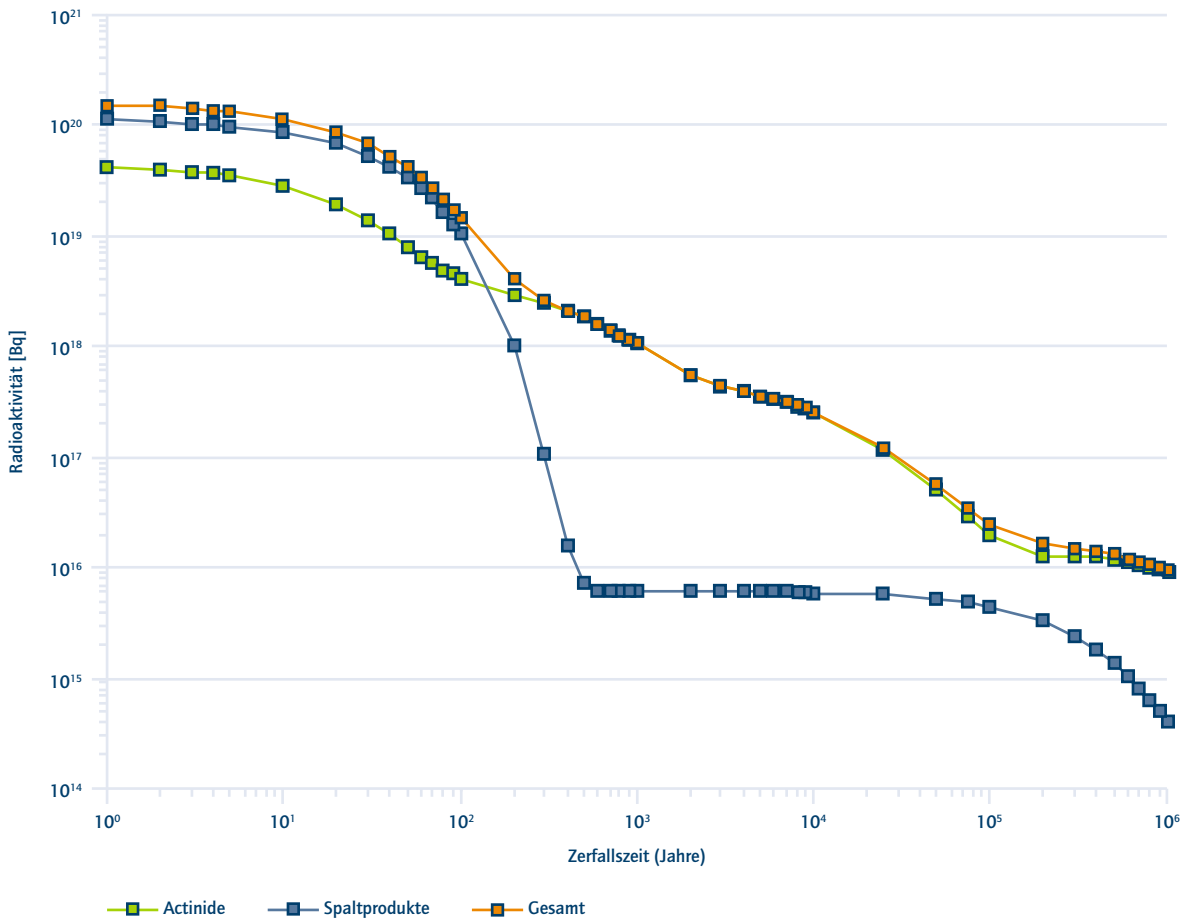
<sup>35</sup> nach Schwenk-Ferrero 2013.

### 1.2.3 RADIOAKTIVITÄT

Abbildung 2 zeigt die Änderung der Radioaktivität über die Zerfallsdauer für das abgeschätzte gesamte deutsche Abfallaufkommen. Die logarithmische Zeitskala beginnt mit dem Wert 1 für das Jahr 2023.

Während der ersten hundert Jahre wird die Gesamtradioaktivität von den Spaltprodukten dominiert (mit einem Anteil von 80 Prozent). In dem Zeitraum zwischen 100 und 300 Jahren haben die Spaltprodukte und die Aktiniden einen etwa gleich großen Anteil an der Gesamtaktivität. Langfristig (nach 300 Jahren) wird die Radioaktivität

Abbildung 2: Radioaktivitätsinventar [Bq] von abgebrannten Brennelementen in Abhängigkeit von der Zerfallszeit (doppelt logarithmische Darstellung)<sup>36</sup>



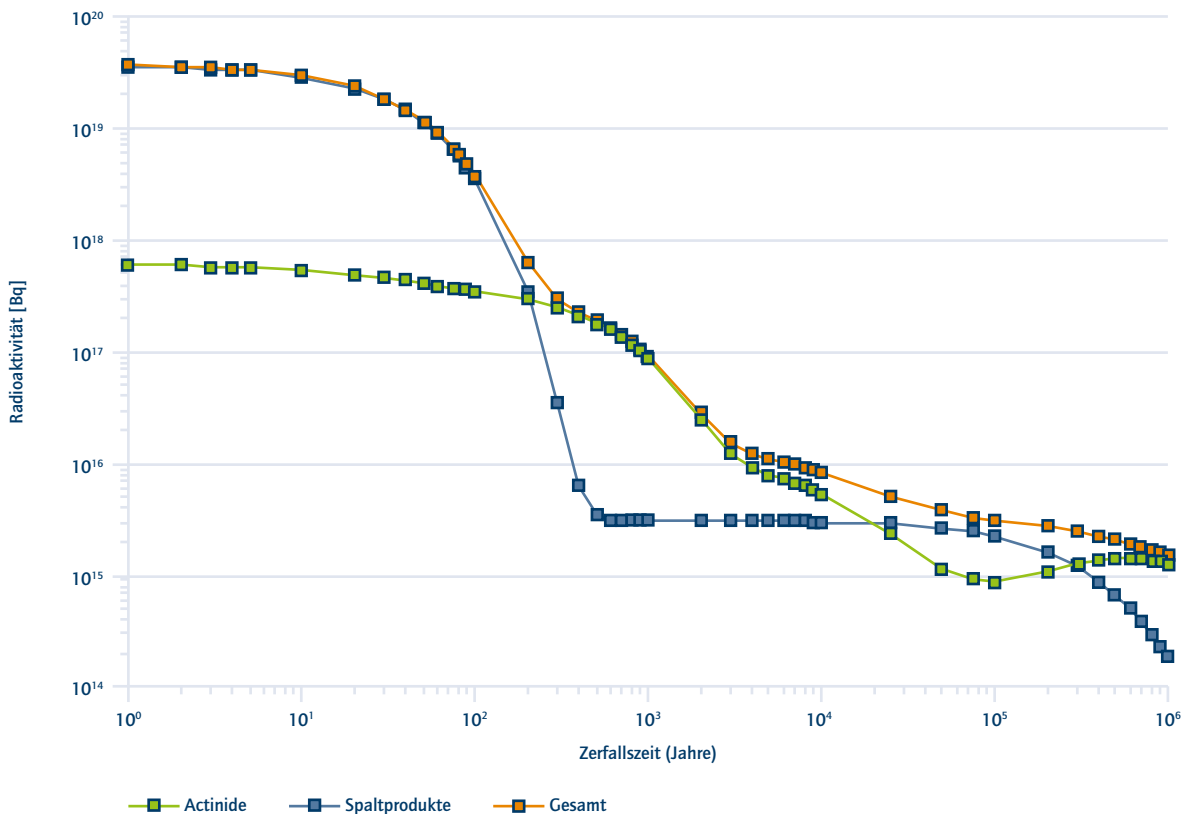
<sup>36</sup> nach Schwenk-Ferrero 2013.

von den langlebigen Aktiniden bestimmt. Die thermische Leistung und die Radiotoxizität (Ingestion) verhalten sich ähnlich, siehe Abschnitt 1.2.4.

ist niedriger, weil die verglasten Abfälle hauptsächlich Spaltprodukte und minore Aktiniden enthalten. Der Beitrag von Plutonium entfällt, da dieser im Wiederaufarbeitungsprozess zusammen mit Uran abgetrennt wird.

In Abbildung 3 ist die Änderung des Radioaktivitätsinventars [Bq] des verglasten Abfalls angegeben. Dieses Inventar

Abbildung 3: Radioaktivitätsinventar [Bq] des verglasten Abfalls aus der Wiederaufarbeitung (doppelt logarithmische Darstellung)<sup>37</sup>



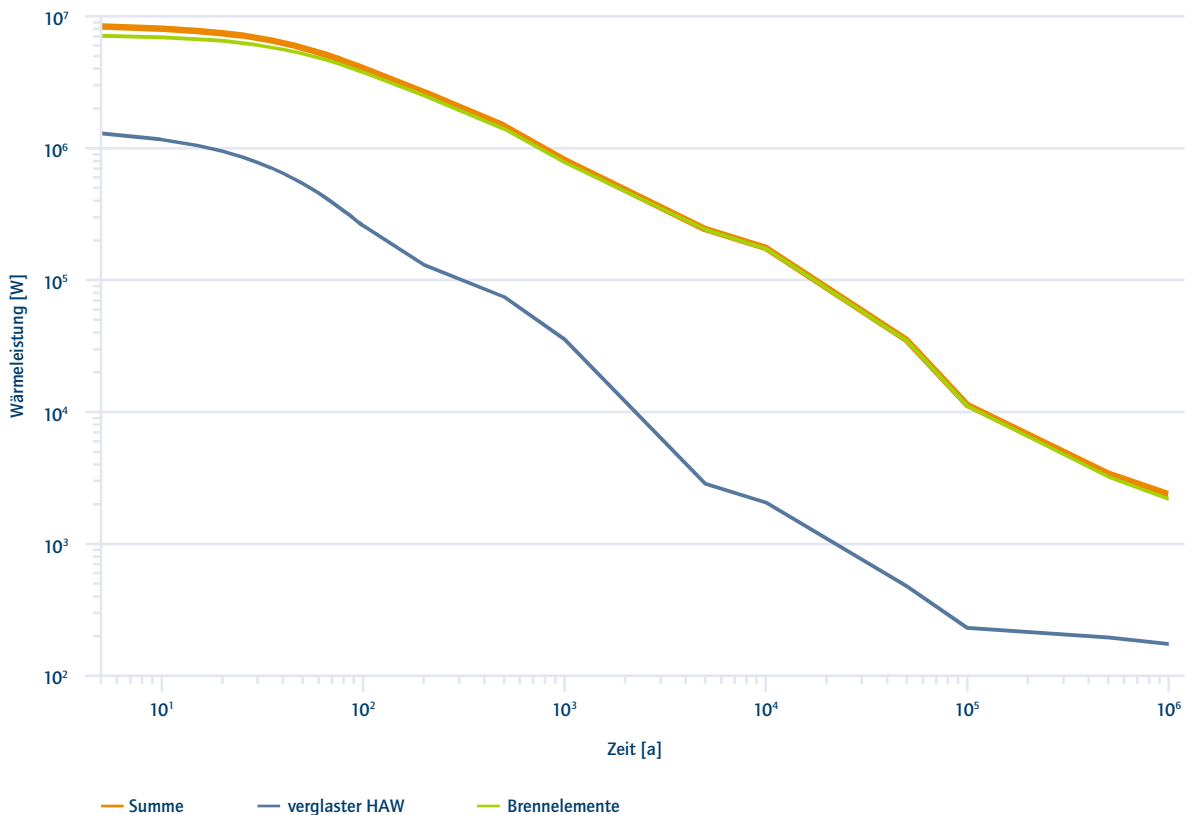
<sup>37</sup> nach Schwenk-Ferrero 2013.

### 1.2.4 WÄRMEENTWICKLUNG

In Abbildung 4 ist die zeitliche Entwicklung der auf Basis der Nuklidinventare (siehe Abschnitt 1.2.2) errechneten thermischen Leistung des gesamten einzulagernden Abfalls über den für diese Abfälle gesetzlich vorgeschriebenen Betrachtungszeitraum von einer Million Jahre ab dem Zeitpunkt 2075 dargestellt. Die jeweiligen Beiträge der direkt eingelagerten Brennelemente und der verglasten Spaltproduktkonzentrate (CSD-V-Kokillen) sind ebenfalls abgebildet. Alle anderen Abfallarten sind in Bezug auf die thermische Leistung in einem

Endlager irrelevant. Die Wärmeleistung wird durch die Brennelemente über den gesamten Zeitraum dominiert. Durch Wiederaufarbeitung der Brennelemente würde die thermische Leistung der radioaktiven Abfälle im Endlager im gesamten Betrachtungszeitraum um ein bis zwei Größenordnungen abnehmen. Wie in Schwenk-Ferrero et al. 2007<sup>38</sup> gezeigt, würde bei Abtrennung und Transmutation der Transurane aus dem abgebrannten Kernbrennstoff nach ungefähr zweihundert Jahren die Wärmeleistung im Endlager durch die verglasten Abfälle bestimmt, die, wie in Abbildung 4 gezeigt, niedriger ist als bei den abgebrannten Brennelementen.

Abbildung 4: Thermische Leistung des Gesamtabfallaufkommens (verglaster Abfall und abgebrannte Brennelemente) mit Einzelbeiträgen<sup>39</sup>



<sup>38</sup> Schwenk-Ferrero et al. 2007.

<sup>39</sup> Berechnet aus Angaben in Peiffer et al. 2011.

Die thermische Leistung des Brennstoffs sowie der verglasten Abfälle wird ohne Berücksichtigung einer Abtrennung von Uran und Transuranen in den ersten 200 Jahren im Wesentlichen von den kurzlebigen Spaltprodukten Strontium-90 und Caesium-137 bestimmt. Im Anschluss tragen vor allem die minoren Aktiniden zur thermischen Leistung bei.<sup>40</sup> Somit kann durch Wiederaufarbeitung der Brennelemente und Transmutation der Transurane vor allem der langfristige Wärmeeintrag in das Endlagersystem beeinflusst werden.

### 1.2.5 RADIOTOXIZITÄT

Der Begriff der Radiotoxizität wurde eingeführt, um die von den verschiedenen Nukliden ausgehenden

radiologischen Gefahren zu vergleichen. Radiotoxizität (R) (Gl. 1), angegeben in Sievert [Sv], bezeichnet eine hypothetische Dosis und wird für ein bestimmtes Nuklid durch Multiplikation seiner Aktivität „A“ mit dem Dosiskoeffizienten „F“ berechnet, der in Sievert pro Becquerel (Sv/Bq) angegeben wird:

$$R = F \cdot A \quad (\text{Gl. 1})$$

Die Dosiskoeffizienten werden von der Internationalen Strahlenschutzkommission (ICRP) festgelegt und regelmäßig für Radiotoxizitätsberechnungen veröffentlicht. Tabelle 7 listet die Dosiskoeffizienten für die Ingestion beziehungsweise Inhalation wichtiger, im abgebrannten Brennstoff enthaltener Nuklide entsprechend den ICRP72-Empfehlungen von 1996 auf.

Tabelle 7: Dosiskoeffizienten (Erwachsene) für die Aufnahme wichtiger, im deutschen abgebrannten Brennstoff enthaltener Nuklide durch Ingestion und Inhalation (ICRP72)<sup>41</sup>

AKTINIDEN			SPALT UND AKTIVIERUNGSPRODUKTE		
Nuklid	Dosiskoeffizient (nSv/Bq)		Nuklid	Dosiskoeffizient (nSv/Bq)	
	Ingestion	Inhalation		Ingestion	Inhalation
Np-237	110	23.000	Se-79	2,9	2,6
Pu-238	230	46.000	Sr-90	28	36
Pu-239	250	50.000	Zr-93	1,1	10
Pu-240	250	50.000	Tc-99	0,64	4
Pu-241	4,8	900	Pd-107	0,037	0,085
Pu-242	240	48.000	Sr-126	4,7	28
Am-241	200	42.000	I-129	110	15
Am-242m	190	37.000	Cs-135	2	3,1
Am-243	200	41.000	Cs-137	13	9,7
Cm-242	12	5.200			
Cm-243	150	31.000			
Cm-244	120	27.000			
Cm-245	210	42.000			

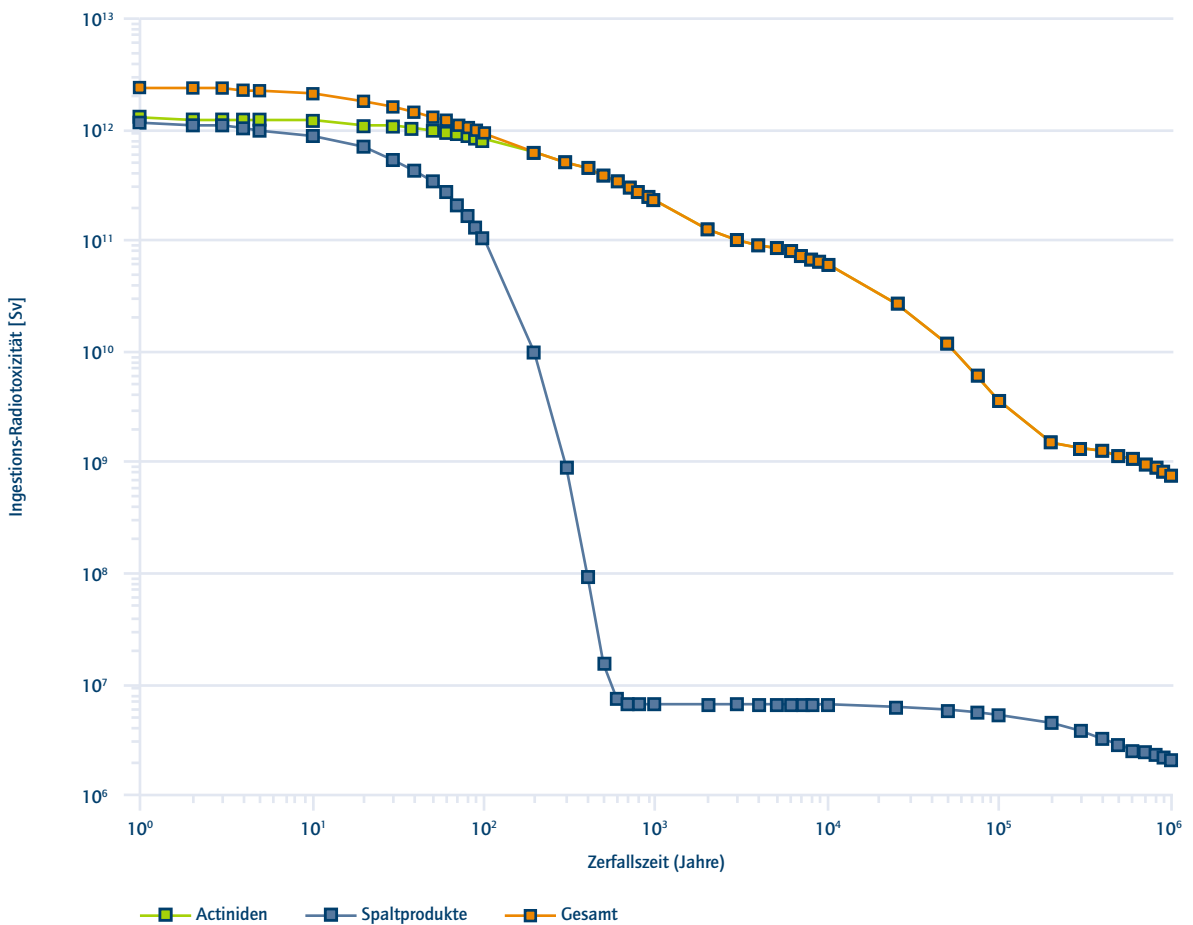
<sup>40</sup> Siehe auch Schwenk-Ferrero 2013.

<sup>41</sup> ICRP 1996.

Gewöhnlich wird der Radiotoxizität durch Ingestion größere Bedeutung für die Langzeitlagerung (zum Beispiel in einem Endlager) beigemessen als der Radiotoxizität durch Inhalation, da der Wasserpfad – und damit der potenzielle Transport von Radionukliden aus dem Endlager durch Grundwasser in ein Trinkwasserreservoir – für die meisten Radionuklide als der einzig relevante Expositionspfad für

Mensch und Tier gilt. Lediglich für Kohlenstoff-14 wird auch der gasgetragene Transport aus dem Endlager als relevant angesehen. Die Radiotoxizität durch Ingestion und Inhalation wurde für die deutschen abgebrannten Brennstoffe mithilfe des Programms KORIGEN abgeschätzt.<sup>42</sup> Sie entspricht der Summe der Anteile der in den abgebrannten Brennstoffen enthaltenen Radionuklide;

Abbildung 5: Gesamte Ingestions-Radiotoxizität sowie Beiträge von Aktiniden und Spaltprodukten<sup>43</sup>



<sup>42</sup> Schwenk-Ferrero et al. 2007.

<sup>43</sup> nach Schwenk-Ferrero 2013.



diese Anteile ändern sich über die Zeit. Die Radiotoxizität durch Ingestion wird bestimmt von Aktiniden und Spaltprodukten und ist aus Abbildung 5 ersichtlich. Während der ersten zehn Jahre der Lagerung entspricht der Anteil der Spaltprodukte mehr oder weniger dem Anteil der Aktiniden. Nach 300 Jahren, wenn Caesium-137 und Strontium-90 größtenteils zerfallen sind, nimmt der Anteil der Spaltprodukte schnell um fünf Größenordnungen ab und stabilisiert sich dann auf einen über den Zeitraum von 1.000 bis 10.000 Jahren nahezu konstanten Wert. Der Anteil der Aktiniden bleibt länger signifikant und nimmt langsamer ab. Die Plutoniumisotope spielen anfänglich und auch über längere Sicht eine bedeutende Rolle. Nach 10.000 Jahren liefern die Plutoniumisotope mit Massenzahl 239, 240 und 242, Americium-243, Neptunium-237 und Curium-245 die größten Beiträge zur Radiotoxizität. Nach einer Lagerung über einen Zeitraum von einer Million Jahren schließlich hat sich die Radiotoxizität durch Ingestion im Vergleich zum anfänglichen Wert um drei Größenordnungen reduziert.

Der Anteil der Uranisotope an der Gesamtradiotoxizität ist vernachlässigbar. Tatsächlich liegt er drei Größenordnungen unter der Gesamtradiotoxizität bei  $t = 0$  Jahren und ist damit vergleichbar mit der oft als Referenz herangezogenen Radiotoxizität von ursprünglich gefördertem Natururan.

In Abbildung 6 ist der Radiotoxizitätsverlauf der verglasten Abfälle aufgezeigt. Ein Vergleich der Abbildungen 5 und 6 macht deutlich, dass die Radiotoxizität der verglasten Abfälle (ähnlich wie bei der Radioaktivität (Abbildung 2) und aus den gleichen Gründen) niedriger ist. Dennoch ist zu beachten, dass bei der Anwendung von P&T die verglasten Abfälle nicht beteiligt sind. Dieses impliziert, dass bei der Bewertung der potenziellen Vorteile der P&T-Option die Eigenschaften der verglasten Abfälle auch zu berücksichtigen sind.

### 1.3 ENDLAGERUNG

*Wilhelm Bollingerfehr, Dieter Buhmann und Jörg Mönig*

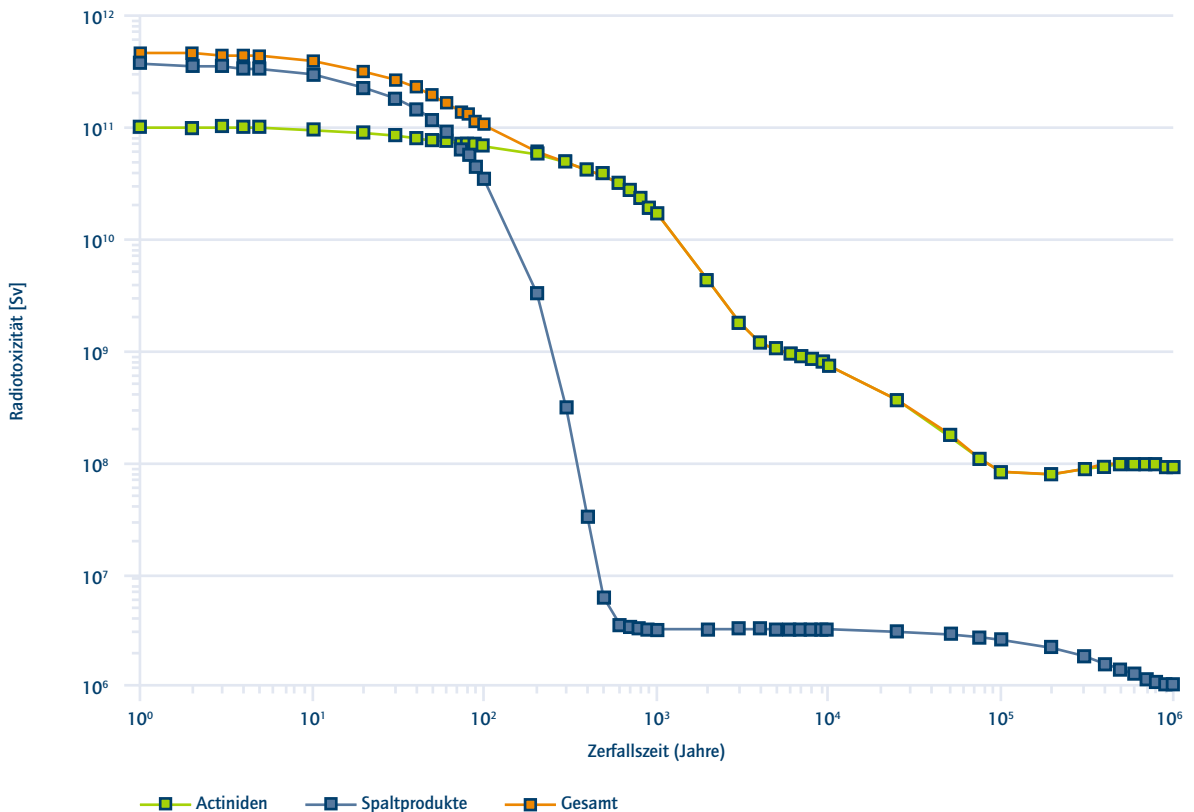
In Deutschland ist die Endlagerung aller Arten von radioaktiven Abfällen im tiefen geologischen Untergrund vorgesehen. Für die Endlagerung wärmeentwickelnder verglaster Abfälle und abgebrannter Brennelemente wurde dabei von Beginn an eine Endlagerung in einem Salzstock favorisiert – und zwar aufgrund der für die Endlagerung positiven Eigenschaften des Salzes als Wirtsgestein und der mehr als 150 Jahre Bergbauerfahrung im Salz. Seit einigen Jahren werden auch Forschungs- und Entwicklungsarbeiten für ein solches Endlager in einer Tonformation durchgeführt. Granit ist in Deutschland ebenfalls als mögliches Wirtsgestein betrachtet worden. Nach Einschätzung des Arbeitskreises Auswahlverfahren Endlagerstandorte (AkEnd) ist bei Kristallingesteinen wie „Granit und Gneis der Nachweis eines für die Errichtung des Endlagers ausreichend großen Gesteinskörpers mit geringer Wasserdurchlässigkeit, also ohne störende Trennfugen, methodisch schwierig und aufwändig. Bei diesen beiden Gesteinstypen bestehen daher erhebliche Probleme hinsichtlich der Identifizierung und der geforderten guten Beschreibbarkeit der günstigen geologischen Gesamtsituation“.<sup>44</sup> Darüber hinaus wird die Auswahl potenziell möglicher Kristallingesteinsvorkommen dadurch eingeschränkt, dass diese verstärkt in Erdbebenzonen der Klassen > 1 anzutreffen sind.<sup>45</sup> Deshalb wird eine Endlagerung in diesem Wirtsgestein nicht intensiv verfolgt. Im Rahmen von Verbundprojekten auf EU-Ebene gibt es Forschungs Kooperationen, in denen grundlegende Phänomene und Prozesse einer Endlagerung in Granit untersucht werden.

Im vorliegenden Abschnitt wird hauptsächlich auf das vorhandene Wissen zur Endlagerung im Salinar eingegangen; Aspekte zur Endlagerung in Ton werden an den jeweiligen Stellen zu Vergleichszwecken kurz skizziert. Die Darstellung ist jeweils so aufgebaut, dass das Wissen zur Endlagerung

<sup>44</sup> AkEnd 2002.

<sup>45</sup> BGR 1994.

Abbildung 6: Gesamte Ingestions-Radiotoxizität des verglasten Abfalls mit Beiträgen von Actiniden und Spaltprodukten<sup>46</sup>



ohne Berücksichtigung von P&T beschrieben wird. Im Abschnitt 5.6 werden dann die möglichen Änderungen des Endlagerkonzeptes skizziert, die sich aus einer Anwendung von P&T ergäben.

### 1.3.1 ANFORDERUNGEN AN DIE ENDLAGERUNG

Die Endlagerung radioaktiver Abfälle wird in Deutschland im Atomgesetz<sup>47</sup> geregelt. Zur Beurteilung der

Auswirkungen eines Endlagers auf Mensch und Umwelt sind Aspekte des Strahlenschutzes, des Umwelt- und Gewässerschutzes etc. zu beachten, die beispielsweise in der Strahlenschutzverordnung<sup>48</sup> und der Allgemeinen Verwaltungsvorschrift<sup>49</sup> geregelt sind. Für jedes zu errichtende Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle ist ein Nachweis der Sicherheit für die Betriebs- und die Nachverschlussphase zu führen. Hierfür hat das Bundesministerium für Umwelt und Reaktorsicherheit (BMU) im Jahr 2010 Sicherheitsanforderungen aufgestellt, die

<sup>46</sup> nach Schwenk-Ferrero 2013.

<sup>47</sup> AtG 2011.

<sup>48</sup> STV 2008.

<sup>49</sup> AVV 2012.

in zukünftigen Verfahren einzuhalten sind.<sup>50</sup> Um die internationalen Standards einzuhalten, werden bei der Beurteilung der Langzeitsicherheit von Endlagern Vorgaben und Vorschläge der Internationalen Atomenergiebehörde (IAEA)<sup>51</sup> und der Nuclear Energy Agency (NEA)<sup>52</sup>, der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (OECD) berücksichtigt. Die Sicherheitsanforderungen des BMU verlangen die Endlagerung radioaktiver Abfälle im tiefen geologischen Untergrund in einer Zone, die ein hohes Einschussvermögen aufweist. Diese Zone wird einschusswirksamer Gebirgsbereich (ewG) genannt.

### 1.3.2 SICHERHEITS- UND NACHWEISKONZEPT

In den Sicherheitsanforderungen des BMU wird die Erstellung eines Sicherheits- und Nachweiskonzepts sowohl für die Betriebsphase als auch für die Nachverschlussphase gefordert. Beide Aspekte sind für die Diskussion der Auswirkungen von P&T von Bedeutung. Im Folgenden wird als Schwerpunkt das Konzept für die Nachverschlussphase behandelt. Die Sicherheitsanforderungen verlangen auch, mögliche Ungewissheiten in den potenziellen Entwicklungen der Endlagersysteme und in den zugrunde gelegten Daten und Modellvorstellungen zu berücksichtigen.

Im Rahmen der „Vorläufigen Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben“ (VSG)<sup>53</sup> wurden die Sicherheitsanforderungen erstmals auf einen konkreten Standort angewendet und es wurde ein Sicherheits- und Nachweiskonzept erarbeitet.<sup>54</sup>

Zwei wesentliche Schutzziele wurden vom BMU für die Endlagerung wärmeentwickelnder Abfälle formuliert:

- „Der dauerhafte Schutz von Mensch und Umwelt vor der ionisierenden Strahlung und sonstigen schädlichen Wirkungen dieser Abfälle und
- die Vermeidung unzumutbarer Lasten und Verpflichtungen für zukünftige Generationen.“<sup>55</sup>

Das Sicherheitskonzept in Mönig et al.<sup>56</sup> basiert, ausgehend von den allgemeinen Vorgaben im BMU-Sicherheitskonzept,<sup>57</sup> auf folgenden Leitgedanken:

- Es soll ein möglichst weitgehender Einschuss der radioaktiven Abfälle in einem definierten Gebirgsbereich um die Abfälle herum erreicht werden.
- Der Einschuss soll dabei sofort nach Verschluss des Endlagerbergwerks wirksam werden und durch das Endlager system dauerhaft und nachsorgefrei sichergestellt sein.
- Der sofortige und dauerhafte Einschuss der radioaktiven Abfälle in einem definierten Gebirgsbereich um die Abfälle soll vorrangig dadurch erreicht werden, dass ein Zutritt von Lösungen zu den Abfällen verhindert oder zumindest stark begrenzt wird.

Diese Leitgedanken wurden aus dem vorhandenen Wissen über die Standorteigenschaften und die die Sicherheit des Endlagers beeinflussenden Prozesse geschlussfolgert; das entsprechende Wissen stammt aus generischen Forschungsarbeiten und Standortuntersuchungen. Die geologische Barriere soll den Einschuss der radioaktiven Abfälle nachsorgefrei und dauerhaft sicherstellen. Wesentlich für die dauerhafte Einschusswirkung ist dabei die geologische Barriere im einschusswirksamen Gebirgsbereich.

Im konkreten Fall eines Endlagers in einer Salzformation ist die geologische Barriere praktisch dicht gegenüber

<sup>50</sup> BMU 2010.

<sup>51</sup> IAEA 2011.

<sup>52</sup> OECD-NEA 2013: The Nature and Purpose of the Post-closure Safety Cases for Geological Repositories. OECD-NEA 78121, Paris, 2013.

<sup>53</sup> Fischer-Appelt et al. 2013.

<sup>54</sup> Mönig et al. 2012.

<sup>55</sup> BMU 2010.

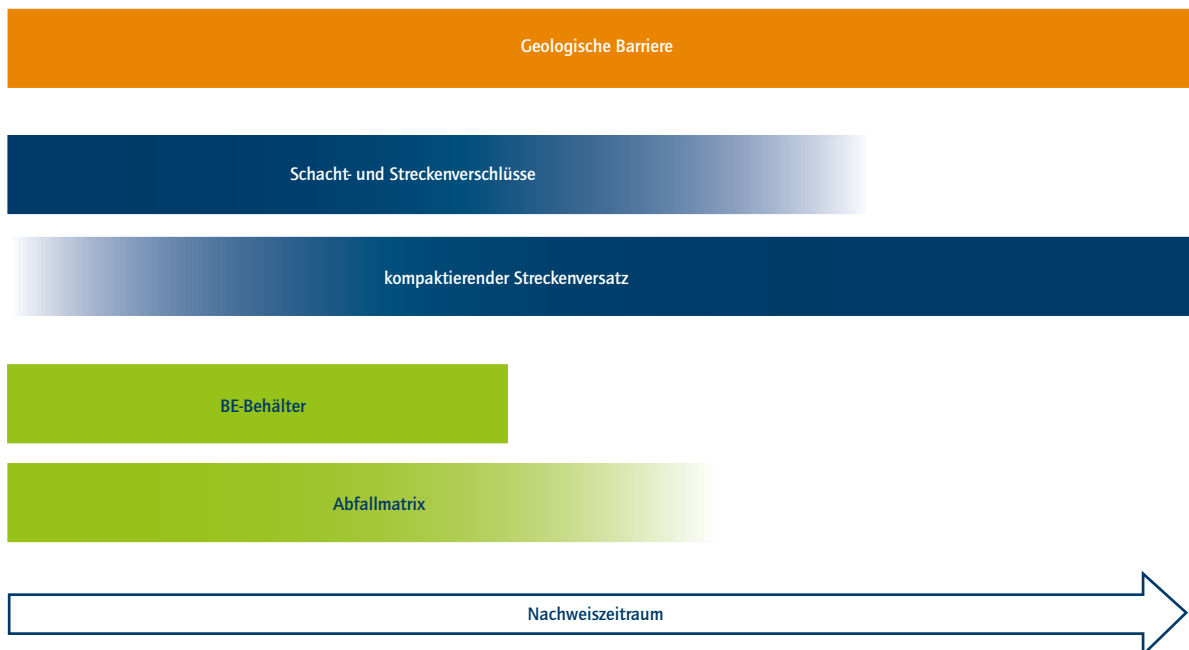
<sup>56</sup> Mönig et al. 2012.

<sup>57</sup> BMU 2010.

Fluiden, solange die Integrität der geologischen Barriere sichergestellt ist. Dies muss durch die Eigenschaften des Salzgesteins im einschlusswirksamen Gebirgsbereich gewährleistet werden. Eine Durchfahung der geologischen Barriere ist bei der Errichtung des Endlagerbergwerks unvermeidlich, wodurch eine potenzielle Wegsamkeit für den Zutritt von Lösungen zu den eingelagerten Abfällen nach Verschluss des Endlagers geschaffen wird. Durch Kriechprozesse des visko-plastischen Steinsalzes können die aufgefahrenen Hohlräume wieder verschlossen und die Schädigungen der geologischen Barriere geheilt werden. Das Einbringen von Versatz kann diesen Prozess unterstützen, wobei das Versatzmaterial langfristig und dauerhaft möglichst ähnliche hydraulische sowie thermo- und geomechanische Eigenschaften wie das unverritzte

Steinsalz aufweisen sollte. Da dieser Prozess aber über einen langen Zeitraum abläuft, müssen zusätzlich geotechnische Verschlussbauwerke wie Schachtverschlüsse und Streckenverschlüsse eingebaut werden, die sofort nach Verschluss des Endlagers eine spezifizierte Dichtwirkung aufweisen. In Abbildung 7 ist schematisch dargestellt, wie die einzelnen Barrieren zeitlich wirken und sich in ihrer Wirkung ergänzen. Die Zeitachse beginnt zu dem Zeitpunkt, an dem das Endlagerbergwerk verschlossen wird. Die Farbintensität spiegelt für die einzelnen Barrieren jeweils die beziehungsweise Abnahme ihrer Barrierenwirkung wider. Neben den geotechnischen Verschlussbauwerken wirken auch die Brennelementbehälter und die jeweilige Abfallmatrix (Glasmatrix bei verglasten Abfällen und Brennstoffmatrix bei direkt endgelagerten Brennelementen) als Barrieren.

Abbildung 7: Schematische Darstellung der zeitlichen Wirkung der verschiedenen Barrieren im Endlagersystem für den Nachweiszeitraum von einer Million Jahre, in logarithmischer Darstellung (nicht maßstäblich)<sup>58</sup>



<sup>58</sup> Angepasste Darstellung aus Mönig et al. 2012.

Falls ein Zutritt von Lösungen zu den Abfällen nicht vollständig ausgeschlossen werden kann, tragen diese Barrieren über verschiedene Prozesse dazu bei, die Radionuklide im ewG einzuschließen. Dies können Begrenzungen der Flüssigkeitsbewegungen entlang der früheren Grubenbaue sein oder, wie im Fall der Abfallmatrix, die verlangsamte Mobilisierung von Radionukliden.

Für die Konkretisierung des Sicherheitskonzeptes wurden – ausgehend von den oben genannten Leitgedanken – zunächst drei Grundanforderungen definiert. Aus diesen wiederum konnten dann konkrete Zielsetzungen abgeleitet und strategische, planerische Maßnahmen festgelegt werden.<sup>59</sup> Die Gesamtheit dieser strategischen Maßnahmen bildet die Basis für die standortspezifische Auslegung des technischen Endlagerkonzeptes.

Das Nachweiskonzept beschreibt detailliert das Vorgehen, wie die Sicherheit des Endlagersystems bewertet wird. Um die Anforderungen des BMU zu erfüllen, werden im Nachweiskonzept die für eine Sicherheitsaussage erforderlichen Nachweise auf Basis des Sicherheitskonzeptes formuliert. Dabei hat eine Unterscheidung zwischen wahrscheinlichen, weniger wahrscheinlichen und nicht zu betrachtenden Entwicklungen des Endlagersystems in der Nachverschlussphase zu erfolgen.

Im Nachweiskonzept werden unter anderem Indikatoren für den Sicherheitsnachweis definiert und Vorgehensweisen festgelegt, wie mit Ungewissheiten und zukünftigen menschlichen Einwirkungen umgegangen werden soll. Der Einfluss von Ungewissheiten in den Eingangsdaten auf die Ergebnisse der Modellrechnungen wird vor allem durch Parametervariationen untersucht; Ungewissheiten in Bezug auf die zukünftige Entwicklung am Standort werden durch Betrachtung verschiedener plausibler Szenarien abgedeckt. Im Hinblick auf ein unbeabsichtigtes menschliches Eindringen in den einschlusswirksamen Gebirgsbereich haben

Beuth et al.<sup>60</sup> systematisch auf Basis heutiger technologischer Gegebenheiten drei prinzipielle Ereignisabläufe identifiziert: Abteufen einer Bohrung, Auffahrung eines Bergwerks und Solung einer Kaverne. Alle Ereignisabläufe sind zunächst durch das Niederbringen einer Erkundungsbohrung gekennzeichnet.

Wichtige Elemente des Nachweises sind gemäß BMU die Integritätsnachweise für die geologischen und die geotechnischen Barrieren sowie die radiologische Langzeitaussage. Als Basis des Sicherheitsnachweises muss der einschlusswirksame Gebirgsbereich ausgewiesen werden. Der Erhalt des ewG im Nachweiszeitraum ist dann zu zeigen.

Die Integrität der geologischen Barrieren wird mithilfe des Dilatanz- und des Fluiddruckkriteriums bewertet: „Die zu erwartenden Beanspruchungen dürfen die Dilatanzfestigkeiten der Gesteinsformationen des einschlusswirksamen Gebirgsbereichs außerhalb der Auflockerungszonen nicht überschreiten“; „Die zu erwartenden Fluiddrücke dürfen die Fluiddruckbelastbarkeiten der Gesteinsformationen des einschlusswirksamen Gebirgsbereichs nicht in einer Weise überschreiten, die zu einem erhöhten Zutritt von Grundwässern in diesen einschlusswirksamen Gebirgsbereich führt“. Außerdem wird gefordert, dass die Temperaturentwicklung durch die eingelagerten Abfälle die Barrierenwirkung des einschlusswirksamen Gebirgsbereichs nicht unzulässig beeinflussen darf.

Gemäß BMU werden für die radiologische Langzeitaussage je nach Eintrittswahrscheinlichkeitsklasse der zukünftigen Entwicklungen des Endlagersystems andere Indikatorwerte für den Nachweis der Sicherheit herangezogen.<sup>61</sup> So sind zum Beispiel für wahrscheinliche Entwicklungen errechnete Strahlenexpositionen für eine Referenzperson von  $10^{-5}$  Sievert pro Jahr zulässig, für weniger wahrscheinliche Entwicklungen jedoch  $10^{-4}$  Sievert pro Jahr.

<sup>59</sup> Mönig et al. 2012.

<sup>60</sup> Beuth et al. 2011.

<sup>61</sup> BMU 2010.

Für Standorte mit Salz- und Tonformationen sollte sich das prinzipielle Vorgehen zur Ableitung eines Sicherheits- und Nachweiskonzeptes und zur Konkretisierung der allgemeinen Sicherheitsanforderungen des BMU nicht grundsätzlich unterscheiden. Im Detail sind dennoch unterschiedliche Einzelanforderungen zu erfüllen, die zum Beispiel aus der unterschiedlichen Bedeutung von Transportprozessen (advektiv oder diffusiv) im Endlagersystem oder aus unterschiedlichen Behälteranforderungen resultieren. Hierauf wird an dieser Stelle nicht weiter eingegangen, weil diese Details für die Diskussion der Auswirkungen von P&T im Kontext der vorliegenden Studie nicht relevant sind.

### 1.3.3 ABFALLGEBINDE TypEN

Für die in Abschnitt 1.2.1 aufgeführten Arten und Mengen an abgebrannten Brennelementen und wärmeentwickelnden verglasten Abfällen sind je nach Endlagerkonzept und Wirtsgestein, in dem das Endlager angelegt wird, spezifische Behälterkonzepte zu entwickeln.

Im Rahmen des Vorhabens VSG erfolgte dies für zwei grundsätzlich verschiedene Einlagerungsvarianten, die einen unterschiedlichen Flächenbedarf (Footprint) für das Endlager aufweisen:

- Streckenlagerung: Einlagerung aller Wiederaufarbeitungsabfälle und abgebrannten Brennelemente in horizontalen Strecken eines Endlagerbergwerkes
- Bohrlochlagerung: Einlagerung aller Wiederaufarbeitungsabfälle und abgebrannten Brennelemente in tiefen vertikalen Bohrlöchern

Für die Einlagerung der Abfälle in horizontalen Strecken eines Endlagerbergwerkes in Salz wurden folgende POLLUX®- und CASTOR®-Behälter ausgewählt:<sup>62</sup>

- POLLUX®-10-Behälter zur Aufnahme von Brennstäben abgebrannter Brennelemente aus DWR, SWR und WWER
- POLLUX®-9-Behälter zur Aufnahme von CSD-V (HAW-Kokillen), CSD-B und CSD-C
- Verschiedene CASTOR®-Behälter zur Aufnahme von abgebrannten Brennelementen aus Versuchs- und Prototyp-Kernkraftwerken sowie Forschungsreaktoren

Für die in Abschnitt 1.2.1 genannten Mengengerüste der radioaktiven Abfälle werden die in Tabelle 8 aufgeführten Stückzahlen an Abfallgebinden benötigt.

Für die Einlagerungsvariante Bohrlochlagerung wurde im Rahmen der Arbeiten zur VSG eine Kokille entworfen und ausgelegt (BSK-R), die auch die Sicherheitsanforderungen des BMU hinsichtlich der Rückholbarkeit erfüllt.<sup>63</sup> In Tabelle 9 ist für die Variante Bohrlochlagerung die Anzahl an erforderlichen BSK-R zusammengestellt.

Bei der Planung eines Endlagerkonzeptes sind die Wärmeentwicklungen der eingelagerten Abfälle von großer Bedeutung. Gegebenenfalls sind ausreichende Zwischenlagerzeiten für die einzelnen Abfallströme erforderlich, bis deren Wärmeentwicklung soweit abgeklungen ist, dass sie in ein Endlager eingebracht werden können. Je nach Endlagerkonzept können die Zwischenlagerzeiten in der Größenordnung von einigen Jahren bis einigen Jahrzehnten liegen.

### 1.3.4 ENDLAGERUNG WÄRMEENTWICKELNDER RADIOAKTIVER ABFÄLLE (WA-ABFÄLLE UND ABGEBRANNTE BRENNLEMENTE) IN SALZFORMATIONEN

Der aktuellste Stand der Planungen eines Endlagers für wärmeentwickelnde verglaste Abfälle und abgebrannte Brennelemente wird in der Vorläufigen Sicherheitsanalyse

<sup>62</sup> Bollingerfehr et al. 2011.

<sup>63</sup> NSE 2012.

Tabelle 8: Anzahl der Endlagerbehälter für die Variante Streckenlagerung<sup>64</sup>

ABFALLART	ENDLAGERBEHÄLTER		
		BEZEICHNUNG	ANZAHL
Abgebrannte Brennelemente aus Leistungsreaktoren	DWR	POLLUX®-10	1.398
	SWR		520
	WWER-DWR		202
	Summe		2.120
CSD-V	AREVA NC (F)	POLLUX®-9	415
	Sellafield Ltd. (UK)		
	VEK (D)		
CSD-B	AREVA NC (F)	POLLUX®-9	35
CSD-C	AREVA NC (F)	POLLUX®-9	456
Abgebrannte Brennelemente aus Versuchs- und Prototyp-KKW's und Forschungsreaktoren	AVR	CASTOR® THTR/AVR	152
	THTR		305
	KNK II	CASTOR® KNK	4
	Otto-Hahn		
	FRM II	CASTOR® MTR 2	30
	BER II		20
Summe	-	511	
Brennelement-Strukturteile	Summe	Gussbehälter Typ II	2.620

für den Standort Gorleben (VSG) beschrieben. Dort sind auch grundlegende Überlegungen zur Vorgehensweise sowie die Planungen für den Bau, den Betrieb und den Verschluss eines Endlagers für wärmeentwickelnde verglaste Abfälle und abgebrannte Brennelemente dargestellt, die auf dem Sicherheits- und Nachweiskonzept basieren (siehe Abschnitt 1.3.2). Das darin skizzierte Sicherheitskonzept für die Betriebsphase und die Nachverschlussphase soll mit dem Endlagerkonzept und den dazu geplanten technischen Komponenten, Systemen und Prozessen umgesetzt werden. Dies beinhaltet zum einen den sicheren Einschluss der radioaktiven Stoffe in dafür geeigneten Endlagerbehältern sowie entsprechende Transport- und Handhabungssysteme für den Endlagerbetrieb, zum anderen ein auf den langfristig sicheren Einschluss der Endlagerbehälter durch das

Wirtsgestein ausgelegtes Endlagerbergwerk und ein dafür konzipiertes Verfüll- und Verschlusskonzept.

Auch an anderen Standorten im Salinar wären die Komponenten eines Endlagerkonzepts die gleichen wie am Standort Gorleben, welcher den folgenden Erläuterungen zugrunde liegt; insofern sind die Ausführungen auf andere Standorte mit Salzformationen mit ausreichend großen Salzbereichen übertragbar.

Für die Planung und Auslegung eines Endlagers für wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle sind zwei Aspekte von grundlegender Bedeutung: Einerseits werden Kenntnisse über die geologischen Bedingungen am Standort für das geplante Endlager benötigt. Andererseits müssen hinreichende

<sup>64</sup> Bollingerfehr et al. 2012.

Tabelle 9: Anzahl der Endlagerbehälter für die Variante Bohrlochlagerung<sup>65</sup>

ABFALLART	ENDLAGERBEHÄLTER	
	BEZEICHNUNG	ANZAHL
Abgebrannte Brennelemente aus Leistungsreaktoren	DWR	4.660
	SWR	1.734
	WWER-DWR	674
	Summe	7.068
CSD-V	AREVA NC (F)	1.245
	Sellafield Ltd. (UK)	
	VEK (D)	
CSD-B	AREVA NC (F)	103
CSD-C	AREVA NC (F)	1.368
Abgebrannte Brennelemente aus Versuchs- und Prototyp-KKW's und Forschungsreaktoren	AVR	152
	THTR	305
	KNK II	5
	Otto-Hahn	
	FRM II	30
	BER II	26
Summe	290	
Brennelement-Strukturteile	Summe	874

Kenntnisse über Art und Menge der einzulagernden Wieder- aufarbeitungsabfälle und abgebrannten Brennelemente vorliegen. Letzteres wurde bereits im Abschnitt 1.2.1 zusammenfassend dargestellt. Art und Anzahl der für die beiden Einlagerungsvarianten in einer Salzformation vorgesehenen Endlagerbehälter sind in Abschnitt 1.3.3 aufgeführt.

#### 1.3.4.1 Geologische Gesamtsituation

Die geologische Situation am Standort Gorleben ist über- täglich und für den bisher aufgefahrenen Erkundungsbereich 1 auch unter Tage umfangreich erkundet. In vier Berichten der Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR) sind die Erkundungs- und Untersuchungsergebnisse mit

Stand 2000 dokumentiert.<sup>66</sup> Außerdem wurde im Rahmen des Vorhabens VSG eine geologische Langzeitprognose zur Entwicklung am Standort Gorleben erstellt.<sup>67</sup> Als Planungs- grundlage für die Endlagerauslegung diente das BGR-Arbeits- modell zum strukturellen Aufbau des Salzstockes Gorleben. In Abbildung 8 ist ein Vertikalschnitt durch den gesamten Salz- stock Gorleben und in rund 900 Meter Tiefe das Niveau des möglichen Endlagerbergwerkes schematisch dargestellt.

#### 1.3.4.2 Endlagerplanungen

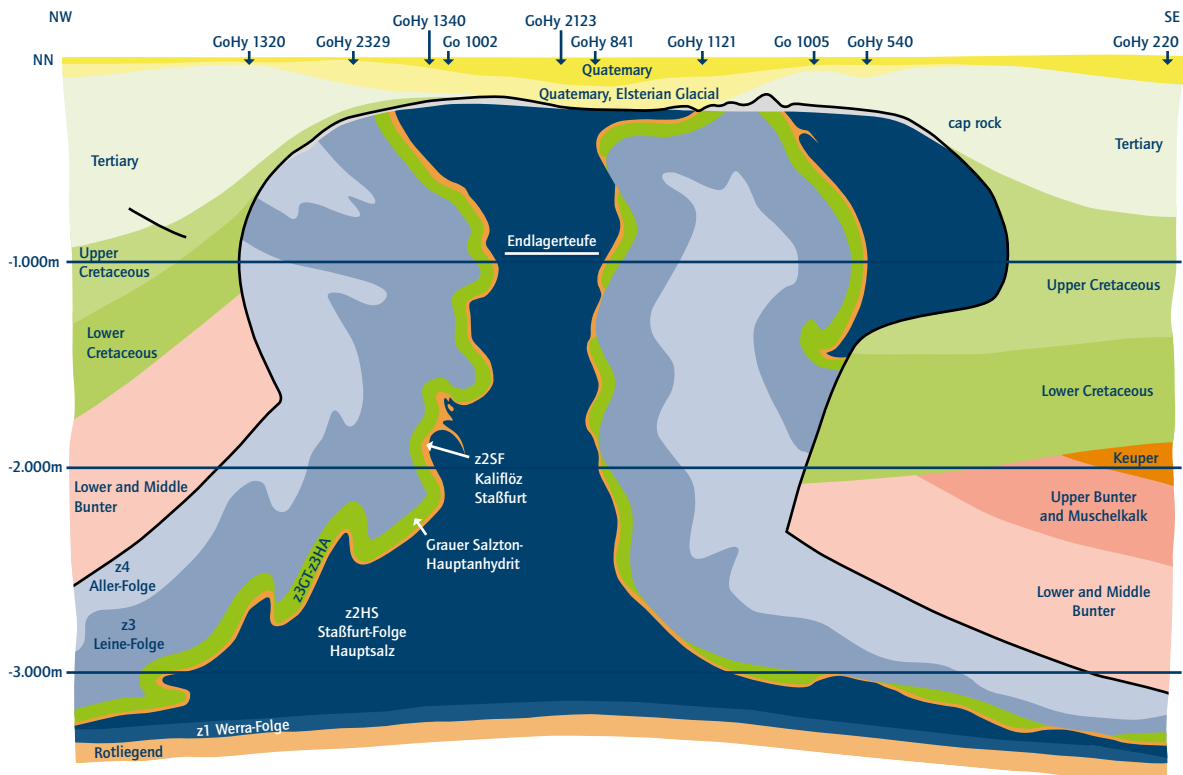
Unter Berücksichtigung des Sicherheitskonzeptes wurden auf der Grundlage der vorliegenden geologischen Kennt- nisse des Standortes Gorleben, der vorher beschriebenen

<sup>65</sup> Bollingerfehr et al. 2012.

<sup>66</sup> BGR 2000; BGR 2002; BGR 2003a; BGR 2003b.

<sup>67</sup> Mrugalla 2011.



Abbildung 8: Vereinfachter schematischer Vertikalschnitt durch den Salzstock Gorleben<sup>68</sup>

Abfalldaten und der ausgewählten Endlagerbehälter sowie der thermischen Randbedingungen die Endlagerplanungen erstellt. Dabei wurden für die beiden Einlagerungsvarianten (Streckenlagerung und Bohrlochlagerung) entsprechende Auslegungen des Grubengebäudes vorgenommen. Mittels thermischer Berechnungen (Auslegungstemperatur 200 Grad Celsius) und unter Berücksichtigung bergbaulicher Erfordernisse wurden geometrische Planungsvorgaben zur Dimensionierung von Grubenräumen und deren räumlicher Distanz untereinander und zu bestimmten geologischen Formationen ermittelt. In den folgenden Abbildungen 9 und 10 sind die Ergebnisse der Planungen dargestellt.

### Endlagerkonzept: Streckenlagerung

In Abbildung 9 ist die Struktur des Endlagerbergwerkes auf dem Einlagerungsniveau von 870 Meter maßstäblich gezeichnet. Die zwölf Einlagerungsfelder (Ost 1 bis Ost 12) bestehen aus parallelen Einlagerungsstrecken, in denen in vorher ermitteltem Abstand die POLLUX®-Behälter respektive CASTOR®-Behälter eingelagert werden. Rund zwei Drittel der gesamten Einlagerungsfläche werden mit POLLUX®-10-Behältern befüllt, die die abgebrannten Brennstäbe von Leistungsreaktoren enthalten. Der Zugang zu den Einlagerungsfeldern erfolgt über eine nördliche und südliche Richtstrecke, die die Einlagerungsfelder umhüllen. Die nördliche Richtstrecke dient dem Transport der Endlagerbehälter und

<sup>68</sup> nach Bornemann 1991.

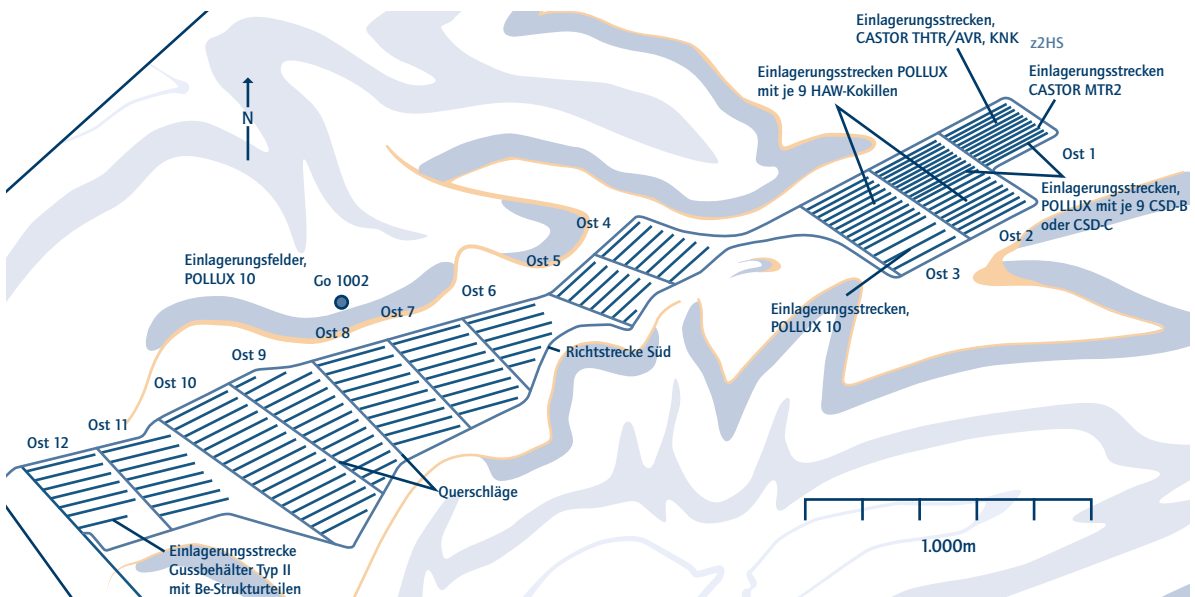
die südliche Richtstrecke wird für den Abtransport von auf gefahrenem Haufwerk zum Schacht genutzt. Der Flächenbedarf für diese Einlagerungsvariante beträgt insgesamt etwa zwei Quadratkilometer, das heißt inklusive Infrastrukturbereich mit den beiden Schächten und Werkstätten unter Tage sowie weiteren, für den Endlagerbetrieb benötigten Grubenbauen. Davon beträgt die Einlagerungsfläche allein für die abgebrannten Brennelemente aus Leistungsreaktoren rund 1,1 Quadratkilometer.

**Endlagerkonzept: Bohrlochlagerung**

Die Einlagerung von abgebrannten Brennelementen und Wiederaufarbeitungsabfällen ist bei der Bohrlochlagerung mittels rückholbarer Kokillen (BSK-R) in bis zu 300 Meter tiefen verrohrten Bohrlöchern vorgesehen. Der Zugang zu den Einlagerungsstrecken, die hier Überfahrungsstrecken

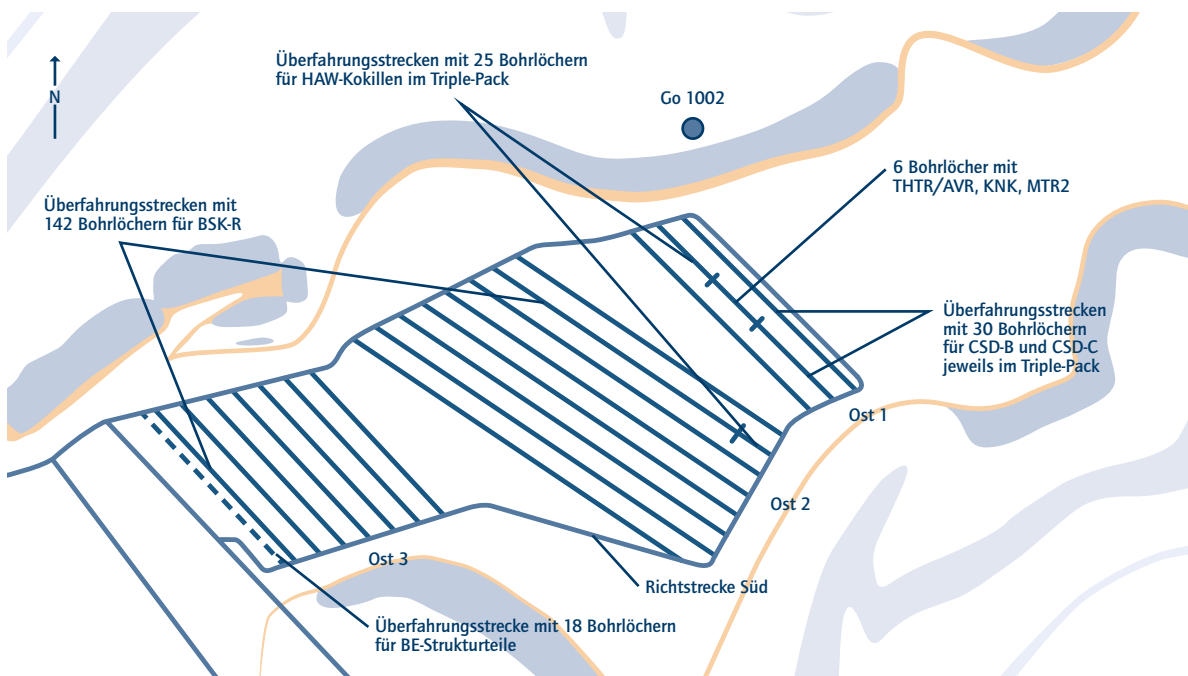
genannt werden, weil sie eine direkte Zufahrt zu den Einlagerungsbohrlöchern in den Strecken ermöglichen, erfolgt ebenfalls über Richtstrecken, die die Einlagerungsfelder umhüllen. In Abbildung 10 ist für das Konzept Bohrlochlagerung die gesamte Endlagerstruktur der 870-Meter-Sohle dargestellt. Insgesamt werden 221 Einlagerungsbohrlöcher für die Gesamtmenge an wärmeentwickelnden radioaktiven Abfällen benötigt; etwa zwei Drittel davon (142) werden mit BSK-R gefüllt, die Brennstäbe aus Leistungsreaktoren enthalten. Der Flächenbedarf für diese Einlagerungsvariante beträgt insgesamt, das heißt inklusive Infrastrukturbereich mit den beiden Schächten und Werkstätten unter Tage sowie weiteren für den Endlagerbetrieb benötigten Grubenbauen in etwa 1,1 Quadratkilometer. Davon beträgt die Einlagerungsfläche nur für die abgebrannten Brennelemente aus Leistungsreaktoren rund 0,4 Quadratkilometer.

Abbildung 9: Endlagerauslegung für das Konzept der Streckenlagerung für abgebrannte Brennelemente (von Leistungsreaktoren und von Versuchs- und Prototypkraftwerken sowie von Forschungsreaktoren), wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle aus der Wiederaufarbeitung sowie Brennelement-Strukturteile aus der Konditionierung<sup>69</sup>



<sup>69</sup> nach Bollingerfehr et al. 2012.

Abbildung 10: Endlagerauslegung für das Konzept der Bohrlochlagerung für abgebrannte Brennelemente (Leistungsreaktoren und Prototyp-, Versuchs- und Forschungsreaktoren), wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle aus der Wiederaufarbeitung sowie Brennelement-Strukturteile aus der Konditionierung<sup>70</sup>



#### 1.3.4.3 Endlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle (WA-Abfälle und abgebrannte Brennelemente) in Tonformationen

Nachdem seitens der Bundesregierung Ende der 1990er Jahre entschieden wurde, neben Salz auch alternative Wirtsgesteine zu untersuchen, traten Überlegungen zur Endlagerung in Tonformationen weiter in den Vordergrund. Mit dem Vorhaben ERATO<sup>71</sup> wurden weitere Grundlagen für eine Endlagerauslegung im Tonstein erarbeitet und wurde erstmalig ein Referenzendlagerkonzept geplant. Diese generische Studie ist vor Veröffentlichung der Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung wärme-

entwickelnder radioaktiver Abfälle<sup>72</sup> durchgeführt worden und berücksichtigt daher nicht explizit die Anforderungen an die Rückholbarkeit der Abfallgebinde während der Betriebsphase beziehungsweise deren Bergbarkeit in den ersten 500 Jahren der Nachverschlussphase.

Für die Beschreibung der geologischen Gesamtsituation für ein solches Endlagerkonzept wurden zum einen Daten der BGR zu aussichtsreichen Tonformationen<sup>73</sup> und zum anderen Daten aus veröffentlichten Untersuchungen zum Endlager Konrad und aus dem Untertagelabor Mont Terri (Schweiz) verwendet. Konkrete Standortdaten wie bei der

<sup>70</sup> nach Bollingerfehr et al. 2012.

<sup>71</sup> Pöhler et al. 2010.

<sup>72</sup> BMU 2010.

<sup>73</sup> Hoth et al. 2007.

Vorläufigen Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben lagen für einen Tonstandort oder eine Region nicht vor.

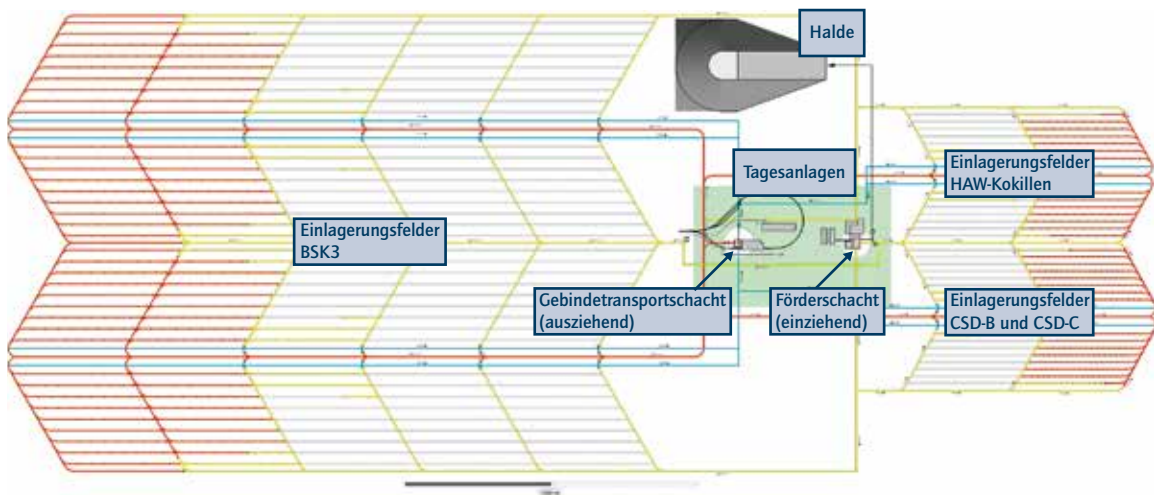
Aufgrund der im Vergleich zu Salz geringeren Auslegungstemperatur von maximal hundert Grad Celsius (Wasserdampffreisetzung aus Tonstein und beschleunigte Umwandlung von quellfähigen Tonmineralen in nicht-quellfähige) wurden Endlagerbehälterkonzepte ausgewählt, die eine Beladung mit den Brennstäben von drei DWR-Brennelementen vorsehen. Als Einlagerungskonzept (Referenzkonzept) wurde nach einem systematischen Vergleich die Einlagerung von Kokillen in verrohrte, kurze vertikale Einlagerungsbohrlöcher gewählt. Im Vergleich zum vorbeschriebenen Bohrlochlagerungskonzept in Salz ergibt sich ein ungefähr zehnmal höherer Flächenbedarf für ein solches Endlager – im Wesentlichen aufgrund der niedrigeren Temperaturgrenze und der um den Faktor Sechs (50 Meter statt bis zu 300 Meter) kürzeren Bohrlochtiefe.

In Abbildung 11 wird ein Grubengebäude gezeigt, das unter den vorgenannten Randbedingungen alle Wiederaufarbeitungsabfälle und abgebrannten Brennelemente aufnehmen kann. Die unterschiedlichen Abfälle respektive abgebrannten Brennelemente werden in getrennten Feldern eingelagert. Der Flächenbedarf für das hier dargestellte gesamte Endlagerbergwerk beträgt ungefähr 6,5 Quadratkilometer. Davon nimmt die Einlagerungsfläche für abgebrannte Brennelemente rund 3,5 Quadratkilometer ein.

#### 1.3.4.4 Bestimmungsgrößen für die Bewertung der Langzeitsicherheit eines Endlagersystems

Für ein Endlager für wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle in Deutschland wird gemäß den Sicherheitsanforderungen des BMU der sichere Einschluss der eingelagerten Abfälle im einschlusswirksamen Gebirgsbereich (ewG) gefordert. Für den Nachweis des sicheren Einschlusses ist einerseits zu zeigen, dass die Integrität des ewG

Abbildung 11: Schematische Darstellung des gesamten Grubengebäudes für ein Endlager für Wiederaufarbeitungsabfälle und abgebrannte Brennelemente in Tonstein<sup>74</sup>



<sup>74</sup> nach Pöhler et al. 2010.

über den Nachweiszeitraum von einer Million Jahre gewährleistet ist und andererseits, dass eine potenzielle Freisetzung von Radionukliden aus dem ewG die zulässigen Grenzwerte nicht überschreitet (vgl. Abschnitt 1.3.2). Als Bestimmungsgröße für den radiologischen Langzeitsicherheitsnachweis dienen die Individualdosis beziehungsweise daraus abgeleitete Indikatorwerte. Deren Berechnung orientiert sich an den Vorgaben des Strahlenschutzes<sup>75</sup> und den zugehörigen Verwaltungsvorschriften<sup>76</sup> sowie an den Vorgaben der Sicherheitsanforderungen,<sup>77</sup> siehe Abschnitt 1.3.2.

Der Nachweis der Integrität wird über Modellrechnungen geführt, bei denen gezeigt werden muss, dass die zugrunde gelegten Kriterien bezüglich des Laugendrucks und der Dilatanz eingehalten werden. Dabei sind die integral eingebrachte Wärmemenge sowie deren zeitliche Entwicklung zu berücksichtigen. Die integral eingebrachte Wärmemenge wird im Wesentlichen durch die gesamte Zeitdauer zwischen der Entnahme der Brennelemente aus dem Reaktor und ihrer direkten Einlagerung beziehungsweise der Einlagerung der verglasten Abfälle (CSD-V) nach Wiederaufarbeitung der Brennelemente bestimmt.

Der Nachweis der geringfügigen Freisetzung von Radionukliden erfolgt ebenfalls über Modellrechnungen. Hierzu werden plausible Möglichkeiten für die wahrscheinlichen und weniger wahrscheinlichen Entwicklungen des Endlagersystems zugrunde gelegt. Für diese Entwicklungsmöglichkeiten werden zunächst die potenziellen Radionuklidfreisetzungen am Rand des ewG ermittelt. Sind die errechneten Auswirkungen für diese Freisetzungen unterhalb eines zuvor definierten Wertes, gilt der Nachweis als erbracht (sogenannte vereinfachte radiologische

Langzeitaussage). Ist der Nachweis mittels der vereinfachten radiologischen Langzeitaussage nicht möglich, wird der Transport der Radionuklide vom ewG bis in die Biosphäre berechnet und die dortige potenzielle Strahlenexposition untersucht. Bleiben die Strahlenexpositionen dort unter den geforderten Grenzwerten des BMU,<sup>78</sup> gilt der Nachweis der radiologischen Langzeitsicherheit als erbracht. Der Nachweis ist unter Berücksichtigung aller Radionuklide im Endlager sowohl für deren Freisetzung in Lösung als auch für deren Freisetzung als gasförmige Radionuklide zu führen.

In jüngsten Langzeitsicherheitsanalysen für Endlager mit wärmentwickelnden Abfällen, zum Beispiel in der VSG, hat sich gezeigt, dass bei Transportrechnungen zur Freisetzung von Radionukliden aus den Abfällen, in denen zukünftige plausible Entwicklungen des Endlagersystems zugrunde gelegt, aber keine Szenarien des unbeabsichtigten menschlichen Eindringens betrachtet worden sind, einige wenige Radionuklide jeweils die potenziellen Strahlenexpositionen dominieren. Diese sind zum Beispiel:

- bei einem Endlager im Salzgestein Kohlenstoff-14, das ausschließlich auf dem Gaspfad freigesetzt wird und aus den Strukturteilen der Brennelemente stammt<sup>79</sup>
- und bei einem Endlager im Tonstein<sup>80,81</sup>: Kohlenstoff-14, Chlor-36, Selen-79, Iod-129.

Dabei handelt es sich im Wesentlichen um Spaltprodukte und Aktivierungsprodukte aus den Werkstoffen der Hüllrohre und Strukturteile. In der Vergangenheit wurde im Rahmen von generischen Betrachtungen für ein Endlager im Salzgestein aufgrund eines andersartigen Konzeptes zum Nachweis der Langzeitsicherheit ein sehr frühzeitiger

<sup>75</sup> STV 2008.

<sup>76</sup> AVV 2012.

<sup>77</sup> BMU 2010.

<sup>78</sup> BMU 2010.

<sup>79</sup> Larue et al. 2013.

<sup>80</sup> AND 2005.

<sup>81</sup> NAGRA 2002.

Lösungszutritt unterstellt.<sup>82</sup> Bei einem derartigen Szenario tragen die Radionuklide Selen-79, Iod-129 und Caesium-135 für den gesamten betrachteten Zeitraum bis eine Million Jahre wesentlich zur Dosis bei; die aus den Zerfallsreihen der Aktiniden stammenden Radionuklide tragen im Zeitraum 60.000 bis 700.000 Jahre insbesondere durch Radium-226 und Neptunium-237 zu maximal 40 Prozent zur errechneten Strahlenexposition in der Biosphäre bei.

In Abbildung 12 sind als Beispiel die potenziellen Strahlenexpositionen dargestellt, die für ein Endlager im Opalinuston in einer schweizerischen Untersuchung ermittelt wurden.<sup>83</sup> Bei den Inventaren an Iod-129 in den verglasten Abfällen aus der Wiederaufarbeitung wurden realistische Werte verwendet, wie sie bei der Wiederaufarbeitung in La Hague ermittelt wurden (siehe Abschnitt 1.2.2).

Ein anderes Beispiel<sup>84</sup> betrachtet das Verhältnis der Halbwertszeit  $t_{1/2}$  der einzelnen Radionuklide zur Transportzeit  $t_d$  durch die Geosphäre, siehe Abbildung 13. Da der Transport in diesem Beispiel (Ton-Endlager) durch diffusive Prozesse dominiert wird, gelangen nur Radionuklide mit einer großen Halbwertszeit in die Biosphäre. Die Abbildung<sup>85</sup> zeigt, welche Radionuklide potenziell in diesem Beispiel zur Strahlenexposition beitragen können. Außer den bereits erwähnten Spalt- und Aktivierungsprodukten sind allenfalls Thorium-232, Uran-238 und Uran-235 wegen ihrer großen Halbwertszeiten von potenzieller Relevanz.

Für Endlager in Salz sind solche Betrachtungen zur Transportzeit nicht aussagekräftig, da dort der Einschluss der Radionuklide im einschlusswirksamen Gebirgsbereich von

größerer Relevanz ist, siehe auch Kapitel 5. Jedoch zeigen Überlegungen zur Halbwertszeit der Radionuklide und deren Dosiskonversionsfaktoren, dass die in Abbildung 13 angegebenen Radionuklide auch für ein Endlager im Salz relevant sein können.

Das bedeutet, dass sich in diesen Rechnungen eher die Spalt- und Aktivierungsprodukte mit einer Ordnungszahl  $< 92$  (Elemente, die im Periodensystem vor Uran stehen) als Uran, Plutonium oder die minoren Aktiniden als sicherheitsrelevant herausgestellt haben.

Von besonderer Bedeutung für die Ergebnisse sind die unterschiedlichen Freisetzungsraten der Radionuklide aus den verschiedenen Abfallströmen. Sowohl die Glasmatrix als auch die Brennstoffmatrix der Brennelemente führen zu einer sehr wirksamen Immobilisierung, wodurch es nur zu einer sehr langsamen Freisetzung von Radionukliden kommt. Bei den direkt endgelagerten abgebrannten Brennelementen kann aber nach einem Kontakt der Abfälle mit wässrigen Lösungen die sogenannte Instant Release Fraction (IRF) je nach Radionuklid zu einer sehr schnellen Freisetzung eines bestimmten Anteils der jeweiligen Radionuklidmenge führen, welcher bis zu zehn Prozent betragen kann.<sup>86</sup> Daneben würden über einen Zeitraum von einigen hundert Jahren die Aktivierungsprodukte aus den Hüllrohren und Strukturteilen der Brennelemente vollständig freigesetzt.

Im Kapitel 5 wird näher betrachtet, welche Auswirkungen P&T auf die Spalt- und Aktivierungsprodukte mit einer Ordnungszahl  $< 92$  haben könnte. Zusätzlich werden die Auswirkungen von P&T auf singuläre Ereignisse (zum Beispiel auf zukünftige menschliche Eingriffe (human intrusion)) näher erläutert.

<sup>82</sup> Keesmann et al. 2005.

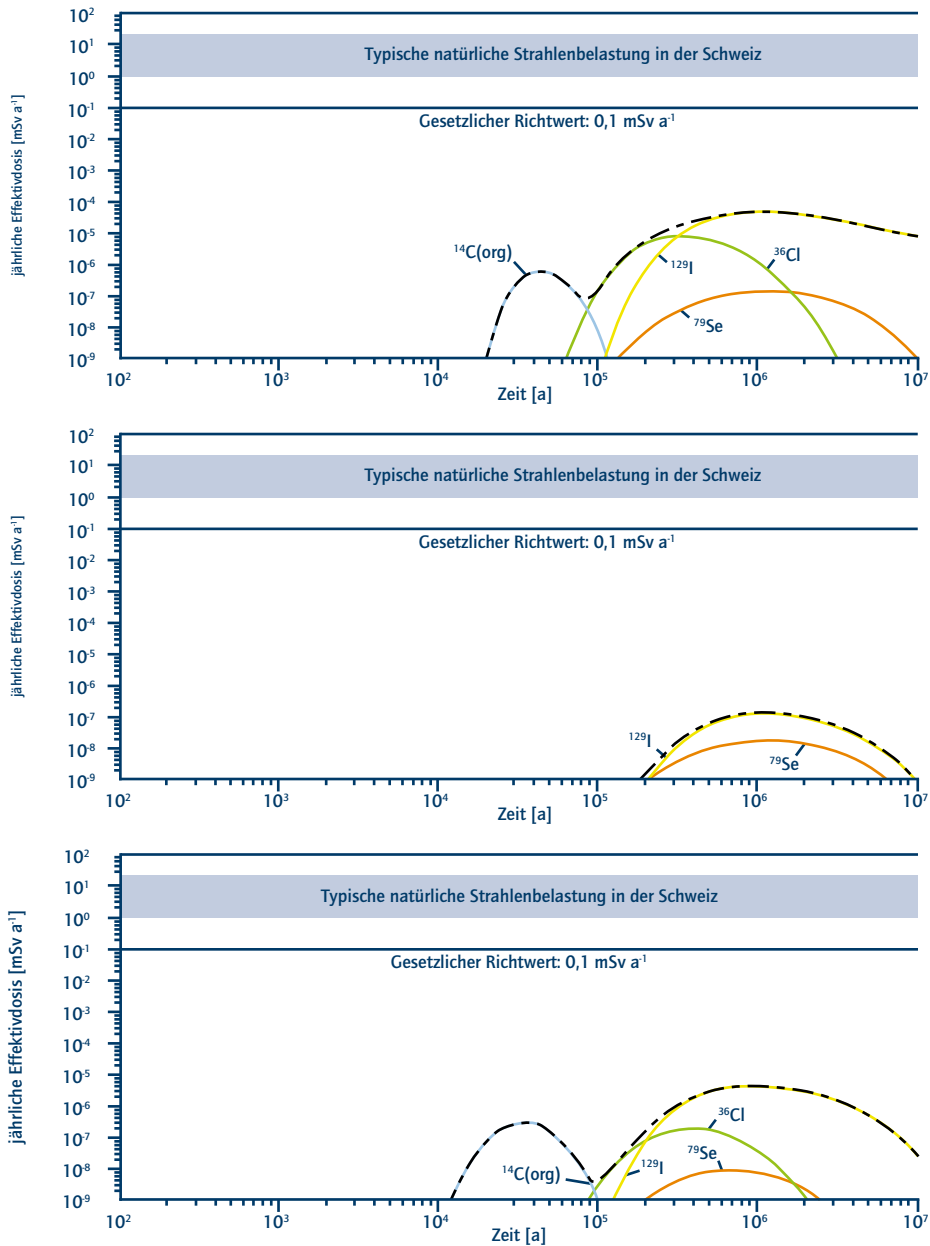
<sup>83</sup> NAGRA 2002.

<sup>84</sup> NAGRA 2002.

<sup>85</sup> nach NAGRA 2012.

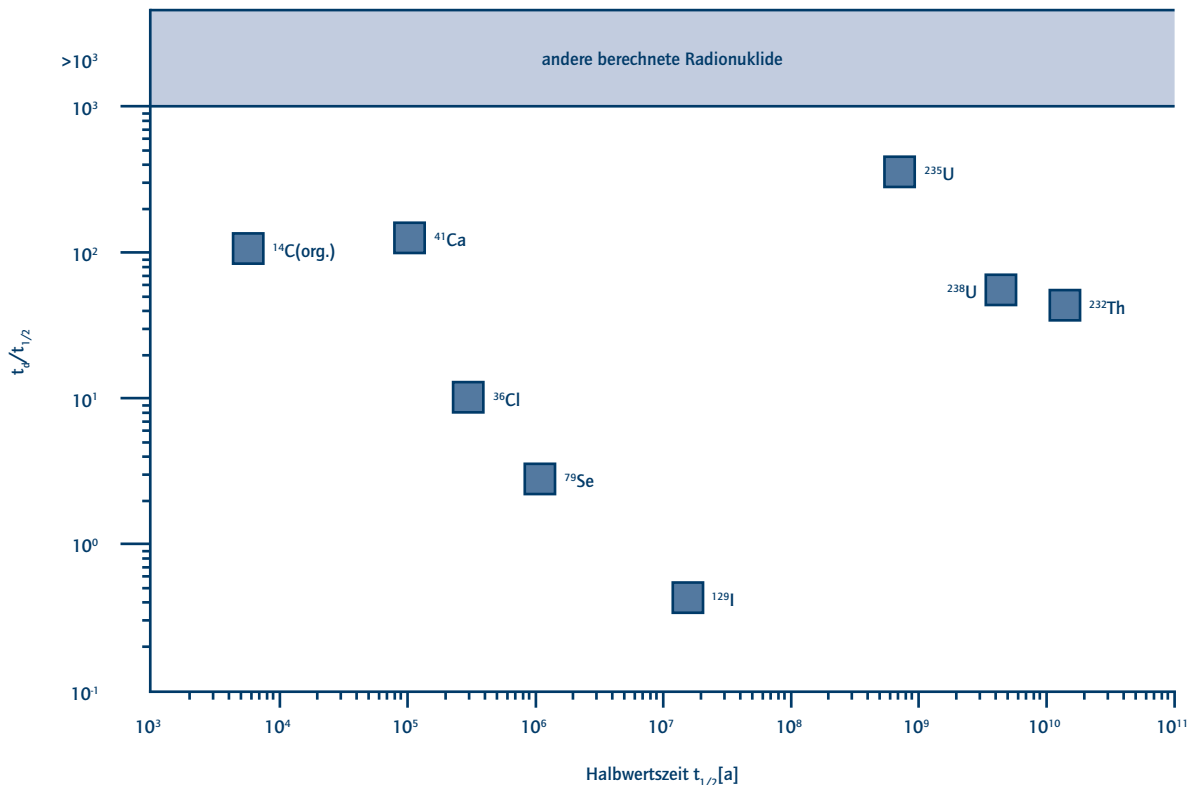
<sup>86</sup> NAGRA 2002.

Abbildung 12: Potenzielle Strahlenexpositionen in einem Endlager im Opalinuston.<sup>87</sup> Oben: direkt endgelagerte Brennelemente; Mitte: verglaster hochaktiver Abfall (HAW); unten: mittelaktive Abfälle (ILW)



<sup>87</sup> nach NAGRA 2002.

Abbildung 13: Verhältnis der Transportzeit zur Halbwertszeit in einem Endlager im Opalinuston.<sup>88</sup> Je geringer der Wert, desto größer der potenzielle Einfluss in der Biosphäre



## 1.4 PARTITIONIERUNG UND TRANSMUTATION

Maarten Becker, Concetta Fazio, Horst Geckeis, Andreas Geist, Klaus Gompper, Andreas Havenith, John Kettler, Werner Maschek, Bruno Merk, Andrei Rineiski, Massimo Salvatores, Aleksandra Schwenk-Ferrero

### 1.4.1 BESCHREIBUNG DES P&T-ANSATZES

Der Begriff „Partitionierung und Transmutation“ wird in der Kernenergie für eine Reihe von technischen Verfahren

zur Behandlung von abgebranntem Kernbrennstoff verwendet. Diese Behandlung dient dem Zweck, die Menge von Plutonium und den minoren Aktiniden Neptunium, Americium und Curium zu verringern und dadurch die vom abgebrannten Brennstoff erzeugte Wärme ebenso wie die Radioaktivität und die Radiotoxizität zu vermindern. Thorium wird im Zusammenhang mit P&T nicht diskutiert, weil es im Anfangsinventar nur in geringen Mengen vorhanden ist. Der für die Langzeitsicherheit relevante Anteil des Thoriums, zum Beispiel von Thorium-229, entsteht über lange Zeiträume durch den radioaktiven Zerfall aus den Mutternukliden, wie Americium-241, das im Falle von

<sup>88</sup> nach NAGRA 2002.



P&T abgetrennt und transmutiert wird. Mit dem Verfahren P&T werden auch das Uran sowie die Spaltprodukte aus den abgebrannten Brennelementen abgetrennt. Obschon das Uran in Deutschland aufgrund des beschlossenen Ausstiegs aus der Kernenergienutzung nicht weiter verwendet werden kann, ist aus rein wissenschaftlich-technischer Sicht eine Wiederverwendung möglich. Die Spaltprodukte müssen hingegen in Glas oder in maßgeschneiderten Keramikmatrizen immobilisiert werden. Die Transmutation betrifft hauptsächlich Plutonium und minore Aktiniden. Die durch die Anwendung von P&T insgesamt entstehenden Abfallströme sind im Abschnitt 1.5.1 aufgeführt.

Der abgebrannte Kernbrennstoff weist einen Urananteil von über neunzig Prozent auf, der Rest sind Spaltprodukte sowie Aktiniden mit Ordnungszahl größer 92. Eine ausführlichere Beschreibung der Zusammensetzung von bestrahltem Brennstoff und seines Beitrags zur Radiotoxizität und Wärmeleistung kann dem Abschnitt 1.2 entnommen werden. Da vor allem Plutonium und minore Aktiniden für die Langzeitradiotoxizität verantwortlich sind, ist es möglich, dass nach Entfernung dieser Nuklide aus dem Abfall (Partitionierung) und ihrer Spaltung (Transmutation) der verbleibende Abfall den größten Teil seiner Langzeitradiotoxizität verliert.

Die Transmutation von Spaltprodukten, wie zum Beispiel Technetium, Iod, Strontium und so weiter ist grundsätzlich neutronenphysikalisch auch möglich. Da sich aber die Arbeiten der letzten Jahre im Bereich von P&T vornehmlich auf die Verbrennung von Plutonium und minoren Aktiniden konzentrierte, liegen bisher keine effizienten Verfahren zur Transmutation von Spaltprodukten vor.<sup>89</sup> Dies bedeutet, dass die Transmutation der Spaltprodukte nicht ausgeschlossen ist. Dennoch sind weitere Forschungs- und Entwicklungsarbeiten notwendig, um ein effizientes Verfahren zu identifizieren. In diesem Zusammenhang ist auch zu bewerten, dass die abgetrennten Spaltprodukte aus dem

Partitionierungsprozess in bestimmte Matrizen, wie zum Beispiel Keramiken, eingebaut werden und dadurch möglicherweise langzeitstabil immobilisiert werden können. Wie schon im Abschnitt 1.3.4.4 erwähnt, ist das Uranoxid der Brennelemente eine stabile Matrix, aber ein Teil der mobilere Spaltprodukte (zum Beispiel Iod-129), die sich zum Beispiel an den Korngrenzen verdichten, bewirken die sogenannte Instant Release-Fraktion, aus der die Freisetzung nach Kontakt der Brennstoffmatrix mit Lösungen schneller erfolgt. Zu diesem Thema werden verschiedene keramische Abfallformen für die Endlagerung von Iod-129 diskutiert<sup>90,91</sup>. Dazu werden im Projekt Grundlegende Untersuchungen zur Immobilisierung langlebiger Radionuklide mittels Einbau in endlagerrelevante Keramiken (Conditioning) des Bundesministeriums für Bildung und Forschung solche Keramiken hergestellt, charakterisiert und im Hinblick auf Strahlenschäden, Korrosionsbeständigkeit und thermodynamische und physikalische Eigenschaften untersucht. Es handelt sich um Phosphate mit Monazitstruktur und Zirconate mit Pyrochlorstruktur, welche sich durch eine hohe Strahlenbeständigkeit und thermodynamische Stabilität im Vergleich zu Glas oder bestrahltem Kernbrennstoff auszeichnen. Diese Keramiken können für die Aufnahme bestimmter Elemente maßgeschneidert werden. So könnten spezielle Lösungen zum Beispiel für bestimmte Spaltprodukte erzeugt werden.

#### 1.4.2 NOTWENDIGE KERNTÉCHNISCHE EINRICHTUNGEN FÜR DIE UMSETZUNG VON P&T

Der P&T-Ansatz lässt sich schematisch wie in Abbildung 14 darstellen. Der aus einem Leichtwasserreaktor (LWR) entladene abgebrannte Brennstoff wird (nach entsprechender Abklingzeit) in einem ersten Schritt dem Partitionierungsprozess zugeführt. In diesem chemischen Verfahren werden zunächst alle Spaltprodukte von Plutonium, den minoren Aktiniden und Uran abgetrennt. Wie im Abschnitt 1.4.3 dargestellt,

<sup>89</sup> Salvatores 2005.

<sup>90</sup> Nenoff et al. 2007.

<sup>91</sup> Gras et al. 2007.

können weitere Abtrennungsschritte erfolgen (zum Beispiel die Abtrennung des Plutoniums von den anderen Aktiniden). Wissenschaftliche und technische Einzelheiten über den Partitionierungsprozess finden sich in den Kapiteln 3 und 4.

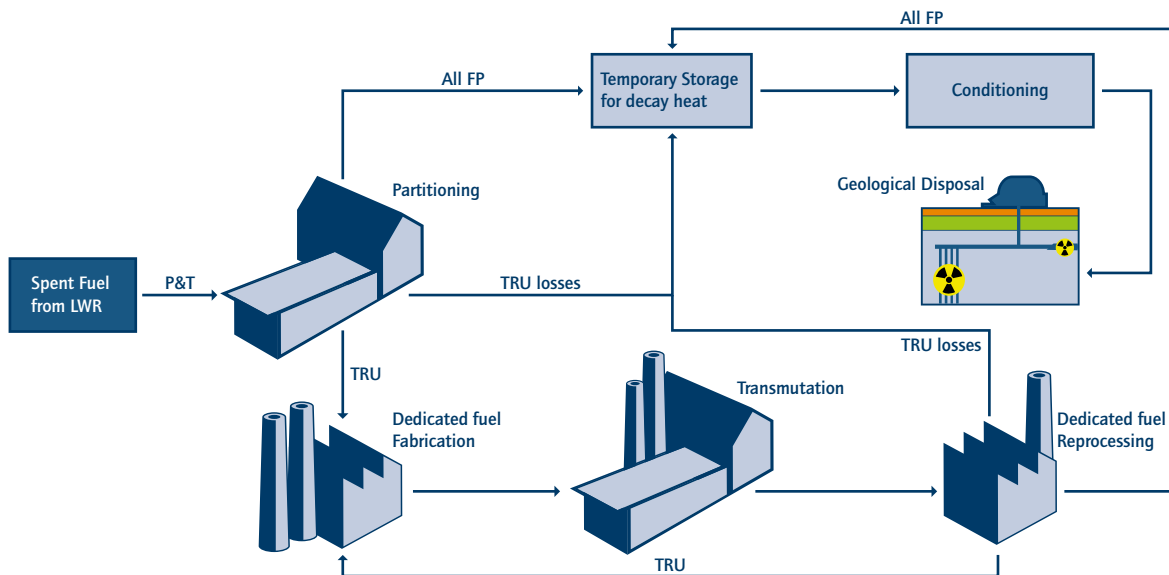
Wie aus Abbildung 14 hervorgeht, werden alle in diesem chemischen Prozess abgetrennten Spaltprodukte sowie die nicht abgetrennten Anteile von Plutonium und minoren Aktiniden (sogenannte Abtrennverluste) zunächst zwischengelagert und nach einiger Zeit einem Endlager zugeführt. Für die Entsorgung der Abtrennverluste von Plutonium und minoren Aktiniden und der Spaltprodukte ist ein Konditionierungsprozess, wie zum Beispiel die Verglasung, notwendig. Allerdings können hier zukünftig auch andere Abfallmatrizen betrachtet werden (siehe Abschnitt 1.4.1). Das abgetrennte Uran lässt sich als Abfall mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung entsorgen, zur

Entwicklung von Transmutationsbrennstoff oder zur weiteren Verwendung in der Kernenergie im Ausland nutzen.

Der nächste, in Abbildung 14 gezeigte Schritt ist die Fabrikation von Transmutationsbrennstoff. Der Anteil von Plutonium und minoren Aktiniden in diesem Brennstoff hängt sehr stark von der P&T-Strategie und der jeweils gewählten Verfahrensweise ab. Ausführlicher wird dieses Thema im Abschnitt 1.4.3 und in den Kapiteln 2, 3 und 4 behandelt.

Im nächsten Schritt wird der Transmutationsbrennstoff in einer eigens optimierten Transmutationsanlage umgewandelt, die über ein schnelles Neutronenspektrum verfügen sollte. Physikalisch ist nachgewiesen, dass die Transmutation von Aktiniden in einem Spektrum schneller Neutronen mit höherer Effizienz abläuft als mit thermischen Neutronen.<sup>92</sup>

Abbildung 14: Schematische Darstellung eines P&T-Zyklus (Transurane: Plutonium, Neptunium, Americium und Curium). Das abgetrennte Uran aus den LWR (nicht im Bild) gilt als Abfall mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung.<sup>93</sup>



<sup>92</sup> Salvatores 2005.

<sup>93</sup> KIT, eigene Darstellung.

Als Referenzsysteme werden hier beschleunigergetriebene Transmutationsysteme (ADS) und, als Alternativlösung, Schnelle kritische Reaktoren erwogen, auch *Brenner* genannt (engl. Fast Burner Reactor). Da aus physikalischen Gründen nur circa zehn bis zwanzig Prozent des gesamten Transmutationsbrennstoffs in einer Transmutationsanlage und in einem einzigen Bestrahlungszyklus umgewandelt werden können, wird der bestrahlte Transmutationsbrennstoff noch einmal behandelt, damit das nicht umgewandelte Plutonium und die minoren Aktiniden wieder zurückgewonnen werden können. Sie dienen dann zur Herstellung von neuem Transmutationsbrennstoff und werden anschließend wieder in den P&T-Zyklus eingespeist. Diese Rezyklierung muss mehrmals durchgeführt werden, wobei die Anzahl der Rezyklierungsschritte (nähere Angaben in Kapitel 2) sehr stark vom jeweiligen Transmutationssystem und vom Szenario abhängig ist. Die Behandlung von bestrahltem Transmutationsbrennstoff zur Rückgewinnung von Plutonium und minoren Aktiniden ist wiederum ein chemischer Prozess, der ähnlich ablaufen wird wie die Partitionierung zur Abtrennung aus bestrahltem LWR-Brennstoff; es kann aber auch ein spezifisch entwickelter Ansatz erforderlich sein. Das hängt wiederum von der gewählten P&T-Strategie und den damit verbundenen technischen Optionen ab.

Folgende großtechnische Anlagen werden grundsätzlich zur Umsetzung von P&T benötigt:

- Wiederaufarbeitungsanlage zur Abtrennung von Uran, Plutonium und minoren Aktiniden von abgebranntem LWR-Brennstoff,
- Anlage zur Herstellung von Transmutationsbrennstoff,
- System mit schnellen Neutronen zur Transmutation der Transurane,
- Wiederaufarbeitungsanlage zur Rückgewinnung des noch nicht transmutierten Plutoniums und der minoren Aktiniden,
- Konditionierungsanlage für Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung und für wärmeentwickelnde Abfälle,
- Zwischenlager,
- Endlager.

Anzahl, Größe und Kapazität der Anlagen hängen sehr stark von der zu behandelnden Menge an Plutonium und minoren Aktiniden, der vorgesehenen Zeitspanne für die Umsetzung der Transmutation und der gewählten Technik ab. Außerdem muss für einen P&T-Einsatz bei Ausstieg aus der Kernenergie auch die Frage des letzten Transmutationssystems sorgfältig geprüft werden. (Aus dem Brennstoff, der aus dem letzten Transmutationsschritt entladen wird, können das sich darin befindende Plutonium und die minoren Aktiniden nicht mehr einem weiteren Transmutationszyklus zurückgeführt werden.)

In jedem Fall ist ein Endlager zur Entsorgung des abgetrennten Urans, soweit dessen Weiterverwendung nicht vorgesehen ist, der aus P&T entstehenden wärmeentwickelnden Abfälle und der Sekundärabfälle erforderlich. Für Letztere ist zu prüfen, ob dafür ein separates Endlager benötigt wird.

#### 1.4.3 P&T-OPTIONEN IN INTERNATIONALEM RAHMEN

Seit mehreren Jahrzehnten wird der P&T-Ansatz unter zahlreichen Aspekten und für unterschiedliche Ziele untersucht. Darüber hinaus wurden auch Forschungsergebnisse erzielt, die dem Machbarkeitsnachweis von P&T dienen. Eine Reihe einschlägiger Optionen und deren Bewertung finden sich in RED-IMPACT 2007, OECD-NEA 2006, OECD-NEA 2011a. Sie lassen sich in drei Hauptkategorien unterteilen:

- Kontinuierliche Nutzung und Entwicklung der Kernenergie unter Einsatz von Reaktoren der Generation IV und Minimierung der entstehenden Menge an wärmeentwickelnden Abfällen (pro erzeugter elektrischer Leistung)

- Transmutation der minoren Aktiniden Neptunium, Americium und Curium unter Verwendung von Leichtwasserreaktoren
- Transmutation von Plutonium und der minoren Aktiniden bei einem Ausstieg aus der Kernenergienutzung oder unter Einsatz von nur mit Uranoxid beschickten Leichtwasserreaktoren

Diese Kategorien werden hier anschließend zusammengefasst, mit einigen Hinweisen zu den technischen Möglichkeiten.

#### 1.4.3.1 Kontinuierliche Nutzung und Entwicklung der Kernenergie unter Einsatz von Reaktoren der Generation IV und Minimierung der entstehenden Menge an wärmeentwickelnden Abfällen (pro erzeugter elektrischer Leistung)

Hier ist der P&T-Ansatz Teil der Strategie der kontinuierlichen Nutzung und Entwicklung der Kernenergie. In dieser Option ist der verantwortliche Umgang mit Ressourcen ein Hauptziel und ist im Rahmen von Generation IV International Forum (GIF), OECD-NEA und IAEA näher beleuchtet worden.<sup>94</sup> Dabei wird von einer Mehrfachzyklisierung vom zurückgewonnenen Plutonium und minoren Aktiniden aus Leichtwasserreaktoren in Schnellen Reaktoren der Generation IV (FR) ausgegangen; so sollen Ressourcen geschont und die pro erzeugter elektrischer Leistung entstehenden Menge an wärmeentwickelnden Abfällen minimiert werden. Grundsätzlich gibt es zwei verschiedene Möglichkeiten der Mehrfachzyklisierung von Plutonium und minoren Aktiniden in Schnellen Reaktoren: die homogene und die heterogene Rezyklisierung. Bei homogener Rezyklisierung wird der Brennstoff in klassischer Form (Mischoxid oder Metall) und einem geringen Gehalt an minoren Aktiniden (MA) (zum Beispiel < fünf Prozent) homogen im gesamten Reaktorkern eingesetzt. Bei der Wiederaufarbeitung dieser Brennstoffe kommt eine gemeinsame Rückgewinnung des Plutoniums und der MA ohne weitere Auftrennung infrage. Im Rahmen dieser Option ermöglicht die Flexibilität des Neutronenspektrums der Schnellen Reaktorsysteme eine Auslegung des Kerns, je

nach Bedarf – entweder zur Transmutation des Plutoniums und der minoren Aktiniden oder zum Brüten von Plutonium für eine weitere Kernenergienutzung.

Bei heterogener Rezyklisierung werden die minoren Aktiniden konzentriert, in Form von Targets eingebracht, beispielsweise an der Peripherie des Kerns Schneller Reaktoren. Der eigentliche Reaktorkern enthält im Zentrum klassischen Mischoxid (MOX)-Brennstoff mit entsprechendem Plutonium-Gehalt. Der MA-Gehalt in den Targets sollte entsprechend den Anforderungen an

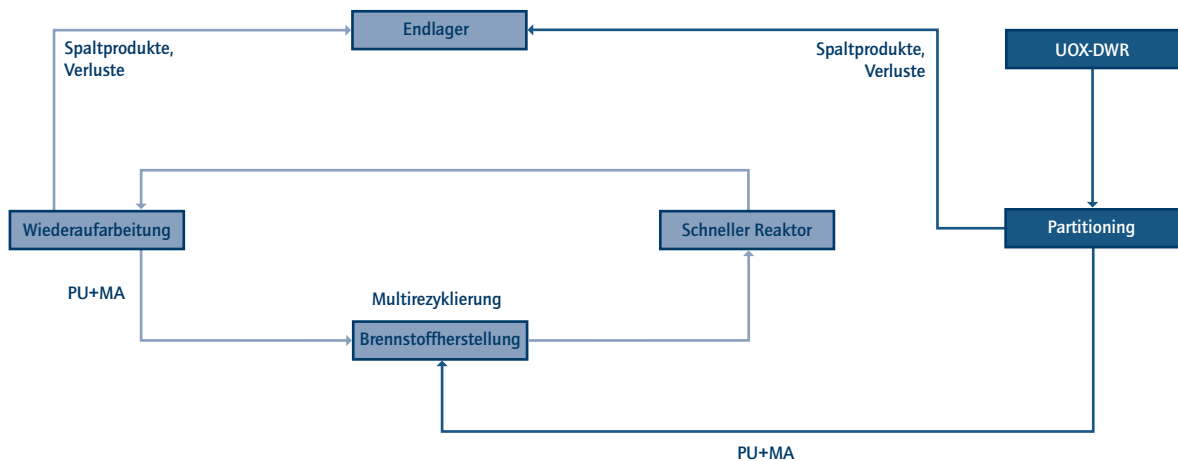
- die Targetfabrikation und die spätere Wiederaufarbeitung,
- die sicherheitstechnische Auslegung des Reaktorkerns und
- die Kriterien für die MA-Verbrennung und den Brennstoffkreislauf

festgelegt werden. Durch Verwendung einer uranfreien Matrix kann die MA-Verbrennung beschleunigt werden. Jedoch sind durch den Einsatz einer Uranmatrix die Fabrikation und Mehrfachzyklisierung der Targets vereinfacht, da weitreichende Kenntnisse zu diesen Verfahren vorhanden sind. Für die heterogene Rezyklisierung ist außerdem die Abtrennung des Plutoniums von den MA in der Wiederaufbereitung erforderlich.

In beiden Fällen ist das Ziel die Verringerung (die MA aus den LWR werden transmutiert und daher wird das Inventar verringert) und allmähliche Stabilisierung (im Brennstoffkreislauf werden MA erzeugt und transmutiert, daher sollte die Gesamtmenge nicht steigen) des MA-Inventars in den Reaktoren und in den anderen Anlagen des Brennstoffkreislaufes sowie die Minimierung des zu entsorgenden Plutoniums und der minoren Aktiniden. Potenzielle Vor- und Nachteile beider Optionen (homogen und heterogen) werden zurzeit im Rahmen umfangreicher F&E-Programme zum Beispiel in Frankreich untersucht. In der schematischen Darstellung in Abbildung 15 sind die Merkmale dieses Szenarios in einer vereinfachten Darstellung zusammengefasst.

<sup>94</sup> NERAC/GIF 2002; IAEA-INPRO 2008.

Abbildung 15: Schematische Darstellung von Prozessschritten für eine kontinuierliche Kernenergieentwicklung und Nutzung bei gleichzeitiger Abfallminimierung. UOX = Uranoxid; Pu = Plutonium; MA = Minore Aktiniden (Neptunium, Americium und Curium)<sup>95</sup>



Wesentliche Parameter, die bei der Umsetzung der Szenarien eine Rolle spielen, sind die Abklingzeit der abgebrannten Brennelemente aus den LWR, die Dekontaminationsfaktoren, die Sekundärabfälle und die Kritikalität bei den Wiederaufarbeitungsanlagen sowie der Quellterm, die Zerfallswärme und die Prozesskontrolle bei der Herstellung des Transmutationsbrennstoffs. Diese Parameter werden ausgiebig in den Kapiteln 2, 3 und 5 behandelt.

#### 1.4.3.2 Transmutation der minoren Aktiniden (Neptunium, Americium und Curium) unter Verwendung von Leichtwasserreaktoren

Dieser Ansatz entspringt der Entscheidung, die MA-Inventare in den endzulagernden Abfallströmen drastisch zu verringern, gleichzeitig aber Plutonium als Ressource zu betrachten und in Leichtwasserreaktoren (LWR) zu verwenden. Hauptziel bei diesem Szenario ist es, die Behandlung der MA unabhängig vom LWR-Brennstoffkreislauf zu gestalten, zugleich wird das Plutonium aber weiter genutzt. Dieses Ziel lässt sich durch einen sogenannten *Zweischichtigen Brennstoffkreislauf* erreichen. Im Transmutationsteil des

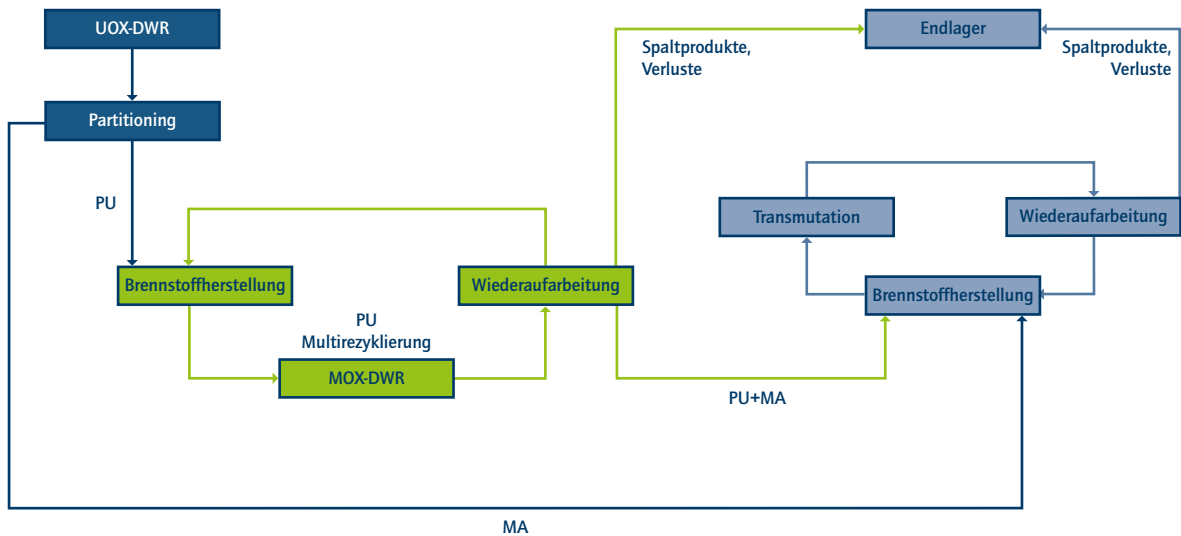
Brennstoffkreislaufs wird uranfreier Transmutationsbrennstoff, der eine Zusammensetzung Plutonium/MA  $\sim 1$  aufweist, in unterkritischen ADS-Anlagen behandelt. Als Alternative zu ADS könnten auch *kritische* Schnelle Reaktoren (Burner) mit uranhaltigem Transmutationsbrennstoff eingesetzt werden.

In dem zur Energieerzeugung optimierten Teil des Brennstoffkreislaufs wird das aus dem bestrahlten LWR-Brennstoff zurückgewonnene Plutonium in Mischoxid-LWR rezykliert. Dazu ist die Abtrennung des Plutoniums von den MA erforderlich. Die MA müssen nicht aufgetrennt werden. Allerdings können die relativ kurzlebigen Curium-Isotope auch von Americium getrennt werden und zum Abklingen zwischengelagert werden. Dies hätte den Vorteil, dass Curium mit seiner hohen Neutronendosis und kurzzeitigen Wärmeleistung nicht in den Transmutationsbrennstoff eingebracht würde, was dessen Herstellung und Handhabung vereinfachen würde.

Schematisch ist diese Option in Abbildung 16 dargestellt.

<sup>95</sup> Quelle: KIT, eigene Darstellung.

Abbildung 16: Schematische Darstellung von Prozessschritten zur Verringerung des MA-Inventars bei Verwendung von Plutonium in LWR. UOX = Uranoxid; MOX = Mischoxid (Uran-Plutonium Mischoxid); Pu = Plutonium; MA = Minore Aktiniden (Neptunium, Americium und Curium)<sup>96</sup>



### 1.4.3.3 Transmutation von Plutonium und der minoren Aktiniden bei einem Ausstieg aus der Kernenergienutzung oder unter Einsatz von nur mit Uranoxid beschickten Leichtwasserreaktoren.

Hauptziel dieser Option ist die Verminderung der aus dem vorausgegangenen LWR-Betrieb angefallenen Bestände an Plutonium und minoren Aktiniden durch Transmutation. Um die Transmutationseffizienz zu maximieren, kann man die Kombination von uranfreiem Brennstoff (inerte Matrix) mit einer ADS-Anlage als Referenzoption betrachten. Als Alternative zu uranfreien Brennstoffen eröffnet die Verwendung einer Uranmatrix, das heißt eines Mischoxids oder eines metallischen Brennstoffs, den Weg zur möglichen Nutzung eines *kritischen* Schnellen Reaktors (Burner). Weitere vorstellbare Reaktorsysteme sind Salzschnmelzenreaktoren. Was die Wiederaufarbeitung betrifft, muss Plutonium von den MA getrennt werden, damit ein Transmutationsbrennstoff für eine ADS-Anlage mit einem geeigneten Pu/MA-Verhältnis von  $\approx 1$  erreicht

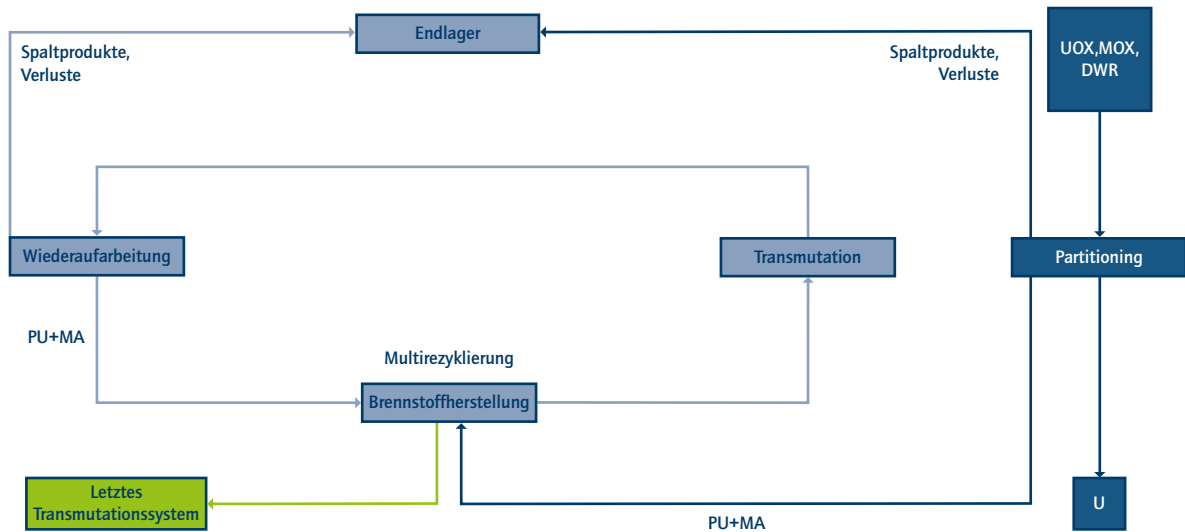
wird. Eine schematische Darstellung dieser Option ist in Abbildung 17 zu sehen.

Diese Option bietet die Möglichkeit, die Bestände an Plutonium und MA aus bestrahltem Brennstoff auf ein Minimum zu verringern, wie es bei einem Ausstieg aus der Nutzung von Kernkraftwerken angestrebt wird. Wird diese Option allerdings nur von einem Land umgesetzt, das den Ausstieg aus der Nutzung der Kernenergie beschlossen hat, ist von einem erheblichen Aufwand für den Aufbau einer kerntechnischen Infrastruktur auszugehen, die nicht weiterführend genutzt wird. Dieser Aufwand wird im Kapitel 2 näher beschrieben. Außerdem muss der P&T-Zyklus so ausgelegt und umgesetzt werden, dass die Menge an nicht mehr zu transmutierendem Brennstoff im letzten Transmutationssystem minimiert wird. Ein verbesserter Ansatz zur Erreichung des oben genannten Ziels bestünde in *regionalen* P&T-Szenarien<sup>97</sup> (siehe Kapitel 2). Im *regionalen* P&T-Ansatz können unterschiedliche Optionen

<sup>96</sup> Quelle: KIT, eigene Darstellung.

<sup>97</sup> PATEROS 2011.

Abbildung 17: Schematische Darstellung der Verringerung des Transuran-Inventars nach Entladung aus LWR. UOX = Uranoxid; MOX = Mischoxid (Uran-Plutonium Mischoxid); Pu = Plutonium; MA = Minore Aktiniden (Neptunium, Americium und Curium)<sup>98</sup>



kombiniert werden: Hier vereinbaren Partnerstaaten, die die Kernenergienutzung weiterführen und diejenigen, die den Ausstieg beschlossen haben, die gemeinsame Entwicklung und Nutzung der P&T-Anlagen. Plutonium wird dabei als Ressource behandelt und die minoren Aktiniden als zu transmutierender Abfall.

Diese Option kann auch im Rahmen der weiteren Nutzung der Kernenergie in LWR mit Uranoxid-Brennstoff und ohne Rückgewinnung von Plutonium eingesetzt werden, vor allem wenn aus Proliferationsgründen die direkte Endlagerung von Plutonium und minoren Aktiniden vermieden werden soll.

Die grundsätzlichen Eigenschaften von P&T müssen den jeweiligen speziellen Optionen angepasst werden, damit die Bedürfnisse (zum Beispiel im Hinblick auf Brennstoffkreislauf-Anlagen) und Auswirkungen (zum Beispiel Art und Menge der endzulagernden Abfälle) quantifiziert werden können. Bei allen drei Optionen ist ein System mit schnellem

Neutronenspektrum (ADS oder Burner) das passende Transmutationssystem. Aus reaktorphysikalischen Betrachtungen liegt für jedes Transmutationssystem mit einer Leistung von tausend Megawatt thermisch und je nach Kernauelegung die Transmutationsleistung pro Jahr im Bereich von 220 bis 350 Kilogramm Plutonium und minoren Aktiniden (das heißt ~220 Kilogramm pro Jahr für einen kritischen Schnellen Reaktor und ~350 Kilogramm pro Jahr in einem ADS).

Für die zwei Szenarien *Europäische Systempartizipation* und *Anwendung in Deutschland* sind unterschiedliche Optionen möglich. Die Anwendung von P&T im regionalen (europäischen) Rahmen kann durch ein sogenanntes *regionales Szenario* bewertet werden. In solch einem Szenario wird das gesamte Plutonium als Ressource in den Staaten mit weiterer Nutzung der Kernenergie in Leistungsreaktoren eingesetzt, während die minoren Aktiniden als zu transmutierender Abfall in regionalen P&T-Anlagen behandelt werden. Für eine Umsetzung von P&T nur in Deutschland würde die Option *Transmutation von*

<sup>98</sup> Quelle: KIT, eigene Darstellung.

Plutonium und der minoren Aktiniden bei einem Ausstieg aus der Kernenergienutzung infrage kommen.

Im Kapitel 2 wird näher auf diese zwei Szenarien eingegangen und deren numerische Simulation dargestellt.

### 1.5 ZUSAMMENSTELLUNG UND BESCHREIBUNG NEUER/ANDERER ABFALLFORMEN IM ZUSAMMENHANG MIT P&T

*Maarten Becker, Concetta Fazio, Horst Geckeis, Andreas Geist, Klaus Gompfer, Andreas Havenith, John Kettler, Werner Maschek, Bruno Merk, Andrei Rineiski, Massimo Salvatores, Aleksandra Schwenk-Ferrero*

Die Qualifizierung, Quantifizierung und Charakterisierung entstehender Sekundärabfälle bei der Umsetzung

von P&T ist kompliziert, da hierfür keine Erfahrungswerte für eine entsprechende großtechnische Anwendung vorliegen. Begründet ist dies dadurch, dass die erforderlichen Einrichtungen zur Umsetzung von P&T allenfalls im Entwicklungsstadium existieren beziehungsweise Gegenstand aktueller Forschung sind. Eine Abschätzung der Sekundärabfälle ist weiter unten aufgeführt. Ein umfassender, detaillierter Vergleich der vorhandenen Daten ist in OECD-NEA<sup>99</sup> zu finden.

Tabelle 10 zeigt eine international übliche Klassifizierung der Abfälle; diese richtet sich nach der IAEA.<sup>100</sup>

Die in Deutschland übliche Einteilung von Abfällen ist in Neles et al. folgendermaßen wiedergegeben:

„Von den deutschen Aufsichtsbehörden wird die grundlegende Unterteilung verwendet in

Tabelle 10: Einteilung der Abfälle nach IAEA-Richtlinien

KATEGORIE	HOCHRADIOAKTIVER ABFALL (HAW)	SCHWACH- UND MITTEL-RADIOAKTIVER ABFALL - LANGLEBIG	SCHWACH- UND MITTEL-RADIOAKTIVER ABFALL - KURZLEBIG
Hauptmerkmale	Hochradioaktiver Abfall, enthält Spaltprodukte und Aktiniden, die während der Wiederaufarbeitung von bestrahltem Brennstoff abgetrennt wurden. Bestrahlter Brennstoff, wenn er als Abfall deklariert wird.	Abfall, der wegen seines Gehalts an Radionukliden eine Abschirmung erfordert, doch bei Handhabung und Transport kaum oder keine Vorkehrungen zur Wärmeableitung benötigt.	Abfall, der wegen seines niedrigen Radionuklidgehalts bei Handhabung und Transport keine Abschirmung erfordert.
Wärmeerzeugung	Alle anderen Abfälle mit Radioaktivitätswerten, die so hoch sind, dass über 2 kW/m <sup>3</sup> an Wärme im radioaktiven Zerfallsprozess entstehen.	< 2 kW/m <sup>3</sup>	< 2 kW/m <sup>3</sup>
Halbwertszeit		> 30 Jahre	< 30 Jahre
Sonstige Merkmale			Aktivitätsgehalt < 400 Bq/g an langlebigen Alphastrahlern.

<sup>99</sup> OECD-NEA 2006.

<sup>100</sup> OECD-NEA 2011b.



- wärmeentwickelnde Abfälle und
- Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung (beziehungsweise verkürzt als nicht wärmeentwickelnde Abfälle bezeichnet).<sup>101</sup>

Diese Einteilung resultiert aus dem Planfeststellungsverfahren Schacht Konrad.<sup>102</sup> Die Begrenzung der thermischen Beeinflussung des Wirtsgesteins auf drei Kelvin am Stoß (Seitenwand des Grubenbaues) war eine der ersten Bedingungen, die für das Endlager Konrad entwickelt wurden. Nach dieser Bedingung sind „nicht wärmeentwickelnde Abfälle“ solche, die zu einer kleineren thermischen Belastung führen als in der Bedingung gefordert.

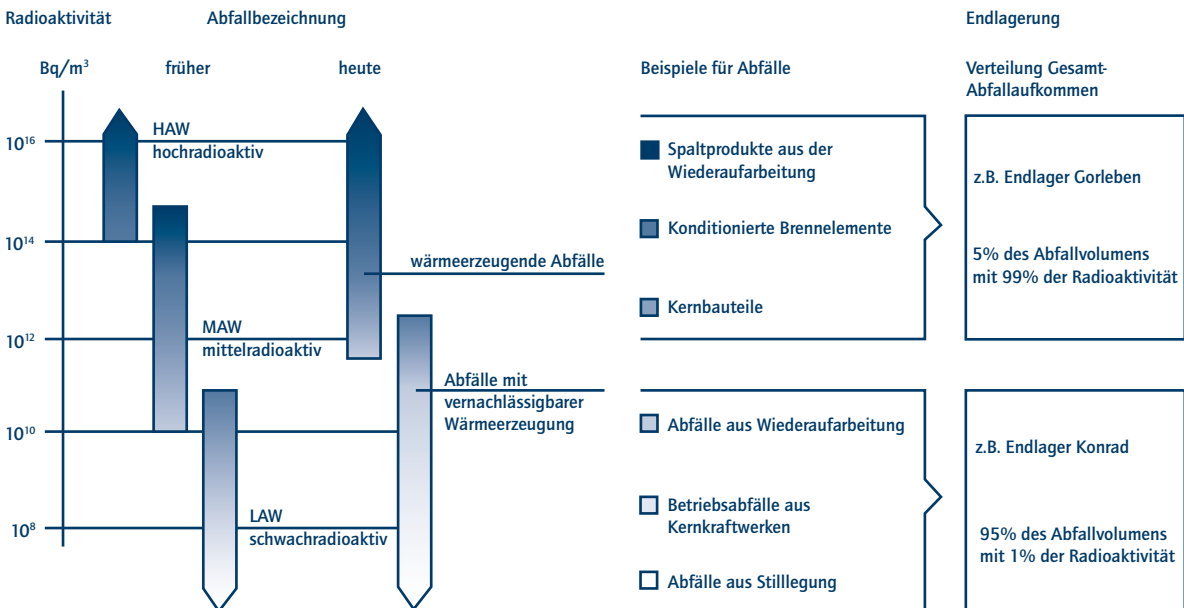
„Wärmeentwickelnde Abfälle“ sind dagegen solche, deren Wärmeleistung zu einer Nichteinhaltung dieser Bedingung führen würde.

Diese Unterteilung basiert auf dem physikalischen Sachverhalt, dass beim radioaktiven Zerfall von Nukliden auch Wärme freigesetzt wird, deren Größe nuklidspezifisch ist. In einem radioaktiven oder radioaktiv kontaminierten Material ist dann die Größe der Wärmefreisetzung vor allem von der Konzentration an radioaktiven Nukliden abhängig.

In der Praxis werden darüber hinaus auch andere Abfallklassifizierungen verwendet. Beispielsweise erfassen

Abbildung 18: Abfalleinteilung nach VGB 2004<sup>103</sup>

### Klassifizierung radioaktiver Abfälle



<sup>101</sup> Neles et al. 2008.

<sup>102</sup> Niedersächsisches Umweltministerium 2002.

<sup>103</sup> nach VGB 2004.

die Abfallerzeuger ihre radioaktiven Abfälle nach der Entstehung und den physikalischen und chemischen Eigenschaften, die für die weitere Behandlung relevant sind. So werden Abfälle nach Aggregatzustand (fest, flüssig, gasförmig), Brennbarkeit, Kompaktierbarkeit, vorherrschender Strahlenart (Alpha/Beta-, Gamma-, oder Neutronenstrahlung) und Radioaktivitätsgehalt (hoch-, mittel- und schwachradioaktiv) getrennt erfasst, behandelt und entsprechend dokumentiert. Abfälle werden auch nach ihrem Behandlungszustand in Rohabfälle, Zwischenprodukte und konditionierte Abfälle unterteilt.

Abbildung 18 ist eine Einteilung der Abfälle in Deutschland zu entnehmen.

### 1.5.1 ABSCHÄTZUNGEN DES ABFALLVOLUMENS FÜR VERSCHIEDENE P&T-SZENARIEN

#### ABFALLVOLUMINA OHNE P&T

##### Wärmeentwickelnde Abfälle ohne P&T

Wie in Abschnitt 1.2 dargestellt, werden bis zum Ende der Nutzung der Kernenergie in Deutschland folgende wärmeentwickelnden Abfälle angefallen sein: Rund 10.500 Tonnen Schwermetall in direkt endzulagernden Brennelementen, die aus Frankreich und England zurückgeführten Kokillen mit Abfällen aus der Wiederaufarbeitung von Brennelementen mit rund 6.700 Tonnen Schwermetall sowie Brennelemente und Brennstäbe aus Versuchs- und Prototyp-Kernkraftwerken sowie Forschungsreaktoren, siehe Tabellen 2 bis 4. Gemäß Angaben des Bundesamtes für Strahlenschutz (BfS)<sup>104</sup> ergeben sich daraus folgende Volumina an wärmeentwickelnden Abfällen:

≈ 21.000 Kubikmeter aus direkt endzulagernden Brennelementen,

≈ 1.400 Kubikmeter aus der Wiederaufarbeitung,

≈ 5.700 Kubikmeter aus Versuchs- und Prototyp-Kernkraftwerken sowie Forschungsreaktoren.

Es ergeben sich somit

≈ 28.000 Kubikmeter wärmeentwickelnde Abfälle.<sup>105</sup>

##### Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung ohne P&T

Die gesamten, bis zum Ende der Nutzung der Kernenergie in Deutschland anfallenden Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung (inklusive Rückbauabfälle) werden ein Volumen von etwa 300.000 Kubikmeter einnehmen,<sup>106</sup> wofür das Endlager Konrad gemäß Planfeststellungsbeschluss zugelassen ist (siehe auch Kapitel 3).<sup>107</sup>

#### ABFALLVOLUMINA MIT P&T

Abschätzungen zum Abfallaufkommen<sup>108</sup> für verschiedene P&T-Optionen sind in einer OECD-NEA-Studie<sup>109</sup> zusammengefasst. Obwohl die dort behandelten Optionen nicht exakt den in der vorliegenden Studie behandelten Szenarien entsprechen, werden die angegebenen Zahlen im Folgenden für eine grobe Abschätzung herangezogen.<sup>110</sup>

In den beiden Szenarien *Europäische Systempartizipation und Anwendung in Deutschland* der Gruppe 2 würde das Volumen an wärmeentwickelnden Abfällen verringert und

<sup>104</sup> BfS 2013.

<sup>105</sup> Die Angaben beziehen sich auf das Bruttovolumen, das heißt auf das benötigte Endlagervolumen.

<sup>106</sup> Die Angaben beziehen sich auf das Bruttovolumen, das heißt auf das benötigte Endlagervolumen.

<sup>107</sup> Niedersächsisches Umweltministerium 2002.

<sup>108</sup> Die Abschätzungen der Mengen an wärmeentwickelnden Abfälle basieren auf Angaben zur Abfallart HLW; die Abschätzungen zu den Mengen an Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung basieren auf Angaben zu den Abfallarten LILW-SL plus LILW-LL.

<sup>109</sup> OECD-NEA 2006.

<sup>110</sup> Es ist aus der Studie nicht ersichtlich, ob sich die Angaben auf das Netto- oder auf das Bruttoabfallvolumen beziehen.

würden gleichzeitig die oben genannten Mengen von Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung erhöht werden.

Betrachtet werden eine hydrometallurgische Abtrennung der Aktiniden aus dem bestehenden (und noch anfallenden) abgebrannten LWR-Brennstoff und eine Transmutation von Plutonium und minoren Aktiniden durch Multi-Recycling im ADS oder in Schnellen Reaktoren (Burner) mit pyrobeziehungsweise hydrometallurgischer Aufarbeitung. Das Inventar an Plutonium und Transuranen im LWR-Brennstoff beträgt 170 Tonnen; dies entspricht dem Schwermetallanteil in ADS-Brennstoffen. Der Schwermetallanteil im Brennstoff für einen Schnellen Reaktor beträgt aufgrund der zusätzlichen Urandioxid-Matrix rund 500 Tonnen; diese müssen abgetrennt und transmutiert werden. Ausgehend von den in Kapitel 2 dargestellten Szenarien wurde eine zehnmalige Rezyklierung mit jeweiliger anschließender Abtrennung der verbleibenden Aktiniden angenommen.

### Wärmeentwickelnde Abfälle mit P&T

Aus der *hydrometallurgischen Aufarbeitung* von circa 10.500 Tonnen *LWR-Brennstoff* resultieren

≈ 2.200 Kubikmeter wärmeentwickelnde Abfälle.

Bezüglich der Aufarbeitung der Transmutationsbrennstoffe ist Folgendes zu berücksichtigen: Das Abfallvolumen der entstehenden verglasten Abfälle (CSD-V) ist lediglich von der Menge der zu transmutierenden Aktiniden (170 Tonnen) abhängig. Dabei spielt es keine Rolle, wie oft rezykliert wird. Die Menge der sonstigen wärmeentwickelnden Abfälle (CSD-C und CSD-B) steigt jedoch in erster Näherung linear mit der Anzahl der Rezyklierungsschritte. Weiterhin ist sie von der Art der Aufarbeitung (hydrometallurgisch oder pyrometallurgisch) abhängig. Unter Berücksichtigung der in Tabelle 3 gemachten Angaben ist also davon auszugehen,

dass bei einer zehnfachen hydrometallurgischen Wiederaufarbeitung die CSD-C-Abfälle dominierend sein werden. Für eine pyrometallurgische Wiederaufarbeitung sind diesbezüglich keine detaillierten Angaben verfügbar. Deshalb werden, auch aus Gründen der Vergleichbarkeit, sowohl für die hydro- als auch für die pyrometallurgische Aufarbeitung schwermetallmassenbezogene Angaben aus der Studie OECD-NEA<sup>111</sup> verwendet und diese entsprechend der Anzahl der Rezyklierungen berücksichtigt.

Für eine *pyrometallurgische Aufarbeitung der Transmutationsbrennstoffe* werden 0,15–0,72 Kubikmeter pro Tonne Schwermetall  $m^3/t_{SM}$  wärmeentwickelnde Abfälle pro P&T-Zyklus angegeben.<sup>112</sup> Bezogen auf 170 Tonnen (Plutonium und minore Aktiniden) ergeben sich somit bei einer zehnmaligen Aufarbeitung ≈ 260–1.200 Kubikmeter wärmeentwickelnde Abfälle; bezogen auf 500 Tonnen (Urandioxid-Matrix, Plutonium und minore Aktiniden) ≈ 750–3.600 Kubikmeter.

Im Falle einer *hydrometallurgischen Aufarbeitung der Transmutationsbrennstoffe* werden 0,13 Kubikmeter pro Tonne Schwermetall wärmeentwickelnde Abfälle pro P&T-Zyklus angegeben.<sup>113</sup> Bezogen auf 170 Tonnen Plutonium und minore Aktiniden ergeben sich somit bei einer zehnmaligen Aufarbeitung ≈ 220 Kubikmeter wärmeentwickelnde Abfälle; bezogen auf 500 Tonnen (Urandioxid-Matrix, Plutonium und minore Aktiniden) ≈ 650 Kubikmeter.

Aus der Aufarbeitung der Transmutationsbrennstoffe resultieren

≈ 220–3.600 Kubikmeter wärmeentwickelnde Abfälle.

Dazu kommen die *Abfälle aus den Transmutationsanlagen*. Aus den angegebenen Daten in der OECD-NEA-Studie<sup>114</sup>

<sup>111</sup> OECD-NEA 2006.

<sup>112</sup> OECD-NEA 2006.

<sup>113</sup> OECD-NEA 2006.

<sup>114</sup> OECD-NEA 2006.

kann geschlossen werden, dass die Menge an wärmeentwickelnden Abfällen aus den Transmutationsanlagen im Vergleich zu den Mengen aus der Wiederaufarbeitung gering ist. Sie wird deshalb hier nicht aufgeführt.

Zusammen mit den bereits bestehenden Abfällen aus der Wiederaufarbeitung sowie aus Versuchs- und Prototyp-Kernkraftwerken sowie Forschungsreaktoren ( $\approx 7.100$  Kubikmeter) ergeben sich somit insgesamt

$\approx 9.500\text{--}12.900$  Kubikmeter wärmeentwickelnde Abfälle.

### Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung mit P&T

Aus der *hydrometallurgischen Aufarbeitung des LWR-Brennstoffs* resultieren  $\approx 2$  Kubikmeter pro Tonne Schwermetall Betriebsabfälle sowie das abgetrennte Uran (angenommen mit  $\leq 0,2$  Kubikmeter pro Tonne). Es ergeben sich also für circa 10.500 Tonnen LWR-Brennstoff

$\approx 23.000$  Kubikmeter Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung.

Weiterhin sind die Betriebsabfälle aus der *Fertigung der Transmutationsbrennstoffe* zu berücksichtigen. Diese sind mit 0–1,2 Kubikmeter pro Tonne Schwermetall angegeben. Bezogen auf 170 Tonnen (Plutonium und minore Aktiniden) beziehungsweise 500 Tonnen (Urandioxid-Matrix, Plutonium und minore Aktiniden) ergeben sich somit bei einer zehnmaligen Rezyklierung

$\approx 0\text{--}6.000$  Kubikmeter Betriebsabfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung.

Für eine *pyrometallurgische Aufarbeitung der Transmutationsbrennstoffe* werden 2,25–2,9 Kubikmeter pro Tonne Schwermetall Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung angegeben. Bezogen auf 170 Tonnen (Plutonium und minore

Aktiniden) beziehungsweise 500 Tonnen (Uranoxid-Matrix, Plutonium und minore Aktiniden) ergeben sich somit bei einer zehnmaligen Rezyklierung

$\approx 3.800\text{--}15.000$  Kubikmeter Betriebsabfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung.

Im Falle einer *hydrometallurgischen Aufarbeitung der Transmutationsbrennstoffe* werden zwei Kubikmeter pro Tonne Schwermetall Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung angegeben. Bezogen auf 170 Tonnen (Plutonium und minore Aktiniden) beziehungsweise 500 Tonnen (Urandioxid-Matrix, Plutonium und minore Aktiniden) ergeben sich somit bei einer zehnmaligen Aufarbeitung

$\approx 3.400\text{--}10.000$  Kubikmeter Betriebsabfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung.

Dazu kommen noch die *Abfälle aus den Transmutationsanlagen*. Diese Zahlen sind mit 8–15 Kubikmeter pro Terawattstunden<sup>elektrisch</sup> nur energiebezogen angegeben. Daraus ergibt sich für 170 Tonnen Plutonium und minore Aktiniden<sup>115</sup> (bei zehnfacher Rezyklierung bei einem Abbrand von 150 Gigawatttage pro Tonne Schwermetall  $\text{GwD}/t_{\text{SM}}$  und einem Wirkungsgrad von 0,33) ein Volumen von

$\approx 16.000\text{--}30.000$  Kubikmeter Betriebsabfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung.

Insgesamt entstehen

$\approx 42.000\text{--}74.000$  Kubikmeter Betriebsabfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung.

Die Abschätzung der beim *Rückbau* der zusätzlich benötigten Anlagen anfallenden Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung kann nur sehr grob erfolgen.

<sup>115</sup> Die UO<sub>2</sub>-Matrix wird hier in erster Näherung nicht berücksichtigt, da sie nicht transmutiert wird.

Für den *Rückbau der Transmutationsreaktoren* werden  $\approx 25 \text{ m}^3/\text{TWh}_{\text{el}}$  Kubikmeter pro Terawattstunden<sub>elektrisch</sub> angegeben.<sup>116</sup> Daraus ergeben sich (bei einem Abbrand von  $150 \text{ GWd}/t_{\text{SM}}$  Gigawatttage pro Tonne Schwermetall und einem Wirkungsgrad von 0,33)  $\approx 30$  Kubikmeter pro Tonne Schwermetall, das heißt für die Transmutation von 170 Tonnen Plutonium und minore Aktiniden  $\approx 5.000$  Kubikmeter Rückbauabfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung.

Andererseits wird für den Rückbau des KKW Stade (DWR, 640 Megawatt<sub>elektrisch</sub>) das Aufkommen an radioaktiven Abfällen mit  $\approx 3.000$  Tonnen abgeschätzt.<sup>117</sup> Dies entspricht<sup>118</sup> einem Volumen von  $\approx 3.000$  Kubikmetern. Zwar werden die zur Transmutation eingesetzten Reaktoren (siehe Kapitel 2) kleiner sein (ADS, rund 160 Megawatt<sub>elektrisch</sub> oder Schneller Reaktor (Burner), rund 480 Megawatt<sub>elektrisch</sub>), das spezifische Abfallvolumen dürfte aber größer sein. In den P&T-Szenarien (siehe Arbeitspaket A2) wird von sechs ADS oder sechs schnellen Reaktoren ausgegangen. Unter der Annahme ähnlicher Abfallvolumina wie für Stade ergeben sich daraus also  $\approx 18.000$  Kubikmeter Rückbauabfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung.

Der *Rückbau der Transmutationsreaktoren* erzeugt also

$\approx 5.000\text{--}18.000$  Kubikmeter Rückbauabfälle.

Für den *Rückbau der Partitionierungsanlagen* lassen sich diese energiebasierten Angaben kaum verwenden, da für die Dimensionierung der Anlagen nicht die aufzuarbeitenden Massen, sondern der erforderliche Durchsatz ausschlaggebend ist. Die für den Rückbau der Wiederaufarbeitungsanlage in Sellafield zu erwartenden Volumina<sup>119</sup> erscheinen ebenfalls für eine Abschätzung nicht geeignet: Sie beinhalten zum Beispiel auch große Mengen

an Bodenaushub, wobei nicht ersichtlich ist, ob dieser tatsächlich als radioaktiver Abfall zu betrachten ist.

Für eine Aufarbeitung von circa 10.500 Tonnen LWR-Brennstoff über einen Zeitraum von beispielsweise dreißig Jahren<sup>120</sup> ist eine Kapazität von 350 Tonnen pro Jahr erforderlich. Dies entspricht annähernd der Kapazität kommerzieller Wiederaufarbeitungsanlagen. Aus dem LWR-Brennstoff werden ungefähr 170 Tonnen (Plutonium und minore Aktiniden) abgetrennt, woraus 250–380 Tonnen Transmutationsbrennstoff hergestellt werden. Bei zehnfacher Rezyklierung müssen also 2.500–3.800 Tonnen aufgearbeitet werden. Daraus resultiert eine benötigte Kapazität von 17–25 Tonnen pro Jahr bei einer Betriebsdauer von 150 Jahren.

Zwar ist die Anzahl der Partitionierungsanlagen geringer als die Anzahl an Reaktoren, allerdings ist davon auszugehen, dass beim Rückbau pro Anlage mehr radioaktiver Abfall entsteht als beim Rückbau eines Reaktors.

Als grobe Abschätzung werden also für den Rückbau der Partitionierungsanlagen

$\approx 30.000$  Kubikmeter Rückbauabfälle angenommen.

Schließlich ist der Abfall aus dem *Rückbau der Anlagen zur Brennstofffertigung* zu berücksichtigen. Für den Rückbau einer Anlage zur Fertigung von Uranoxid-Brennstoff mit einer Kapazität von 1.000 Tonnen im Jahr werden 1.100 Kubikmeter angegeben. Die zur Herstellung der Transmutationsbrennstoffe benötigte Anlage ist zwar kleiner, aber es ist anzunehmen, dass das spezifische Abfallvolumen aufgrund der Handlung von Plutonium und minorer Aktiniden höher ist.

<sup>116</sup> OECD-NEA 2006.

<sup>117</sup> E.ON 2013.

<sup>118</sup> NDA 2011.

<sup>119</sup> NDA 2011.

<sup>120</sup> Dreißig Jahre werden als Vorlaufzeit angenommen, um den gesamten LWR-Brennstoff aufzuarbeiten, bevor transmutiert wird. Wird nur der Teil aufgearbeitet, der benötigt wird, den (die) ersten Reaktor(en) zu betreiben, ist die Anlage kleiner, der Rückbauabfall also geringer.

Aus diesem Grund wird ein Abfallvolumen aus dem *Rückbau der Anlagen zur Brennstoffertigung* von

≈ 1.000 Kubikmetern an Rückbauabfällen angenommen.

Insgesamt entstehen

≈ 36.000–49.000 Kubikmeter Rückbauabfälle.

Für das Szenario *Regionale (europäische) Implementierung von P&T* wird davon ausgegangen, dass die Anlagen durch andere Staaten weitergenutzt werden. Da unklar ist, ob und gegebenenfalls welcher Anteil aus dem Rückbau der kerntechnischen Anlagen zur Partitionierung und Transmutation von Deutschland angenommen werden muss, werden für dieses Szenario die Abfälle aus dem Rückbau hier nicht berücksichtigt.

### 1.5.2 VERGLEICH DER SZENARIEN

Für die Szenarien der Gruppe ohne P&T-Anwendung auf die abgebrannten Brennelemente aus deutschen Kernkraftwerken: *Abstinenz* und *Forschungspartizipation* ergeben sich

≈ 28.000 Kubikmeter wärmeentwickelnde Abfälle und

≈ 300.000 Kubikmeter Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung.

Für die Szenarien der Gruppe mit Anwendung von P&T auf die abgebrannten Brennelemente aus deutschen Kernkraftwerken ergeben sich:

- Für das Szenario Europäische Systempartizipation
  - 9.500–12.900 Kubikmeter wärmeentwickelnde Abfälle und

- ≈ 360.000 Kubikmeter Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung.
- Für das Szenario Anwendung in Deutschland
  - 9.500–12.900 Kubikmeter wärmeentwickelnde Abfälle und
  - ≈ 400.000 Kubikmeter Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung.

Hinsichtlich des Volumens der Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung ist zu berücksichtigen, dass es nicht immer ersichtlich ist, ob sich die Angaben auf das Bruttovolumen (das benötigte Endlagervolumen) beziehen.

### 1.6 MÖGLICHKEITEN UND GRENZEN VON P&T

*Maarten Becker, Concetta Fazio, Horst Geckeis, Andreas Geist, Klaus Gompper, Andreas Havenith, John Kettler, Werner Maschek, Bruno Merk, Andrei Rineiski, Massimo Salvatores, Aleksandra Schwenk-Ferrero*

Im Jahr 2022 wird die Gesamtmenge an abgebrannten Brennelementen circa 10.500 Tonnen Schwermetall betragen. Zusätzlich wurden bis zum Jahr 2005 circa 6.700 Tonnen Schwermetall an abgebranntem Brennstoff in den Wiederaufarbeitungsanlagen in La Hague und Sellafield behandelt. All diese Abfälle und die Abfallströme aus Konditionierungsanlagen sowie aus Forschungsreaktoren sind Teil der radioaktiven wärmeentwickelnden Abfälle, die es zu entsorgen gilt. Das gegenwärtige Referenzkonzept für die Entsorgung der bereits vorhandenen und zukünftig in Deutschland noch anfallenden abgebrannten Brennelemente ist deren direkte Endlagerung. Eine Anwendung der Option P&T wird in dieser Studie nur für die abgebrannten Brennelemente betrachtet, wohingegen die Abfälle aus Forschungsreaktoren und Konditionierungsanlagen sowie die verglasten Abfälle aus den Wiederaufarbeitungsanlagen nicht berücksichtigt werden. Dabei ist jedoch zu beachten, dass der Plutonium- und Urananteil in den verglasten

Abfällen im Vergleich zu den direkt endgelagerten abgebrannten Brennelementen stark reduziert ist.

Die industrielle Anwendung des P&T-Verfahrens auf den circa 10.500 Tonnen Schwermetall abgebrannten Brennelementen ermöglicht die Abtrennung von:

- 9.710 Tonnen Uran, das in Deutschland entweder als nuklearer Abfall behandelt oder in anderen Ländern auch wiederverwendet werden kann; aus rein wissenschaftlich-technischer Sicht ist dagegen nichts einzuwenden.
- 170 Tonnen Plutonium und minoren Aktiniden (Neptunium, Americium und Curium). Diese Transurane werden im Transmutationsverfahren in weitere Spaltprodukte umgewandelt.
- Circa 620 Tonnen Spaltprodukte. Obschon die technische Umsetzung noch erforscht wird, können diese Spaltprodukte aus naturwissenschaftlicher Perspektive so endlagergerecht konditioniert werden, dass ihre Mobilität bei Wasserkontakt minimiert wird. Die Prozessverluste bei der Abtrennung, die weniger als ein Prozent betragen (Plutonium und minore Aktiniden werden nicht zu hundert Prozent abgetrennt), werden ebenfalls konditioniert.

Für alle betrachteten Szenarien sind das Radionuklidinventar mit seiner Radioaktivität und Radiotoxizität, der Wärmeeintrag in das Endlagersystem und insbesondere die möglichen Auswirkungen der Einlagerung der Abfälle auf die Umwelt sowie deren zeitliche Entwicklungen von Bedeutung. Grundsätzlich kann festgestellt werden, dass die Radioaktivität, der Wärmeeintrag und die Radiotoxizität in den ersten Jahrhunderten durch die Spaltprodukte dominiert werden. Danach tragen eher Plutonium und die minoren Aktiniden sowie deren Zerfallsprodukte zu diesen Kenngrößen bei. Für die betrachteten Szenarien *Abstinenz* und *Forschungspartizipation* beträgt der Beitrag aus den abgebrannten Brennelementen zu der jeweiligen Kenngröße etwa neunzig Prozent.

In Deutschland ist vorgesehen, dass alle Arten von radioaktiven Abfällen im tiefen geologischen Untergrund endgelagert werden. Für die wärmeentwickelnden Abfälle kommen als Wirtsgestein Salz und Ton infrage. Die Endlagerplanung wird unter Berücksichtigung der Sicherheits- und Nachweiskonzepte sowie der thermischen Randbedingungen erstellt. Dabei ist die Auslegungstemperatur für die Endlagerung in Salz 200 Grad Celsius und in Ton 100 Grad Celsius. Rechnungen zu den Langzeitsicherheitsanalysen der Endlager-systeme haben gezeigt, dass eher die langlebigen Spalt- und Aktivierungsprodukte als sicherheitsrelevant gelten.

Bei den beiden Szenarien *Europäische Systempartizipation* und *Anwendung in Deutschland* werden Plutonium und die minoren Aktiniden abgetrennt und in zusätzliche Spaltprodukte umgewandelt. Für eine Bewertung dieser Szenarien sind die unterschiedlichen Freisetzungsraten der Radionuklide aus den verschiedenen Abfallströmen relevant. Durch die Partitionierung der Abfälle besteht zusätzlich die Möglichkeit, insbesondere den Anteil der Radionuklide in den Brennelementen, der als *Instant Release Fraction* sehr schnell freigesetzt werden kann, in einer Abfallmatrix effizient zu immobilisieren. Durch P&T verringert sich *grundsätzlich* das Volumen der endzulagernden wärmeentwickelnden Abfälle, während sich gleichzeitig das Volumen der Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung erhöht.

Allerdings erfordert der Einsatz von P&T den Aufbau und Betrieb von kerntechnischen Anlagen für die Partitionierung der abgebrannten Brennelemente und für die Transmutation von Plutonium und den minoren Aktiniden. Bei der Transmutation werden zusätzliche Anlagen benötigt, um den Transmutationsbrennstoff zu fertigen, und zusätzliche Anlagen für die Wiederaufarbeitung, da eine mehrfache Rezyklierung notwendig ist.

Im internationalen Rahmen werden unterschiedliche Optionen des P&T-Ansatzes untersucht. Vor dem Hintergrund des



deutschen Ausstiegs aus der Kernenergie sind die Optionen von Bedeutung, die eine Minimierung von Plutonium und minoren Aktiniden vorsehen. Im Kapitel 2 werden diese Optionen in den Szenarien *Europäische Systempartizipation* und *Anwendung in Deutschland* anhand von vorherigen Studien oder durch Simulationen bewertet.

Durch die Transmutation der 170 Tonnen Plutonium und minoren Aktiniden ergibt sich Folgendes:

- Durch P&T werden die Inventare an Plutonium und minoren Aktiniden in Spaltprodukte transmutiert.
- Der Abbrand bei den Transmutationsanlagen liegt zwischen zehn und zwanzig Prozent. Dies macht eine Mehrfachzyklisierung und somit die Wiederaufarbeitung des Transmutationsbrennstoffs erforderlich.
- Die Zeitdauer der Transmutation aller Transurane hängt von der Auslegung und Anzahl der Transmutationsanlagen ab (in Kapitel 2 wird hierauf näher eingegangen) sowie der Wahl des Szenarios (regional oder deutsch).
- Für eine effiziente Transmutation der Spaltprodukte sind zusätzliche Forschungs- und Entwicklungsarbeiten erforderlich.
- Auf für die Langzeitsicherheit eines Endlagers relevanten Spalt- und Aktivierungsprodukte (Iod-129; Kohlenstoff-14; Caesium-135 etc.) kann P&T mit den gegenwärtigen Konzepten nur teilweise Einfluss nehmen - in erster Linie durch eine geeignete Konditionierung der Spalt- und Aktivierungsprodukte.
- Bei singulären Ereignissen (zum Beispiel menschliches Eindringen) kann sich das geochemische Milieu in Abfallnähe ändern, wodurch sich die Freisetzungsrate von Radionukliden aus dem Brennstoff ändert. Ob dies dazu führen kann, dass andere Radionuklide als Indikator für die Sicherheit dosisbestimmend sind als diejenigen für das verschlossene Endlager, bedarf einer systematischen Untersuchung. Diese Untersuchung ist unter Berücksichtigung des Einsatzes von P&T zu führen.

Bei der Endlagerung wärmeentwickelnder Abfälle ergeben sich Fragen zur Sicherheit der Entsorgung und zu den technischen Herausforderungen, die durch die Wahl des Standortes und die Auslegung des Endlagers beherrscht werden müssen. Die Anwendung der Technologieoption P&T bietet grundsätzlich die Möglichkeit, abgebrannte Brennelemente (ungefähr 10.500 Tonnen Schwermetalle) – und damit die Art und Menge der in einem Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle einzubringenden Abfälle – so zu beeinflussen, dass das von diesen Abfällen ausgehende Gefährdungspotenzial zeitlich begrenzt beziehungsweise insgesamt verringert werden kann. Hierdurch verringern sich auch die räumlichen und materiellen Anforderungen an das Wirtsgestein.

Bei der Darstellung der *grundsätzlichen* Möglichkeiten in diesem Kapitel wird davon ausgegangen, dass die Technologieoption P&T auf sämtliche abgebrannte LWR-Brennelemente angewendet wird. Lediglich die bei der Anwendung von P&T entstehenden wärmeentwickelnden Abfälle zusätzlich zu den schon bestehenden Abfällen aus La Hague und Sellafield müssten in das Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle eingebracht werden.

- Bei einer Anwendung von P&T reduziert sich das gesamte, endzulagernde Volumen an wärmeentwickelnden Abfällen deutlich. Dazu trägt insbesondere die Herauslösung des Urans bei. In der Konsequenz verringert sich das benötigte Hohlraumvolumen, das in dem Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle aufzufahren ist, und damit einhergehend die benötigte Endlagerfläche. Das Uran sollte auch als Wertstoff für andere Länder, die nicht aus der Kernenergie ausgestiegen sind, in Betracht gezogen werden. Im Gegenzug entstehen Sekundärabfälle, die endgelagert werden müssen.
- Die Anwendung von P&T führt zu einer deutlich verringerten Aktivität im Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle (nach tausend Jahren findet sich ungefähr die gleiche Aktivität im Endlager für wärmeentwickelnde



Abfälle wie nach einer Million Jahre ohne Anwendung von P&T). Entsprechend reduziert sich das Gefahrenpotenzial des Endlagersystems.

- Durch die Anwendung von P&T befinden sich nur noch kleine Mengen an Plutonium im Endlager. Dadurch verringert sich die langfristige Gefahr eines Diebstahls aus dem Endlager und eines Missbrauchs von Plutonium durch Dritte.
- Die Anwendung von P&T verbessert die Konditionierung der im Partitionierungsschritt aus dem abgebrannten Brennstoff abgetrennten und endzulagernden Spalt- und Aktivierungsprodukte, wodurch sich tendenziell die Auswirkungen eines Endlagers auf die Biosphäre verringern. So können diese Nuklide in spezifisch entwickelten Abfallmatrizen immobilisiert und damit die Freisetzung der Radionuklide noch stärker verzögert werden. Solche Maßnahmen können einen Vorteil gegenüber dem abgebrannten Kernbrennstoff als Abfallmatrix bieten, bei dem eine frühzeitige Freisetzung von Anteilen solcher mobilen Spalt- und Aktivierungsprodukte (instant release fraction) stattfinden kann.
- P&T reduziert die Wärmeentwicklung im Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle ab einem Zwischenlagerzeitraum von siebzig bis einhundert Jahren signifikant. Findet die Endlagerung nach diesem Zeitraum statt, können die aus Gründen der Betriebs- und Langzeitsicherheit erforderlichen Mindestabstände der Einlagerungstrecken und Abfallbehälter reduziert werden. Die Mindestabstände werden ohne Anwendung von P&T im Wesentlichen durch thermische Auslegungsanforderungen bestimmt, unter Beachtung der gebirgsmechanischen Auslegungsanforderungen ermittelt und im Ergebnis wahrscheinlich reduziert.

Aufgrund der *spezifischen Situation in Deutschland* kämen einige dieser P&T-Potenziale hierzulande unter Umständen nur teilweise zum Tragen. In jedem Falle

jedoch können die verringerte Wärmefreisetzung und die Volumenreduktion durch die Abtrennung des Urans zu einer Reduzierung der Endlagerfläche genutzt werden. In der Gesamtabwägung ist jedoch zu klären, welche Bedeutung die Größe des Endlagers hat (mögliche Standorte, Kosten) und es ist zu untersuchen, wie das abgetrennte Uran zu handhaben ist.

Darüber hinaus muss betrachtet werden, dass durch P&T zusätzlich radioaktiver Abfall mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung anfallen wird (rund 100.000 Kubikmeter), für den Lagerkapazität in Form eines zusätzlichen Endlagers geschaffen werden muss. Mögliche Freisetzungen von Radionukliden aus diesem Abfall sind in die Gesamtabwägung einzubeziehen.

Die Bedeutung von mobilen Spalt- und Aktivierungsprodukten für die Langzeitsicherheit kann beispielsweise dadurch reduziert werden, dass eine Endlagerformation gewählt wird, bei der nennenswerte Freisetzungspfade nicht zu erwarten sind oder bei der eine Freisetzung aufgrund ihrer hydraulischen Randbedingungen allenfalls sehr langsam erfolgt. Der Gefahr eines Diebstahls und Missbrauchs von Plutonium wird in gewissem Maße bereits bei der Endlagerauslegung durch die Einlagerung in großen Tiefen begegnet. Hingegen ist dieser Gefahr über die gesamte Betriebszeit von zweihundert Jahren für alle P&T-Anlagen entgegenzuwirken.

Bei der Anwendung von P&T auf abgebrannte Brennelemente aus deutschen Kernkraftwerken wird die Aktivität von den bereits existierenden, aus der Wiederaufarbeitung in Frankreich und Großbritannien stammenden verglasten Abfällen bestimmt. Deshalb würde sich erst nach ungefähr zehntausend Jahren die annähernd gleiche Aktivität im Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle ergeben wie nach einer Million Jahre ohne Anwendung von P&T.

## 1.7 SCHLUSSFOLGERUNGEN

*Maarten Becker, Concetta Fazio, Horst Geckeis, Andreas Geist, Klaus Gommer, Andreas Havenith, John Kettler, Werner Maschek, Bruno Merk, Andrei Rineiski, Massimo Salvatores, Aleksandra Schwenk-Ferrero*

Ein längerfristiger Evaluierungsprozess bezüglich einer zukünftigen Anwendung der Technologieoption P&T ist notwendig. Anschließend muss eine Entscheidung zur weiteren Vorgehensweise getroffen werden. Diese Entscheidung steht spätestens kurz vor der Auswahl eines Standorts für die Realisierung eines Endlagers für wärmeentwickelnde Abfälle an, damit dieses entsprechend ausgelegt werden kann. Eventuell ist eine Festlegung dazu bei einem vergleichenden Verfahren für mehrere Standorte schon früher erforderlich.

In die Abwägung der Vor- und Nachteile einer P&T-Realisierung sind sowohl ingenieurtechnische Fragestellungen der Endlagerung als auch Bewertungen zur Betriebssicherheit und Langzeitsicherheit der Endlager einzubeziehen. Darüber hinaus sind singuläre Ereignisse zu betrachten, die zu einem Eingriff in das Endlagersystem führen und im Rahmen der geologischen Systementwicklung nicht erfasst werden. Desgleichen müssen Erkenntnisse zu den wissenschaftlichen und technischen Herausforderungen und Randbedingungen einer großtechnischen Umsetzung der Option P&T in die Evaluierung einfließen.

In jedem Fall müssen für eine umfassende Evaluierung die verschiedenen Aspekte der zu betrachtenden Optionen bekannt und in einem ausreichenden Detaillierungsgrad analysiert worden sein. Wenn die P&T Forschung bis zum Entscheidungszeitpunkt über ein Endlager, derzeit vorgesehen für das Jahr 2031, aussagekräftige Ergebnisse für die deutsche Situation liefern soll, ist es zwingend erforderlich, die Forschungskapazitäten in diesem Bereich zu bündeln und deutlich zu erhöhen. So kann in beiden Bereichen

(Endlagerforschung sowie Partitionierung und Transmutation) eine vergleichbare Erkenntnistiefe erreicht werden, um letztlich zuverlässige Aussagen treffen zu können.

Ebenso empfehlenswert ist die internationale Forschungskooperation zur Partitionierung und Transmutation, beispielsweise im europäischen Rahmen. Ein solches Vorgehen würde die Chance eröffnen, trotz Kernenergieausstiegs in Deutschland die wesentlichen Forschungs- und Prototypanlagen für die Bewertung der P&T-Technologie in Zusammenarbeit mit Partnern zu entwickeln, die weiter auf Kernenergie setzen.

## LITERATUR

### AkEnd 2002

Arbeitskreis Auswahlverfahren Endlagerstandorte (AkEnd): *Auswahlverfahren für Endlagerstandorte. Empfehlungen des AkEnd*, 2002.

### AND 2005

AND: Dossier 2005 Argile. Architecture and management of a geological repository (Report series), Andra, France 2005.

### AtG 2011

Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz) vom 23. Dezember 1959 (BGBl. I S. 814) in der Fassung der Bekanntmachung vom 15. Juli 1985 (BGBl. I S. 1565) (BGBl. III S. 751-1), zuletzt geändert durch Art. 1 des Gesetzes vom 31. Juli 2011 (BGBl. I S. 1704).

### AW 2012

Allgemeine Verwaltungsvorschrift zu § 47 der Strahlenschutzverordnung. Ermittlung der Strahlenexposition durch die Ableitung radioaktiver Stoffe aus Anlagen oder Einrichtungen. Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit; Bundesanzeiger AT 05.09.2012.

**Beuth et al. 2011**

Beuth, T./Baltes, B./Bollingerfehr, W./Buhmann, D./Charlier, F./Filbert, W./Fischer-Appelt, K./Mönig, J./Rübel, A./Wolf, J.: *Untersuchungen zum menschlichen Eindringen in ein Endlager. Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben* (GRS-280), Köln: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH 2012.

**BFS 2013**

Bundesamt für Strahlenschutz (Bfs): Abfallprognosen. URL: <http://www.bfs.de/de/endlager/abfaelle/prognose.html> [Stand: 22.04.2013].

**BGR 1994**

Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR): Endlagerung stark wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle in tiefen geologischen Formationen Deutschlands. Untersuchungen und Bewertung von Regionen in nicht-salinaren Formationen, Hannover 1994.

**BGR 2000**

Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR): Erkundungsbergwerk Gorleben – Gebirgsmechanische Beurteilung der Integrität der Salzbarriere im Erkundungsbereich EB1 für das technische Endlagerkonzept 1 (Bohrlochlagerung, BSK3). Ergebnisbericht, Hannover 2000.

**BGR 2002**

Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR): *Endlagerprojekt Gorleben – Geologische Bearbeitung der Erkundungssohle* (Geologie, Mineralogie, Geochemie). 2. Geologischer Fachbericht (Geologische Schnitte zur unter-tägigen Erkundung), Hannover 2002.

**BGR 2003a**

Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR): Projekt Gorleben – Das natürliche Temperaturfeld im Erkundungsbereich 1. Abschlussbericht, Hannover 2003.

**BGR 2003b**

Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR): Projekt Gorleben – Erkundungsbegleitende großräumige gebirgsmechanische Berechnungen. Abschlussbericht, Hannover 2003.

**BMU 2010**

Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): *Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle* (Stand: 30. September 2010). URL: [http://www.bmu.de/fileadmin/bmu-import/files/pdfs/allgemein/application/pdf/sicherheitsanforderungen\\_endlagerung\\_bf.pdf](http://www.bmu.de/fileadmin/bmu-import/files/pdfs/allgemein/application/pdf/sicherheitsanforderungen_endlagerung_bf.pdf) [Stand: 23.09.2013].

**Bollingerfehr et al. 2011**

Bollingerfehr, W./Filbert, W./Lerch, C./Tholen, M.: *Endlagerkonzepte. Bericht zum Arbeitspaket 5, Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben* (GRS-272), Köln: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH 2011.

**Bollingerfehr et al. 2012**

Bollingerfehr, W./Bracke, G./Burgwinkel, P./Charlier, F./Dörr, S./Filbert, W./Herold, P./Lerch, C./Kilger, R./Thomauke, B.: *Endlagerauslegung und -optimierung. Bericht zum Arbeitspaket 6, Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben* (GRS-281), Köln: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH 2012.

**Bornemann 1991**

Bornemann, O.: Zur Geologie des Salzstockes Gorleben nach den Bohrergebnissen. Vereinfachter schematischer Schnitt C-C (BfS-Schriften 4/91), Salzgitter: BFS 1991.

**DAtF 2013**

Deutsches Atomforum (DAtF): *Kernenergie.de – Informationen zur friedlichen Nutzung der Kernenergie. Kernkraftwerke: Zahlen und Fakten*. URL: <http://www.kernenergie.de/kernenergie/themen/kernkraftwerke/kernkraftwerke-in-deutschland.php> [Stand: 23.09.2013].

#### **E.ON 2013**

E.ON Kernkraft: *Stade: Stilllegung und Rückbau des Kernkraftwerks – vom Kernkraftwerk zur „Grünen Wiese“*. URL: [http://www.eon.com/content/dam/eon-content-pool/eon/company-asset-finder/asset-profiles/stade-power-plant/kernkraft-rueckbau\\_Stade\\_de.pdf](http://www.eon.com/content/dam/eon-content-pool/eon/company-asset-finder/asset-profiles/stade-power-plant/kernkraft-rueckbau_Stade_de.pdf) [Stand: 19. 04. 2013].

#### **Fischer-Appelt et al. 2013**

Fischer-Appelt, K./Baltes, B./Buhmann, D./Larue, J./Mönig, J.: *Synthesebericht für die VSG. Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben (GRS-290)*, Köln: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH 2013.

#### **Gras et al, 2007**

Gras, J.-M. et al.: „Perspectives on the Closed Fuel Cycle Implications for High-Level Waste Matrices“. In: *J. Nucl. Mat.*, 362, 383, 2007.

#### **Hoth et al. 2007**

Hoth, P. et al.: *Endlagerung radioaktiver Abfälle in tiefen geologischen Formationen Deutschlands. Untersuchung und Bewertung von Tongesteinsformationen*, Hannover: Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR) 2007.

#### **IAEA 2011**

International Atomic Energy Agency (IAEA): *Disposal of Radioactive Waste. IAEA Safety Standards Series (SSR-5), STI/PUB/1449*, Wien 2011.

#### **IAEA-INPRO 2008**

International Atomic Energy Agency (IAEA): *Guidance for the Application of an Assessment Methodology for Innovative Nuclear Energy Systems, INPRO Manual Overview of the Methodology (IAEA TEC-DOC-1575, Rev. 1)*, 2008.

#### **ICRP 1996**

ICRP: "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides" (Part 5 „Compilation of Ingestion and Inhalation Coefficients“, Publication 72). In: *Annals of the ICRP*, Vol. 26/1, 1996.

#### **Keesmann et al. 2005**

Keesmann, S./Noseck, U./Buhmann, D./Fein, E./Schneider, A.: *Modellrechnungen zur Langzeitsicherheit von Endlagern in Salz- und Granitformationen (GRS-206)*, Köln: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH 2005.

#### **Larue et al. 2013**

Larue, J./Baltes, B./Fischer, H./Frieling, G./Kock, I./Navarro, M./Seher, H.: *Radiologische Konsequenzenanalyse. Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben (GRS-289)*, Köln: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH 2013.

#### **Meleshyn/Noseck 2012**

Meleshyn, A./Noseck, U.: *Radionuclide Inventory of Vitrified Waste after Spent Nuclear Fuel Reprocessing at La Hague. Basic Issues and Current State in Germany (GRS-294)*, Köln: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH 2012.

#### **Mönig et al. 2013**

Mönig, J./Beuth, T./Wolf, J./Lommerzheim, A./Mrugalla, S.: *Preliminary Safety Analysis of the Gorleben Site: Safety Concept and Application to Scenario Development based on a Site-specific Features, Events and Processes (FEP) Data Base*, Phoenix, AZ: WM Conference 2013.

#### **Mrugalla 2011**

Mrugalla, S.: *Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben, Geowissenschaftliche Langzeitprognose, Bericht zum Arbeitspaket 2 (GRS-275)*, Köln: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH 2011.

**NAGRA 2002**

National Cooperative for the Disposal of Radioactive Waste (NAGRA): *Project Opalinus Clay. Safety Report* (Nagra Technical Report 02-05), Wettingen, Schweiz 2002.

**NDA 2011**

Nuclear Decommissioning Authority (NDA): *The 2010 UK Radioactive Waste Inventory: Main Report* (URN 10D/985; NDA/ST/STY(11)0004), Cumbria, U.K. 2011.

**Neles et al. 2008**

Neles, J./Mohr, S./Schmidt, G.: „Endlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle in Deutschland. Anhang Abfälle: Entstehung, Mengen und Eigenschaften von wärmeentwickelnden radioaktiven Abfällen“. In: *Anhang GRS-247*, Braunschweig 2008.

**Nenoff et al. 2007**

Nenoff, T. et al.: Iodine Waste Form Summary Report. Sandia Report (SAND2007-6202), 2007.

**NERAC/GIF 2002**

U.S. Nuclear Energy Research Advisory Committee (NERAC)/Generation IV International Forum (GIF): *A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems*, December 2002. URL: <http://www.gen-4.org/PDFs/GenIVRoadmap.pdf> [Stand: 23.09.2013].

**Niedersächsisches Umweltministerium 2002.**

Niedersächsisches Umweltministerium: Planfeststellungsbeschluss für die Errichtung und den Betrieb des Bergwerkes Konrad in Salzgitter als Anlage zur Endlagerung fester oder verfestigter radioaktiver Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung, Hannover: 22. Mai 2002.

**NSE 2012**

International nuclear safety engineering (NSE): Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben. Memo. Rückholkonzept zur Variante C. Bohrlochlagerung, 2012.

**OECD-NEA 2004**

OECD, Nuclear Energy Agency (NEA): *Post-Closure Safety Case for Geological Repositories* (NEA Nr. 3679), Paris 2004.

**OECD-NEA 2006**

OECD, Nuclear Energy Agency (NEA): *Advanced Nuclear Fuel Cycles and Radioactive Waste Management* (NEA Nr. 5990), Paris 2006.

**OECD-NEA 2010**

OECD, Nuclear Energy Agency (NEA): *National Programmes in Chemical Partitioning: A Status Report* (NEA Nr. 5425), Paris 2010.

**OECD-NEA 2011a**

OECD, Nuclear Energy Agency (NEA): Trends towards Sustainability in the Nuclear Fuel Cycle (NEA Nr. 6980), Paris 2011.

**OECD-NEA 2011b**

OECD, Nuclear Energy Agency (NEA): Potential Benefits and Impacts of Advanced Nuclear Fuel Cycles with Actinide Partitioning and Transmutation (NEA Nr. 6894), Paris 2011.

**PATEROS 2011**

PATEROS: *European Roadmap for the Deployment of P&T in a Regional Context*. Final report, 2008. URL: <http://www.sckcen.be/pateros/> [Stand: 23.09.2013].

**Peiffer et al. 2011**

Peiffer, F./McStocker, B./Gründler, D./Ewig, F./Thomaske, B./Havenith, A./Kettler, J.: Abfallspezifikation und Mengengerüst, Basis Ausstieg aus der Kernenergienutzung, Bericht zum Arbeitspaket 3, Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben (GRS-278), Köln: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, September 2011.

### **Pöhler et al. 2010**

Pöhler, M./Amelung, P./Bollingerfehr, W./Engelhardt, H. J./Filbert, W./Tholen, M.: *Referenzkonzept für ein Endlager für radioaktive Abfälle im Tongestein. ERATO, Abschlussbericht (TEC-28-2008-AB)*, Peine: DBE TECHNOLOGY 2010.

### **RED-IMPACT 2007**

RED-IMPACT: *Impact of Partitioning, Transmutation and Waste Reduction Technologies on the Final Nuclear Waste Disposal. Synthesis Report* (Reihe Energie und Umwelt, Band 15), Jülich: Forschungszentrum Jülich. URL: [ftp://ftp.cordis.europa.eu/pub/fp6-euratom/docs/red-impact-final-published-report\\_en.pdf](ftp://ftp.cordis.europa.eu/pub/fp6-euratom/docs/red-impact-final-published-report_en.pdf) [Stand: 23.09.2013].

### **Salvatores 2005**

Salvatores, M.: "Nuclear Fuel Cycle Strategies Including Partitioning and Transmutation". In: *Nuclear Engineering and Design*, Nr. 235, 2005, S. 805.

### **Schneider 2004**

Schneider, E. et al.: "NFCSim Scenario Studies of German and European Reactor Fleet". In: *Los Alamos National Laboratory Report*, LA-UR-04-4911, March 2004.

### **Schwenk-Ferrero 2013**

Schwenk-Ferrero A.: "German Spent Nuclear Fuel Legacy: Characteristics and High-Level Waste Management Issues". In: *Hindawi Publishing Corporation, Science and Technology of Nuclear Installations*, Nr. 2013 ID 293792, 2013. URL: <http://dx.doi.org/10.1155/2013/293792> [Stand: 23.09.2013].

### **Schwenk-Ferrero et al. 2007**

Schwenk-Ferrero A./Rineiski A./Wiese H. W./Maschek W.: "Validation of KORIGEN Heat Assessment for EFIT-Cores". In: *Proceedings of the Annual Meeting on Nuclear Technology* (Jahrestagung für Kerntechnik 2007), Karlsruhe: Mai 2007.

### **STV 2008**

Strahlenschutzverordnung vom 20. Juli 2001 (BGBl. I S. 1714; 2002 I S. 1459), zuletzt geändert durch Artikel 2 des Gesetzes vom 29. August 2008 (BGBl. I S. 1793).

### **VGB 2004**

Arbeitskreis Abfallmanagement des VGB PowerTech: *Entsorgung von Kernkraftwerken*, Essen 2011.

## 2 ANALYSE DER SZENARIEN

*Concetta Fazio, Fabrizio Gabrielli, Andrei Rineiski, Massimo Salvatores, Barbara Vezzoni*

In diesem Kapitel werden die vier ausgewählten Szenarien vorgestellt und analysiert. Dabei werden für die beiden Szenarien mit Anwendung P&T die Zusammenhänge der relevanten nuklearen Einrichtungen wie Bestrahlungs-, Konditionierungs- und Wiederaufarbeitungsanlagen diskutiert und die Auswirkungen auf das deutsche Abfallaufkommen aufgezeigt. Dieses Kapitel stellt schließlich die für die Bewertung der Szenarien notwendigen Indikatoren bereit.

### 2.1 GRUNDLAGE FÜR DIE AUSWAHL DER SZENARIEN UND KRITERIEN FÜR IHREN VERGLEICH

In Kapitel 1 wurden Randbedingungen und generische Optionen für die Anwendung von Partitionierung und Transmutation (P&T) beschrieben. Für Deutschland lassen sich mehrere mögliche Szenarien beschreiben; vor dem Hintergrund des deutschen Ausstiegs aus der Nutzung der Kernenergie bis 2022 lassen sich auf deren Basis die Chancen und Risiken von P&T bewerten.

Die ersten beiden Szenarien gehen davon aus, dass P&T nicht angewandt wird.

Im ersten Szenario *Abstinenz* (keine Anwendung von P&T) werden für die bis zum Ausstieg anfallenden abgebrannten Brennstoffe keinerlei Maßnahmen bezüglich P&T vorgesehen. Für dieses Szenario können die Mengen an wärmeentwickelnden radioaktiven Abfällen, die in einem Endlager in Deutschland entsorgt werden müssen, in sehr guter Näherung heute bereits abgeschätzt werden. Die entsprechenden Angaben sind zusammen mit dem Radionuklidinventar, aufgeschlüsselt nach den Abfallströmen, in Kapitel 1 zu finden. Zu ergänzen sind sie um Angaben zur zeitlich abnehmenden Wärmeleistung und Radiotoxizität. Dieses Szenario dient als Bezugspunkt für den Vergleich mit den anderen Szenarien.

Im zweiten Szenario *Forschungspartizipation* (Forschung & Entwicklung zu P&T) wird davon ausgegangen, dass, solange keine endgültige Entscheidung über die Durchführung von P&T oder über den Verzicht getroffen wurde, F&E-Arbeiten im nationalen und internationalen (hauptsächlich europäischen) Rahmen erfolgen, um so zu einem besseren Verständnis der anstehenden Herausforderungen zu gelangen und die Nutzen und Risiken einer möglichen Weiterverfolgung von P&T quantifizieren zu können. Auf die zu entsorgenden Abfallmengen hat dieses Szenario zunächst keine Auswirkungen.

Die anderen beiden Szenarien gehen von der Hypothese einer Durchführung von P&T für die gegenwärtig bereits vorhandenen und bis 2022 noch anfallenden abgebrannten Brennstoffe aus deutschen Leichtwasserreaktoren aus.

Das dritte Szenario *Europäische Systempartizipation* (regionale Durchführung von P&T) unterstellt die Möglichkeit einer Durchführung von P&T auf europäischer Ebene. Dieser Ansatz erfordert eine enge Zusammenarbeit mit anderen europäischen Ländern innerhalb eines klar definierten normativen Rahmens und ermöglicht eine gemeinsame Entwicklung und Errichtung sowie den gemeinsamen Betrieb von Anlagen.

Das vierte Szenario *Anwendung in Deutschland* (P&T in Deutschland) basiert schließlich auf der Annahme, dass die Durchführung von P&T komplett in Deutschland erfolgt. Dies schließt auch die Entwicklung und Errichtung aller erforderlichen Anlagen (Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennstoffe, Fabrikations- und Bestrahlungsanlagen etc.) ein. Dabei sind verschiedene technische Optionen zu berücksichtigen.

Durch Analysen dieser vier Szenarien lassen sich mögliche nationale Strategien für eine Anwendung von P&T im Vergleich zum Szenario des Verzichts auf weitere Arbeiten zu P&T charakterisieren und quantifizierbare Größen für weitere Bewertungen und Entscheidungen bestimmen. Da das Bezugsszenario im Folgenden immer das Szenario 1 ist, wird



dieses als erstes vorgestellt. Eine strukturierte Vorgehensweise, beginnend beim Szenario 2, gefolgt von Szenarien mit einer Durchführung von P&T, verdeutlicht die wichtigsten Merkmale einer jeden Strategie und ihrer Planung.

Die verschiedenen Szenarien wurden anhand von Indikatoren untersucht. Die Indikatoren entsprechen zumeist denen im europäischen Projekt RED-IMPACT<sup>121</sup>; sie werden im nächsten Abschnitt näher beschrieben und in einer Tabelle am Ende des Kapitels zusammengefasst. Außerdem werden die Zeiträume von 50, 500, 10.000 und 1 Million Jahren als repräsentative Zeiträume für die Charakterisierung der abgebrannten Brennstoffe nach Lagerung in einem Zwischenlager beziehungsweise nach kurzer, mittlerer und langer Lagerung in einem Endlager betrachtet.

### Indikatoren

- Menge an Hochradioaktivem Wärmeentwickelndem Abfall (HWA)
- Thermische Leistung des Hochradioaktiven Wärmeentwickelnden Abfalls nach 50 Jahren Abklingzeit (Zwischenlagerung)
- Thermische Leistung des Hochradioaktiven Wärmeentwickelnden Abfalls in einem Endlager nach 500 Jahren
- Radiotoxizität nach 50 Jahren Abklingzeit (Zwischenlagerung)
- Radiotoxizität im Endlager nach 500, 10.000 beziehungsweise 1 Million Jahren
- Sekundärabfälle bei der Umsetzung von P&T
- Erforderliche Anlagen und deren Kapazitäten
- Anforderungen an Anlagen zur Einhaltung der Dosisgrenzwerte
- Erforderliche F&E-Arbeiten
- Uraninventar
- Verfügbares Know-how

Für jedes Szenario werden im Folgenden die Indikatoren quantifiziert und kommentiert. Im letzten Abschnitt dieses

Kapitels werden die Szenarien und ihre Indikatoren in einer Tabelle miteinander verglichen.

## 2.2 SZENARIO ABSTINENZ

Dieses Szenario (Basisszenario) bildet den Ausgangspunkt für die Bestimmung von Referenzdaten, die für die weitere Evaluierung von wesentlicher Bedeutung sind. Im Rahmen dieses Szenarios werden die Kennwerte der abgebrannten Brennstoffe zum Zeitpunkt des Ausstiegs aus der friedlichen Nutzung der Kernenergie bestimmt. Dazu gehören die Mengen und Isotopenzusammensetzungen, die Radioaktivität zu einem definierten Zeitpunkt, die Radiotoxizität sowie die thermische Leistung. Die wichtigsten Inventare – entnommen aus den Tabellen 2 bis 5 von Kapitel 1 – sind in Tabelle 1 zusammengefasst.

Im Folgenden werden gerundete Zahlen verwendet, um der Diskussion um leichte Abweichungen in verschiedenen Publikationen zu entgegen, also zum Beispiel „~ 10.500 Tonnen abgebrannter Brennstoff“, „~ 170 Tonnen Plutonium und minore Aktiniden (MA)“ und „~ 420 Tonnen Spaltprodukte“.

Der relativ hohe Anteil an Transuranen (TRU) im verglasten Hochradioaktiven Wärmeentwickelnden Abfall liegt in den bisher benutzten Wiederaufbereitungsverfahren begründet: neben den ziemlich geringen Wiederaufbereitungsverlusten zum Beispiel für Plutonium (deswegen ist der Plutoniumanteil an Hochradioaktivem Wärmeentwickelndem Abfall sehr klein) wurden in der Vergangenheit die MA nicht gesondert abgetrennt, sondern zusammen mit den Spaltprodukten verglast.

Da keine zusätzlichen Maßnahmen nach 2075 vorgesehen sind, wird die weitere Entwicklung der Radioaktivität eines jeden Radionuklids mit der Zeit ausschließlich vom radioaktiven Zerfall bestimmt (siehe dazu Kapitel 1).

<sup>121</sup> Lenza, von et al. 2008.



Tabelle 1: Inventare an abgebrannten Brennstoffen und verglastem Hochradioaktivem Wärmeentwickelndem Abfall (in Tonnen Schwermetall) für Deutschland im Jahr 2075

	ABGEBRANNTE BRENNSTOFFE AUS LWR	VERGLASTER HWA
U	9.710	0,7
Spaltprodukte	416	207
Pu	137	0,3
MA	38	4
TRU (Pu+MA)	170	4,3
Total (U+Spaltprodukte+TRU)	10.301	212

### 2.3 SZENARIO FORSCHUNGSPARTIZIPATION

Die Durchführung von Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zu P&T – ohne Anwendung der P&T – kann am effektivsten in enger Zusammenarbeit mit anderen Ländern, insbesondere im Rahmen von europäischen Projekten geschehen.

#### 2.3.1 ANALYSE DER OPTIONEN FÜR P&T

Eine Analyse der Forschungsarbeiten im Hinblick auf P&T erfordert zunächst eine Betrachtung ihrer technischen Optionen. Das heißt, es sind im Vorfeld zunächst wesentliche Sachverhalte von P&T zu klären, die zum Verständnis auch der drei nachfolgenden Szenarien beitragen. Die für die Szenarien 3 und 4 infrage kommenden Bestrahlungseinrichtungen und Brennstoffoptionen zeigt Tabelle 2.

Eine erste strategische Entscheidung stellt die Wahl des Brennstoffs dar. Diese Wahl bestimmt das Konversionsverhältnis (Conversion Ratio, CR). Bei Inertmatrixbrennstoff (Inert Matrix Fuel, IMF) findet keine Konversion statt (CR = 0); für Brennstoffe mit Urandioxidmatrix und Beimischung von Plutonium und Transuranen (auch Mischoxidbrennstoff oder MOX genannt) ist CR in der vorliegenden Studie als Anzahl aus Uran produzierter Transuran-Atome pro zerstörtem Transuran-Atom definiert. Eine effiziente Transmutation erfordert daher ein Konversionsverhältnis deutlich kleiner eins, zum Beispiel zwischen 0,5 und 0,7. CR bestimmt die Transmutationsrate und damit in hohem Maße die Zeit und die thermische Leistung der Transmutationsanlagen, die für die Transuranen-Eliminierung benötigt werden. Für CR = 0,7 ist das Produkt aus Zeit und Leistung ungefähr dreimal höher als für CR = 0. Für CR = 0,5 braucht man entweder die doppelte Zeitdauer oder die doppelte Leistung im Vergleich zu dem Fall, wenn CR Null ist.

Tabelle 2: Optionen für P&T<sup>122</sup>

EIGENSCHAFT	ADS	SCHNELLER REAKTOR
Brennstoff	Inert Matrix Brennstoff, IMF	Urandioxidmatrixbrennstoff mit Brutpotenzial
MA-Menge im Brennstoff	hoch (mehr als 5 Prozent)	
	Wiederaufarbeitung	
MA-Abtrennung vom Pu	nein	ja oder nein
Cm-Abtrennung von MA	ja oder nein	
Technologie	hydrometallurgisch oder pyrometallurgisch	

<sup>122</sup> Wehmann et al. 1995, Magill et al. 2003, Salvatores et al. 2009, IAEA TecDoc 2009.

Wie aus Tabelle 1 ersichtlich, beträgt der MA-Gehalt im Transuranen-Inventar mehr als 20 Prozent. Um das gesamte Transuranen-Inventar zu verbrennen, sollte der Brennstoff sowohl Pu als auch MA enthalten, wobei der MA-Gehalt des eingesetzten Brennstoffes bei mehr als 5 Prozent liegen sollte.<sup>123</sup> Entscheidungen im Bereich der Brennstoffherstellung und Brennstoffhandhabung sind wegen des hohen MA-Gehalts erforderlich.

Tabelle 2 beinhaltet wesentliche strategische Entscheidungen, die auf europäischer Ebene auch unter dem Einfluss ungleicher Perspektiven für die Kernenergie unterschiedlich bewertet werden.

Mit jeder Entscheidung sind bestimmte F&E-Arbeiten (einschließlich Kosten-Nutzen-Analysen) verbunden, die dann Grundlage für Entscheidungen im Hinblick auf die zu erfüllenden Ziele, praktische Durchführung und erforderlichen Anlagen und deren Kapazität sind.

Anmerkungen/Hypothesen:

- Bei der beschleunigergetriebenen Anlage (Accelerator Driven System, ADS) mit IMF handelt es sich zum Beispiel um eine europäische Anlage für die industrielle Transmutation minorer Aktiniden EFIT oder eine EFIT-ähnliche Anlage.<sup>124</sup> Der *kritische* Schnelle Reaktor (Fast Reactor, FR) mit Uranoxidmatrix ist zum Beispiel vom Typ ASTRID<sup>125</sup> der zurzeit in Frankreich entwickelt wird. Beide Systeme werden in Abschnitt 2.5 beschrieben.
- Erste Wahl für das Kühlmittel ist in Europa momentan Natrium (Na) für kritische Schnelle Reaktoren und Blei (Pb) für ADSs; Blei/Bismut-Eutektikum wurde für den ADS-Prototyp MYRRHA<sup>126</sup> mit MOX-Brennstoff als Kühlmittel gewählt.

- Unabhängig von der Entscheidung zwischen kritischem FR oder ADS wird eine Bestrahlungsanlage für die vorherige Erprobung spezieller Brennstoffe benötigt.
- Forschungs- und Entwicklungsarbeiten sind notwendig für die Entwicklung und vollständige Charakterisierung der neuen Brennstoffe mit minorer Aktiniden, unter spezifischen Bestrahlungsbedingungen und bei hohen Heliumfreisetzungsraten (insbesondere aufgrund des Zerfalls von Curium-242, das während der Bestrahlung von Americium-241 entsteht). Weitere Forschungs- und Entwicklungsarbeiten sollten die Auswahl des Brennstoffhüllrohrmaterials und dessen Charakterisierung bei hohen Abbränden zum Gegenstand haben. Schließlich sind theoretische und experimentelle Untersuchungen des Verhaltens von Brennstoffen mit einer signifikanten Menge an MA unter transienten und Störfallbedingungen erforderlich.
- Ein hoher MA-Gehalt und die MA-Zusammensetzung des Brennstoffs beeinflussen auch die Prioritäten in Bezug auf das Forschungs- und Entwicklungsprogramm und die erforderlichen Forschungsanlagen. Tatsächlich unterscheiden sich die Radioaktivitäten und nuklearen Eigenschaften der MA-Elemente und -Isotope beträchtlich (siehe Tabelle 5, Kapitel 1). Neben besonderen Anlagen für die Handhabung von hochradioaktiven Brennstoffen mit hoher thermischer Leistung entsprechend dem MA-Gehalt und der Zusammensetzung sind Forschungs- und Entwicklungsarbeiten und technische Durchbrüche in Bereichen wie Brennstoffhandhabungs- und -transportanlagen erforderlich, um geeignete Technologien zu finden, die auf industrielle Anwendungen hochskaliert werden können.
- Eine Entscheidung zwischen ADS und FR wird im Rahmen der vorliegenden Studie nicht getroffen. Die Rückgewinnung der nicht umgewandelten Transurane aus abgebranntem Brennstoff kann mit oder ohne Trennung von

<sup>123</sup> Chavin et al. 2012.

<sup>124</sup> Artioli et al. 2008, Chen et al. 2011.

<sup>125</sup> Fontaine et al. 2011.

<sup>126</sup> Ait Abderrahim 2010.

MA von Plutonium erfolgen. Die letzte Option ist erforderlich, wenn die Plutonium/MA-Verhältnisse in einigen Reaktorbereichen wesentlich anders sein sollten als in den bisher entladenen abgebrannten Brennelementen. Außerdem können weitere Abtrennungen von MA vorgesehen werden (zum Beispiel Rückgewinnung von Neptunium und Americium, während Curium für vorübergehende Lagerung und Zerfall bei den Abfällen verbleibt, welche die Spaltprodukte enthalten). Die Optionen im Bereich der Wiederaufarbeitung (wässrige oder pyrometallurgische Verfahren) hängen von mehreren Faktoren ab, zum Beispiel erlaubt die Pyro-Option kürzere Abkühlzeiten für abgebrannte Brennelemente.

- Forschungs- und Entwicklungsarbeiten sind im Labormaßstab (Screening der Verfahren, Sekundärabfälle), aber auch im Industriemaßstab, unter anderem für eine Beurteilung der industriellen Machbarkeit und der erreichbaren Rückgewinnungsfaktoren erforderlich. Tatsächlich hängt der Wirkungsgrad von P&T in starkem Maße von der Fähigkeit zur effektiven Rückgewinnung von Transuranen ab, das heißt die Verluste bei jedem Wiederaufarbeitungsschritt im Rahmen einer Mehrfachzyklisierung dürfen 0,1 Prozent nicht überschreiten.

Der überwiegende Teil der oben genannten Forschungs- und Entwicklungsarbeiten wird gegenwärtig im Rahmen von europäischen Projekten durchgeführt oder ist in diesem Rahmen geplant. Viele deutsche Wissenschaftlergruppen (KIT, FZJ, GRS, HZDR) haben bisher aktiv an vergangenen Projekten in diesen Bereichen mitgearbeitet. Weitere Einzelheiten sind Kapitel 4 zu entnehmen.

### 2.3.2 INDIKATOREN

Während der Forschungs- und Entwicklungsphasen und vor einer weiteren Entscheidung über eine mögliche großtechnische Anwendung von P&T auf deutsche abgebrannte Brennelemente entsprechen die quantitativen Indikatoren – bezo-

gen auf die Radionuklidinventare der wärmeentwickelnden Abfälle – denen im vorigen Szenario (siehe Abschnitt 2.2). Neue Forschungs- und Entwicklungsanlagen könnten allerdings im Zusammenhang mit der ADS-Validierung, der Charakterisierung des MA-haltigen Brennstoffs, der Entwicklung von Hüllrohrmaterialien etc. erforderlich sein. Jedoch ist davon auszugehen, dass diese neuen Anlagen gemeinsam, im Rahmen von internationalen Kooperationsprogrammen genutzt werden können. Daran geknüpft ist die Annahme, dass die Anlagen außerhalb Deutschlands gebaut werden und keine anteiligen Abfälle, außer von Wiederaufarbeitungs-Verlusten, nach Deutschland überführt werden. Know-how kann in den meisten Bereichen durch ein gesondertes Forschungs- und Entwicklungsprogramm erhalten und weiterentwickelt werden, beispielsweise durch die Teilnahme an entsprechenden EU-Projekten und -Initiativen.

## 2.4 SZENARIO MIT REGIONALER UMSETZUNG VON P&T – EUROPÄISCHE SYSTEMPARTIZIPATION

### 2.4.1 EINLEITUNG

Eine Option zur Behandlung der in Deutschland erzeugten Transurane (TRU) besteht in der Umsetzung von P&T auf regionaler, zum Beispiel europäischer Ebene. Dieser Ansatz basiert auf einer Kooperation mit anderen europäischen Staaten (beispielsweise Staaten wie Frankreich mit einer Fortsetzung beziehungsweise einem Ausbau der Kernenergienutzung und Belgien mit einer Ausstiegspolitik) in einem klar definierten normativen Rahmen. Dabei werden die mit der Realisierung der Transmutationsanlagen verbundenen Lasten und Nutzen geteilt; Ressourcen und Investitionen lassen sich so effizienter nutzen.

Im Folgenden wird ein Beispiel eines regionalen Szenarios beschrieben. Dieses wird aus einer im Jahr 2008 durchgeführten Untersuchung<sup>127</sup> in angepasster Form übernommen. Die Untersuchung fand im Rahmen des 6. Rahmenprogramms der

<sup>127</sup> Salvatores et al. 2009.

EU und insbesondere im Rahmen des Projektes *Partitioning and Transmutation European Roadmap for Sustainable Nuclear Energy (PATEROS, europäische Roadmap zur Partitionierung und Transmutation für eine nachhaltige Kernenergie)* statt.<sup>128</sup>

Das Szenario basiert auf der Nutzung von ADSs für die Transmutation von MA. Obwohl nicht alle Parameter dieser Studie den hier formulierten Bedingungen entsprechen, wurden die Ergebnisse, wenn der Vergleich statthaft war, auf die wichtigsten Kennwerte und Trends übertragen, die mit der regionalen Umsetzung von P&T verbunden sind.

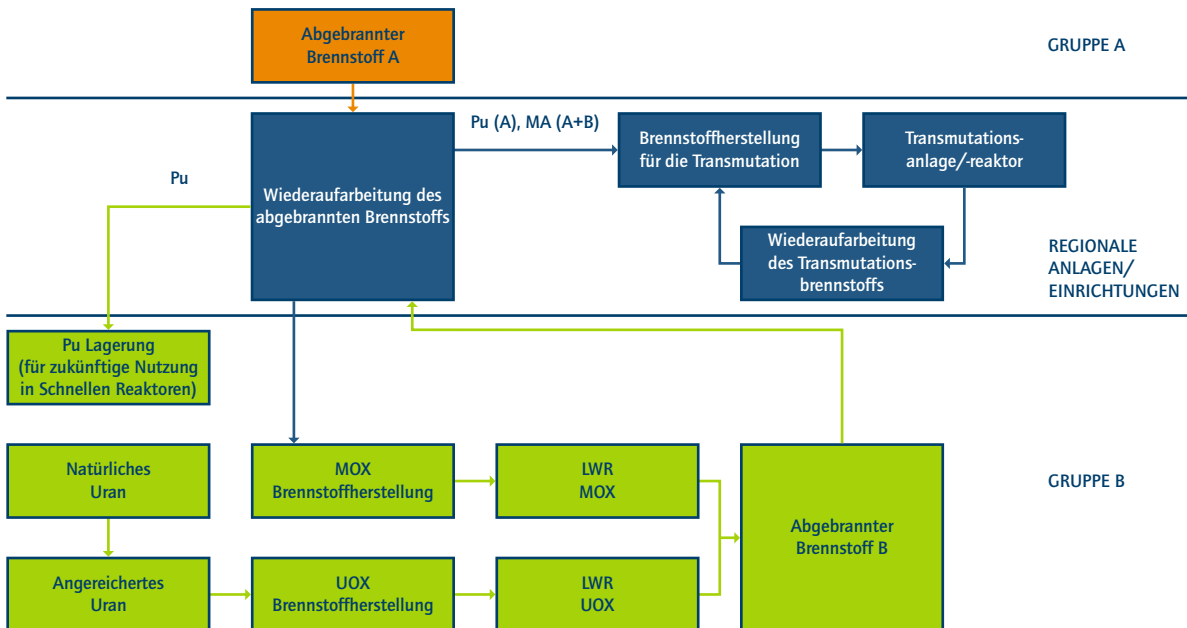
Ein Szenario der PATEROS-Studie, bei dem ADS, nämlich EFIT-Reaktoren, als regionale Transmutationsanlagen genutzt

werden, wurde vor dem Hintergrund der aktuellen Studie angepasst.

Die in PATEROS berücksichtigten Szenarien beziehen sich auf zwei Gruppen von Staaten:

- **Gruppe A** umfasst Staaten, in denen die Nutzung der Kernenergie stagniert oder ein Ausstieg verfolgt wird, und wo die abgebrannten Brennstoffe entsorgt werden müssen (zu dieser Gruppe gehören Deutschland, Belgien und andere).
- **Gruppe B** umfasst Staaten, in denen die Kernenergie weiter genutzt wird und die Nutzung der Ressourcen (Plutonium) für den zukünftigen Einsatz von Reaktoren der Generation IV optimiert werden muss (zu dieser Gruppe zählt aus heutiger Sicht hauptsächlich Frankreich).

Abbildung 1: Schematische Darstellung des Regionalen Szenarios auf Basis der PATEROS-Studie<sup>129</sup>



<sup>128</sup> PATEROS D6.2 Studie 2008.

<sup>129</sup> nach PATEROS D6.2 Studie 2008; Romanello 2013.

Regionale Transmutationsanlagen, hier ADSs, und die damit verbundenen Einrichtungen des Brennstoffkreislaufs werden von den Staaten der Gruppen A und B gemeinsam genutzt: die Investitionen, Entwicklungsarbeiten, Leitungsaufgaben und die verbundenen F&E-Kosten werden geteilt.

ADSs transmutieren die MA von Ländern beider Gruppen. Das Plutonium von Ländern beider Gruppen wird für die folgenden Zwecke verwendet:

- Beladung von ADS (Transmuter)-Anlagen (in ADS für MA Transmutation, deren MA/Plutonium-Verhältnis etwa eins beträgt),
- Monorezyklierung in Leichtwasserreaktoren (LWR) von Ländern der Gruppe B, wie dies zurzeit in Frankreich geschieht.

Der Rest (auch Plutonium nach Monorezyklierung in LWR) wird zum späteren Einsatz in Schnellen Reaktoren der Länder von Gruppe B gelagert; diese Reaktoren sollten am Ende des Jahrhunderts oder früher zum Einsatz kommen. Abbildung 1 zeigt die schematische Darstellung dieses Szenarios.

Für eine regionale Durchführung von P&T sind in regionaler Abstimmung mehrere Anlagen zu entwickeln. Dazu gehören:

- Wiederaufarbeitungsanlagen für abgebrannte Brennelemente aus LWR;
- Anlagen zur Fabrikation von Brennelementen für ADS;
- Wiederaufarbeitungsanlagen für abgebrannte Brennelemente aus ADS;
- Transmutationsanlagen, das heißt in dem hier untersuchten Fall ADS vom Typ EFIT.

In der PATEROS-Studie wurden die Kosten für die Endlagerung (für jedes Land) nicht explizit betrachtet; folgende Optionen sind jedoch denkbar:

Angesichts zum Beispiel der gegenwärtigen Gesetzgebung in Europa und in den Nationalstaaten ist eine gemeinsame Nutzung eines Endlagers sicherlich problematisch. Eine realistischere Option besteht in dem Rücktransport der Spaltproduktinventare und grundsätzlich auch der Transuran-Verluste aus der Wiederaufarbeitung und der Brennstoffherstellung in jedes Ursprungsland. Die Menge ist dabei proportional zu dem in den regionalen Transmutationsanlagen entsorgten Transuran-Inventar.

Hinsichtlich des bei der Wiederaufarbeitung abgetrennten Urans bestehen zwei Optionen: (a) Wiederverwendung des Urans durch Staaten der Gruppe B (wie bereits in begrenztem Umfang in Frankreich und in der Vergangenheit in Deutschland geschehen) beziehungsweise (b) Rücktransport des Urans in die Ursprungsländer, wieder entsprechend der Inventare an abgebranntem Brennstoff eines jeden Landes. Das Problem des letzten ADS-Kerns existiert für die regionalen Szenarios nicht, da Gruppe B weiterhin MA produziert und die ADS Anlagen nach Ausstieg von Gruppe A weiternutzt.

Die obige Unterteilung in zwei Gruppen stellt keine starre Klassifizierung der europäischen Staaten, sondern nur ein signifikantes Beispiel dar. Die angeführten Zahlenbeispiele basieren auf von ausgewählten europäischen Ländern zur Verfügung gestellten Informationen, die repräsentativ für die Gesamtsituation in Europa sind. Die in den Studien untersuchten Länder sind Belgien, Tschechische Republik, Deutschland, Spanien, Schweden, Schweiz (Gruppe A), und Frankreich (Gruppe B).

Aus dieser allgemeinen Studie können nur unter bestimmten Annahmen Erkenntnisse für den deutschen Fall abgeleitet werden (zum Beispiel hinsichtlich des Anteils der deutschen Transurane an dem ursprünglichen Transuran-Inventar in

Ländern der Gruppe A). Die für Deutschland ermittelten Ergebnisse haben daher vorläufigen Charakter und sollten mithilfe genauerer Studien weiter verifiziert werden; größere Abweichungen von den im Weiteren beschriebenen Erkenntnissen sind allerdings nicht zu erwarten.

#### 2.4.2 GRUNDLEGENDE ANNAHMEN IM REGIONALEN SZENARIO

Wie bereits oben ausgeführt, wird an dieser Stelle nur auf eines der in PATEROS untersuchten Szenarien als repräsentatives Beispiel eingegangen. Die Ergebnisse von PATEROS im Hinblick auf MA-Transmutation, Verringerung der Radiotoxizität im Endlager und Reduzierung der thermischen Leistung der insgesamt eingelagerten Abfälle zeigen einen potenziell großen Nutzen für alle Staaten der Region, obwohl sich deren Politik im Bereich der Kernenergie gegenwärtig deutlich unterscheidet.<sup>130</sup>

Den Berechnungen – am Karlsruher Institut für Technologie (KIT) mithilfe des von French Alternative Energies and Atomic Energy Commission/Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA) entwickelten COSI6-Programms<sup>131</sup> – im Rahmen von PATEROS liegen folgende Ziele zugrunde:

- Vollständige Wiederaufarbeitung aller nach bereits erfolgter Wiederaufarbeitung noch verbliebenen abgebrannten Brennelemente (Spent Nuclear Fuel, SNF) der Gruppe A und vollständige Transmutation des MA-Inventars von Staaten der Gruppe B bis zum Ende des Jahrhunderts, das heißt nach ungefähr sechzig bis siebenzig Jahren Betrieb der Transmutationsanlagen.
- Stabilisierung (Mengenkonstanz) des MA-Inventars von Staaten der Gruppe B bis zu diesem Zeitpunkt.

- Bestimmung der erforderlichen Anzahl von ADSs und der für die ADSs benötigten Kapazitäten von Anlagen des Brennstoffkreislaufs.
- Nutzung eines Teils des Plutonium-Inventars der Gruppen A und B für die ADS-Brennstoff-Fabrikation und des Restes für Monorezyklierung in LWRs der Gruppe B.
- Aufbewahrung des Plutonium-Inventars – nach Monorezyklierung in LWRs der Gruppe B – für eine zukünftige Nutzung, zum Beispiel in Schnellen Reaktoren (Fast Reactors, FRs) dieser Gruppe B.

Für dieses regionale Szenario wurde eine konstante jährliche Stromerzeugung von 430 Terawattstunden (elektrisch) (das entspricht etwa der gegenwärtigen Stromerzeugung aus Kernenergie in Frankreich) angenommen. Des Weiteren wird Plutonium aus Staaten der Gruppe B kontinuierlich in einer Menge, die einer Energieerzeugung von rund 40 Terawattstunden/Jahr entspricht, in LWR monorezykliert (unter Nutzung eines speziellen MOX-LWR-Konzepts, das von CEA im Hinblick auf die Leistung, Machbarkeit, und Sicherheit umfassend untersucht wurde).<sup>132</sup> Als regionale Transmutationsanlagen werden ADS vom Typ EFIT mit einem Plutonium/MA-Verhältnis von etwa eins im Brennstoff (Transurane in einer Magnesiumoxidmatrix) als Referenz betrachtet. Diese Art von Anlage eignet sich für ein Szenario, bei dem ausschließlich MA transmutiert werden sollen, weil praktisch keine Verbrennung von Plutonium in EFIT stattfindet.<sup>133</sup>

Die Szenarienstudien beruhen auf besonderen Annahmen im Hinblick auf Wiederaufarbeitungszeiten und -verluste<sup>134</sup>: So wurde für die Studie von einer Trennleistung von 99,9 Prozent für Uran, Plutonium und MA (Americium, Neptunium, Curium) bei jedem Wiederaufarbeitungszyklus ausgegangen. Zudem basiert sie auf einem angenommenen Zeitraum für die Brennstoffherstellung von zwei Jahren.

<sup>130</sup> PATEROS D6.2 Studie 2008.

<sup>131</sup> Boucher et al. 2006.

<sup>132</sup> Rome et al. 1991.

<sup>133</sup> Artioli et al. 2008.

<sup>134</sup> OECD-NEA 2011; OECD-NEA 2006; Wehmann et al. 1995; Magill et al. 2003.

Tabelle 3: Inventare an abgebrannten LWR-Brennstoffen (in Tonnen Schwermetall) in 2010 für jedes im Rahmen auf Basis der PATEROS-Studie untersuchte Land außer Deutschland<sup>135</sup>

	GRUPPE B		GRUPPE A			
	Frankreich	Belgien	Tschechische Republik	Spanien	Schweden	Schweiz
U	12.101,1	2.800,1	1.459,1	3.019,0	6.660,8	3.015,9
Spaltprodukte	585,1	135,0	67,5	130,9	305,5	160,7
Pu	191,0	35,1	18,0	31,9	73,8	36,8
MA	23,0	5,1	2,7	5,2	6,9	3,7
TRU (Pu + MA)	214,0	40,2	20,7	37,1	80,7	40,5
Total (U+Spaltprodukte+TRU)	12.900,2	2.975,3	1.547,7	3.187,0	7.047,0	3.217,1

### 2.4.3 URSPRÜNGLICHE INVENTARE

Die Transuran-Inventare zu Beginn des betrachteten Zeitraums gehen aus Tabelle 3 hervor.

Bis 2045 (wenn das erste ADS in Betrieb gehen soll, siehe unten) wächst das MA-Inventar bis auf rund 190 Tonnen: aufgrund der MA-Produktion in Reaktoren der Gruppe B (3,5 Tonnen pro Jahr) und wegen des Plutonium-241-Zerfalls zu Americium-241 (im abgebrannten Brennstoff beider Gruppen). Die Gesamtmenge an zu entsorgenden MA in Gruppe A beträgt im Jahr 2045 ungefähr 70 Tonnen, der Anteil von Deutschland daran beläuft sich dann auf nahezu 50 Prozent.

### 2.4.4 ERGEBNISSE

Im Weiteren wird lediglich ein Überblick über die wichtigsten Ergebnisse gegeben. Einzelheiten sind der Studie<sup>136</sup> zu entnehmen. Die hier aufgeführten Ergebnisse beziehen sich auf folgende Aspekte:

- Allgemeine Stoffströme
- Energieerzeugung pro Reaktortyp über der Zeit

- Verringerung/Stabilisierung des TRU/MA-Inventars in Ländern der Gruppe A/B
- Erforderliche Anlagen und Kapazitäten des Brennstoffkreislaufs
- Abfallcharakterisierung

#### 2.4.4.1 Anzahl an Bestrahlungsanlagen und Entwicklung des Inventars an abgebranntem Brennstoff

Für eine Reduzierung des MA-Inventars in Ländern der Gruppe A auf nahezu Null und zur Stabilisierung des MA-Inventars in Ländern der Gruppe B (einschließlich der minoren Aktiniden, die während des Betriebs der LWR der Gruppe B erzeugt werden) beläuft sich die optimale Anzahl von ADS des Typs EFIT auf 25 Anlagen (jeweils 400 Megawatt (thermisch)). Diese bis zu 25 Anlagen werden entsprechend den in PATEROS getroffenen Annahmen zwischen 2045 und 2090 in Betrieb genommen (etwa eine Anlage alle zwei Jahre): Die erste Anlage in 2045, eine zweite in 2047 etc. Die durchschnittliche Anzahl der Anlagen in diesem Zeitraum 2045 bis 2090 beträgt etwa 12 bis 13 Anlagen. Dann wird eine konstante Anzahl von Anlagen hauptsächlich für die Verbrennung der kontinuierlich von Ländern der Gruppe B erzeugten MA betrieben.

<sup>135</sup> PATEROS D2.2 2008.

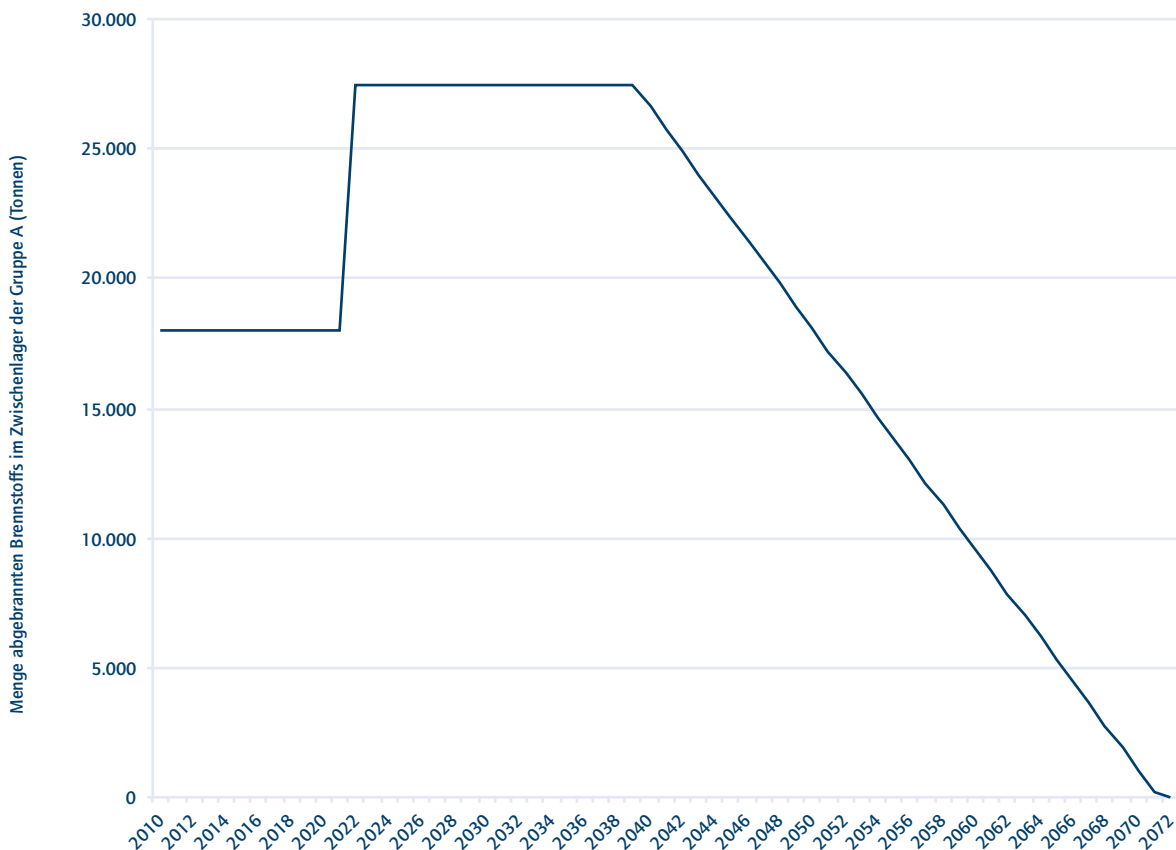
<sup>136</sup> PATEROS D6.2 Studie 2008.

Zur Brennstoffherstellung für die ADSs muss der abgebrannte Brennstoff aus Ländern der Gruppe A ab 2040 wiederaufgearbeitet werden. Abbildung 2 zeigt, dass in diesem Fall das Zwischenlager mit den abgebrannten Brennstoffen aus Ländern der Gruppe A noch vor Ablauf des Jahrhunderts (bis 2072) leer sein wird (durch Wiederaufarbeitung). Eine Abnahme des Inventars an abgebrannten Brennelementen wird bereits ab dem Jahr 2038 erwartet – und zwar um die erforderliche Brennstoffmenge für ADS bei konstanter Rate (vergleiche Abbildung 2). Für das Jahr 2022 wird angenommen, dass der gesamte abgebrannte Brennstoff aus Ländern

der Gruppe A (einschließlich des deutschen abgebrannten Brennstoffes von rund 10.500 Tonnen) aus den Reaktoren zu einem regionalen Zwischenlager transportiert wird, wo er bis zur Wiederaufarbeitung gelagert wird. Diese Mengen sind dem Anstieg der abgebrannten Brennstoffmengen im Jahr 2022 in Abbildung 2 zuzuordnen.

Falls Uran aus der Wiederaufarbeitung in das Ursprungsland zurück transportiert wird, beläuft sich die wiederaufgearbeitete Uranmenge, die zur Endlagerung nach Deutschland zurücktransportiert wird, auf voraussichtlich 9.700 Tonnen.

Abbildung 2: Entwicklung des Inventars an abgebranntem Brennstoff (in Tonnen Schwermetall) in Zwischenlagern von Ländern der Gruppe A<sup>137</sup>



<sup>137</sup> nach PATEROS D2.2 Studie 2008; Romanello 2013.

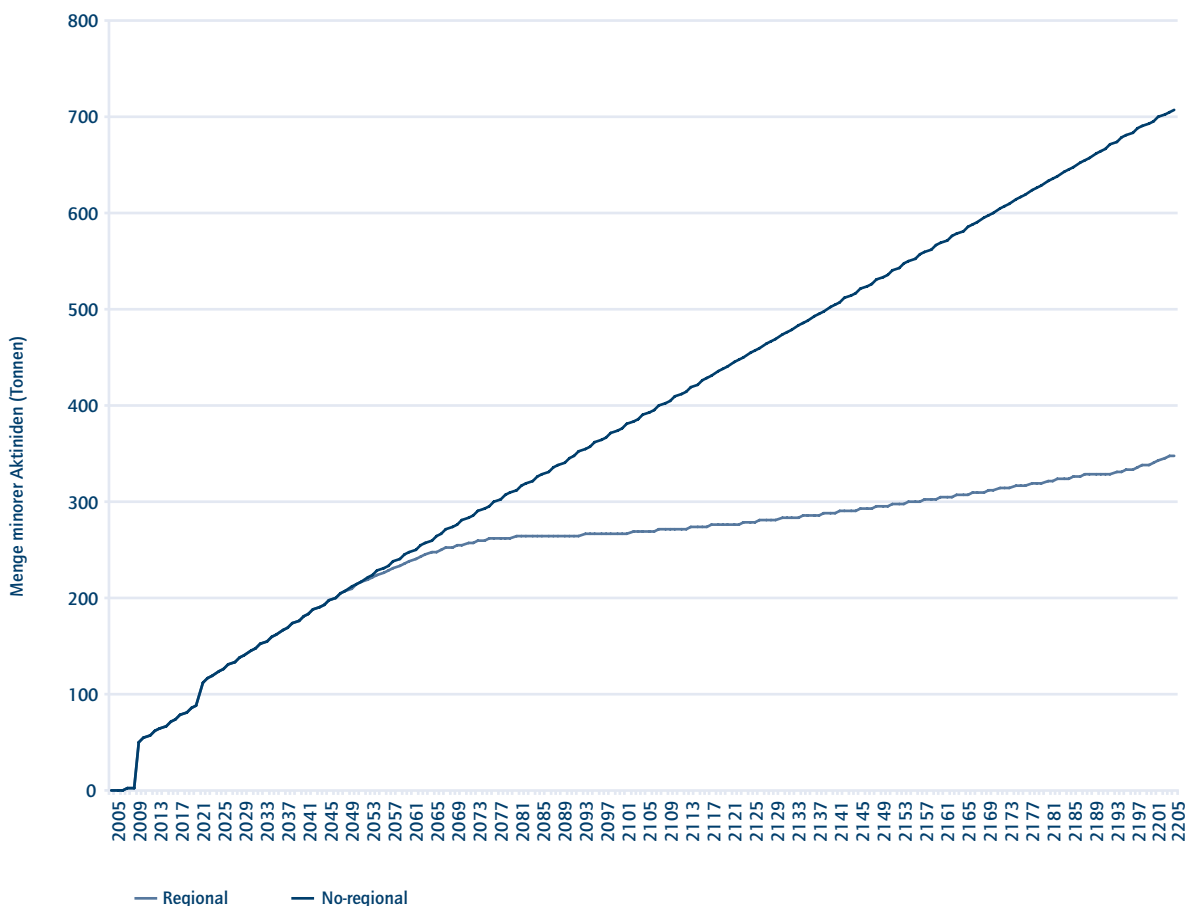


Betrachtet man nur die deutsche Menge des MA-Inventars in abgebranntem Brennstoff (der Gruppe A), so kann theoretisch davon ausgegangen werden, dass die für die Verbrennung der deutschen MA erforderliche Anzahl an ADS-Anlagen 6 bis 7 (nämlich die Hälfte von 12 bis 13) im Durchschnitt beträgt (bezogen auf einen Betriebszeitraum von 30 bis 40 Jahren). Man braucht weniger Anlagen, vielleicht eine oder zwei, wenn für die Beseitigung der Transurane ein längerer Zeitraum (etwa 150 Jahre)

veranschlagt würde. Darüber hinaus erfordert das regionale Szenario keine Realisierung der ADS in Deutschland. Das Gleiche gilt für Anlagen zur Brennstoffherstellung für ADS und für Wiederaufarbeitungsanlagen (siehe Abschnitt 2.4.4.2).

Der Vorteil des regionalen Szenarios im Hinblick auf das MA-Inventar aller Länder (Gruppe A und Gruppe B) wird in Abbildung 3 deutlich. Die bis zu 25 ADS Anlagen

Abbildung 3: MA-Inventar: Vergleich des regionalen Ansatzes mit dem Szenario *Abstinenz*<sup>138</sup>



<sup>138</sup> nach PATEROS D2.2 Studie 2008; Romanello 2013.

verbrennen ab 2045 bis zu 3,5 Tonnen MA pro Jahr. Zuerst, bis circa 2080, eliminieren diese Anlagen das MA-Inventar aus den abgebrannten Brennstoffen der Gruppe A und dann stabilisieren sie das MA-Inventar aus den abgebrannten Brennstoffen der Gruppe B.

Zu diesem Zeitpunkt, ungefähr 2080, wird das MA-Inventar von Ländern der Gruppe A (einschließlich Deutschland) vollständig abgebrannt worden sein. Lediglich Verluste aus der Wiederaufarbeitung und Spaltprodukte werden verbleiben. Die Transuran-Verluste beziehungsweise Spaltprodukte von abgebranntem deutschem LWR-Brennstoff bei einer angenommenen Trennleistung von 99,9 Prozent belaufen sich auf rund 1,7 Tonnen beziehungsweise 420 Tonnen.

Hinzu kommen noch circa 38 Tonnen Spaltprodukte (der deutsche Anteil aus dem ADS-Betrieb) und etwa 0,4 Tonnen (ein Prozent deutsches MA-Inventar, siehe nächstes Kapitel) aus Verlusten der ADS-Brennstoffwiederaufarbeitung nach Deutschland zurück.

#### 2.4.4.2 Anforderungen an Brennstoff-Herstellung und -Wiederaufarbeitung

Für die Brennstoffherstellung sind folgende Kapazitäten erforderlich:

- Etwa 1.000 Tonnen/Jahr UOX-Brennstoff (Nutzung durch ein Land der Gruppe B bei Einsatz einer EFIT-Anlage als Transmutationsanlage). Diese ist keine regionale Anlage, sondern als Anlage eines Landes der Gruppe B zu betrachten.
- Etwa 100 Tonnen/Jahr MOX-Brennstoff (Nutzung durch ein Land der Gruppe B, das heißt nicht in einer regionalen Anlage). Das Verhältnis zwischen UOX- und MOX-Herstellung (10:1) ist proportional zum Anteil an der Stromerzeugung (390 Terawattstunden (elektrisch) UOX: 40 Terawattstunden (elektrisch) MOX).
- Etwa 30 Tonnen/Jahr ADS-Brennstoff (in einer regionalen Anlage). Für Deutschland belaufen sich die für eine

Transmutation der Transurane aus dem abgebrannten Brennstoff Deutschlands erforderlichen Herstellungskapazitäten auf ungefähr 15 Tonnen Schwermetall/Jahr. Dieser Wert wird mit der Zeit niedriger (das heißt eine geringere Wiederaufarbeitungskapazität ist erforderlich), wenn sich der Zeitraum bis zur vollständigen Beseitigung der Transurane verlängert.

Die gleichen Größenordnungen gelten für Wiederaufarbeitungsanlagen. So belaufen sich die jährlichen Wiederaufarbeitungskapazitäten für Brennstoff der ADS für Deutschland auf circa 15 Tonnen Schwermetall/Jahr. Würde für die Beseitigung der Transuran-Inventare ein längerer Zeitraum geplant, wäre eine Verringerung dieser Kapazitäten möglich.

Was die Kosten (Erstellung, Betrieb) der neuen Anlagen (der 25 ADS und der neuen Brennstofffabrikations- und -wiederaufarbeitungsanlagen mit Kapazitäten von jeweils 30 Tonnen/Jahr) betrifft, so wäre grundsätzlich eine Kostenteilung unter den beteiligten Ländern entsprechend ihrer Inventare an abgebranntem Brennstoff möglich. Möglicherweise wäre der Kostenanteil von Ländern der Gruppe B aber auch höher, da diese Länder länger von den Transmutationsanlagen profitieren werden. Die Standzeit derartiger Anlagen ist gegenwärtig allerdings noch nicht genau absehbar.

Schließlich könnte, wie oben bereits ausgeführt, das Uran aus der Wiederaufarbeitung in die Ursprungsländer zurücktransportiert werden (im Falle von Deutschland handelt es sich dabei um insgesamt etwa 9.700 Tonnen). Alternativ wäre eine Nutzung des wiederaufgearbeiteten Urans zur Energieerzeugung in Ländern der Gruppe B denkbar.

#### 2.4.4.3 Charakterisierung des Abfalls

##### (1) Mittel- und langfristige Entwicklung der Radiotoxizität

Das Szenario beruht auf der Annahme, dass neben den bereits existierenden verglasten Abfällen aus der

Wiederaufarbeitung lediglich die Spaltprodukte aus den Brennelementen und die bei der im Rahmen von P&T betriebenen Wiederaufarbeitung anfallenden Transuran-Verluste ins Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle transferiert werden. Die Spaltprodukt- und Transuran-Inventare sind die Summen von Inventaren von abgebranntem, deutschem Brennstoff (rund 420 Tonnen Spaltprodukte), von bereits verglasten Inventaren (212 Tonnen) und von Inventaren, die von ADS kommen (circa 38 Tonnen Spaltprodukte und circa 2 Tonnen Transurane - Verluste aus der Wiederaufarbeitung). Die zeitlichen Entwicklungen der Radiotoxizitäten beim regionalen Szenario (mit gemeinsamen ADS-Anlagen) und im Basisszenario ohne Transmutationsanlagen (das heißt ohne P&T) nach 500, 10.000 und 1 Million Jahren unterscheiden sich um ein bis zwei Größenordnungen (zwei Größenordnungen sind nicht erreichbar wegen bereits verglaster MA-Inventare, siehe Tabelle 1).

Im Falle einer regionalen Umsetzung von P&T erhöht sich die Gesamtmenge an Spaltprodukten um ungefähr neun Prozent (420 + 38 statt 420 Tonnen). Im Vergleich zur direkten Endlagerung des abgebrannten Brennstoffes ist die Änderung der Radiotoxizität der Spaltprodukte langfristig gesehen, so zum Beispiel nach 300 Jahren, sehr gering.

## (2) Mittel- und langfristige thermische Leistung

Über lange Zeiträume (größer als tausend Jahre) verringert sich die thermische Leistung im Vergleich zum Szenario *Abstinenz* um zwei Größenordnungen, da die langzeitige Wärmeentwicklung von den langlebigen Aktiniden dominiert wird und deren Gesamtmenge durch die Transmutation verringert ist. Zu frühen Zeiten wird die thermische Leistung dagegen hauptsächlich von den Spaltprodukten bestimmt, deren Gesamtmenge durch die Transmutation nicht beeinflusst wird, sondern wegen zusätzlicher Energieerzeugung durch Verbrennung von MA um rund 9 Prozent steigt, mit einem entsprechenden Anstieg der Wärmebelastung. Eventuell können die Spaltprodukte aber für

einen begrenzten Zeitraum zwischengelagert werden, um die von ihnen verursachte kurzfristige Wärmeentwicklung zu reduzieren.

## 2.5 SZENARIO ANWENDUNG IN DEUTSCHLAND

In diesem Szenario wird angenommen, dass P&T in Deutschland in vollem Umfang umgesetzt wird. Mehrere technische Optionen sind möglich, einige von ihnen werden im Weiteren beschrieben. Für diese Optionen werden die Anzahl und Kapazität der erforderlichen Anlagen vorläufig quantifiziert und die für die in Abschnitt 2.1 aufgeführten Indikatoren ermittelten Werte analysiert.

### 2.5.1 AUSGANGSBEDINGUNGEN

Wie Tabelle 1 zeigt, werden sich bis zum Jahr 2075 insgesamt etwa 170 Tonnen Transurane, inklusive etwa 38 Tonnen MA in den deutschen abgebrannten Brennelementen angesammelt haben. Diese Menge an Transuranen kann über einen Zeitraum von etwa hundert bis zweihundert Jahren nach 2075 als nahezu konstant angesehen werden.

### 2.5.2 TRANSMUTATION

Über einen begrenzten Zeitraum, das heißt einige Jahre lang, können transuranhaltige nukleare Brennstoffe in einer Transmutationsanlage bestrahlt werden. Während dieser Zeit wird nur ein Teil der Transurane in andere Isotope transmutiert, wobei durch Kernspaltungen auch Energie erzeugt wird. In einem Transmutationszyklus werden daher die nicht transmutierten Transurane aus dem Transmutationsbrennstoff extrahiert, dann mit aus abgebranntem LWR-Brennstoff extrahierten Transuranen vermischt und wieder bestrahlt. Mit den gegenwärtig verfügbaren Technologien können etwa zehn Prozent der Transurane in jedem Zyklus

transmutiert werden, bevor der Brennstoff wieder aufgearbeitet werden muss. Die Bestrahlungsdauer wird vom Hüllrohrmaterial, der Abreicherung spaltbarer Isotope und der Erzeugung von Spaltprodukten während der Bestrahlung begrenzt. Als Ziel wird in Zukunft eine Umwandlung von zwanzig Prozent angestrebt; für experimentelle Brennstäbe wurde dies bereits demonstriert,<sup>139</sup> mit der Folge, dass die Anzahl an Zyklen reduziert würde.

In Abhängigkeit von der Auslegung und Brennstoffzusammensetzung können Anlagen mit schnellem Neutronenspektrum sowohl für das Erbrüten von Plutonium als auch für das Verbrennen von Transuranen optimiert werden (siehe Abschnitt 2.3). Im Vergleich zu konventionellen thermischen Reaktoren liegt der Vorteil Schneller Reaktoren in einem deutlich besseren Ratenverhältnis der durch Neutronen verursachten Kernspaltungen zum Neutroneneinfang der betreffenden Transurane. Ein weiterer Vorteil ist die höhere Neutronenleckrate aus dem Kern, die sowohl im Hinblick auf die Sicherheit – aufgrund niedrigerer Void-Reaktivitätseffekte für höhere Leckage-Kerne – als auch auf die Transmutationsleistung einen Anteil an Transuranen von mehr als zwanzig Prozent im Brennstoff ermöglicht. Diese Void-Reaktivitätseffekte kennzeichnen die Änderung der Kritikalität des Reaktors infolge Änderungen der Kühlmitteldichte und sollen für kritische Reaktoren nahezu Null oder negativ sein (für unterkritische Reaktoren sind höhere Werte möglich). Aus den vorangehend erwähnten Gründen werden Schnelle Reaktoren für die Transmutation von Transuranen bevorzugt.<sup>140</sup>

### 2.5.3 TRANSMUTATIONSBRENNSTOFFE

Aus Gründen der Stabilität und Thermomechanik können Brennstoffe für die Transmutation nicht ausschließlich aus Transuranen hergestellt werden. In Europa werden zwei technische Optionen untersucht: (1) Mischen der Transuranoxide

mit Urandioxid und (2) Mischen der Transuranoxide mit uranfreien (beziehungsweise sogenannten *inerten*) Materialien, die über ein geringeres Atomgewicht verfügen (aus dem Englischen: Inert Matrix Fuel, IMF), wie zum Beispiel Magnesiumoxid (auch CERCER, Keramik-Keramik-Brennstoff genannt) oder Molybdän (auch als CERMET, Keramikoxidbrennstoff mit Metallmatrix, bezeichnet).<sup>141</sup>

Folgendes lässt sich zum Entwicklungsstand von Transmutationsbrennstoffen sagen (siehe auch Kapitel 3 und Kapitel 4):

- Bei der Nutzung von Misch-U-TRU-Oxiden kann auf langjährige Erfahrungen im Industriemaßstab (Wiederaufarbeitung, Fabrikation und Bestrahlung in Leistungsreaktoren) zurückgegriffen werden. Dieser Typ Brennstoff weist eine bemerkenswerte Stabilität unter hypothetischen Störfallbedingungen auf. Ein Nachteil bei der Verwendung von Uran besteht allerdings darin, dass es unter Bestrahlung Transurane erzeugt, weshalb die Transuran-Nettobilanz (Verbrauch minus Erzeugung unter Bestrahlung) weniger günstig (im Hinblick auf die Transmutationsrate) als die Option der Nutzung von IMF ist.
- Erfahrungen mit IMF liegen bisher nur im Labormaßstab vor. Für eine umfassende Entwicklung und Qualifizierung dieser Brennstoffe wären geeignete F&E-Programme erforderlich. Des Weiteren müssten zusätzliche Bestrahlungsversuche unter repräsentativen Betriebsbedingungen und entsprechende Nachbestrahlungsuntersuchungen (Post Irradiation Examinations, PIE) durchgeführt werden.

### 2.5.4 BESTRAHLUNGSANLAGEN FÜR DIE TRANSMUTATION

Zwei Typen von Reaktoren mit schnellen Neutronen werden als Hauptoptionen für die Spaltung von Transuranen

<sup>139</sup> SFR workshop 2012.

<sup>140</sup> OECD-NEA 2011.

<sup>141</sup> EU, ASGARD 2013; Chavin et al. 2012.

betrachtet. Der erste Typ (Referenzsystem) ist ein EFIT-Reaktor, ein unterkritisches ADS mit Blei als Kühlmittel, dessen Design im Rahmen des Projekts EUROTRANS entwickelt wurde.<sup>142</sup> Bei der zweiten Option (Alternativsystem) handelt es sich um ASTRID, einen kritischen Schnellen Reaktor (FR) mit Natrium als Kühlmittel, der zwischen 2020 und 2025 in Frankreich gebaut werden soll.<sup>143</sup> Das ADS überzeugt durch eine maximale Verbrennungsrate, allerdings müssen noch viele technische Probleme gelöst werden und es fehlt an Betriebserfahrung. Der kritische Schnelle Reaktor wird daher als Alternative gesehen, da hier operative Erfahrung vorliegt. EFIT ist für den Betrieb mit IMF und hauptsächlich für die geplante Transmutation von MA in regionalen Szenarien vorgesehen. Das ADS kann jedoch auch zur Verbrennung sowohl von Plutonium als auch MA eingesetzt werden, wenn das Plutonium/MA-Verhältnis weit über eins ist.

ASTRID ist für die Nutzung von MOX-Brennstoff und ein Konversionsverhältnis nahe eins ausgelegt, das heißt der Betrieb erfolgt mit abgereichertem Uran aus Urananreicherungsanlagen und die Transurane werden rezykliert. Auch in diesem Fall ist ein *Brenner*-Kern mit einem relativ niedrigen CR möglich.

Das Szenario geht davon aus, dass die Auslegungen der EFIT- und ASTRID-Anlagen den aus dem deutschen Ausstieg aus der Kernenergie resultierenden Bedürfnissen angepasst wurden. Eine EFIT-ähnliche und eine ASTRID-ähnliche Anlage zur Transmutation sowohl von MA als auch von Plutonium wurden im Rahmen der durchgeführten KIT-Studie<sup>144</sup> für die Simulation mit dem Programm ERANOS und anderen<sup>145</sup> definiert. Im Vergleich zu den Originalauslegungen beider Anlagen mussten dazu insbesondere die Brennstoffzusammensetzung, die Leistung und die Kernkonfiguration angepasst werden. Diese Studien haben jedoch vorläufigen Charakter;

für eine Bestätigung der Ergebnisse sind detailliertere Untersuchungen notwendig. Allerdings wird erwartet, dass sich die gefundenen allgemeinen Tendenzen der untersuchten Indikatoren unverändert zeigen werden.

Betrachtet wurden eine EFIT-ähnliche beschleunigergetriebene Anlage mit 400 Megawatt (thermisch) Leistung und IMF-Brennstoff sowie ein ASTRID-ähnlicher Schneller Reaktor mit 1.200 Megawatt (thermisch) Leistung und einem CR zwischen 0,5 und 0,7 (Alternativsystem).

In Tabelle 4 werden einige EFIT-ähnliche und ASTRID-ähnliche Anlagen miteinander verglichen. Diese vorläufigen Untersuchungen zeigen, dass sowohl EFIT- als auch ASTRID-ähnliche Auslegungen für die Transmutation aller in Deutschland erzeugten Transurane eingesetzt werden können. Man kann davon ausgehen, dass jedes denkbare Plutonium/MA-Verhältnis, zum Beispiel 78/22 (wie im abgebrannten Brennstoff), erreicht werden kann. Das Plutonium/MA Verhältnis bestimmt die Transmutationsrate von Plutonium und MA. Wie bereits früher demonstriert wurde<sup>146,147</sup>, kann man FR auch als MA-Brenner verwenden. Deswegen können auch ASTRID-ähnliche Anlagen mit niedrigen (zum Beispiel 66/34) Plutonium/MA Verhältnissen in regionalen Szenarien betrachtet werden.

### 2.5.5 ANZAHL AN BESTRAHLUNGSANLAGEN UND DAUER DER TRANSMUTATION ALLER TRANSURANE IN DEUTSCHLAND

Für das Verständnis des Brennstoffkreislaufs kann ein einfaches Modell betrachtet werden, siehe Tabelle 5. Als erster Schritt wird ein Abbrand von zehn Prozent angenommen, wobei alle Transurane einmal bestrahlt werden. Dann wird

<sup>142</sup> Artioli et al. 2008; Chen et al. 2011.

<sup>143</sup> Fontaine et al. 2011.

<sup>144</sup> Gabrielli et al. 2013.

<sup>145</sup> Rimpault et al. 2002; Rineiski 2008.

<sup>146</sup> Vezzoni et al. 2012.

<sup>147</sup> Vezzoni et al. 2013.

Tabelle 4: Brennerleistung einer EFIT-ähnlichen und einer ASTRID-ähnlichen Anlage in Abhängigkeit von den Matrixmaterialien, dem Brennstoffvolumenanteil und dem Plutonium/MA-Verhältnis<sup>148</sup>

MATRIX	EFIT-ÄHNLICH		ASTRID-ÄHNLICH	
	MgO	Nat. Mo	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>
Pu/MA	68/32	80/20	66/34	95/5
TRU Vol % Kernzonen: Innen/Mitte/Außen	21/27/31	22/28/32	33/-/36	25/-/27
Leistung (MWth)	400		1.200	
CR	0	0	0,55	0,68
<b>Anfangsinventar im Kern, kg</b>				
TRU	4.133	4.417	6.580	5.087
MATRIX	4.532	9.544	11.408 (U-Anteil)	12.803 (U-Anteil)
<b>Transuran-Verbrennungsraten (kg/TWth) nach 3 bzw. 5 (EFIT bzw. ASTRID) Jahren Bestrahlung und 3 bzw. 5 Jahren Abklingen</b>				
Pu	-21	-35	-4	-13
MA	-24	-9	-15	0
<b>kg verbrannte Transurane/kg geladene Transurane nach 3 bzw. 5 Jahren Bestrahlung (in EFIT bzw. ASTRID) und 3 bzw. 5 Jahren Abklingen</b>				
	-0,11	-0,10	-0,14	-0,13
<b>Sicherheitsrelevante Parameter: Doppler-Konstante und Voideffekt des Kühlmittels (im EFIT Kern bzw. im ASTRID Kern und Na-Plenum oberhalb), pcm</b>				
Doppler	-208	-267	-272	-571
Voideffekt	3.033	3.054	-88	-1.138

die gleiche Menge wieder bestrahlt. Dieser Betrag enthält (1) in etwa 90 Prozent an einmal recycelten Transuranen und (2) 10 Prozent an zweimal recycelten Transuranen.

Nach jedem Schritt verringert sich die Transuran-Masse um zehn Prozent im Vergleich zur anfänglichen Masse. Nach neun Schritten ist die anfängliche Transuran-Menge somit um einen Faktor zehn verringert. Der Wiederaufarbeitungsaufwand, die sekundären Abfallströme etc. werden für jeden Schritt als gleich angenommen.

Die Transurane werden hauptsächlich durch Spaltung transmutiert. Die pro Spaltungsereignis freigesetzte Energie ist für alle Transurane ähnlich und beträgt etwa 200 MeV; dies entspricht einer Energieerzeugung von ungefähr einem Megawatttag pro Gramm gespaltener Transuran-Menge. Wie bereits oben ausgeführt, wird angenommen, dass pro Terawattstunde (thermisch) erzeugter Energie etwa 45 Kilogramm Transurane gespalten werden. Die durch Spaltung von einer Tonne Transuranen erzeugte Energie entspricht daher einer nuklearen Anlage von 2,5 Gigawatt

<sup>148</sup> Rineiski et al. 2013.

Tabelle 5: Brennstoffkreislaufsmodell

← SCHRITT 1	SCHRITT 2	SCHRITT 3	...
TRU von abgebranntem LWR Brennstoff	einmal bestrahlt in ADS/FR	zweimal bestrahlt in ADS/FR	dreimal bestrahlt in ADS/FR

(thermisch), die ein Jahr lang bei einem Lastfaktor von hundert Prozent betrieben wird. Zur Verbrennung von ~ 170 Tonnen Transuranen innerhalb eines Zeitraums von 150 Jahren kann ein Park nuklearer Anlagen mit  $CR = 0$  und einer Gesamtleistung von etwa drei Gigawatt (thermisch) gebaut werden. Liegt das Konversionsverhältnis  $CR$  etwas unter 0,7, sollte die durchschnittliche Gesamtleistung etwa neun Gigawatt (thermisch) (erhöht um einen Faktor von ~ 3) betragen. Dementsprechend müssten also durchschnittlich sieben bis acht EFIT-ähnliche 400 MW (thermisch) beschleunigergetriebene Anlagen mit IMF beziehungsweise sieben bis acht ASTRID-ähnliche 1.200 MW (thermisch) Schnelle Reaktoren mit U-TRU-Oxid etwa 150 Jahre<sup>149</sup> betrieben werden, um das Ziel der Transuran-Verbrennung zu erreichen (siehe auch Abschnitt 2.3.1, Beziehung zwischen Leistung und  $CR$ ). Das ist deutlich mehr als der deutsche Beitrag zum gesamten regionalen Aufwand (MA-Transmutation), da in diesem Szenario auch Plutonium transmutiert werden soll.

Anzahl, Leistung und Konversionsverhältnis der Transmutationsanlagen sowie die für die Verbrennung der Transuran-Inventare erforderliche Zeit hängen eng zusammen. Würde man beispielsweise die Anzahl der Transmutationsanlagen halbieren, so würde sich der für die Beseitigung des Transuran-Inventars benötigte Zeitraum nahezu verdoppeln. Andererseits ließe sich die Dauer beziehungsweise die Anzahl der Anlagen um einen Faktor von etwa 1,5 reduzieren, wenn EFIT-ähnliche Anlagen mit hoher Leistung (600 Megawatt (thermisch)) beziehungsweise ASTRID-ähnliche Anlagen mit niedrigem  $CR$  (~ 0,5) eingesetzt würden. In diesem Zusammenhang

hat das KIT daher ein modifiziertes EFIT Design mit 600 Megawatt (thermisch) und CERMET Brennstoff vorgeschlagen.<sup>150</sup>

Wird eine festgelegte Anzahl von Transmutationsanlagen genutzt, die für einen gewählten Zeitraum betrieben werden, verbleibt am Ende dieses Zeitraumes (zum Beispiel nach ~ 150 Jahren) ein relativ großes Inventar an Transuranen, da alle Transmutationsanlagen nach Ende ihres Betriebs entladen werden. Es wäre daher günstiger, anstelle einer festgelegten Anzahl von Transmutationsanlagen für einen gewählten Zeitraum mehr Anlagen zu betreiben, die nach und nach abgeschaltet werden, je näher das Ende des Transmutationszeitraumes rückt. Denkbar wäre zum Beispiel folgendes Szenario: zunächst ein bis acht Anlagen für dreißig Jahre, dann neun Anlagen im Durchschnitt für neunzig Jahre, dann acht bis ein Anlagen für dreißig Jahre, dann zwei bis eine Anlage mit reduziertem (zum Beispiel um den Faktor Zwei) Transuran-Inventar für zehn Jahre. Am Ende des betrachteten Zeitraumes wäre dann nur noch eine Transmutationsanlage mit reduziertem Transuran-Inventar in Betrieb. Demzufolge müsste dann nur noch das Transuran-Inventar des letzten Kerns (zusätzlich zu den Verlusten aus der Wiederaufarbeitung) entsorgt werden. Durch bestimmte Maßnahmen (Nutzung kleinerer Anlagen) kann das letzte Kerninventar auf lediglich zwei Prozent des ursprünglichen Transuran-Inventars in abgebrannten Brennelementen verringert werden. Die nach dem genannten Zeitraum verbleibende Menge an Transuranen würde aber größer, etwa drei Prozent (siehe unten), weil auch die Verluste aus der Wiederaufarbeitung berücksichtigt werden müssen.

<sup>149</sup> Die ASTRID-ähnliche Anlage mit einem  $CR$  von etwa 0,7 verfügt über eine Leistung von etwa 1.200 Megawatt (thermisch), das heißt dreimal höher als die Leistung der EFIT-Anlage ( $CR = 0$ ) von 400 Megawatt (thermisch).

<sup>150</sup> Chen et al. 2011.

Tabelle 6: Transuran- und Spaltproduktaufkommen (Tonnen) für Szenarien ohne und mit P&T in Deutschland als Zusammenfassung des Abschnitts 2.5.5

	SZENARIO <i>ABSTINENZ</i>	P&T IN DEUTSCHLAND MIT EFIT-ÄHNLICHER ANLAGE	P&T IN DEUTSCHLAND MIT ASTRID-ÄHNLICHER ANLAGE
Transuran-Aufkommen	~ 170 (im Jahre 2022)	~ 5 (Verluste aus der Wiederaufarbeitung und TRU-Inventar der letzten Transmutationsanlage)	~ 5 (Verluste aus der Wiederaufarbeitung und TRU-Inventar der letzten Transmutationsanlage)
Spaltproduktaufkommen	~ 420 (im Jahre 2022)	590 (420 in 2022 + 170 aus der Transmutation von TRU)	930 (420 + 510 aus der Transmutation von U+TRU)

Auch die Gesamtmenge an Spaltprodukten nach der vollständigen Transmutation kann abgeschätzt werden. Im abgebrannten Brennstoff beträgt die Masse an Transuranen circa 170 Tonnen und die Masse von Spaltprodukten liegt bei nahezu 420 Tonnen. Wird eine bestimmte Menge an Transuranen transmutiert, so wird in etwa die gleiche Menge (170 Tonnen) an Spaltprodukten erzeugt in einem EFIT-ähnlichen System mit  $CR = 0$  und eine etwa dreimal so große Menge (510 Tonnen) in ASTRID-ähnlichen Anlagen mit  $CR = 0,7$ , wobei sowohl Transurane als auch Uran in Spaltprodukte umgewandelt werden (Tabelle 6).

Erstrecken sich die Transmutationsaktivitäten über einen Zeitraum von etwa 150 Jahren, so beläuft sich die durchschnittliche jährliche Erzeugung von Spaltprodukten durch Transmutation auf etwa 170 Tonnen dividiert durch 150, das heißt rund 1,2 Tonnen pro Jahr (bei der Nutzung von EFIT-ähnlichen Anlagen mit  $CR = 0$ ). Im Falle von  $CR = 0,5 - 0,7$  (Transmutation in ASTRID-ähnlichen Anlagen) ist die mittlere Erzeugungsrate von Spaltprodukten zwei- bis dreimal höher, das heißt sie beträgt 2,5 – 3,5 Tonnen pro Jahr.

In beiden Fällen,  $CR = 0$  und  $CR > 0$ , würden sich thermische Leistung und Radiotoxizität des eingelagerten Materials innerhalb kurzer Zeit nach den 150 Jahren im Vergleich zum Szenario *Abstinenz* (ohne Transmutation) spürbar verringern. Im Folgenden wird davon ausgegangen, dass die Lagerung des inerten Matrixmaterials (im Falle von

$CR = 0$ ) vernachlässigt werden kann, wenn die Matrixmaterialien im Brennstoffkreislauf größtenteils wiederverwendet werden, auch wenn das Matrixmaterial durch Aktivierung gering radioaktiv ist.

## 2.5.6 WIEDERAUFARBEITUNG

Wie bereits oben ausgeführt, ist die Wiederaufarbeitung ein wesentlicher Bestandteil des Brennstoffkreislaufes. Das Transuran-Inventar des Kerns einer EFIT-ähnlichen beschleunigergetriebenen Anlage beläuft sich auf vier bis fünf Tonnen, siehe Tabelle 4. Das Volumen der inerten Matrix (Magnesiumoxid beziehungsweise Molybdän) ist verglichen mit dem Volumen der Transurane dreimal größer und das Matrixgewicht hängt von der Matrixdichte ab. Im Falle von Magnesiumoxid entspricht die Masse nahezu der Masse an Transuranen (vier bis fünf Tonnen), im Falle vom Molybdän ist die Masse etwa doppelt so hoch. Das Schwermetallinventar der ASTRID-ähnlichen Anlage, das heißt die Menge an Uran und Transuranen, beträgt etwa 18 Tonnen. Darunter befinden sich fünf bis sieben Tonnen Transurane, was etwa einem Drittel des Schwermetallinventars entspricht.

Das Transuran-Inventar des EFIT-ähnlichen Kerns wird nach ungefähr drei Jahren vollständig ausgetauscht, weshalb eine Wiederaufarbeitung von etwa 1,5 Tonnen pro Jahr und pro Reaktor eingeplant werden sollte. Die



Wiederaufarbeitungsmenge des inerten Matrixmaterials (bei Wiederverwendung der Matrix) wird ähnlich beziehungsweise doppelt so hoch sein, je nachdem, welcher Typ Matrix eingesetzt wird. Das Inventar eines ASTRID-ähnlichen Kerns wird nach fünf Jahren komplett ausgetauscht, weshalb eine Wiederaufarbeitung von circa 3,5 Tonnen (Uran + TRU) pro Jahr und pro Reaktor vorzusehen ist.

Die Wiederaufarbeitung des Transuran-Brennstoffs und die immanente Lagerungsdauer beeinflussen durch radioaktiven Zerfall die Zusammensetzung der Transurane. Insbesondere ist der Curium-Gehalt des bestrahlten Brennstoffes nach langen Abklingzeiten geringer. Allerdings können lange Abklingzeiten auch zu einem höheren Anteil an MA, insbesondere Americium, in den Transuranen führen. Grund dafür sind die bereits oben erwähnten Zerfallsreaktionen (zum Beispiel Zerfall von Plutonium-241 zu Americium-241). Ein höherer Gehalt an Americium führt zu einer höheren Heliumerzeugung im Brennstoff und beeinträchtigt das Sicherheits- und Unfallverhalten des Reaktorkerns. Im Rahmen einer detaillierten Studie sollten optimale Abklingzeiten unter verschiedenen Aspekten und insbesondere im Hinblick auf die Brennstoffwiederaufarbeitung untersucht werden.

Ausgehend von Transuran-Verlusten von etwa 0,1 Prozent (das heißt von einer Trennleistung von 99,9 Prozent) pro Zyklus und einer Verringerung des Transuran-Gehalts um etwa zehn Prozent bei einer Bestrahlungsdauer von drei Jahren (siehe Tabelle 4) in einer EFIT-ähnlichen Anlage (bei zehn benötigten Zyklen), belaufen sich die Wiederaufarbeitungsverluste auf ungefähr ein Prozent des verbrannten Brennstoffes. Die Wiederaufarbeitungsverluste aufgrund der Verbrennung von 170 Tonnen Brennstoff in EFIT-ähnlichen Anlagen entsprechen also ein Prozent des ursprünglichen Inventars und somit rund 1,7 Tonnen. Bei Nutzung von ASTRID-ähnlichen Anlagen mit Konversionsverhältnissen von etwa 0,7 ist die Verbrennungsrate von Transuranen pro Reaktor ähnlich. Allerdings ist das Transuran-Inventar um etwa dreißig Prozent höher, weshalb auch von dreißig

Prozent höheren Wiederaufarbeitungsverlusten ausgegangen werden kann. Um diese Verluste auf das EFIT-Niveau zu verringern, sind höhere Abbrände und geringere CR-Werte nötig. Langfristig, innerhalb der nächsten hundert Jahre, erscheint eine höhere Effizienz der Wiederaufarbeitungsanlagen durchaus möglich, zum Beispiel eine Trennleistung von 99,95 Prozent. Dies würde die Restmenge an Transuranen halbieren.

### 2.5.7 ZUSAMMENFASSUNG

Die in den vorangegangenen Abschnitten beschriebenen Ergebnisse werden nachfolgend in Tabelle 7 zusammengefasst.<sup>146</sup>

Im vorliegenden Kapitel wurden kritische (natriumgekühlte) und unterkritische (beschleunigergetriebene Systeme, bleigekühlt) Schnelle Reaktoren diskutiert. Alternative Anlagen zur Bestrahlung von Transuranen, wie zum Beispiel gasgekühlte Schnelle Reaktoren und Flüssigsalzreaktoren, könnten ebenfalls berücksichtigt werden. Diese Optionen sind mit größeren technischen Herausforderungen verbunden, insbesondere aufgrund der erforderlichen Strukturmaterialien. Für deren Umsetzung wären mehr F&E-Arbeiten nötig. Weitere Details sind dem Kapitel 4 zu entnehmen.

Bei Nutzung von sieben bis acht beschleunigergetriebenen Anlagen oder Schnellen Reaktoren als Bestrahlungsanlagen könnten nahezu alle Transurane (95 Prozent oder mehr) im abgebrannten Brennstoff innerhalb eines Zeitraums von etwa 150 Jahren transmutiert werden. Durch Erhöhung der Anzahl oder der Leistung der Transmutationsanlagen beziehungsweise durch Verringerung des Konversionsverhältnisses CR der kritischen Schnellen Reaktoren ließe sich diese Transmutationsdauer reduzieren. Am Ende würden wenige Prozent Transurane, etwa drei Prozent des ursprünglichen Transuran-Inventars (etwa fünf Tonnen), aufgrund von Wiederaufarbeitungsverlusten und dem Inventar der letzten

<sup>151</sup> Fazio et al. 2013.

Tabelle 7: Zusammenfassung der möglichen Optionen für das Szenario *Anwendung in Deutschland*

	REFERENZSYSTEM		ALTERNATIVSYSTEM
	EFIT-ähnliche Anlage		ASTRID-ähnliche Anlage
Brennstoff	(IMF, TRU)		(U,TRU)
Matrix	MgO	Mo <sub>nat</sub>	UO <sub>2</sub>
Industrielle Erfahrung	begrenzt	begrenzt	umfangreicher
CR	0	0	(0,5 – 0,7)
Leistung (MWth)	400		~ 1.200
Plutonium/MA-Verhältnis	~ 70/30 bis 90/10		~ 70/30 bis 90/10
HM-Anteil	~ 20 – 30 %		100 %
Anfängliche Schwermetallbeladung (in Tonnen)	4 – 5 (TRU)		18 (U + TRU)
Transuran-Verbrennungsrate (kg/TWhth)	40 – 45		14 – 16
Verbrannte/geladene Transurane pro Zyklus	~ 10 %		~ 13 %
Bestrahlungsdauer (bei 100 % Lastfaktor <sup>147</sup> )	3 Jahre		5 Jahre
Anzahl an Anlagen im Durchschnitt	7 – 8 Anlagen über 150 a		7 – 8 Anlagen über 150 a
Wiederaufarbeitung (Tonnen Schwermetalle/a) im Durchschnitt	~ 9 – 10 (TRU)		~ 24 (U + TRU)
Kumulative Transuran-Verluste	~ 1,7 Tonnen		~ 1,7 Tonnen
Änderung der eingelagerten Menge an Spaltprodukten	ca. 170 Tonnen mehr		ca. 510 Tonnen mehr
Energieerzeugung (TWhth)	ca. 4.000		ca. 12.000

Transmutationsanlage verbleiben. Dabei ist zu berücksichtigen, dass die bereits verglasten Abfälle eine vergleichbare Transuran-Menge enthalten (siehe Tabelle 1, Abschnitt 2.2). Die dargestellten Ergebnisse haben vorläufigen Charakter und sollten durch detailliertere Studien auf der Grundlage dynamischer Berechnungen und genauerer Auslegungsstudien verifiziert werden.

## 2.6 SCHLUSSFOLGERUNGEN

In den vorangehenden Kapiteln wurden die verschiedenen Szenarien bezüglich P&T, ausgehend vom Szenario

*Abstinenz* bis hin zur vollständigen Umsetzung von P&T in Deutschland, zusammenfassend beschrieben und Indikatoren quantifiziert. Anhand dieser Indikatoren (Abschnitt 2.1) lassen sich die Szenarien miteinander vergleichen, auch wenn die Zahlenangaben noch vorläufigen Charakter haben. Die Gesamtergebnisse sind in Tabelle 8 aufgeführt. Bei den Zahlen handelt es sich nicht um zuverlässige absolute Werte; zur Bestätigung dieser Zahlen und zur Abschätzung ihrer Unsicherheiten sind genauere Untersuchungen und Berechnungen für die einzelnen Szenarien erforderlich. Allerdings kann man davon ausgehen, dass die hier dargestellten allgemeinen Tendenzen als Grundlage für Vergleiche dienen können.

<sup>152</sup> Der Einfachheit halber wird von einer Verfügbarkeit von hundert Prozent ausgegangen. Ist die Verfügbarkeit des beschleunigergetriebenen Systems niedriger, zum Beispiel um den Faktor Zwei aufgrund angenommener Abschaltungen des Beschleunigers, würde sich der Zeitraum für die Transmutation in beschleunigergetriebenen Systemen oder die Anzahl der beschleunigergetriebenen Anlagen verdoppeln. Gegenwärtig ist die Verfügbarkeit von beschleunigergetriebenen Systemen schwer abzuschätzen. Umfangreiche Erfahrungen mit Beschleuniger/Target-Betrieb sind notwendig.

Tabelle 8: Vergleich der Szenarien auf der Grundlage ausgewählter Indikatoren

INDIKATOR	ABSTINENZ (EIN P&T)	FORSCHUNGSPARTIZIPATION (KEIN P&T, ABER F&E)	EUROPÄISCHE SYSTEMPARTIZIPATION (REGIONALE UMSETZUNG VON P&T)	ANWENDUNG IN DEUTSCHLAND (P&T IN DEUTSCHLAND)
Menge an HWA (nur Schwermetalle)	- 212 t verglaster HWA - ~10.500 t abgebrannte Brennstoffe im Jahre 2022	- 212 t verglaster HWA - ~10.500 t abgebrannte Brennstoffe im Jahre 2022	- 212 t verglaster HWA - 2 – 3 t: TRU Schwermetalle aufgrund von Wiederaufarbeitungsverlusten	- 212 t verglaster HWA - 3 – 4 t: TRU Schwermetalle aufgrund von Wiederaufarbeitungsverlusten - 3 t aus der letzten Transmutationsanlage
Thermische Leistung nach 50 a	~ 7,0 × 10 <sup>6</sup> W	~ 7,0 × 10 <sup>6</sup> W	~ 6,45 × 10 <sup>6</sup> W	~ 6,45 × 10 <sup>6</sup> W
Thermische Leistung nach 500 a	~ 2 × 10 <sup>6</sup> W	~ 2 × 10 <sup>6</sup> W	Verringerung um 1 bis 2 Größenordnungen	Verringerung um 1 bis 2 Größenordnungen
Radiotoxizität nach 50 a (z. B. wenn man mit der P&T im Jahr 2075 anfangen kann)	~ 1,4 × 10 <sup>12</sup> Sv	~ 1,4 × 10 <sup>12</sup> Sv	~ 1,4 × 10 <sup>12</sup> Sv + relativ kleiner Anteil aus 30–40 Tonnen Spaltprodukten aufgrund von Transmutation	~ 1,4 × 10 <sup>12</sup> Sv + relativ kleiner Anteil aus 170 (ADS) oder 525 (FR) Tonnen Spaltprodukten aufgrund von Transmutation
Radiotoxizität nach 500, 10.000, 1.000.000 a	~ 5,0 × 10 <sup>11</sup> Sv ~ 7,0 × 10 <sup>10</sup> Sv ~ 9,0 × 10 <sup>8</sup> Sv	~ 5,0 × 10 <sup>11</sup> Sv ~ 7,0 × 10 <sup>10</sup> Sv ~ 9,0 × 10 <sup>8</sup> Sv	1 – 2 Größenordnungen geringer	1 – 2 Größenordnungen geringer
Sekundärabfälle aufgrund von P&T	Entfällt	Entfällt	Kurzlebige mittelaktive Abfälle aus dem Betrieb  Langlebige Abfälle aus der Wiederaufarbeitung in Abhängigkeit von den genutzten Technologien  Sehr leicht erhöhtes Aufkommen an Abfällen aus der Stilllegung der P&T-Anlagen  Gemeinsame Entsorgung der Sekundärabfälle aus dem Betrieb, der Wiederaufarbeitung und der Stilllegung im Rahmen des regionalen Szenarios	Kurzlebige mittelaktive Abfälle aus dem Betrieb  Langlebige Abfälle aus der Wiederaufarbeitung in Abhängigkeit von den genutzten Technologien  Leicht erhöhtes Aufkommen an Abfällen aus der Stilllegung der P&T-Anlagen

<b>Anzahl und Kapazität der Anlagen</b>	Zwischenlagerung – geologisches Endlager für die oben genannten Mengen	Zwischenlagerung – geologisches Endlager für die oben genannten Mengen	Bestrahlung: 6 – 7 <b>Anlagen (Deutscher Anteil im regionalen Verbund, nur für MA Verbrennung) mit Betrieb über 30 – 40 Jahre</b> (z. B. 400 MWth EFIT)  Wiederaufarbeitung und Fabrikation: Bei Beseitigung der MA innerhalb ~ 30 – 40 a 15 t Schwermetalle/a für EFIT-ähnliche Anlagen Bei längerer Dauer (~ 150 a) geringere Kapazitäten erforderlich  Geologisches Endlager in Deutschland für die Lagerung von Spaltprodukten und Wiederaufarbeitungsverluste	Bestrahlung: 7 – 8 <b>Anlagen über einen Zeitraum von 150 Jahren</b> (400 MWth EFIT-ähnliche Anlagen oder 1.200 MWth ASTRID-ähnliche Anlagen) <b>für Pu und MA Verbrennung</b>  Wiederaufarbeitung und Fabrikation: 9 – 10 t Schwermetalle/a für EFIT-ähnliche bzw. 24 t Schwermetalle/a für ASTRID-ähnliche Anlagen  Geologisches Endlager in Deutschland für die Lagerung von Spaltprodukten und Wiederaufarbeitungsverluste
<b>Anforderungen an Anlagen zur Einhaltung der Dosisgrenzwerte</b>	Betrifft Zwischenlagerung	Betrifft Zwischenlagerung	Bei Wiederaufarbeitungs-, Fabrikations- und Bestrahlungsanlagen: Ad-hoc-Lösungen zur Begrenzung der Strahlenbelastung des Personals können im Rahmen der zusätzlichen Kosten von P&T berücksichtigt werden	Bei Wiederaufarbeitungs-, Fabrikations- und Bestrahlungsanlagen: Ad-hoc-Lösungen zur Begrenzung der Strahlenbelastung des Personals können im Rahmen der zusätzlichen Kosten von P&T berücksichtigt werden
<b>Erforderliche F&amp;E-Arbeiten</b>	Zwischenlagerung – geologische Endlagerung	Zwischenlagerung – geologische Endlagerung + spezifische F&E-Arbeiten im internationalen Kontext zum besseren Verständnis der P&T-Themenbereiche	Zwischenlagerung – geologische Endlagerung + F&E zu P&T: z. B. Auslegung der Transmutationsanlage und Brennstofffabrikation, Werkstoffe, Thermohydraulik, Sicherheit, Stilllegung, Wiederaufarbeitung	Zwischenlagerung – geologische Endlagerung + F&E zu P&T: z. B. Auslegung der Transmutationsanlage und Brennstofffabrikation, Werkstoffe, Thermohydraulik, Sicherheit, Stilllegung, Wiederaufarbeitung
<b>Uraninventar</b>	9.710 t	9.710 t	9.710 t oder weniger, falls rückgewonnenes U von Ländern mit weiterer Kernenergienutzung verwendet wird	9.710 t
<b>Verfügbares Know-how</b>	Gegenwärtig liegen Erkenntnisse aus F&E in allen relevanten technischen Bereichen vor, sie könnten allerdings allmählich verloren gehen	Know-how in ausgewählten technischen Bereichen sollte entwickelt werden	F&E-Kenntnisse in allen relevanten technischen Bereichen; gemeinsame Nutzung des Know-hows zu Auslegung, Bau, Betrieb und Stilllegung auf EU-Ebene	F&E-Kenntnisse in allen relevanten technischen Bereichen sowie weiteres Know-how zu Auslegung, Bau, Betrieb und Stilllegung sind zu entwickeln

Die Verringerung der Menge an wärmeentwickelnden Abfällen, der thermischen Leistung und der Radiotoxizität in Folge einer Durchführung von P&T in Deutschland kann signifikant sein, auch wenn die Menge an Sekundärabfällen ansteigt. Der Anstieg des Spaltproduktinventars aufgrund des Betriebs der Transmutationsreaktoren hat nur einen relativ geringen Einfluss auf das Endlager in langfristiger Sicht (mehr als dreihundert Jahre). Von größerer Bedeutung sind hohe thermische Leistungen und Strahlenbelastungen in den Anlagen des Brennstoffkreislaufes. Um die Strahlenbelastung des Personals unterhalb der gesetzlich zulässigen Werte zu halten, sind zusätzliche Maßnahmen und Kosten vorzusehen. Anzahl und Kapazität der verschiedenen, zur Durchführung von P&T benötigten Anlagen des Brennstoffkreislaufs (Brennstoffherstellung und -verarbeitung, Transmutationsreaktoren) wurden abgeschätzt. Die mit einem regionalen Szenario in Europa mit gemeinsamer Nutzung von Anlagen und Teilung der Kosten verbundenen Potenziale wurden ebenso beschrieben wie mögliche Vorteile für Deutschland, zum Beispiel: geringere Investitionen, anteilige Betriebs- und Stilllegungskosten an den Gesamtkosten, Anteile F&E-Kosten, kein erforderlicher Bau neuer Anlagen in Deutschland. Allerdings sind weitere detaillierte Studien erforderlich, um die erwarteten Vorteile und Unsicherheiten genauer zu quantifizieren.

Schließlich wurde darauf hingewiesen, dass die Realisierung der Szenarien *Forschungspartizipation, Europäische Systempartizipation und Anwendung in Deutschland* auch immer zumindest teilweise auf vorhandenem Know-how aufbauen wird und dass beträchtliche F&E-Arbeiten erforderlich sind. Im Falle der Entscheidung für das Szenario *Abstinenz* könnte gegenwärtig noch vorhandenes Know-how in der Reaktortechnik und Brennstoffwiederaufarbeitungstechnologie möglicherweise bald verloren gehen.

## LITERATUR

### Ait Abderrahim 2010

Ait Abderrahim, H.: *MYRRHA, an Innovative and Unique Irradiation Research Facility*, SCK•CEN. URL: [http://www.iaea.org/INPRO/2nd\\_Dialogue\\_Forum/MYRRHA\\_IAEA\\_INPRO\\_7.10.pdf](http://www.iaea.org/INPRO/2nd_Dialogue_Forum/MYRRHA_IAEA_INPRO_7.10.pdf) [Stand: 23.09.2013].

### Artioli et al. 2008

Artioli, C./Chen, X./Gabrielli, F./Glinatsis, G./Liu, P./Maschek, W./Petrovich, C./Rineiski, A./Sarotto, M./Schikorr, M.: *Minor Actinide Transmutation in ADS: The EFIT Core Design* (Proceedings in International Conference PHYSOR'08, 14.–18. September 2008), Interlaken, Schweiz: 2008.

### Boucher et al. 2006

Boucher, L./Grouiller, J. P.: *COSI: The Complete Renewal of the Simulation Software for the Fuel Cycle Analysis* (Proceedings in International Conference ICONE 14, 17.–20. Juli 2006), Miami, Florida: 2006.

### Chavin et al. 2012

Chavin, N./Phelip, M./Bejaoui, S.: *Qualification of Minor Actinide Fuels for Fast Reactor: Fuel Design and Feedback of Irradiation Results* (Proceedings in International Conference IEMPT12, 24.–27. September), Prag, Tschechische Republik: 2012.

### Chen et al. 2011

Chen, X.-N./Rineiski, A./Maschek, W./Liu, P./Matzerath Boccaccini, C./Sobolev, V./Delage, F./Rimpault, G.: "Comparative Studies of CERCER and CERMET Fuels for EFIT from the Viewpoint of Core Performance and Safety". In: *Progress in Nuclear Energy*, 53, 2011, S. 855–861.

**EU, ASGARD 2013**

EU, ASGARD: Advanced Fuels for Gen IV Reactors: Re-processing and Dissolution, 7<sup>th</sup> EU Framework Program Coordinated Action, URL: <http://asgardproject.eu/> [Stand: 23.09.2013].

**Fazio et al. 2013**

Fazio, C./Rineiski, A./Salvatores, M./Schwenk-Ferrero, A./Romanello, V./Vezzoni, B./Gabrielli, F.: *Study on Partitioning and Transmutation as a possible option for spent fuel management within a nuclear phase-out scenario* (Proceedings in International Conference GLOBAL2013, 29. September – 3. Oktober 2013), Salt Lake City, Utah: 2013.

**Fontaine et al. 2011**

Fontaine, B./Devictor, N./LeCoz, P./Zaetta, A./Verwaerde, D./Hamy, J.-M.: *The French R&D on SFR Core Design and ASTRID Project* (Proceedings in International Conference GLOBAL 2011, 11. – 16. Dezember), Makuhari, Japan: 2011.

**Gabrielli et al. 2013**

Gabrielli, F./Rineiski, A./Vezzoni, B./ Maschek, W./ Salvatores, M.: *ASTRID-like Fast Reactor Cores for Burning Plutonium and Minor Actinides* (Proceedings in International Symposium on Innovative Nuclear Energy Systems INES-4, 5. – 8. November 2013), Tokyo, Japan: 2013.

**IAEA TecDoc 2009**

Advanced Reactor Technology Options for Utilization and Transmutation of Actinides in Spent Nuclear Fuel., (IAEA TecDoc 1626), IAEA, Wien: 2009.

**Lensa, von et al. 2008**

von Lensa, W./Nabbi, R./Rossbach, M.: RED-IMPACT: Impact of Partitioning, Transmutation and Waste Reduction Technologies on the Final Nuclear Waste Disposal (Synthesis Report), Jülich Forschungszentrum: 2008.

**Magill et al. 2003**

Magill, J./Berthou, V./Haas, D./Galy, J./Schenkel, R./Wiese, H.-W./Heusener, G./Tommasi J./Youinou, G.: "Impact Limits of Partitioning and Transmutation Scenarios on the Radio-toxicity of Actinides in Radioactive Waste". In: *Nuclear Energy*, 42, 2003, S. 263 – 277.

**OECD-NEA 2006**

NEA/OECD: Advanced Nuclear Fuel Cycles and Radioactive Waste Management (NEA No. 5990), 2006.

**OECD-NEA 2011**

OECD-NEA: Potential Benefits and Impacts of Advanced Nuclear Fuel Cycles with Actinides Partitioning and Transmutation (NEA No. 6894), 2011.

**PATEROS D2.2 Studie 2008**

PATEROS: *Deliverable D2.2 – Results of the Regional Scenarios Studies*, 6<sup>th</sup> EU Framework Program Coordinated Action, 2008.

**PATEROS D6.2 Studie 2008**

PATEROS: Deliverable D6.2 – P&T Roadmap Proposal for Advanced Fuel Cycles to a Sustainable Nuclear Energy – Synthesis report, 6<sup>th</sup> EU Framework Program Coordinated Action Final Report, 2008.

**Rimpault et al. 2002**

Rimpault G./Plisson, D./Tommasi, J./Jacqmin, R./Rieunier, J.-M./Verrier, D./Biron, D.: *The ERANOS Code and Data System for Fast Reactor Neutronic Analyses* (Proceedings in International Conference on the Physics of Reactors PHYSOR 2002, 7. – 10. Oktober 2002), Seoul, Korea: 2002.

**Rineiski 2008**

Rineiski, A.: "Decay Heat Production in a TRU Burner". *Progress in Nuclear Energy*, 50, 2008, S. 377.

**Rineiski et al. 2013**

Rineiski, A./Vezzoni, B./Gabrielli, F./Maschek, W./Salvatores, M./Fazio, C.: *Options for Incineration of Trans-uranium Elements from German Spent Nuclear Fuel* (Proceedings in International Conference ICENES-2013, 27. – 31. Mai 2013), Madrid, Spanien: 2013.

**Romanello 2013**

Romanello, V., KIT, persönliche Mitteilung, 2013

**Rome et al. 1991**

Rome, M./Salvatores, M./Mondot, J.: "The Plutonium Reload Experience in French Pressurized Water Reactors". In: *Nucl. Technology*, 94, 1991, S. 87.

**Salvatores et al. 2009**

Salvatores, M./Ait Abderrahim, H./Caron-Charles, M./Fazio, C.: *Analysis of Options for a Decision Process Towards P&T Implementation* (Proceedings in International Conference GLOBAL 2009, 6. – 11. September 2009), Paris, Frankreich: 2009.

**SFR workshop 2012**

SFR: *SFR Coolant and Fuel* (International Conference PHYSOR 2012 – Advances in Reactor Physics – Linking Research, Industry, and Education, 15. – 20. April 2012), Knoxville, Tennessee: 2012.

**Vezzoni et al. 2012**

Vezzoni, B./Gabrielli, F./Rineiski, A./Marchetti, M./Maschek, W./Zhang, D./Salvatores, M./Schwenk-Ferrero, A./Romanello, V./Forasassi, G.: *Analysis of Minor Actinides Incineration Adopting an Innovative Fast Reactor Concept* (Proceedings in International Conference IEMPT12, 24. – 27. September 2012), Prag, Tschechische Republik: 2012.

**Vezzoni et al. 2013**

Vezzoni, B./Gabrielli, F./Rineiski, A./Schwenk-Ferrero, A./Romanello, V./Maschek, W./Fazio, C./ Salvatores, M./: *Minor Actinides Incineration Options using Innovative Na-cooled Fast Reactors: Impacting on Phasing-out and On-going Fuel Cycles* (Proceedings in International Symposium on Innovative Nuclear Energy Systems INES-4, 5. – 8. November 2013), Tokyo, Japan: 2013.

**Wehmann et al. 1995**

Wehmann, U./Sperber, F./Strehlen, U.: "Transmutation of Long-lived Radionuclides by Advanced Converters". In: *Nucl. Sci. Techn. Series*, EUR 16605 EN, 1995.





## 3 TECHNOLOGISCHE ANFORDERUNGEN UND HERAUSFORDERUNGEN FÜR P&T

*Andreas Geist, Andreas Havenith, John Kettler, Bruno Merk, Giuseppe Modolo, Andrei Rineiski*

Die potenzielle Anwendung von Partitionierung und Transmutation (P&T) ist mit einer Reihe von Anforderungen und erheblichen Herausforderungen verbunden. Dies betrifft sämtliche Aspekte von P&T: die Abtrennung der zu transmutierenden Aktiniden aus bestrahlten Kernbrennstoffen unterschiedlicher Art, die Herstellung von zur Transmutation geeigneten Brennstoffen, deren Einsatz in Reaktoren zur Transmutation sowie die eingesetzten Reaktoren selbst. Schließlich spielen auch Aspekte der Entsorgung eine wesentliche Rolle.

### 3.1 EFFEKTIVE ABTRENnung DER AKTINIDEN AUS ABGEBRANNTEM BRENNSTOFF

Die Abtrennung von Aktiniden aus abgebrannten Brennstoffen kann auf zwei Wegen erfolgen:

1. durch hydrometallurgische Verfahren, also durch Verfahren, wie sie im PUREX-Prozess verwendet werden, und
2. durch pyrometallurgische Verfahren, also durch in Salzsäure ablaufende elektrochemische Prozesse.

Eine Beschreibung dieser Verfahren ist in Abschnitt 4.1 gegeben.

Für die Aktinidenabtrennung aus kommerziellen Brennstoffen aus Leichtwasserreaktoren (LWR) erscheinen die hydrometallurgischen Verfahren aufgrund des weiter fortgeschrittenen Entwicklungsstandes und der langen industriellen Erfahrung mit dem PUREX-Prozess besser geeignet. Allerdings könnten pyrometallurgische Verfahren aufgrund der höheren radiolytischen Stabilität der verwendeten chemischen Systeme für die Aufarbeitung von Transmutationsbrennstoffen mit hohem Abbrand und kurzer Kühlzeit vorteilhaft sein.

### Erforderliche Anlagen

Im Zusammenhang mit der Abtrennung von Aktiniden werden im Falle einer hydrometallurgischen Abtrennung im Wesentlichen die Anlagen benötigt, die für die Implementierung des PUREX-Prozesses erforderlich sind. Dazu kommen weitere Prozessschritte zur Abtrennung der minoreren Aktiniden. Es werden also folgende Anlagenteile benötigt:

1. Anlagenteile, die dem sogenannten Head End zuzuordnen sind (Brennelementeingangslager, Zerlegung, Auflösung, feed clarification);
2. Anlagenteile des eigentlichen Trennprozesses (Extraktionsapparate, Pufferbehälter, Tanks);
3. Anlagenteile zur Fuel Conversion (das heißt zur Überführung der in Lösung vorliegenden abgetrennten Aktiniden in feste Produkte zur Weiterverarbeitung).

Für eine pyrometallurgische Abtrennung werden analoge Anlagenteile benötigt, welche sich aber in der Ausführung unterscheiden.

Aus einer Tonne LWR-Brennstoff werden etwa 17 Kilogramm Plutonium und minore Aktiniden abgetrennt, woraus Transmutationsbrennstoffe mit hohem Aktinidenanteil (im Bereich von bis zu dreißig Prozent) hergestellt werden. Diese müssen nach der Bestrahlung erneut aufgearbeitet werden. Die Anlagen zur Aufarbeitung der Transmutationsbrennstoffe sind entsprechend kleiner als die zur Aufarbeitung der LWR-Brennstoffe.

### Anforderungen

An die verschiedenen Verfahren zur Abtrennung der Aktiniden aus abgebranntem Brennstoff bestehen Anforderungen in folgenden Punkten:

- Minimierung der Aktinidenverluste, das heißt Minimierung der Aktinidenmengen, die nicht in die Transmutationsbrennstoffe überführt werden und daher in verschiedene, zu entsorgende Abfallströme gelangen,
- hohe Dekontaminationsfaktoren, das heißt Erzeugung eines reinen Aktinidenprodukts zur Weiterverarbeitung zu Transmutationsbrennstoffen,
- Minimierung der Mengen von Sekundärabfällen, das heißt von letztlich zu entsorgenden radioaktiven Abfällen aus den Abtrenn- und Umwandlungsprozessen,
- geringe Staubemissionen bei der Überführung der abgetrennten Aktiniden in feste Produkte,
- Kompatibilität der Prozesslösungen aus einem Schritt zu den einzuspeisenden Lösungen in den Folgeprozessen und
- hohe Stabilität der eingesetzten Medien und Chemikalien gegenüber radiolytischer Schädigung.

Diese Anforderungen werden, bedingt durch die Eigenschaften der verschiedenen Verfahren, in unterschiedlicher Weise erfüllt, wie nachfolgend erläutert.

Die durch unvollständige Abtrennung in den hydrometallurgischen Prozessen (das heißt den eigentlichen Extraktionsprozessen) auftretenden Aktinidenverluste sind geringer als die während der Auflösung auftretenden. Es sind also insbesondere die Head-End-Prozesse (insbesondere die Auflösung) zu optimieren, um die Aktinidenverluste aus der Wiederaufarbeitung zu minimieren.

Für die Abtrennung von den Spaltprodukten werden hohe Dekontaminationsfaktoren verlangt, um hochreine Aktinidenprodukte für die Weiterverarbeitung zu Transmutationsbrennstoffen zu erhalten. Dies trifft insbesondere auf die Abtrennung der Spaltlanthaniden zu, von denen einige als Neutronenabsorber wirken und den späteren Transmutationsprozess stören würden. Hydrometallurgische Prozesse sind in der Lage, sehr hohe Dekontaminationsfaktoren zu gewährleisten.

Generell gilt es, die Produktion von Sekundärabfällen zu minimieren. In diesem Zusammenhang spielt auch die Stabilität der verwendeten Chemikalien gegenüber radiolytischer Schädigung eine Rolle: Ist diese nicht ausreichend, entstehen vermehrt Abbauprodukte, welche zu entsorgen sind. Bei hydrometallurgischen Prozessen bedeutet dies, dass die verwendeten Chemikalien (Verdünnungsmittel, Extraktionsmittel, Komplexbildner etc.) möglichst nur aus Kohlenstoff, Wasserstoff, Sauerstoff und Stickstoff bestehen sollten, damit sie zu gasförmigen Produkten verbrannt werden können. Ebenso ist ein Zusatz von Salzen zu den wässrigen Phasen zu vermeiden. Für pyrometallurgische Verfahren bedeutet dies insbesondere, dass die verwendeten Salzschnmelzen mit möglichst geringen Verlusten zu recyceln sind.

Die abgetrennten Aktiniden müssen schließlich in feste Produkte überführt werden, welche zur Herstellung der Transmutationsbrennstoffe geeignet sind. Dabei sind staubfreie Prozesse (zum Beispiel Sol-Gel-Prozesse) zu bevorzugen. Aufgrund des Gehalts an minoren Aktiniden (insbesondere Americium) muss die Brennstoffherstellung fernhandelt hinter Abschirmung erfolgen.

Soll die Abtrennung der minoren Aktiniden auf einen PUREX- oder PUREX-ähnlichen Prozess folgen, so sollten die nachfolgenden Prozesse kompatibel sein, das heißt Produktlösungen aus einem Prozess sollten möglichst direkt in den Folgeprozess gespeist werden können. Bei allen derzeit in Europa entwickelten hydrometallurgischen Prozessen ist dies bereits der Fall.

Darüber hinaus sind aus Gründen der Proliferationssicherheit Prozesse vorteilhaft, bei denen – anders als im PUREX-Prozess – keine reinen Plutoniumströme auftreten. Dieser Forderung wird zum Beispiel bei den sogenannten COEX™- und GANEX-Prozessen Rechnung getragen. Die pyrometallurgischen Verfahren erfüllen diese Anforderung auch.

Im Zusammenhang mit der Aufarbeitung von Inertmatrixbrennstoffen sind Verfahren zur Abtrennung der Matrix von

den zu verglasenden und endzulagernden Spaltprodukten zu entwickeln. Diese Abtrennung ist erforderlich, da andernfalls das Volumen der wärmeentwickelnden Abfälle auf ein Vielfaches ansteigen würde.

Schließlich muss die Sicherheit der Anlagen im Normalbetrieb und in Störfällen gewährleistet sein. Dies erfordert ein tiefes Verständnis der eingesetzten Verfahren und der ablaufenden Prozesse.

### Herausforderungen

Die zentrale Herausforderung ist die Minimierung von Aktinidenverlusten. Aufgrund von Erfahrungen aus der kommerziellen Wiederaufarbeitung dürften im Falle einer hydrometallurgischen Abtrennung die Hauptverluste nicht im eigentlichen Trennprozess, sondern im Head-End (das heißt der Brennstoffzerkleinerung und -auflösung) anfallen. Dies spielt aufgrund der schlechten Löslichkeit von Plutoniumoxid insbesondere bei Brennstoffen mit hohem Plutoniumgehalt eine Rolle.

Im Falle einer pyrometallurgischen Aufarbeitung hängen die Verluste von der Brennstoffart (zum Beispiel oxidisch, metallisch, nitridisch) ab. Eine Quantifizierung kann gemäß dem derzeitigen Kenntnisstand nicht vorgenommen werden; weitere dahingehende Untersuchungen sind erforderlich.

Die hydrometallurgische Aufarbeitung von Brennstoffen mit hohem Abbrand und kurzer Kühlzeit führt zu einer höheren radiolytischen Belastung der verwendeten Extraktionsmittel. Dies verlangt eine weitere Verbesserung der Extraktionsmittel hinsichtlich ihrer Radiolysebeständigkeit oder den Einsatz pyrometallurgischer Verfahren.

Bei der Aufarbeitung von auf Molybdän- oder Magnesiumoxid basierten Accelerator Driven System-(ADS-)Brennstoffen (CERMET, CERCER) sind Verfahrensschritte zur Abtrennung des Matrixmaterials auch von den anfallenden Spaltprodukten vorzusehen, damit die Menge an

wärmeentwickelndem Abfall gering bleibt. Bei CERMET-Brennstoffen ist die Abtrennung der Mo-Matrix auch aus wirtschaftlichen Gründen erforderlich. Die entsprechenden Schritte sind noch zu entwickeln. Die hydrometallurgische Auflösung einer Zirkonoxidmatrix gelingt nur mit einer Salpetersäure-Flusssäuremischung; sie ist somit aus Korrosionsgründen problematisch.

Einige für die Pyrometallurgie spezifische Herausforderungen sind zu nennen: Die bislang erzielten Dekontaminationsfaktoren sind wesentlich niedriger als die mit hydrometallurgischen Verfahren erzielten. Die hohen Temperaturen und korrosiven Salzschnmelzen stellen hohe Materialanforderungen. Eine der größten Herausforderungen im Bereich der Pyrometallurgie dürfte die Dekontamination und Rezyklierung der Salzschnmelze sowie die Behandlung der Salzabfälle sein. Schließlich ist zu erwähnen, dass Deutschland sich nicht direkt an der Entwicklung pyrometallurgischer Prozesse zur Abtrennung von Aktiniden beteiligt und somit kaum relevantes Know-how besitzt.

### 3.2 MEHRFACHREZYKLIERUNG VON AKTINIDEN

Die Mehrfachrezyklierung von Plutonium und den minoren Aktiniden ist ein Schlüsselschritt des P&T-Konzepts. Sie ist erforderlich, da die Aktiniden nur zum Teil – zu rund zehn Prozent – in einem ADS oder Schnellen Reaktor (Fast Reactor; FR) *verbrannt* werden können. Der bestrahlte Transmutationsbrennstoff muss dann erneut aufgearbeitet werden; abgetrenntes Plutonium und minore Aktiniden müssen in Form von frischem Transmutationsbrennstoff wieder bestrahlt werden.

Aus diesem Grund beträgt die zu rezyklierende Masse an Plutonium und minoren Aktiniden etwa das Zehnfache der ursprünglich vorhandenen rund 170 Tonnen. Dazu kommt die Brennstoffmatrix (inert für ADS beziehungsweise Uran für FR), welche die zu behandelnden Massen erhöhen. So

beträgt die insgesamt zu behandelnde Masse an Transmutationsbrennstoff rund 1.700 Tonnen (ADS) beziehungsweise 6.000 Tonnen (FR). Zwar ist das eine geringere Masse als die des ursprünglichen LWR-Brennstoffs (rund 10.000 Tonnen); allerdings ergeben sich aufgrund des Gehalts an Plutonium und minoren Aktiniden neue Anforderungen und auch Herausforderungen. Diese betreffen nicht nur die Abtrennung der Aktiniden, sondern auch die Herstellung der Transmutationsbrennstoffe sowie deren Einsatz in den Transmutationsreaktoren.

### Erforderliche Anlagen

Zusätzlich zu den Transmutationsreaktoren (ADS oder FR) werden Anlagen zur Lagerung, zum Transport, zur Wiederaufarbeitung und zur Herstellung der Transmutationsbrennstoffe benötigt. Weiterhin sind die entstehenden Sekundärabfälle zu konditionieren und zu entsorgen (siehe Kapitel 1 und Abschnitt 3.5).

### Anforderungen und Herausforderungen

Die Mehrfachzyklisierung von Aktiniden stellt spezifische Anforderungen und Herausforderungen hinsichtlich

- der Wiederaufarbeitung von Inertmatrixbrennstoffen,
- der Verluste an Aktiniden sowie
- der erhöhten Wärmeleistung, Dosisleistung und Neutronenemission von Transmutationsbrennstoffen.

Die Abtrennung von Plutonium und den minoren Aktiniden aus dem bestehenden LWR-Brennstoff kann mit Verfahren und Anlagen ähnlich den zur kommerziellen Wiederaufarbeitung (zum Beispiel Sellafield oder LaHague) betrieben werden, wie in Abschnitt 3.1 und Kapitel 4, Abschnitt 4.1 beschrieben.

Im Gegensatz dazu stellt die Wiederaufarbeitung der Transmutationsbrennstoffe erhöhte Anforderungen an die radiolytische Stabilität der verwendeten chemischen Systeme, da Brennstoffe mit höherem Aktinidgehalt, höherem

Abbrand und kürzerer Kühlzeit im Vergleich mit LWR-Brennstoffen zu verarbeiten sind. Hier könnten pyrometallurgische Verfahren vorteilhaft eingesetzt werden.

Im Zusammenhang mit der Aufarbeitung von Inertmatrixbrennstoffen müssen Schritte zur Abtrennung der Matrix von den wärmeproduzierenden Abfallströmen entwickelt werden. Würden die Matrixmaterialien mit verglast werden, hätte dies eine starke Zunahme des Glasvolumens zur Folge; eine Reduktion des Volumens der wärmeproduzierenden Abfälle wäre infrage gestellt.

Hinsichtlich der Brennstofffertigung ist die durch den Gehalt an minoren Aktiniden gegebene hohe Gammadosisleistung zu berücksichtigen. Diese erfordert eine fernhantierte Fertigung hinter entsprechender Abschirmung. Auch ist der erhöhten Wärmeleistung, gegeben durch Plutonium-238 und Curium-242, Rechnung zu tragen. Wird Curium mit rezykliert, ist weiterhin eine erhöhte Neutronendosisleistung bei der Brennstoffherstellung zu berücksichtigen.

Die bei der Aufarbeitung und Brennstofffertigung entstehenden Verluste an Aktiniden sind möglichst gering zu halten. Da sich diese Verluste bei der Mehrfachzyklisierung auf rund das Zehnfache addieren, hätten zu große Verluste einen ungünstigen Einfluss auf die Reduzierung von Langzeitradionuklidtoxizität, -aktivität und -wärmeleistung.

Dosisleistung und Wärmeleistung der Transmutationsbrennstoffe stellen besondere Anforderungen an Transport und Lagerung. Aus diesem Grund ist eine räumliche Nähe von Wiederaufarbeitung, Brennstofffertigung und Bestrahlung vorteilhaft.

Neben den Anlagen zur Aufarbeitung und Herstellung der Transmutationsbrennstoffe müssen in den Transmutationsreaktoren durch Spaltung der Transurane mindestens ~ 450 Gigawattjahre thermische Energie umgesetzt werden

(freiwerdende Spaltenergie bei der Spaltung von 170 Tonnen Plutonium + minore Aktiniden), das heißt zum Beispiel: Es müssten sieben bis acht Anlagen mit je 400 Megawatt (thermisch) für rund 150 Jahre betrieben werden. Bei der Verwendung größerer Anlagen reduziert sich entweder die Anlagenzahl oder die notwendige Betriebsdauer. Dies erfordert einen entsprechenden F&E-Aufwand hinsichtlich Design, Brennstoffe, Strukturmaterialien und Kühlmittel.

EURATOM-Aktivitäten zu ADS (wie zum Beispiel EUROTRANS und Nachfolgeprojekte) und Aktivitäten im Zusammenhang mit FR bieten eine solide Basis für die Auswahl optimaler Designoptionen für ADS beziehungsweise FR. Allerdings ist zu beachten, dass sich die Zielsetzungen für die Transmutation durch den Kernenergieausstieg signifikant geändert haben. Durch die abweichenden Randbedingungen ergeben sich einerseits neue Limitierungen (zum Beispiel Verwendung brutstofffreier Brennstoffe und damit einhergehende verschlechterte Sicherheitseigenschaften, siehe Kapitel 4), insbesondere für FR, andererseits werden neue Ideen und Studien benötigt, die sich spezifisch auf die deutsche Situation beziehen. Die besonderen Herausforderungen für ADS liegen in der Zuverlässigkeit des Beschleunigers (nur wenige Beschleunigerstrahlausfälle – sogenannte beam trips – pro Jahr sind zulässig), der sicheren Überwachung des Kritikalitätslevels, des zuverlässigen Betriebs sowie eines hohen Sicherheitsstandards der Gesamtanlage. Die beiden letzten Punkte sind auch im Zusammenhang mit FR von höchster Wichtigkeit; allerdings erleichtert die bereits mit FR gesammelte Betriebserfahrung das Design und den Betrieb eines FR zu Transmutationszwecken.

Für ADS sollten neue Inertmatrixbrennstoffe qualifiziert werden. Obwohl die bisherigen Erfahrungen vielversprechend sind, reichen sie nicht für eine industrielle Anwendung aus. FR-Brennstoffe sind in einem weiter fortgeschrittenen Stadium; die wesentliche Herausforderung ist ihre Herstellung in einem ausreichend großen Maßstab.

Natrium- und Flüssigschwermetall- (heavy liquid metal, HLM-)Technologien sowie relevante Fragen hinsichtlich der Strukturmaterialien sind bereits seit längerer Zeit Gegenstand von Untersuchungen. Fortschritte auf diesen Gebieten könnten einen höheren Abbrand ermöglichen, wodurch die zur Transmutation benötigte Reaktorbetriebszeit reduziert würde.

### 3.3 BRENNSTOFFE MIT HOHER AKTINIDEN-BELADUNG

Mischoxid- (MOX)Brennstoffe mit einem Gehalt von bis zu elf Prozent Plutoniumdioxid ( $\text{PuO}_2$ ) werden bereits industriell hergestellt und in LWR eingesetzt; bei Schnellen Reaktoren beträgt der  $\text{PuO}_2$ -Anteil bis zu fünfzig Prozent. Neu zu betrachten sind Brennstoffe, die zusätzlich minore Aktiniden enthalten (homogene Rezyklierung, siehe unten) und Brennstoffe für die heterogene Rezyklierung, die bis zu dreißig Prozent minore Aktiniden enthalten.

#### Anforderungen

Bei den fortschrittlichen Brennstoffkreisläufen und nuklearen Systemen unterscheidet man die homogene und die heterogene Rezyklierung. Bei der sogenannten homogenen Rezyklierung, die vornehmlich in Schnellen Reaktoren der vierten Generation (GEN IV) geplant ist, werden dem uranbasierten Brennstoff auch geringe Anteile von minoren Aktiniden (zwei bis fünf Prozent) beigemischt, diese befinden sich damit im gesamten Reaktorkern. Der Anteil an minoren Aktiniden wird so gering gehalten, dass sich das Verhalten des Brennstoffes unter Berücksichtigung der Sicherheitsaspekte nicht wesentlich vom Standardbrennstoff unterscheidet.

Aufgrund der Anteile an minoren Aktiniden wird es wegen der dann weit erhöhten Gamma- und Neutronendosis sowie der damit verbundenen Wärmeleistung zu enormen Problemen bei der Herstellung des frischen Brennstoffes

kommen. Diese sind noch nicht gelöst und es bedarf intensiver F&E-Arbeiten zur Herstellung dieser Brennstoffe. Die heterogene Rezyklierung der minoren Aktiniden ist der homogenen mit ihren Vorteilen und Nachteilen gegenüberzustellen. Hierbei soll konventioneller Brennstoff (zum Beispiel MOX) der Hauptbrennstoff im Reaktorkern sein und die Transmutation der minoren Aktiniden soll in den Randzonen eines Schnellen Reaktorkerns erfolgen, in denen die minoren Aktiniden nur sehr geringen Einfluss auf die Sicherheitsaspekte haben. Die Transmutationstargets mit deutlich höherem Anteil an minoren Aktiniden (bis zu dreißig Prozent) müssen in kleineren technischen Einrichtungen hinter schwerer Abschirmung hergestellt werden.

Die durch Curium verursachten Probleme ließen sich entschärfen, würde man Curium nicht rezyklieren. Dies hätte auf Langzeitradiotoxizität und -wärmeleistung keinen wesentlichen Einfluss. Die dazu erforderlichen Trennprozesse sind prinzipiell verfügbar (siehe Abschnitt 4.1).

Eine weitere Anforderung an Transmutationsbrennstoffe ist deren Wiederaufarbeitbarkeit, um nach der Bestrahlung verbliebenes Plutonium und minore Aktiniden abzutrennen.

### Herausforderungen

Für die Transmutation in beschleunigergetriebenen Anlagen favorisiert man Brennstoffe mit einem hohen Gehalt an Plutonium und minoren Aktiniden. Um die Netto-Abbrandraten von Plutonium und minoren Aktiniden zu erhöhen sowie deren Neubildung zu reduzieren, werden bevorzugt keramische Trägermaterialien mit hoher thermischer Leitfähigkeit favorisiert, die frei von Uran-238 sind und zudem kleine Wirkungsquerschnitte für Reaktionen mit Neutronen besitzen.

Allerdings verschlechtern sich die chemischen und physikalischen Eigenschaften der transuranhaltigen Brennstoffe

im Vergleich zu den uranhaltigen. So nehmen die Schmelzpunkte, die thermische Leitfähigkeit und die chemische Stabilität systematisch in der Reihenfolge von Thorium zu Americium ab. Diese negativen Eigenschaften können durch geeignete Wahl einer inerten Matrix kompensiert werden, wobei es nur eine geringe Auswahl an geeigneten Materialien gibt.

In den verschiedenen EU-Projekten des 4. und 5. Forschungsrahmenprogramms, wie zum Beispiel in FUTURE und CONFIRM, sind eine Vielzahl von Mischkristall- und/oder Kompositbrennstoffen (CERCER und CERMET) auf ihre Tauglichkeit zum Einsatz in ADS-Anlagen bewertet worden.

Im abgeschlossenen EUROTRANS-Vorhaben des 6. Forschungsrahmenprogramms der EU wurde vorzugsweise ein Plutoniumoxid-Americiumoxid-Molybdän-Kompositbrennstoff der Zusammensetzung  $(\text{Pu}, \text{Am})\text{O}_{2-x} - {}^{92}\text{Mo}$  (93 Prozent Anreicherung) für einen Einsatz in einer geplanten zukünftigen europäischen ADS-Demonstrationsanlage (EFIT, European demonstration Facility for Industrial Transmutation) favorisiert. Dieser CERMET-Brennstoff erfüllt viele Kriterien, insbesondere sind die gute Fabrikation sowie exzellente Sicherheitsreserven während des Einsatzes im Reaktor zu erwähnen.

Nachteilig sind allerdings die hohen Kosten der Anreicherung (Molybdän-92) sowie die spezifisch kleineren Transmutationsraten wegen der höheren Neutronenabsorptionsquerschnitte. Deshalb wurde ein Plutoniumoxid-Americiumoxid-Magnesiumoxid-CERCER-Brennstoff der Zusammensetzung  $(\text{Pu}, \text{Am})\text{O}_{2-x} - \text{MgO}$  vorgeschlagen. Für zukünftige Reaktorkonzepte sind auch Nitride, Carbide und rein metallische Brennstoffe vorgeschlagen worden. Zusätzlich finden Forschungsarbeiten zu Salzschnmelzenreaktoren statt, bei denen der Brennstoff auf geschmolzenen, lithiumbasierten Salzen basiert.

Zusammenfassend ist zu sagen, dass die Herstellung der hier kurz vorgestellten innovativen Brennstoffe im industriellen Maßstab bislang nicht möglich ist. Aufgrund der Anwesenheit von minoren Aktiniden und Spaltprodukten ist immer ein hoher Strahlungspegel gegenwärtig, der einen Fabrikationsprozess und eine anschließende Qualitätskontrolle erfordert, die nur fernbedienbar hinter schwerer Abschirmung in alphaschirmten Heißzellen möglich ist. Hier eignen sich zum Beispiel Sol-Gel-Fabrikationsverfahren, die automatisiert betrieben werden können. Weiterhin sind auch andere innovative Verfahren (zum Beispiel Imprägnierung, Denitrierung, Harzverfahren, Vipac, Spherpac etc.) vorgeschlagen worden, die noch intensiv auf ihre Einsatzfähigkeit zu erforschen sind.

Die hier beschriebenen europäischen Entwicklungen zur Fabrikation erfolgten im Wesentlichen im Institut für Transurane (JRC-ITU, Karlsruhe) sowie beim französischen Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA). In Europa gehören diese beiden Laboratorien zu den wenigen, die über entsprechende Einrichtungen (Heiße Zellen) zur Fabrikation von minore Aktiniden enthaltenden Brennstoffen verfügen. Zu erwähnen sind auch die Heißen Labore des niederländische Energieforschungszentrums ECN in Petten und im Paul Scherrer Institut (PSI) in der Schweiz, die im Besonderen auch für Nachbestrahlungsuntersuchungen ausgestattet sind.

Bis zur Lizenzierung eines solchen Brennstoffs sind noch viele Erkenntnisse nötig, die nur nach intensiven Bestrahlungstests (siehe Kapitel 4, Situation der Bestrahlungsanlagen mit schnellem Spektrum) sowie anschließenden Nachbestrahlungsuntersuchungen erworben werden können. Legt man die etwa dreißig Jahre Entwicklungsarbeit für den in heutigen Leichtwasserreaktoren eingesetzten Oxidbrennstoff zugrunde, wird eine ähnliche Zeitspanne für die Entwicklung eines GenIV- beziehungsweise ADS-Brennstoffes notwendig sein.

### 3.4 SPEZIELLE BESTRAHLUNGSEINRICHTUNGEN ZUR TRANSMUTATION UND DEREN EFFEKTIVITÄT

#### Anforderungen

An die Bestrahlungseinrichtungen zur Transmutation werden sehr spezielle Anforderungen gerichtet, die sich von derzeit in Betrieb befindlichen Kernkraftwerken deutlich unterscheiden. Im Besonderen sind dies:

- schnelles Neutronenspektrum,
- hohe Leistungsdichte,
- Sicherheit und Zuverlässigkeit,
- effiziente Transmutation.

Als Bestrahlungseinrichtungen zur Transmutation von Plutonium und minoren Aktiniden werden Systeme mit sehr speziellen neutronenphysikalischen Eigenschaften benötigt. Effiziente Transmutation kann aufgrund der Eigenschaften der zu spaltenden Isotope nur in einem schnellen Neutronenspektrum stattfinden. Daraus resultierend können ausschließlich Systeme zum Einsatz kommen, in denen Neutronenbremsung durch moderierende Materialien wie Wasser oder Graphit stark eingeschränkt stattfindet. Die bisher durchgeführten Nachweise zum geschlossenen Plutoniumkreislauf und zur Verbrennung von minoren Aktiniden wurden im natriumgekühlten Schnellen Reaktor PHENIX (Marcoule, Frankreich) geführt. Der Reaktor stammt aus den 1960er Jahren und ist keineswegs auf Transmutation, sondern auf das Brüten von Spaltstoffen optimiert. Eine zukünftige Transmutationsanlage muss auf ähnlichen Prinzipien beruhen (schnelles Neutronenspektrum, hohe Leistungsdichte, extrem effizientes Kühlmedium), das Design muss aber deutlich fortentwickelt werden, um eine hoch effiziente und sichere Transmutation gewährleisten zu können. Die Ziele der Designfortentwicklung für zukünftige Schnelle Reaktoren sind im Rahmen des Generation IV International Forum (GIF)<sup>153</sup> für die Bereiche Sicherheit und Zuverlässigkeit, Zukunftsfähigkeit und Wirtschaftlichkeit

<sup>153</sup> GIF 2012.



festgelegt worden. Die Anforderungen an Sicherheit und Zuverlässigkeit sind in höchstem Maß direkt auf Transmutationsanlagen übertragbar. Die Anforderungen an die Zukunftsfähigkeit können allerdings nur bedingt übertragen werden, denn sie betreffen weitgehend eine Weiterentwicklung der Kernenergie (Verbrennung und Produktion von Transuranen sollten im Gleichgewicht sein) und stehen damit im Gegensatz zum in Deutschland beschlossenen Ausstieg aus der Nutzung der Kernenergie. Um dem Ziel des Kernenergieausstiegs Rechnung zu tragen, ist zusätzlich zu den gegebenen Zielen eine reaktorphysikalische Optimierung des Kerns unerlässlich, um eine möglichst effiziente Transmutation zu gewährleisten. Effiziente Transmutation bedeutet unter anderem, in möglichst kurzer Zeit mit möglichst wenigen Anlagen und in möglichst wenigen Rezyklierungsschritten Plutonium und minore Aktiniden möglichst vollständig zu verbrennen.

Für die reale Transmutation von Plutonium und minoren Aktiniden genügt es nicht, ein Design für eine Transmutationsanlage zu entwickeln. Diese Anlagen müssen auch gebaut, in Betrieb genommen und betrieben werden, damit Plutonium und minore Aktiniden verbrannt werden können.

### Herausforderungen

Durch die speziellen Anforderungen, die an die Bestrahlungseinrichtungen gestellt werden, entstehen auch besondere Herausforderungen bezüglich der Entwicklung und des Designs von Transmutationsanlagen. Die grundlegenden, neutronenphysikalischen Herausforderungen liegen im Design eines Systems mit schnellen Neutronen, mit dem eine hohe Transmutationsrate erzielt werden kann. Damit wird für die neutronenphysikalische Kernausslegung eine komplett neue Herangehensweise erzwungen, die Systemoptimierung auf maximale Transmutationsrate statt der bisherigen auf Energieproduktion. Somit gilt es, einige Standards für das Design (zum Beispiel chemische Zusammensetzung des Brennstoffes, Fest- oder Flüssigbrennstoff, ideales Kühlmedium) von Schnellen Reaktorkernen kritisch

zu überprüfen, während andere auch für die Transmutation erhalten bleiben (zum Beispiel Notwendigkeit hoher Neutronenflussdichte, Design mit möglichst guter Neutronenökonomie). Somit kann für kritische Reaktoren zumindest teilweise auf Erfahrungswerte zurückgegriffen werden. Beim Einsatz von beschleunigergetriebenen Systemen, bestehend aus dem Protonenbeschleuniger, dem Spallationsziel und dem unterkritischen Blanket, ergeben sich weitere Fragen zum Einfluss der – für Kernreaktoren außergewöhnlich hochenergetischen – Spallationsneutronen auf die Neutronenphysik und die Haltbarkeit der Strukturmaterialien. Zusätzlich wird durch die externe Neutronenquelle der Neutronenphysik ein völlig neues zeitliches Verhalten aufgeprägt. Während ein kritischer Reaktor durch eine sich selbsterhaltende Kettenreaktion gekennzeichnet ist, findet in beschleunigergetriebenen Systemen eine von außen gespeiste Kettenreaktion statt, die zusammenbricht, sobald die externe Quelle entfällt. Dieser grundlegende Unterschied führt auch zu unterschiedlichen Schwerpunkten für die Kernausslegung. Während in einem kritischen Reaktor die Systemstabilität durch die inhärenten Rückwirkungseffekte und den Anteil verzögerter Neutronen bestimmt wird, ist diese in beschleunigergetriebenen, unterkritischen Systemen durch eine enge Bindung des Reaktorverhaltens an die Stärke der externen Neutronenquelle gegeben. Die Reaktorleistung ist hier proportional zur Stärke der Spallationsneutronenquelle, verbunden mit der Kritikalität des unterkritischen Blankets. Vor diesem Hintergrund gilt es zu bedenken, dass Plutonium und die minoren Aktiniden negative Auswirkungen auf die Rückwirkungseffekte und damit auf die Anlagenstabilität haben. Während die Rückwirkungseffekte in kritischen Reaktoren aber eine essenzielle Sicherheitsfunktion haben, spielen sie in beschleunigergetriebenen Systemen nur eine eingeschränkte Rolle. Neure Forschungsarbeiten haben aber auch gezeigt, dass es Möglichkeiten gibt, die Auswirkungen von Plutonium und minoren Aktiniden auf die Rückwirkungseffekte deutlich zu vermindern.<sup>154</sup> Eine gänzlich neue Herangehensweise kann sich durch die Betrachtung von Salzschnmelzenreaktoren

<sup>154</sup> Merk 2013.



ergeben. Derartige Reaktoren bieten durch die Verwendung von flüssigem Brennstoff und den Einsatz einer On-lineaufbereitung des Salzes einige spezifische Vorteile für die Transmutation und bieten damit neues Potenzial zur Optimierung. Allerdings stellen diese Anlagen auch sehr viele, bisher noch nicht untersuchte Herausforderungen, insbesondere an die Stabilität der Strukturmaterialien und des, sowohl als Brennstoff als auch als Kühlmittel fungierenden Salzgemisches.<sup>155</sup>

Die neutronenphysikalische Kernausslegung hat direkte Auswirkung auf die Reaktorkernausslegung, also den Wärmeübergang und die Kühlbarkeit des Kerns und somit auf die Sicherheit der Anlage. Als Folge der für die effektive Transmutation benötigten hohen Neutronenflussdichte wird die Leistung in einem Transmutationssystem mit einer hohen Leistungsdichte freigesetzt. Somit muss eine hohe Wärmeabfuhrleistung gewährleistet werden - und damit verbunden auch eine hohe Zuverlässigkeit der zur Wärmeabfuhr notwendigen Komponenten (Primärkreis, Pumpen, Wärmetauscher). Dies wird sowohl in kritischen als auch in beschleunigergetriebenen, unterkritischen Systemen durch die Verwendung von Flüssigmetallen und die Anwendung eines Pooldesigns bewerkstelligt. Ein wichtiges Auslegungskriterium für die Kühlbarkeit der Brennelemente ist eine gleichmäßige Leistungsverteilung über den Reaktorkern. Diese erleichtert die Wärmeabfuhr und führt zu einer besseren Ausnutzung sowohl des Brennstoffes (das heißt einem erhöhten Transmutationspotenzial) als auch der kompletten Anlagentechnik. Hier bietet ein kritischer Reaktor deutliche Vorteile, denn die räumliche Leistungsverteilung folgt in erster Näherung einer Kosinusverteilung oder höheren Entwicklungen davon. Dadurch entsteht im höchst belasteten zentralen Bereich eine annähernd uniforme Leistungsentwicklung. Um den starken Leistungsabfall am Rand zu kompensieren, wird oft noch zusätzlich ein höher angereicherter äußerer Bereich verwendet und dadurch eine relativ flache Leistungsverteilung erreicht. Die beschriebene Anordnung für homogene Rezyklierung wird im Falle heterogener

Rezyklierung noch durch die am Rand des Reaktorkernes angeordneten Transmutationstargetelemente ergänzt. Die Situation in beschleunigergetriebenen, unterkritischen Systemen unterscheidet sich hier deutlich: Die Leistungsverteilung folgt einem exponentiellen Abfall mit zunehmendem Abstand zur externen Neutronenquelle. Dadurch entsteht der höchste räumliche Gradient im Bereich höchster Leistungsentwicklung. Dies erzwingt Kompromisse in der Auslegung des Kühlmittelstromes und der Brennstoffnutzung und damit auch der Transmutationseffizienz. Die hohe Leistungsdichte in schnellen Systemen stellt, wie bereits beschrieben, hohe Anforderungen an eine zuverlässige Wärmeabfuhr und erfordert eine genau zu bestimmende Sicherheitsmarge, um die Kühlung der Brennstäbe jederzeit sicherzustellen. Eine weitere wichtige Herausforderung ist die Anwendung und Verbesserung inhärenter, sicherheitsgerichteter Wirkprinzipien (zum Beispiel Rückwirkungskoeffizienten) und der Einsatz passiver Sicherheitssysteme (zum Beispiel Nachwärmeabfuhrsysteme) und deren Sicherheitsnachweis. Die Kühlung mit Hilfe von Flüssigmetallen bietet aufgrund der hohen zulässigen Aufheizspanne und des geringen Systemdrucks vergrößertes Potenzial für den Einsatz von passiven Systemen. Ein Problem, das sich für nahezu alle Reaktoren der vierten Generation stellt, ist die hohe Strahlenschädigung der Strukturmaterialien. Grundsätzlich besteht auch für Transmutationssysteme ein dringender Bedarf an neuen, hoch strahlungsresistenten Materialien. Hier ist nicht nur die Entwicklung und Testung eine Herausforderung, sondern auch die Zertifizierung und eine entsprechende Auslegung der gesamten Anlage, um die Strahlenschädigung möglichst gering zu halten, damit ein zuverlässiger Betrieb über die gesamte Lebensdauer gewährleistet werden kann.

Zusätzlich ist die Proliferationssicherheit einer Transmutationsanlage sicherzustellen. Im Gegensatz zu früheren Schnellen Brutreaktoren ist bereits durch das Kerndesign ohne Brutmantel, die Verwendung von Plutonium mit niedrigem Spaltstoffanteil und den Zusatz von minoren

<sup>155</sup> Merk 2012 a.

Aktiniden eine deutlich erhöhte Proliferationssicherheit gegeben. Dies muss aber selbstverständlich durch die Spaltmaterialüberwachung, wie sie in Kernreaktoren bereits heute realisiert wird, ergänzt werden.

Zusätzlich zu Design und Sicherheit stellen die Investitionskosten für Bau und Betrieb, aber auch der zuverlässige Betrieb einer Transmutationsanlage eine wichtige Herausforderung dar. Nachdem ein Design einer Transmutationsanlage nicht vorliegt und die oben beschriebene Neufokussierung auf eine reine Transmutationsanlage im Sinne des Ausstiegs aus der Kernenergie noch nicht abgeschlossen ist, ist eine seriöse Abschätzung der Investitionskosten kaum machbar. Eine Orientierung können die derzeit in Bau befindlichen Prototypen Schneller Reaktoren geben, zum Beispiel Prototype Fast Breeder Reactor (PFBR) in Indien, oder die zurzeit in Entwicklung befindlichen Gen-IV Projekte, zum Beispiel ASTRID oder BREST. BHAVINI, das für den Bau des PFBR verantwortliche Unternehmen, gab im April 2011 die Baukosten mit 560 Milliarden Indischen Rupien,<sup>156</sup> also rund acht Milliarden Euro an. Die Investitionskosten für den Bau eines beschleunigergetriebenen, unterkritischen Systems sind deutlich höher anzusetzen. Eine Abschätzung des Projektkoordinators von MHYRRA deutet auf einen Anteil von ungefähr dreißig bis vierzig Prozent der Gesamtkosten für den Beschleuniger und die dafür benötigte Infrastruktur hin, während sich die Kosten für das unterkritische Blanket im Bereich eines klassischen Reaktors bewegen werden. Zusätzlich sind im Betrieb die Kosten pro produziertem Neutron im ADS durch den Bedarf an Spallationsneutronen deutlich höher als in kritischen Systemen. Erfahrungsgemäß ist die sich selbsterhaltende Neutronenproduktion ausschließlich durch Spaltung günstiger als die Supplementierung von zusätzlichen Neutronen aus einer Spallationsquelle. In natriumgekühlten kritischen Reaktoren kann auf eine lange Betriebserfahrung zurückgegriffen werden; bereits mehr als 400 Reaktorjahre im Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb. Die weltweiten

Investitionen haben bereits zur Jahrtausendwende fünfzig Milliarden US-Dollar überschritten.

Insbesondere der russische BN-600 als Leistungsreaktor und der französische PHENIX-Experimentalreaktor haben in den letzten zehn Jahren exzellente Betriebsergebnisse geliefert.<sup>157</sup> Während also im Betrieb von kritischen Schnellen Reaktoren umfangreiche Erfahrung besteht, ist die Betriebsstabilität und Betreibbarkeit von beschleunigergetriebenen, unterkritischen Systemen noch komplettes Neuland. Dies beruht auf der derzeit noch mangelnden technologischen Entwicklungsreife. Hier sollen im Rahmen des Betriebes der MHYRRA-Anlage in Belgien umfangreiche Erfahrungen gesammelt werden, um zuverlässige Aussagen zu ermöglichen.

### 3.5 HERSTELLUNG ENDLAGERGERECHTER PRODUKTE FÜR DIE VERBLEIBENDEN ABFÄLLE

Radioaktive Abfälle entstehen sowohl beim Betrieb als auch beim Rückbau der eingesetzten kerntechnischen Anlagen. Diese sind sicher zu entsorgen.

Grundsätzlich werden radioaktive Abfälle in Abhängigkeit von ihren chemischen, physikalischen und biologischen Eigenschaften beziehungsweise ihrer Wirkung einer gesonderten Behandlung unterzogen und anschließend verpackt (Konditionierung). In Abhängigkeit von der Aktivität, welche mit einer für jedes Radionuklid spezifischen Halbwertszeit zerfällt, können radioaktive Abfälle aus dem Geltungsbereich der Strahlenschutzverordnung freigegeben werden.<sup>158</sup> Diese können dann konventionell entsorgt werden.

Gemäß dem deutschen Endlagerkonzept wird zwischen radioaktiven Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung und wärmeentwickelnden radioaktiven Abfällen unterschieden (siehe Kapitel 1).

<sup>156</sup> The Hindu 2012.

<sup>157</sup> Merk et al. 2012 b.

<sup>158</sup> StrlSchV 2001.

Eine Abschätzung der sich aus einer Implementierung von P&T ergebenden Abfallvolumina ist in Kapitel 1 gegeben. Im Folgenden wird dargestellt, welche besonderen Anforderungen und Herausforderungen sich aus der Art und Menge dieser Abfälle ergeben.

#### Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung

Radioaktive Abfälle, die während des Betriebs sowie beim Rückbau der Wiederaufarbeitungs- und Transmutationsanlagen entstehen würden, sind volumenmäßig überwiegend nur als vernachlässigbar wärmeentwickelnd zu klassifizieren. Hauptsächlich handelt es sich hierbei um Mischabfälle. Sämtliche radioaktive Abfälle müssen vor einer Endlagerung konditioniert werden, das heißt sie müssen abfallspezifisch behandelt und verpackt werden. Für vernachlässigbar wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle wird in Deutschland derzeit das Endlager „Schachtanlage Konrad“ in der Nähe von Salzgitter errichtet. Die Inbetriebnahme des Endlagers ist nicht vor dem Jahr 2019 zu erwarten. Das Endlager Konrad ist gemäß Planfeststellungsbeschluss für 303.000 Kubikmeter zugelassen.<sup>159</sup> Die Hochrechnungen der öffentlichen Hand sowie der Kernkraftwerksbetreiber gehen davon aus, dass dieses genehmigte Volumen gerade ausreicht, um sämtliche vernachlässigbar wärmeentwickelnden Abfälle endzulagern, die bis dato in Deutschland angefallen sind und bis zum vollständigen Rückbau sämtlicher deutscher Kernkraftwerke anfallen werden.

Für die Aufnahme der zusätzlich durch P&T anfallenden Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung (inklusive des abgetrennten Urans, sofern dies nicht anderweitig Verwendung findet) wäre also ein weiteres Endlager einzurichten. Alternativ wäre eine Änderungsgenehmigung für Konrad erforderlich.

Die vor einer Endlagerung notwendige Konditionierung von Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung ist in Deutschland Stand der Technik und wird von zahlreichen

Unternehmen in Deutschland auf höchstem Sicherheitsniveau durchgeführt.

Eine Besonderheit stellen die bei der pyrometallurgischen Abtrennung von Aktiniden anfallenden Salzabfälle dar. Deren mögliche Konditionierung ist derzeit Gegenstand von Untersuchungen im Rahmen von EU-Projekten.

#### Wärmeentwickelnde Abfälle

Wärmeentwickelnde Abfälle entstehen sowohl bei der Partitionierung als auch beim Betrieb der Transmutationsanlagen. Bei der Partitionierung sind das in erster Linie die verglasten Spaltproduktlösungen sowie kompaktierte Hüllen. Aus dem Betrieb eines ADS entstehen unter anderem beim Wechsel des Spallationstargets oder der Aufbereitung des Kühlmediums (zum Beispiel Natrium oder Blei-Bismut) wärmeentwickelnde Abfälle.

#### Flüchtige Radionuklidverbindungen

Einige flüchtige Radionuklide beziehungsweise Radionuklidverbindungen, wie zum Beispiel Kohlenstoff-14, Iod-129, dominieren die potenzielle Strahlenexposition im Falle einer Freisetzung aus dem Endlager. Wie in Kapitel 1 dargestellt, entweichen diese bei der Brennstoffauflösung und der Verglasung zum Teil. Solche Radionuklidverbindungen könnten in thermodynamisch stabilen Matrices konditioniert werden.

#### Regionale Implementierung

Bei einer regionalen Implementierung von P&T müsste vertraglich festgelegt werden, in welchem Land die anfallenden Abfälle entsorgt beziehungsweise endgelagert werden.

### 3.6 SCHLUSSFOLGERUNGEN

Die technologische Option Partitionierung und Transmutation von Plutonium und minoren Aktiniden beinhaltet eine Reihe von spezifischen Anforderungen, aus denen

<sup>159</sup> Niedersächsisches Umweltministerium 2002.

sich wiederum bestimmte Herausforderungen ergeben. Dies betrifft unterschiedlichste Teilaspekte wie Aktinidenabtrennung, Brennstoffherstellung und Transmutation.

Sieht man von der industriell betriebenen Wiederaufarbeitung von LWR-Brennstoffen und dem langjährigen Betrieb von natriumgekühlten Schnellen Reaktoren ab, befinden sich die meisten Schritte in einem frühen Stadium, sodass einer möglichen technologischen Umsetzung intensive F&E-Arbeiten vorangehen müssen.

### LITERATUR

#### **GIF 2012**

GIF: *GIF and Generation-IV*. URL: [http://www.gen-4.org/PDFs/GIF\\_Overview.pdf](http://www.gen-4.org/PDFs/GIF_Overview.pdf) [Stand: 18. 10. 2012].

#### **Niedersächsisches Umweltministerium 2002**

Niedersächsisches Umweltministerium: Planfeststellungsbeschluss für die Errichtung und den Betrieb des Bergwerkes Konrad in Salzgitter als Anlage zur Endlagerung fester oder verfestigter radioaktiver Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung, Hannover: 22. Mai 2002.

#### **Merk et al. 2012 a**

Merk, B./Rohde, U./ Glivici-Cotruță, V./Scholl, S.: „On the Molten Salt Fast Reactor for Applying an Idealized Transmutation Scenario for the Nuclear Phase Out“. In: *Public Library of Science One*, 2012.

#### **Merk et al. 2012 b**

Merk, B./Stanculescu, A./Chellapandi, P./Hill, R.: „Progress in Fast Reactor Operation and New Trends to Increased Inherent Safety“. In: *Public Library of Science One*, 2012.

#### **Merk 2013**

Merk, B.: „Moderating Material to Compensate the Drawback of High Minor Actinide Containing Transmutation Fuel on the Feedback effects in SFR Cores“. In: *Science and Technology of Nuclear Installations*, 2013.

#### **StrlSchV 2001**

Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung – StrlSchV vom 20. Juli 2001). In: Bundesgesetzblatt I, S. 1714.

#### **The Hindu 2012**

The Hindu: *Prototype Fast Breeder Reactor has Independent Safety Mechanisms*, 2012. URL: <http://www.thehindu.com/sci-tech/technology/article1981270.ece> [Stand: 21. 12. 2012].

## 4 STAND DER GRUNDLAGEN- UND TECHNOLOGISCHEN FORSCHUNG

*Andreas Geist, Gunter Gerbeth, Bernhard Gmal, John Kettler, Werner Maschek, Bruno Merk, Giuseppe Modolo, Georg Müller, Stefan Neumeier, Federico Puente-Espel, Andrei Rineiski, Armin Seubert, Thomas Wetzel*<sup>160</sup>

Im folgenden Kapitel wird zuerst eine kurze generische Betrachtung über mögliche Reaktorsysteme zur Transmutation, mit den jeweiligen Vor- und Nachteilen, angeführt. Anschließend folgt eine Übersicht über den Stand der Wissenschaft für die wichtigsten technologischen Teilbereiche, die für Partitionierung und Transmutation relevant sind. Dies sind insbesondere die Abtrennung der Aktiniden aus dem abgebrannten Brennstoff aus Leichtwasserreaktoren (LWR) und dem in Transmutationsanlagen anfallenden abgebrannten Brennstoff, die Herstellung und das Verhalten der Transmutationsbrennstoffe und der komplette Technologiebereich rund um die Transmutationsanlage, wie Kerndesign, Reaktorphysik, Werkstoffe und Flüssigmetalltechnologie sowie die Simulationsprogramme. Zusätzlich werden die Beschleunigerentwicklung und das Spallationstarget von beschleunigergetriebenen Systemen (ADS) betrachtet. Ergänzend wird ein Überblick über die verfügbaren Bestrahlungseinrichtungen mit schnellem Neutronenspektrum gegeben, die eine wichtige Rolle für die Entwicklung von Brennstoffen und Strukturmaterialien spielen.<sup>161</sup>

Im zweiten Teil werden auf Basis des beschriebenen Stands der Wissenschaft offene Fragen und Forschungslücken in den einzelnen Teilbereichen zusammengestellt. Daraus werden schließlich eine Strategie und ein Fahrplan zur Schließung der beschriebenen Forschungslücken entwickelt.

### 4.1 REAKTORSYSTEME FÜR DIE TRANSMUTATION

Wie bereits beschrieben ist ein Reaktorsystem mit schnellem Neutronenspektrum für die Transmutation von Transuranen unerlässlich. Allerdings besteht hier noch sehr großes Optimierungs- und Entwicklungspotenzial.

Die technischen Möglichkeiten für die Transmutation von Plutonium und Aktiniden wurden im PHENIX-Reaktor, einem natriumgekühlten Schnellen Reaktor, sind nachgewiesen. Dieser Reaktor ist aber keineswegs für Transmutation optimiert, sondern wurde als Brutreaktor entwickelt. Für die effiziente Transmutation stellen sich die oben beschriebenen besonderen Probleme, die jedoch durch ein spezielles Reaktordesign eliminiert werden könnten. Dies sind insbesondere:

- Herstellung der Transmutationsbrennstoffpellets,
- Mehrfachrecycling,
- Verschlechterung der inhärenten Sicherheitseffekte bei hoher Transuran-Beladung sowie
- begrenzte Verweilzeit im Kern und lange Lagerzeit vor der Partitionierung.

Auf den ersten Blick liegt es nahe, auf bewährte Technologien mit Langzeiterfahrung<sup>162</sup> zu setzen. Die genannten Effekte könnten durch eine Optimierung eines typischen Schnellen Reaktors reduziert werden, werden aber immer limitierend bleiben. Mit dem Übergang zu einem komplett anderen Reaktordesign können diese Probleme jedoch teilweise oder auch komplett eliminiert werden. Es folgt ein kurzer generischer Überblick über denkbare Reaktorkonfigurationen und deren Vor- und Nachteile.

<sup>160</sup> Kommentare: Wilhelm Bollingerfehr, Dieter Buhmann, Varvara Glivici-Cotruță, Jörg Mönig, Victor Sanchez-Espinoza, Alfons Weisenburger, Andreas Wilden.

<sup>161</sup> Im gesamten Kapitel werden lediglich die wichtigsten Aspekte angesprochen. Zusätzlich werden dem interessierten Leser zur weiteren Information wichtige Übersichtsreferenzen an die Hand gegeben.

<sup>162</sup> Merk et al. 2013.

#### 4.1.1 KRITISCHE REAKTOREN MIT FESTEM BRENNSTOFF

Ein deutlicher Vorteil ist hier die breite Erfahrung, insbesondere in der Natriumtechnologie und in kleinerem Umfang auch in der Bleitechnologie. In der Vergangenheit wurden bereits 15 Experimentalreaktoren mit bis zu 400 Megawatt (thermisch) und sechs kommerzielle Schnelle Reaktoren mit einer elektrischen Leistung zwischen 250 und 1.200 Megawatt (elektrisch) betrieben. Die Betriebserfahrungen, insbesondere auch im Umgang mit dem Kühlmittel Natrium, summieren sich inzwischen auf mehr als 400 Reaktorjahre im Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb; auch Erfahrungen aus dem Rückbau liegen bereits vor. Darüber hinaus kann auf umfangreiche Erfahrungen im Brennstoffproduktionsprozess zurückgegriffen werden sowie auf eine umfassende experimentelle Erfahrung für das Brennstoffverhalten während Transienten, falls der Transuran-Anteil begrenzt ist. Der Nachweis für den Betrieb von Schnellen Reaktoren im geschlossenen Brennstoffkreislauf wurde bereits im französischen PHENIX-Reaktor geführt, ebenso wie der experimentelle Nachweis der Machbarkeit der Transmutation.<sup>163</sup> Die Betriebsstabilität von Schnellen Reaktoren, sogar für Transienten bei Versagen der Reaktorschnellabschaltung, wurde in den 1980er Jahren in Versuchen am amerikanischen Experimental Fast Breeder Reactor-II (EBR-II) nachgewiesen.<sup>164</sup> Weltweit wurden bis zur Jahrtausendwende bereits mehr als fünfzig Milliarden Dollar in die Entwicklung von natriumgekühlten Reaktoren investiert. Die Entwicklung der letzten zehn Jahre hat sich insbesondere auf den zuverlässigen Betrieb und die Erarbeitung von fortschrittlichen Designs entlang der durch das *Generation 4 International Forum* vorgegebenen Ziele konzentriert. Zwei große Anlagen sind derzeit in Bau (BN-800, PFBR), zusätzlich bestehen wichtige Entwicklungsprojekte auf internationaler Ebene (ASTRID, BN-1200, CFBR etc.), die mit großem Nachdruck verfolgt werden. Die Anlagen zeichnen sich durch die effiziente Verbindung von Energieproduktion bei gleichzeitiger Möglichkeit zur Transmutation aus. Ziel

ist zumeist der sogenannte Isobreeder – eine Anlage, die genauso viel Brennstoff (Spaltstoff) erbrütet wie sie verbraucht, während gleichzeitig die beim Betrieb anfallenden minoren Aktiniden verbrannt werden. Diese Anlagen arbeiten in einem geschlossenen Brennstoffkreislauf.

Nachteilig auf eine optimierte Transmutation wirken sich hier die folgenden Sachverhalte aus, die an anderer Stelle detailliert beschrieben werden: Der einsetzbare Transuran-Anteil ist durch den negativen Einfluss der Transurane auf die inhärenten Rückwirkungseffekte begrenzt. Damit ist ein brutstofffreier Brennstoff kaum umsetzbar; die Produktion von festem Brennstoff stellt eine große Herausforderung dar und es entstehen prozessbedingt Transuran-Verluste bei der Brennstoffproduktion. Zur effizienten Transmutation ist Mehrfachzyklisierung mit Transporten und Wartezeiten erforderlich; die auftretenden Wiederaufbereitungsverluste gelangen in den Abfallstrom.

#### 4.1.2 UNTERKRITISCHE, BESCHLEUNIGERGETRIEBENE SYSTEME MIT FESTEM BRENNSTOFF

Beschleunigergetriebene, unterkritische Systeme weisen aufgrund der Unterkritikalität des Kerns und des Einflusses der externen Neutronenquelle eine deutlich erhöhte neutronenphysikalische Stabilität auf. Diese Eigenschaft bietet die Möglichkeit zur Verwendung von brutstofffreiem Brennstoff und ermöglicht damit sehr hohe Transmutationsraten.

Teilweise können Betriebserfahrungen für den Brennstoff aus kritischen Reaktoren übernommen werden; für brutstofffreie Brennstoffe zur optimierten Transmutation sind allerdings Entwicklungen und Bestrahlungsexperimente erforderlich. Hierfür bietet sich ein sukzessiver Übergang von Mischoxid-Brennstoff zu neuen Brennstoffen in einer experimentell betriebenen Anlage an. Durch die externe Neutronenquelle können sogar noch Brennstoffkonfigurationen, bei denen keine Kritikalität mehr erreicht werden

<sup>163</sup> IAEA 2012.

<sup>164</sup> NED 1987.

kann, bestrahlt werden. Zusätzlich muss weniger Brennstoff im Kern eingesetzt werden als in einem kritischen Reaktor.

In unterkritischen, beschleunigergetriebenen Systemen kommt vorwiegend Blei oder Blei-Bismut als Kühlmittel zu Anwendung, weil diese Schwermetalle gleichzeitig als Spallationstargetmaterial fungieren können. Somit kann nur in bestimmten Bereichen auf die umfangreiche Erfahrung mit Natrium als Kühlmittel für Schnelle Reaktoren zurückgegriffen werden. Während insbesondere die Wechselwirkungen zwischen Strukturmaterial und Kühlmittel stark materialabhängig sind, können andere Technologien, so zum Beispiel Messtechnik oder Simulationstools für Flüssigmetallströmungen, weitgehend analog zu Natrium eingesetzt werden. Für beschleunigergetriebene Systeme entstehen höhere Gesamtsystemkosten infolge des Beschleunigers als zusätzlicher Komponente. Grundsätzlich sind beschleunigergetriebene Systeme eine Zusammenführung von zwei komplexen Technologien (blei- oder blei-bismutgekühlter Reaktor und Beschleuniger). Insbesondere der Beschleunigerstabilität ist eine hohe Bedeutung beizumessen.

In direktem Bezug auf die Transmutation bieten ADS Vorteile, denn der einsetzbare Transuran-Anteil ist nicht wie im kritischen Reaktor durch den negativen Einfluss der Transurane auf die inhärenten Rückwirkungseffekte begrenzt. Damit kann ein brutstofffreier Brennstoff eingesetzt werden und eine deutlich höhere Transmutationsrate ist erzielbar. Nachteilig wirken sich die Sachverhalte aus, die im oben beschriebenen kritischen Reaktor genannt sind und durch die Nutzung von festem Brennstoff entstehen.

#### 4.1.3 KRITISCHE REAKTOREN MIT FLÜSSIGEM BRENNSTOFF

Als transmutationsoptimierte Alternative bietet sich auch die Nutzung eines Systems mit flüssigem Brennstoff, zum Beispiel

eines Salzschnmelzenreaktors<sup>165</sup> an. Wobei zur Transmutation ein schnelles System benötigt wird, wie es zum Beispiel im derzeit laufenden EURATOM Projekt EVOL entwickelt und untersucht wird.<sup>166</sup> Die Nutzung einer Salzschnmelze als Brennstoff bietet diverse Vorteile. Es muss kein fester Brennstoff produziert werden – damit entfallen nicht nur die Herausforderungen der Produktion, sondern auch etwaige Prozessverluste an Transuranen. Durch die Verwendung einer Onlineaufbereitung des Salzes fallen keine mehrfachen Rezyklierungsschritte an und damit auch weder Warte- und Lagerzeiten noch Transporte. Zusätzlich verbleiben etwaige Verluste bei der Aufbereitung im Reaktor und nicht wie bei konventionellen Verfahren im Abfallstrom, denn die Spaltprodukte werden aus dem Salzstrom abgetrennt und nicht die Spaltstoffe aus dem Abfallstrom. Die Besonderheit der Online-Salzaufbereitung des Salzschnmelzenreaktors würde die Möglichkeit bieten, die Partitionierung in einer gemeinsamen europäischen Anlage durchzuführen, denn dieser Schritt wird in Salzschnmelzenreaktoren nur zur einmaligen Abtrennung der Transurane aus dem abgebrannten Brennstoff der Leichtwasserreaktoren benötigt.

Die für einen Salzschnmelzenreaktor typische Einheit von Brennstoff und Kühlmittel sorgt in allen Betriebszuständen für starke negative Rückwirkungseffekte und damit für einen äußerst stabilen Betrieb, sogar beim Einsatz von hohen Transuran-Mengen im Brennstoff. Die erreichbare Transuran-Konzentration ist lediglich durch die Löslichkeit des Transuran-salzes im Trägersalz (üblicherweise lithiumfluorid-basierte Systeme) begrenzt. Die Verwendung von flüssigem Brennstoff bietet außerdem Möglichkeiten für ein diversitäres Abschaltssystem durch Ablassen des Salzgemisches in mehrere kritikalitätssichere Tanks, die zusätzlich passiv gekühlt werden können.

Eine grundlegende Studie,<sup>167</sup> basierend auf dem Design der EVOL-Benchmark, zeigt, dass bei der Verwendung von uranbasiertem Brennstoff nach rund fünfzig Jahren

<sup>165</sup> Waldrop 2012.

<sup>166</sup> EVOL 2010.

<sup>167</sup> Merk et al. 2013a.



Betrieb eine Transmutationsrate von 79 Prozent erreicht werden kann. Bei der Verwendung von thoriumbasiertem Brennstoff (wie in EVOL vorgesehen) steigert sich der Wert auf 82 Prozent. Durch einen nachgeschalteten Betrieb unter Verwendung des im äußeren Kernbereich gewonnenen Uran-233 als Brennstoff lässt sich die Transmutationsrate auf 97 Prozent steigern. Durch die Flexibilität des Systems kann auch im Rahmen der chemischen Randbedingungen eine weitgehend brutstofffreie Kernkonfiguration entwickelt werden.

Als großer Nachteil sind die derzeit mangelnde Forschungstiefe mit Hinblick auf ein Anlagendesign zu sehen und vor allem die noch nicht ausreichend untersuchten Wechselwirkungen zwischen der Salzschnmelze, den Strukturmaterialien und der Materialschädigung durch Neutronenbestrahlung. Die Datenlage zu den Salzeigenschaften bedarf noch weitergehender Untersuchungen; Erfahrungen zur Onlineaufbereitung bestehen derzeit nur im Laborstadium, weitgehend aus Experimenten der 1960er Jahre. Dies gilt auch für die notwendigen Komponenten des Reaktorsystems.

## 4.2 ÜBERSICHT ZUM STAND VON WISSENSCHAFT UND TECHNIK IN DER GRUNDLAGEN- UND TECHNOLOGISCHEN FORSCHUNG

### 4.2.1 KENNTNISSTAND DER TRENNCHEMIE

#### Hydrometallurgie

Die meisten bislang entwickelten Konzepte zur hydrometallurgischen Abtrennung der Transurane basieren auf dem zum Beispiel in Frankreich und England industriell betriebenen PUREX-Prozess zur Abtrennung von Uran und Plutonium. Durch entsprechende Modifikation des PUREX-Prozesses kann auch Neptunium abgetrennt werden. Das PUREX-Raffinat enthält also noch Americium und Curium neben den Spalt- und Korrosionsprodukten. Die Abtrennung von Americium und Curium aus dem PUREX-Raffinat kann

in einem zweistufigen Prozess erfolgen (siehe Abbildung 1): Zunächst werden Americium und Curium gemeinsam mit den ihnen chemisch ähnlichen Lanthaniden von den übrigen Spalt- und den Korrosionsprodukten abgetrennt, dies kann durch Prozesse wie DIAMEX, TRUOX, TRPO geschehen. Schließlich müssen Americium und Curium von den Lanthaniden getrennt werden.

Dazu wurden in Europa eine Reihe sogenannter *r*-SANEX-Prozesse entwickelt und im Labormaßstab getestet.<sup>168</sup> Ihre Besonderheit liegt darin, dass Extraktionsmittel verwendet werden, welche die zu extrahierenden Metallionen über Stickstoff- oder Schwefelatome binden, um die erforderliche Selektivität zu erzielen.

Um den DIAMEX Prozessschritt zu eliminieren, wurden zwei Vereinfachungen des in Abbildung 1 gezeigten DIAMEX-SANEX-Konzepts entwickelt: der sogenannte *1-cycle* SANEX-Prozess und der *i*-SANEX-Prozess. Im *1-cycle* SANEX-Prozess werden Americium und Curium direkt aus dem PUREX-Raffinat extrahiert. Der *i*-SANEX-Prozess basiert auf einer selektiven Rückextraktion der Aktiniden aus der beladenen organischen Phase.

Nachdem Curium weder zur Langzeitradiotoxizität noch zur Langzeitwärmeleistung signifikant beiträgt, aber aufgrund seiner Neutronendosisleistung die Brennstoffherstellung erschwert, sind Prozesse zur Trennung von Americium und Curium sowie zur Extraktion nur von Americium aus dem PUREX-Raffinat erfolgreich in Entwicklung.

Der PUREX-Prozess erzeugt ein Uranprodukt und ein Plutoniumprodukt. Letzteres kann problematisch hinsichtlich der Proliferationssicherheit sein. Aus diesem Grund wurden Trennprozesse entwickelt, bei denen zu keinem Zeitpunkt Plutoniumverbindungen in Reinform vorliegen. So erzeugt der in Frankreich entwickelte COEX™-Prozess, der auf die Herstellung von MOX-Brennstoffen ausgerichtet ist, ein Uran-Plutonium-Mischprodukt. Der GANEX-Prozess,

<sup>168</sup> Modolo et al. 2012.



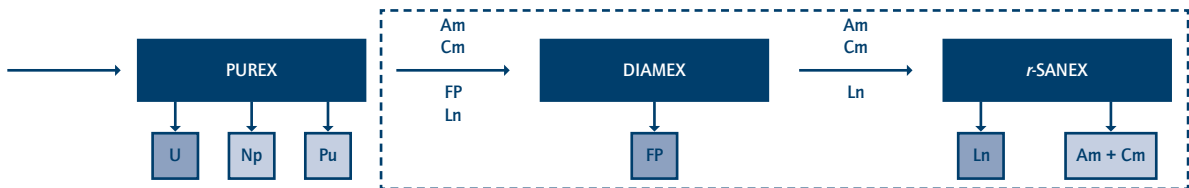
Abbildung 1: DIAMEX-SANEX-Konzept zur Aktinidenabtrennung<sup>169</sup>

Abbildung 2: Anlage zur Durchführung von hydrometallurgischen Trennprozessen im Labormaßstab in einer Heißen Zelle am JRC-ITU (Institut für Transurane)



Foto: JRC-ITU

<sup>169</sup> Geist, Modolo im Rahmen des Projektes.

welcher auf die homogene Rezyklierung ausgerichtet ist, erzeugt ein Produkt, das Plutonium und die minoren Aktiniden enthält. Beide Prozesse wurden ebenfalls erfolgreich im Labor getestet.

In Europa wurde die hydrometallurgische Abtrennung vom minoren Aktiniden seit den frühen 1990er Jahren im Rahmen diverser EU-Projekte vorangetrieben (zum Beispiel NEWPART, PARTNEW, EUROPART, ACSEPT, SACSESS).

### Pyrometallurgie

Pyrometallurgische Verfahren basieren auf elektrochemischen Methoden wie Elektrolyse, Elektorroffination oder reduktiver Extraktion in Hochtemperatur-Salzschnmelzen.

Ein wesentlicher Vorteil pyrometallurgischer Trennverfahren liegt in ihrer guten radiolytischen Stabilität. Dies ist besonders bei der Aufarbeitung kurz gekühlter Brennstoffe mit hohem Abbrand (wie zum Beispiel Transmutationstargets) ein wichtiges Kriterium. Jedoch befinden sich die pyrometallurgischen Verfahren, verglichen mit den hydrometallurgischen, in einem weniger fortgeschrittenen Stadium.

In Deutschland werden keine Arbeiten zur pyrometallurgischen Abtrennung von Aktiniden durchgeführt. Allerdings wurden beziehungsweise werden solche Arbeiten zum Beispiel in den USA, in Russland, Japan, Korea, am Europäischen Institut für Transurane<sup>170</sup> und im Rahmen von EU-Projekten (PYROREP, EUROPART, ACSEPT, SACSESS) durchgeführt. Eine Übersicht wird von der OECD-NEA zweijährlich veröffentlicht.<sup>171</sup>

### Inert-Matrix-Brennstoffe

Die hydrometallurgische Wiederaufarbeitung von Magnesiumoxid-, Molybdän- und Zirkondioxid-basierten Inert-Matrix-

Brennstoffen ist mit einigen Schwierigkeiten verbunden. Eine Studie<sup>172</sup> zu ihrer Wiederaufarbeitbarkeit führte zu folgenden Schlüssen:

- Magnesiumoxid-basierte Targets können mit den bekannten hydrometallurgischen Verfahren aufgearbeitet werden. Allerdings würde die Menge an Magnesium im zu verglasenden Raffinat zu einem drastischen Anstieg des Glasvolumens führen. Magnesium müsste also vom wärmeentwickelnden Abfall abgetrennt werden, wofür es noch kein Verfahren gibt. Mögliche Wege zur Abtrennung von Magnesium werden derzeit im EU-Projekt ASGARD gesucht.
- Molybdän führt bei der Auflösung in Salpetersäure zu Niederschlägen, wenn die Mo-Konzentration über einem Gramm je Liter liegt. Es müsste also in impraktikabel großen Volumina aufgelöst werden. Weiterhin sind Prozesse zur Molybdän-Abtrennung zu entwickeln, da Molybdän zur Targetherstellung wiederverwendet werden soll. Auch hierzu werden Arbeiten in ASGARD durchgeführt.
- Zirkondioxid lässt sich nicht in Salpetersäure auflösen. Die Auflösung könnte in einer Salpetersäure-Flusssäure-Mischung erfolgen, was aber zur Korrosion an den Auflösern und Evaporatoren führen würde.

Prinzipiell ist davon auszugehen, dass ähnliche Überlegungen hinsichtlich der Abtrennung der Matrix auch für pyrometallurgische Prozesse gelten.

Im Gegensatz dazu ist bei der Aufarbeitung Uranoxid-basierter Transmutationsbrennstoffe nicht von Schwierigkeiten auszugehen. Aufgrund des höheren Plutoniumgehalts muss gegebenenfalls die Auflösung optimiert werden, damit die Verluste über unlösliche Rückstände nicht ansteigen.<sup>173</sup>

<sup>170</sup> Malmbeck et al. 2011.

<sup>171</sup> OECD-NEA.

<sup>172</sup> Ouvrier/Boussier 2012.

<sup>173</sup> Ouvrier/Boussier 2012.

## Fazit

Um den unterschiedlichen Anforderungen eines potenziellen Brennstoffkreislaufes Rechnung zu tragen, wurde eine Anzahl von hydrometallurgischen Trennprozessen entwickelt. Kontinuierliche Demonstrationstests im Labormaßstab – zum Teil mit echten hochradioaktiven Speiselösungen – zeigten, dass die Aktinidenverluste in den eigentlichen Trennprozessen ohne Weiteres weit unter 0,1 Prozent gehalten werden können. Auch können Aktinidenprodukte erzeugt werden, welche hinsichtlich des Restgehalts an Uran und Spaltprodukten die für ihre Transmutation geforderte Reinheit erfüllen.

Obwohl pyrometallurgische Verfahren sich in einem weniger fortgeschrittenen Stadium befinden, liegt ihre besondere Stärke in der guten radiolytischen Stabilität der verwendeten Medien. Aus diesem Grund können sie bei der Aufarbeitung zum Beispiel von Targets vorteilhaft eingesetzt werden.

### 4.2.2 ENTWICKLUNG DER SICHERHEITSTECHNOLOGIE BEI DER PARTITIONIERUNG

Das grundsätzliche Sicherheitsziel ist der Schutz von Mensch und Umwelt vor den schädlichen Auswirkungen ionisierender Strahlung. Dies gilt nicht nur beim Reaktorbetrieb, sondern muss auch für die anderen, wichtigen Bausteine des Brennstoffzykluses gelten, insbesondere bei der Partitionierung mit dem damit verbundenen Übergang des abgebrannten Brennstoffes in die flüssige Phase. Als Besonderheit kommt bei vielen Transmutationskonzepten noch die räumliche Nähe von Wiederaufbereitung und Reaktor hinzu.

Bei der Anwendung hydrometallurgischer Verfahren zur Aktinidenabtrennung gibt es aus der kommerziellen Wiederaufarbeitung von LWR-Brennstoff seit den 1970er Jahren umfangreiche Erfahrungen mit Anlagen

unterschiedlicher Größenordnung, bis hin zu den großtechnischen Anlagen in LaHague und Sellafield. Die grundlegenden Sicherheitsaspekte dabei sind

- sicherer Einschluss des radioaktiven Inventars,
- Abschirmung der  $\gamma$ - und Neutronenstrahlung,
- Kontrolle der chemischen Prozesse und Verfahrensschritte,
- Sicherstellung der Unterkritikalität sowie
- Abfuhr der Nachzerfallswärme.

Weitere Sicherheitsaspekte, die entsprechende Maßnahmen erfordern, sind der Schutz gegen Einwirkungen Dritter und die Kernmaterialüberwachungs(Safeguards)-Maßnahmen beim Umgang mit Kernbrennstoffen.

Nähere Einzelheiten sind in Kapitel 5, Abschnitt 5.2 beschrieben.

### 4.2.3 ENTWICKLUNGEN DER BESCHLEUNIGER-TECHNOLOGIE

Der Protonenbeschleuniger ist ein essentieller Baustein für beschleunigergetriebene Systeme. Die aus den Protonen in der Spallationsreaktion erzeugten Neutronen halten als sogenannte externe Neutronenquelle die Leistungserzeugung im unterkritischen Reaktor aufrecht.

Weltweit existieren die unterschiedlichsten Systeme für die Beschleunigung von Ionen, wobei sich die favorisierten Konzepte für unterkritische, beschleunigergetriebene Anlagen (ADS) aufgrund ihres fortgeschrittenen Entwicklungsstands und ihrer Leistungsfähigkeit auf die Verwendung von teilweise supraleitenden Linearbeschleunigern beschränken.

Kernphysikalische Simulationen für den Betrieb von Prototypanlagen zeigen, dass zur Herstellung der Kritikalität

eine kontinuierliche Strahlleistung von bis zu sechs Megawatt für eine ADS mit hundert Megawatt (thermisch) benötigt wird. Bei Systemen mit einer höheren thermischen Leistung (industrielle Anlagen) wird dementsprechend eine höhere Leistung des Beschleunigers abverlangt. Die folgende kurze Darstellung beschränkt sich auf Konzepte, die auf derzeit verfügbaren Komponenten beruhen.

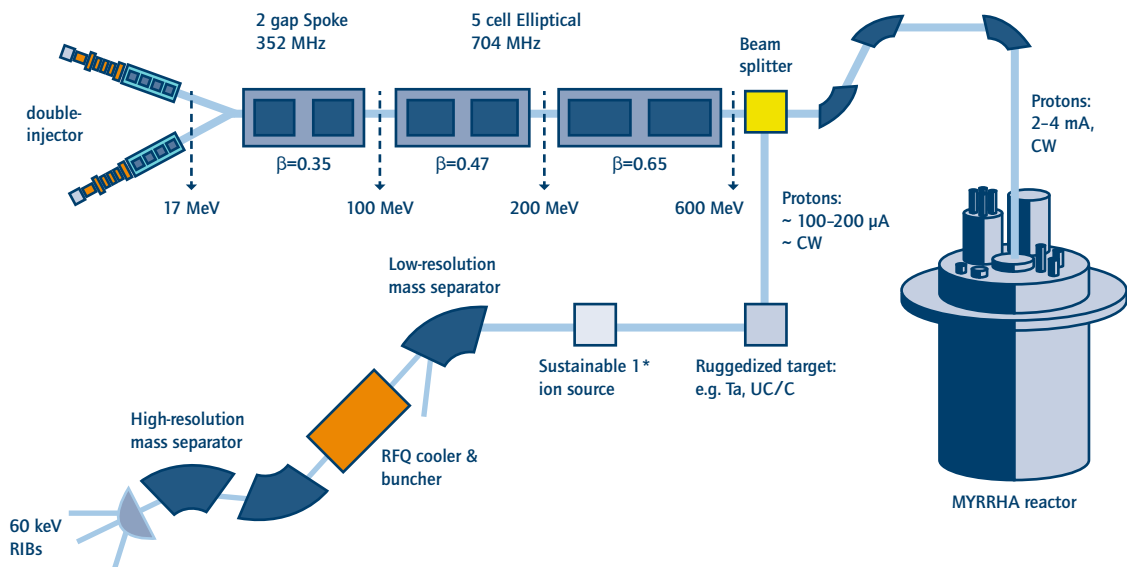
Für das MYRRHA ist ein teilweise supraleitender Linearbeschleuniger vorgesehen. Der teilweise supraleitende Injektor beschleunigt die Protonen bis auf 17 Mega-elektronenvolt. Dieser Baustein ist redundant ausgelegt, um der notwendigen Forderung nach Robustheit und Zuverlässigkeit nachzukommen. Im anschließenden Teil des Linearbeschleunigers werden die Protonen in supraleitenden Spoke-Kavitäten auf hundert Mega-elektronenvolt beschleunigt, um dann in verschiedenen großen supraleitenden elliptischen Kavitäten auf die Endenergie von

600 Mega-elektronenvolt beschleunigt zu werden. Am Ende der Beschleunigungsstrecke werden einige zusätzliche Kavitäten vorgesehen, um Ausfälle von Kavitäten kompensieren zu können und die Endenergie trotzdem bei 600 Mega-elektronenvolt halten zu können. Die Forderung nach hoher Zuverlässigkeit führt somit zur Einführung eines typischen Konzeptes aus der Reaktorsicherheitstechnologie: des redundanten Aufbaus von Systemen. Die Strahlstärke der Anlage soll zwei bis vier Milliampere betragen. Der Beschleunigerstrahl wird am Ende des Beschleunigers über eine mehrfach abgelenkte Strahlführung in den Reaktorbehälter geführt.

**Besonderheiten für MYRRHA**

Für MYRRHA wird ein Messsystem zur Sicherstellung der Unterkritikalität (subcritical monitoring) diskutiert, bei dem der Protonenstrahl für etwa 0,2 Millisekunden unterbrochen werden muss.

Abbildung 3: Aufbau des Linearbeschleunigers für die MYRRHA Anlage<sup>174</sup>



<sup>174</sup> nach Ratzinger 2013.

Die Strahlücke erlaubt eine Unterscheidung zwischen den prompten und verzögerten Neutronen in dem unterkritischen Reaktor und ermöglicht so eine schnelle Bestimmung des Kritikalitätszustandes des Kerns. Allerdings reagieren die supraleitenden Kavitäten auf die Strahlücken mit einer Spannungserhöhung. Wenn sich die Strahlücken nicht ständig wiederholen, weil sie zum Beispiel nur zu bestimmten Messperioden benötigt werden, wird eine schnelle und komplizierte Hochfrequenzregelung für alle supraleitenden Sektionen benötigt. Dies wird als eine Hauptaufgabe der zukünftigen Forschung angesehen.

#### 4.2.4 STAND DER ENTWICKLUNG VON SPALLATIONS-TARGETS

Das Spallationstarget bildet im Zusammenwirken mit dem Protonenbeschleuniger eine wichtige Komponente für den Betrieb eines beschleunigergetriebenen, unterkritischen Systems – die sogenannte externe Neutronenquelle. Diese unterscheiden eine ADS essenziell von einem kritischen Reaktor.

Die Aufgabe des Spallationstargets in unterkritischen beschleunigergetriebenen Anlagen ist die Erzeugung eines intensiven Neutronenflusses aus den Spallationsreaktionen zwischen hochenergetischen Protonen und Targetmaterialien. Diese Neutronen sorgen für die Aufrechterhaltung der nuklearen Reaktionen im unterkritischen Reaktorkern, der für die Umwandlung der langlebigen zu transmutierenden Aktiniden notwendig ist. Ohne die externe Neutronenquelle kann in der unterkritischen Anlage die nukleare Kettenreaktion nicht aufrechterhalten werden.

Die Hauptanforderungen an ein solches Target lassen sich wie folgt zusammenfassen:

- Hohe Neutronenproduktion bei der Spallation. Die Zahl von freigesetzten Neutronen hängt von der Energie der Protonen und von der Masse der Target-Atomkerne ab.

- Kontinuierliche Abfuhr der bei der Spallation freigesetzten Wärme aus dem Bestrahlungsbereich.
- Schädigung und Aktivierung der Strukturkomponenten der Anlage müssen auf einem erträglichen Niveau für einen sicheren Betrieb gehalten werden.
- Stabiler und zuverlässiger Betrieb während der Arbeitsperiode.
- Limitierung der Produktion von Spallationsprodukten und aktivierten Strukturmaterialien zur Begrenzung des Entstehens von neuem radioaktivem Abfall.

Beim gegenwärtigen Stand der Technik gelten flüssiges Blei oder Blei-Bismut-Eutektikum als Medien erster Wahl, die die oben genannten Anforderungen am besten erfüllen. Blei ist aufgrund seiner Verfügbarkeit als Kühlmittel für Transmutationsmaschinen vorgesehen. Bei der Verwendung von Blei-Bismut sind jedoch zusätzlich die mögliche Entstehung von toxischem Polonium und parasitäre Neutronenreaktionen mit dem Bismut zu beachten. Daher wurden auch andere Medien wie Quecksilber und Wolfram vorgeschlagen und erprobt. Ein wesentlicher Vorteil der Verwendung von Blei-Bismut in einer Blei-Bismut-gekühlten Transmutationsanlage wäre der Entfall zusätzlicher Wirk- und Kühlmedien. Alle damit verbundenen zusätzlichen Störquellen würden entfallen. Der Nachweis der Machbarkeit von Neutronenquellen mit Targets auf Blei- beziehungsweise Blei-Bismut-Basis im Megawatt-Maßstab, das heißt für eine Transmutationsanlage prototypischen Maßstab, ist bereits erfolgt. Am Paul-Scherrer-Institut, in der dortigen SINQ-Anlage, wurde ein mit flüssigem Blei-Bismut betriebenes Target (MEGAPIE, 0,8 Megawatt) erfolgreich ausgelegt, gebaut und für circa vier Monate kontinuierlich im Beschleunigerstrahl betrieben. Wesentliche Arbeiten zur thermohydraulischen Auslegung dieses Targets wurden am damaligen FZK, dem heutigen KIT in Karlsruhe durchgeführt. Die dabei gewonnenen Erfahrungen und die Fortführung entsprechender Arbeiten im Rahmen des Europäischen Verbundprojekts EUROTRANS erlauben die thermohydraulische Auslegung und Erprobung spezifisch für eine Transmutationsanlage

vorgesehener Targets. Erste thermohydraulische Tests im prototypischen Maßstab haben im Zuge der Vorbereitung der Europäischen Transmutationsforschungsanlage MYRRHA am Karlsruher Flüssigmetalllabor KALLA stattgefunden. In den kommenden Jahren wird es eine wichtige Aufgabe sein, für die MYRRHA-Anlage ein vollständiges Targetsystem thermohydraulisch zu entwickeln und zu erproben sowie sein Verhalten wissenschaftlich zu untersuchen.

#### 4.2.5 AKTUELLER STANDES DER ENTWICKLUNG VON TRANSMUTATIONSBRENNSTOFFEN

Transmutationsbrennstoffe werden als wichtiges Element, sowohl in kritischen Reaktoren als auch in beschleunigergetriebenen Systemen benötigt. Für einen Teil der Transmutation, der Verbrennung von Plutonium, bestehen bereits weitreichende Erfahrungen, sowohl in der industriellen

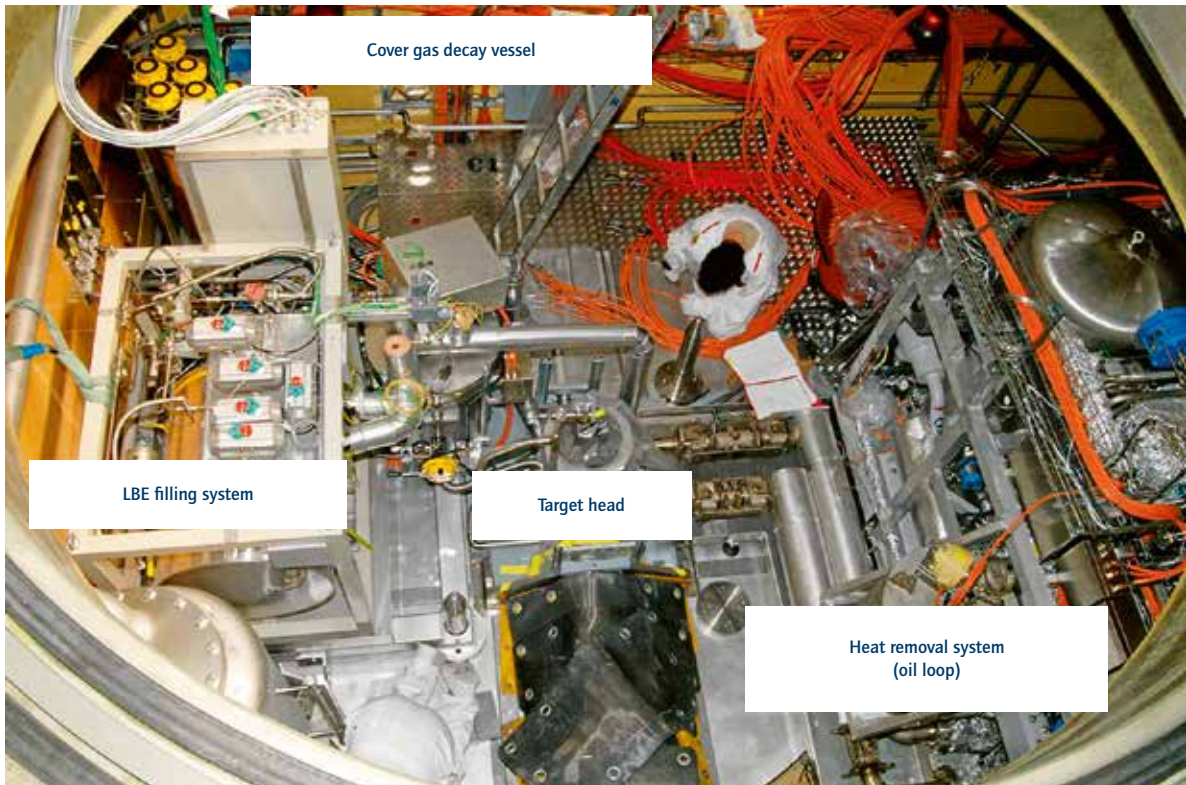
Abbildung 4: Strahleintrittsfenster des MEGAPIE Targets mit Leckagedetektorsystem vor dem Einsatz am HIPA (High Intensity Proton Accelerator) Beschleuniger am Paul Scherrer Institut in der Schweiz<sup>175</sup>



<sup>175</sup> Vom Paul Scherrer Institut im Rahmen des Projektes MEGAPIE zur Verfügung gestellt.



Abbildung 5: Einbau des MEGAPIE Targets in den Targetkopf-Einschluss (TKE) der Spallationsneutronenquelle SINQ am Paul Scherrer Institut in der Schweiz<sup>176</sup>



Produktion als auch in der Anwendung von plutoniumhaltigen Mischoxidbrennstoffen in Leichtwasserreaktoren und Schnellen Reaktoren.

Für die Einbringung von minoren Aktiniden in Reaktoren mit dem Ziel ihrer Verbrennung existieren mehrere technologische Optionen:

- homogen: Mischoxidbrennstoff (MOX); aus Uranoxid, und Plutoniumoxid im gesamten Reaktorkern mit etwa 2,5 bis 5 Prozent minore Aktiniden (MA) beigemischt;

- heterogen: spezielle Targets, eine sehr hohe MA-Beladung von zwanzig bis dreißig Prozent, die am Reaktorrand oder in lokalen Inseln eingesetzt werden;
- ADS: hier kann mit durchgängig hochangereicherten MA Beladungen gearbeitet werden.

Bei der homogenen Route ist die MA-Beimischung durch Bedingungen der Reaktorsicherheitskoeffizienten, wie Größe des positiven Void-Wertes, dem Wert der verzögerten Neutronen und des Dopplereffektes begrenzt. Zusätzlich sind zwangsläufig MA im gesamten Brennstoffkreislauf

<sup>176</sup> Vom Paul Scherrer Institut im Rahmen des Projektes MEGAPIE zur Verfügung gestellt.

von der Herstellung bis zur Wiederaufarbeitung im Umlauf und erzwingen Fernhantierung. Der Vorteil dieser Variante liegt darin, dass sich die Brennstoffeigenschaften durch die geringe Zuladung von MA nur unwesentlich gegenüber dem üblichen MOX-Brennstoff ändern. Man kann daher auf den gesamten Erfahrungsschatz bei Bestrahlung, Betrieb und Transientenverhalten zurückgreifen, welcher bereits in die im Rahmen internationaler Kooperation entwickelten Sicherheitscodes SAS-SFR<sup>177</sup> und SIMMER<sup>178</sup> einfließt. Gutes in-pile-Verhalten dieser Brennstoffe wurde frühzeitig anhand zahlreicher Experimente in Frankreich, Japan und den USA demonstriert.

Bei der heterogenen Route, ebenfalls eine Variante für kritische Systeme, wird der Anteil des hochbelasteten Brennstoffkreislaufes reduziert, während der übliche Standard-Brennstoffkreislauf für den Großteil des Kerns beibehalten werden kann. Die Kenntnisse über das Verhalten dieser Targets sind allerdings geringer und somit müsste die gesamte Qualifikationsroute vor einem Einsatz und insbesondere der industriellen Anwendung durchgeführt werden. Das Targetmaterial ist dabei entweder Uran oder bevorzugt ein inertes Material. Zahlreiche Experimente bezüglich der Auswahl von geeigneten inerten Materialien wurden bereits durchgeführt. Die Arbeiten im 7. Rahmenprogramm zielen insbesondere auf die Vereinfachung von Herstellungsprozessen und die Minimierung von sekundärem radioaktivem Abfall.

Im ADS bieten sich besondere Möglichkeiten, da die durch die MA-Beladung verschlechterten Sicherheitseigenschaften durch die Unterkritikalität des Systems ausgeglichen werden können. Minore Aktiniden und Plutonium liegen in Oxidform vor und sind in eine inerte Oxid (zum Beispiel Magnesiumoxid) oder Metallmatrix (zum Beispiel Molybdän) eingebettet. Diese Brennstofftypen wurden vor allem im 5. und 6. Forschungsrahmenprogramm der EU entwickelt und es wurden umfangreiche Bestrahlungsexperimente im Phenix

und High Flux-Reaktor durchgeführt. Zurzeit laufen weitere Arbeiten im 7. Rahmenprogramm. Die Kernaussage und der eingesetzte Brennstoff für einen ADS orientieren sich an den Anforderungen aus Brennstoffkreislaufanalysen sowie der Sicherheit der Anlagen und der Optimierung des Transmutationsverhaltens unter Berücksichtigung der Randbedingungen. Diese sind:

- die erreichbare Beschleunigerleistung,
- die Erzielung eines hohen Abbrandes,
- eine geringe Reaktivitätsänderung während des Betriebs,
- eine adäquate Unterkritikalität.

Ein wesentlicher Entwicklungspunkt ist hierbei der Übergang zu uranfreien Brennstoffen; mögliche Matrizen, wie Magnesiumoxid und Molybdän sind anhand verschiedener Kriterien ausgewählt worden. Oxid-ADS-Brennstoffe zeigten ein zufriedenstellendes Schwellverhalten. Neben der Brennstoffherstellung spielt die Wiederaufarbeitung, insbesondere der inerten Matrix-Brennstoffe mit Aktiniden, eine wichtige Rolle zur Schließung des Brennstoffkreislaufs.

### 4.2.6 PHYSIKALISCHE GRUNDLAGEN UND KERNEDESIGNS

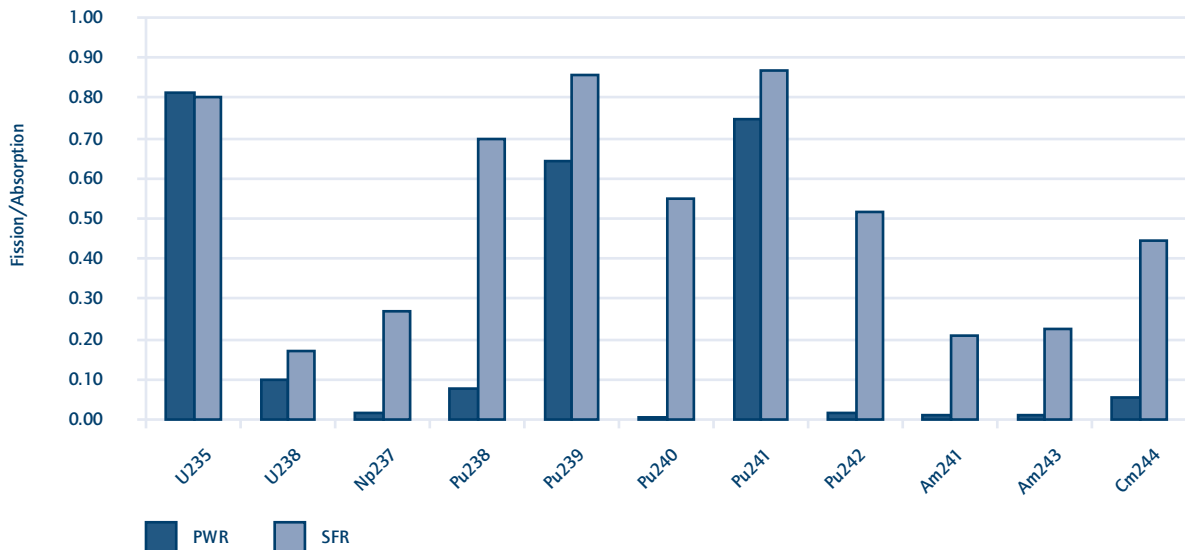
#### Grundlagen der Transmutation

Die Transmutation von Transuranen kann grundsätzlich in allen Reaktorentypen betrieben werden. Allerdings ist zu beachten, dass die Effizienz sehr stark vom im Reaktor vorherrschenden Neutronenspektrum abhängig ist. Ein wichtiger Indikator für die Effizienz der Transmutation ist das Verhältnis des Spalt- zum Absorptionswirkungsquerschnitt für die Neutronenreaktion, gewichtet mit dem jeweiligen Neutronenspektrum für LWR und SFR. Dieses Verhältnis zeigt auf, ob Isotope eher gespalten werden oder eher einer Brutreaktion mit der einhergehenden Bildung höherer

<sup>177</sup> Pfrang/Struwe 2008.

<sup>178</sup> Tobita et al. 2006.



Abbildung 6: Verhältnis von Spalt- zu Absorptionsrate für PWR (Druckwasserreaktor) und SFR (natriumgekühlter Schneller Reaktor)<sup>179</sup>

Isotope unterliegen. Für die Transmutation ist der Spaltprozess erwünscht und dieser tritt bei hartem Neutronenspektrum, also in Schnellen Reaktoren bevorzugt auf; der Aufbau von höheren Elementen ist dagegen gering.

Der Nachweis der Transmutation, sowohl von Plutonium als auch von Americium und Curium, wurde im Labormaßstab im französischen Schnellen Reaktor PHENIX geführt.<sup>180</sup> Grundsätzlich ist zur effizienten Transmutation von Transuranen, wie oben beschrieben, ein schnelles Neutronenspektrum zu bevorzugen. Eine effiziente Transmutation ist nur mit schnellen Neutronen möglich, da manche geradzahigen Transuran-Isotope aufgrund ihres Thresholdverhaltens fast nur von schnellen Neutronen gespalten werden können. Das Verhältnis des Spalt- zum Absorptionswirkungsquerschnitt verändert sich bei einigen Isotopen ab ungefähr fünfhundert Kilo-Elektronenvolt bis ein Mega-Elektronenvolt Neutronenenergie deutlich.

Damit ist für einige der zu spaltenden Transuran-Isotope das Neutronenspektrum eines Schnellen Reaktors deutlich günstiger (siehe Abbildung 7). Dies sind die Grundvoraussetzungen dafür, dass kaum Akkumulation von höheren Isotopen im Schnellen Reaktor stattfindet, sondern dass die Transurane wirklich gespalten werden. Das Problem des Erbrütens immer höherer Elemente, das aus thermischen Reaktoren – wie Leichtwasserreaktoren oder graphitmoderierten Hochtemperaturreaktoren – bekannt ist, ebenso wie die sich in thermischen Reaktoren rapide verschlechternde Plutoniumzusammensetzung mit einer starken Verschiebung des Plutonium-Vektors zu den geradzahigen Isotopen treten bei einer transmutationsoptimierten Auslegung eines schnellen Reaktors nicht auf.

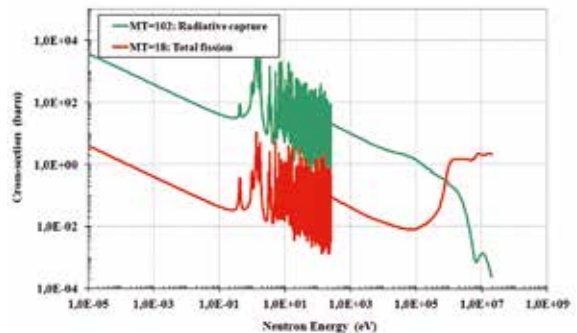
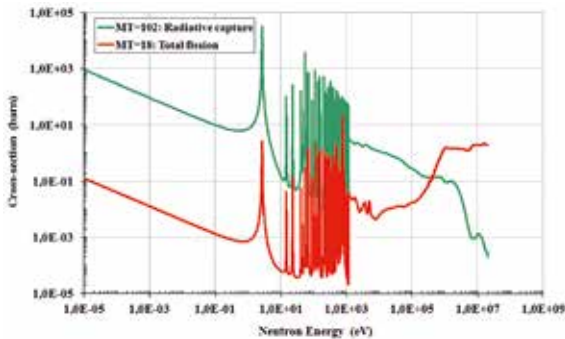
### Grundlagen des Kerndesigns

Das Design eines Reaktorkerns in Kernreaktoren unterliegt wichtigen Anforderungen, sowohl um die Sicherheit

<sup>179</sup> nach Salvatores 2008.

<sup>180</sup> Guidez 2004.

Abbildung 7: Vergleich der energieabhängigen Spalt (rot) und Absorptionswirkungsquerschnitte (grün) für Plutonium-242 (links) und Americium-243 (rechts) zur Veranschaulichung der Veränderung des relevanten Reaktionspfandes bei hohen Neutronenenergien<sup>181</sup>



des Betriebes der Anlage sicherzustellen, als auch um eine optimale Brennstoffnutzung zu gewährleisten – im Fall der Transmutation: Transmutationseffizienz (möglichst hoher Umsatz an zu transmutierendem Material in möglichst kurzer Zeit). Das Designziel besteht darin, eine möglichst flache Leistungsverteilung zu erreichen, ohne sogenannte Hot Spots. Eine solche flache Leistungsverteilung führt zu einer gleichmäßigen thermischen Belastung der einzelnen Brennelemente. Diese wiederum führt zu einer gleichmäßigen Aufheizung des Kühlmittels und damit zu einer möglichst gleichmäßigen Temperaturverteilung am Kernaustritt. Insbesondere bei Schnellen Reaktoren ist eine gleichmäßige Kernausslegung von entscheidender Bedeutung, denn die Wärmeabfuhr muss bei der sehr hohen Leistungsdichte jederzeit sichergestellt werden. Um diese Forderung zu erfüllen, wird Flüssigmetall (zum Beispiel Natrium oder Blei) als Kühlmittel eingesetzt. Durch die Verwendung von Flüssigmetall kommt der gleichmäßigen Aufheizung besondere Bedeutung zu, denn thermal striping – die Ausbildung von Strömungstreifen mit stark unterschiedlichen Temperaturen – führt in Flüssigmetallen zu hohen Belastungen für alle Strukturen oberhalb des Kernaustritts.

Die Einbringung von minoren Aktiniden in den Reaktorkern hat Auswirkungen auf das Sicherheitsverhalten, dem im Kerndesign Rechnung getragen werden muss. Minore Aktiniden verschlechtern die sicherheitsrelevanten Rückwirkungseffekte im Reaktorkern – der erwünschte negative Brennstofftemperatureffekt wird weniger negativ und der unerwünschte positive Kühlmittelfeffekt wird verstärkt. In kritischen Reaktoren wird daher der MA-Anteil auf wenige Prozent begrenzt, beim ADS kompensiert die Unterkritikalität die Verschlechterung der Sicherheitskoeffizienten. Im Gegensatz zum LWR gibt es in Schnellen Reaktoren noch zusätzliche, starke negative Rückwirkungseffekte, die indirekt über die Temperatur von Brennstoff, Struktur und Kühlmittel wirken. Dies sind die Effekte aus Geometrieänderungen – Längenausdehnung der Brennstäbe und die Ausdehnung der den Kern tragenden Gitterplatte. Der Grund für diese Effekte ist, dass der Kern eines Schnellen Reaktors nicht in seiner kritischsten Anordnung aufgebaut ist, wie das beim LWR der Fall ist.

### Kerndesigns

In verschiedenen Rahmenprogrammen der EU sowie auf nationaler und internationaler Ebene wurden Kerntwürfe

<sup>181</sup> JANIS, NEA 2013.

für kritische und unterkritische Transmutationssysteme untersucht. Derzeit befinden sich mehrere größere schnelle Reaktoren in der Bau- oder der fortgeschrittenen Designphase (PFBR, BN-800, JSFR, ASTRID). Im französischen ASTRID-Projekt spielt die Fähigkeit zur Transmutation eine wichtige Rolle. Die Anlage wird nach den Kriterien des Generation IV International Forum ausgelegt. In diesen Kriterien ist Transmutation vorgesehen, aber nicht mit dem Ziel einer schnellen Reduzierung der vorhandenen Transuran-Bestände, sondern mit dem Ziel, in diesen Reaktoren die im Reaktor entstehenden Transurane direkt wieder zu verbrennen – sogenanntes Isobreeding. Allerdings ist keines der entwickelten Projekte auf die durch den Kernenergieausstieg vorgegebenen, deutlich veränderten deutschen Rahmenbedingungen zugeschnitten. Transmutationsoptimierte Systeme mit möglichst hoher Transmutationsrate, wie sie im Falle des Kernenergieausstiegs wünschenswert sind, wurden bisher kaum nachgefragt und deshalb auch nicht diskutiert. In internationalen Projekten wurden aber bereits erste Papierstudien für die neutronenphysikalische Auslegung für Transmutationssysteme durchgeführt. Die erste Studie für ein Kerndesign zur reinen Plutonium-Verbrennung in einem kritischen System basiert auf dem Design des französischen SUPERPHENIX und wurde im Rahmen des CAPRA-Projekts<sup>182</sup> erarbeitet. Zusätzlich wurde im Rahmen des IP EUROTRANS<sup>183</sup> eine umfangreiche Arbeit zur Entwicklung eines transmutationsoptimierten Kerndesigns für einen ADS mit Bleikühlung in der Designstudie EFIT<sup>184</sup> durchgeführt und durch einige Bestrahlungstests für neue Brennstoffkonfigurationen ergänzt. Im Rahmen des MYRRHA-Projektes wird derzeit an einer detaillierten Kernausslegung für einen ADS gearbeitet, wobei im derzeitigen Projektstatus die Auslegung von Kernen ohne Anteil an minoren Aktiniden im Vordergrund steht.

#### 4.2.7 REAKTORPHYSIK VON TRANSMUTATIONSANLAGEN (UNTERKRITISCH UND KRITISCH)

Das Kerndesign wird zumeist rein neutronenphysikalisch entwickelt, also ohne Betrachtung der Rückwirkungen der Wärmeproduktion. Die Kopplung zwischen Neutronenphysik und Thermohydraulik wird aber bei der Betrachtung von Transienten, Störfällen und schweren Störfällen zur Sicherheitsbeurteilung essenziell.

Eine grundlegende Betrachtung von Störfallszenarien in Transmutationsanlagen zeigt, dass sich kritische und unterkritische Anlagen in einigen Störfallszenarien sehr ähnlich verhalten, es aber in anderen Szenarien deutliche Unterschiede gibt. Grundsätzlich stellt in allen schnellen Reaktoren die Wärmeabfuhr aus einem System mit sehr hoher Leistungsdichte das Hauptproblem dar. Ein Ausfall des Kühlmittelstromes oder eine rapide Leistungssteigerung führt sehr schnell zu Brennstabschäden. Deshalb ist für die Sicherheitsbetrachtung ein ausgewogenes Kerndesign essenziell, sowohl bei kritischen, als auch bei unterkritischen, beschleunigergetriebenen Systemen. Die Leistungsdichte ist in beiden Systemen vergleichbar – und damit auch die Abläufe und Konsequenzen einer nicht ausreichenden Wärmeabfuhr. Dies gilt auch für die Detektierbarkeit von Wärmeabfuhrstörungen, schließlich kommen in beiden Systemen Flüssigmetalle als Kühlmittel zur Anwendung. Diese Szenarien sind zum einen der Verlust des Kühlmittelstromes – Loss of Flow (LOF) – und zum anderen der Verlust der Wärmesenke – Loss of Heat Sink (LOHS).

Der deutlichste Unterschied zwischen kritischen und unterkritischen Anlagen mit externer Quelle ergibt sich für den schnellen Leistungsanstieg – Transient Over Power (TOP). Hier ist die exponentielle Leistungsentwicklung ein Charakteristikum, das nur in einem kritischen System auftreten kann, zum Beispiel durch das Fehlverfahren eines

<sup>182</sup> Languille 1995.

<sup>183</sup> ERP 2005.

<sup>184</sup> Maschek 2008.

Steuerstabes. Dieses Szenario, das für Brutreaktoren der 1970er Jahre bekannt ist, kann durch ein ausgewogenes, fortschrittliches Design mit einem geringen Kritikalitätsverlust über dem Abbrandzyklus und einer ausreichenden Anzahl von Steuerstäben weitgehend eliminiert werden. Allerdings erfordert ein derartiges Design gut ausbalancierte Rückwirkungseffekte, die durch den Einsatz von Transmutationsbrennstoffen mit hohem Transuran-Gehalt nur bis zu einer begrenzten Beladung erhalten werden können.

Ein dem TOP-Szenario ähnliches, aber weit weniger problematisches Szenario in einem beschleunigergetriebenen unterkritischen System ist ein Leistungsanstieg am Beschleuniger. Denn ein derartiger Leistungsanstieg führt im ADS zu keinem exponentiellen Leistungsanstieg, sondern zu einem neuen stationären Zustand erhöhter Leistung, welcher durch die Maximalleistung des Beschleunigers begrenzt ist. Im Gegensatz zum kritischen Reaktor spielen im unterkritischen System Rückwirkungseffekte und verzögerte Neutronen nur eine untergeordnete Rolle – die Reaktorleistung ist hier proportional zur externen Neutronenquelle und dem Kritikalitätszustand. Somit ist die Beladung mit Transuranelementen im ADS nicht durch die Reaktorphysik begrenzt; aus reaktorphysikalischer Sicht wäre damit ein brutstofffreier Kern realisierbar.

Ähnliches lässt sich für einen Salzschnmelzenreaktor aus reaktorphysikalischer Sicht feststellen, denn hier werden die Rückwirkungseffekte durch die Einheit von Kühlmittel und Brennstoff im flüssigen Zustand dominiert. Somit sind auch hier die negativen Auswirkungen einer hohen Transuran-Beladung sicherheitstechnisch beherrschbar.

### 4.2.8 STAND DER ENTWICKLUNG VON SIMULATIONS-TOOLS

Numerische Simulationstools sind sowohl für die Auslegung als auch für die Sicherheitsbewertung von kritischen wie auch von unterkritischen Kernreaktoren unerlässlich

und werden zusätzlich zur Optimierung des Transmutationspotenzials benötigt.

Die neutronenphysikalische, thermohydraulische sowie strukturmechanische Optimierung von Reaktorkonzepten beruht auf numerischen Simulationen, ebenso die Auslegung der Sicherheits- und Begrenzungs-systeme. Grundsätzlich müssen diese numerischen Simulationstools umfassend, anhand relevanter Experimente validiert werden. Hinzu kommt der Einsatz von Rechen-codes zur Simulation von Steuerung und Regelung bereits in der Konzipierungsphase.

Bei der Sicherheitsbewertung werden Betriebstransienten und Störfälle mit Rechen-codes simuliert und hinsichtlich der Integrität der Sicherheitsbarrieren (Brennstab, Reaktor-druckbehälter, Sicherheitsbehälter) bewertet. Heutzutage sind solche Simulationen bereits in der Entwicklungsphase ein wichtiges Element für das Reaktordesign.

Die Auslegung von Transmutationssystemen stellt zusätzliche Herausforderungen für die Simulationstools hinsichtlich der Bestimmung der Transmutationseffizienz und des Managements des Brennstoffzyklus dar. Hier steht vor allem die robuste sicherheitstechnische Auslegung nicht nur des Reaktorkerns im Rahmen einer optimalen Beladep-lanung, sondern auch der gesamten Anlage im Vordergrund der Untersuchungen.

Die Qualität der Simulationsergebnisse hängt im Wesentlichen von der Verlässlichkeit der nuklearen Daten sowie der physikalischer Modelle, zum Beispiel für die Wärme-übergangsmechanismen, und nicht zuletzt von den Stoffdaten des Kühlmittels und der Reaktormaterialien ab.

Der allgemeine Entwicklungsstand der Simulationsprogramme für schnelle Systeme fällt hinter die Simulationstechnik für LWR in einigen Bereichen derzeit zurück. Die LWR-Forschung hat in den 1990er Jahren große Fortschritte in der Codeentwicklung erzielt – 3D neutronenphysikalisch/

thermohydraulisch gekoppelte Rechnungen, Kopplung von Kernsimulatoren mit System simulationsprogrammen, Unsicherheitsanalyse, Anwendung industriell entwickelter CFD und Strukturmechaniktools – um nur die wichtigsten zu nennen.

Zum Zeitpunkt der Entwicklung und des Baus von SUPERPHENIX in Frankreich und des SNR-300 in Deutschland entsprachen die eingesetzten Simulationstools dem damals gültigen Stand von Wissenschaft und Technik. Die Unterbrechung vieler europäischer Projekte im Bereich Schneller Reaktoren in den 1980er und 1990er Jahren führte aber zu einer Stagnation in der Entwicklung von Simulationstools.

Inzwischen wird weltweit verstärkt in die Modernisierung und Verbesserung bestehender FR-Tools sowie in die Anpassung moderner LWR-Simulationstools für die Anwendung auf Schnelle Reaktoren investiert. Dies gilt vor allem für die thermohydraulische Auslegung und Sicherheitsbewertung von Betriebstransienten in schnellen Systemen. Hierzu zählt die Erweiterung thermohydraulischer Simulationstools wie Unterkanalcodes und Systemcodes für die Analyse von blei- und natriumgekühlten kritischen und unterkritischen Reaktorsystemen.

Ein weiterer Trend ist der Einsatz von CFD-Tools zur Optimierung der Auslegung des, zumeist aus einem großen Pool mit Einbauten bestehenden, Primärsystems. Dies ist, aufgrund der komplexen Geometrie und mehrdimensionaler Strömungsmuster im Behälter und der passiven und aktiven In-Vessel-Wärmeabfuhrsysteme, eine notwendige Vorgehensweise. Dabei werden diese Simulationen ohne Kopplung an die Wärmeproduktion ausgeführt. Die CFD-Tools können direkt mit Strukturmechanik-Codes zur Bestimmung des mechanischen Verhaltens von Komponenten und Bauteilen gekoppelt werden. Zurzeit laufen internationale

Benchmark-Untersuchungen für Schnelle Reaktoren wie PHENIX und Monju<sup>185</sup> zur Überprüfung der Leistungsfähigkeit dieser modernen Simulationstools.

Die stationäre Kernausslegung für Schnelle Reaktorsysteme wird traditionell mit schnellreaktor-spezifischen deterministischen Codes, wie zum Beispiel ERANOS,<sup>186</sup> rein neutronenphysikalisch ohne Kopplung an die Wärmeabfuhr ausgeführt. Zunehmend werden Monte-Carlo-Methoden im Rahmen solcher Untersuchungen angewandt. Beide Rechenmethoden sind grundsätzlich auch für Systeme mit externer Neutronenquelle anwendbar, allerdings muss die Stärke der externen Neutronenquelle in speziellen Rechen-codes für Hochenergiephysik bestimmt werden, die in der Beschleunigerphysik vorhanden sind. Gekoppelte, neutronenphysikalisch/thermohydraulische Simulationen finden hier derzeit noch keine Anwendung.

Eine gekoppelte neutronenphysikalisch/thermohydraulische Simulation ist für Betriebstransienten und Störfälle mit SAS-4A<sup>187</sup> möglich, allerdings nur mit einer nulldimensionalen Neutronenphysik. Die zwei- und dreidimensionale gekoppelte Simulation von Betriebstransienten und Störfällen, wie in LWR üblich, befindet sich gegenwärtig in der Entwicklungsphase. Andererseits steht für die hochtransiente Phase einer Kernschmelze in schweren Störfällen mit Kernzerstörung mit SIMMER<sup>188</sup> ein gut entwickelter Code in zwei- und dreidimensionaler Auflösung, sowohl für die Thermohydraulik als auch für Thermodynamik und Neutronenphysik zur Verfügung. Hier wurden Codes für ein Spezialproblem in Schnellen Reaktoren in den 1990er Jahren explizit entwickelt oder weiterentwickelt.

Es bleibt zu erwähnen, dass für Reaktorsysteme mit schnellem Spektrum aufgrund der hohen Anreicherung der Kernschmelzunfall von Anbeginn im Zentrum der Untersuchungen stand. Zahlreiche Experimente zu diesem

<sup>185</sup> IAEA 2013.

<sup>186</sup> Rimpault 2002.

<sup>187</sup> Pfrang/Struwe 2008.

<sup>188</sup> Tobita et al. 2006.

Problemereich und spezielle Codes wurden über Jahrzehnte entwickelt und getestet. Neben den erwähnten Sicherheitscodes existiert eine ganze Palette von Codes, die von der Auslegung bis hin zum Verhalten von Kernschmelzen in Kernfängern und der Freisetzung von Radionukliden aus den Kühlmitteln ins Containment die speziellen Phänomene beschreiben. Zu erwähnen ist dabei, dass solche kritischen Reaktoren bereits frühzeitig Maßnahmen zum sicheren Einschluss einer Kernschmelze, wie zum Beispiel einen Kernfänger enthielten.

Die Rechencodeentwicklung zielt weiterhin auf die Verbesserung der Verfahren, wobei speziell ab initio-Verfahren, zum Beispiel bei der Brennstoffsimulation, eingesetzt werden sollen. Neue Reaktorentwürfe bedingen dabei auch eine Erneuerung der Methoden, wobei auch auf Beschleunigung der Verfahren Wert gelegt wird. Im Rahmen von Benchmark-Aktivitäten, insbesondere der IAEA, werden die vorhandenen Methoden und Codes laufend einem eingehenden Test unterworfen.

Da in Deutschland keine Schnellen Reaktoren mehr entwickelt wurden, konzentrierte sich die Codeentwicklung auf die Leichtwassertechnologie. Systemcodes aus der LWR-Technologie können jedoch für die Anwendung auf Schnellen Reaktoren erweitert werden; solche Erweiterungen sind zurzeit in Arbeit.

### 4.2.9 SAFETY APPROACH FÜR TRANSMUTATIONS-SYSTEME

Die Sicherheitsstrategie ist der erste, wichtige Grundstein für die Entwicklung jedes Reaktorsystems und der darin angewandten Sicherheitssysteme, -konzepte und -prozeduren. Die Sicherheitsstrategie für Schnellen Reaktoren geht über traditionelle, in der LWR-Technologie angewandte Methoden hinaus, insbesondere aufgrund der gezielten Ausnutzung geeigneter physikalischer Gesetzmäßigkeiten

der Flüssigmetalle und den dadurch möglichen Einsatz passiver Systeme. Übliche Ansätze orientieren sich am gestaffelten Sicherheitskonzept (Defence in Depth), an Systemen zur Steuerung der Kettenreaktion, an redundanten und diversitären Einrichtungen zur Nachwärmeabfuhr sowie an strengen Qualitätsmaßstäben für Konstruktion, Bau und Wartung. Neue Ansätze gehen darüber hinaus, indem sie auf den Einsatz passiver Systeme und inhärente Sicherheitseigenschaften abzielen, auf Kernauslegungen mit großer thermischer Trägheit und großen Sicherheitsabständen sowie auf Auslegungen mit nicht zu unterbrechenden Wärmetransportpfaden (siehe Tabelle Sicherheit Approaches).

Beschleunigergetriebene Systeme (ADS) werden derzeit als eine der wirksamsten Strategien zur Aktiniden-Transmutation erachtet. ADS weisen einige besondere Eigenschaften (Unterkritikalität, eventuell uranfreier Brennstoff, Spallationsneutronenquelle, Kopplung mit einem die Sicherheitsbarrieren durchdringenden Protonenbeschleuniger) auf, deren Verständnis aus sicherheitstechnischer Sicht bedeutsam ist und die besondere Sicherheitsanforderungen stellen.

Zu den Eigenschaften von ADS mit sicherheitstechnischer Bedeutung zählen: schnelles Neutronenspektrum (Neutronenbilanz und abbrandbedingter Reaktivitätsverlust), Wahl des Kühlmittels (Wärmeabfuhr, Flüssigmetalleigenschaften, Void-Effekt, Brennstoff-Hüllrohr-Verträglichkeit etc.), dynamische Steuerung, Sicherheitsbehälter (das die Sicherheitsbarrieren durchdringende Protonenbeschleunigerstrahlrohr), Abschirmung und Nachwärmeabfuhr, Sicherheit der Brennstoffaufarbeitungsanlage (siehe Anhang der Tabelle ADS-Sicherheitsunterschiede).

In der dynamischen Antwort von ADS auf Reaktivitätsänderungen sowie Quellstärkevariationen liegt der sicherheitstechnisch relevante Unterschied zwischen ADS und Schnellen Reaktoren:

- Geringer Anteil verzögerter Neutronen in Brennstoffen mit hohem Transuran-Anteil sorgt für verändertes dynamisches Verhalten.
- Der geringe Dopplereffekt bei uranfreiem Brennstoff erfordert alternative, prompt wirkende negative Rückwirkungsmechanismen.

Das Sicherheitsverhalten Schneller Reaktoren wird maßgeblich durch den Anteil verzögerter Neutronen und die Rückwirkungseffekte bestimmt. Beide Effekte sind im ADS von nachrangiger Bedeutung, denn das Zeitverhalten des Neutronenflusses wird hier vorrangig durch das Zeitverhalten der externen Neutronenquelle bestimmt, solange die Unterkritikalität gewährleistet ist. Aufgrund dieser Charakteristik stellt die Stabilität des Beschleunigers ein wichtiges Sicherheitscharakteristikum dar. Denn das daraus resultierende dynamische Verhalten von ADS stellt hohe Anforderungen an Brennstabverhalten, Wärmeabfuhr und Steuerungseinrichtungen. Die unterschiedlichen Zeitskalen von Neutronenkinetik und Thermostrukturmechanik erfordern Brennstoffe mit genügender thermischer Trägheit.

#### 4.2.10 ENTWICKLUNG DER WERKSTOFFKONZEPTE

Die Strukturwerkstoffe in Kernreaktoren unterliegen einer Vielzahl von spezifischen Anforderungen. Hier sind insbesondere die hohe Strahlenschädigung durch Neutronen (und Protonen in ADS), die Belastung durch hohe Temperaturen und der Kontakt zu teilweise korrosiven Kühlmitteln zu nennen.

In den vergangenen Jahren wurde in nationalen und internationalen Projekten die Eignung von Strukturmaterialien für den Bau von kritischen Reaktoren und beschleunigergetriebenen Anlagen zur Transmutation untersucht. Die Widerstandsfähigkeit gegen Strahlungsschäden ist neben der Kühlmittelkompatibilität das wichtigste Kriterium zur

Auswahl der Materialien. Für Anlagenkomponenten mit geringer Strahlenbelastung ist der austenitische Stahl 316L, der in der Vergangenheit in Schnellen Reaktoren in Europa (PHENIX) eingesetzt wurde, vorgesehen. Für Komponenten mit hoher Strahlenbelastung wie Hüllrohre und Spallationstarget wird entweder der austenitische Stahl 15-15 Ti stabilisiert (verwendet im französischen PHENIX Reaktor) oder der ferritisch/martensitische Stahl T91 aufgrund der zu erwartenden sehr hohen Strahlungstoleranz dieser Materialgruppe vorgeschlagen. Im Focus der Arbeiten stand bislang die Kompatibilität von Stählen mit flüssigen Schwermetallen Blei (Pb), beziehungsweise Blei-Bismut (PbBi), die sowohl als Kühlmittel wie auch als Spallationstargetmaterial Verwendung finden können. Neben reinen Korrosionstests wurde auch der Einfluss des Kühlmittels auf die mechanischen Eigenschaften getestet. Basierend auf den experimentellen Ergebnissen wurden Schutzschichtkonzepte zur Verringerung oder Vermeidung des negativen Kühlmittelinflusses auf die zu verwendeten Materialien entwickelt. Eine Zusammenfassung der wichtigsten Ergebnisse findet sich einem von der OECD-NEA initiierten Handbuch über die Eigenschaften und Wechselwirkungen der flüssigen Schwermetalle Blei beziehungsweise Blei-Bismut.<sup>189</sup> In wissenschaftlichen Fachzeitschriften, wie zum Beispiel dem Journal of Nuclear Materials und Corrosion Science und anderen, werden wissenschaftliche Untersuchungen<sup>190</sup> zu diesen Themen regelmäßig veröffentlicht.

Die Löslichkeit der Stahllegierungselemente, insbesondere von Nickel (Ni), in flüssigem Blei beziehungsweise Blei-Bismut ist die Ursache der Kompatibilitätsprobleme. Um Stähle, auch die Nickel-freien Ferrit/Martensite, zu schützen, wird dem Flüssigmetall gerade soviel Sauerstoff zugesetzt, dass die Stähle in-situ Oxidschichten bilden können, aber das Flüssigmetall selbst nicht oxidiert. Diese Oxidschichten bilden Diffusionsbarrieren zwischen dem Stahl und dem Flüssigmetall und können somit eine direkte Wechselwirkung wie das Herauslösen von Nickel

<sup>189</sup> OECD/NEA 2007; IAEA 1567.

<sup>190</sup> Weisenburger et al 2011.



zum Beispiel verhindern. Die austenitischen Stähle (zum Beispiel 316L) können nur bis rund 480 Grad Celsius in Blei-Legierungen verwendet werden, da oberhalb dieser Temperatur bereits starker lokaler Lösungsangriff stattfinden kann. Die maximale Einsatztemperatur der ferritisch/martensitischen Stähle liegt ähnlich hoch, jedoch ist hier starkes Oxidwachstum der begrenzende Faktor. Eine Erhöhung der Einsatzgrenzen lässt sich durch die Bildung dünner, stabiler, langsam wachsender Oxidschichten wie zum Beispiel Aluminiumoxid erreichen. Oberflächenschmelzlegierungen von Aluminium mit gepulsten Elektronenstrahlen oder anderen Methoden und auch die Entwicklung neuer veränderter Materialien (aluminiumhaltige Stähle) sind Möglichkeiten, die ihr Potential bereits gezeigt haben. Diese zusätzlichen Schutzschichten (zum Beispiel durch Oberflächenschmelzlegieren) verringern zudem den negativen Einfluss des Flüssigmetalls auf mechanische Eigenschaften. Der Stahl T91 zeigt ohne zusätzliche Schutzschicht zum Beispiel eine deutlich verminderte Kriechfestigkeit bei Experimenten in Blei bei 550 Grad Celsius gegenüber Experimenten in Luft. Diese Reduzierung kann durch geeignetes Oberflächenlegieren mit Aluminium zum Beispiel komplett kompensiert werden. Zukünftig gilt es, die exakten Einsatzgrenzen hinsichtlich Temperatur, Zeit und Belastung der *Wunschmaterialien* zu bestimmen und die bereits getesteten Konzepte zur Herstellung zusätzlicher Schutzschichten, wie das Oberflächenschmelzverfahren, zu optimieren. Der wechselseitige Einfluss des Flüssigmetalls und der Strahlungsbelastung auf die Materialien wurde erst in wenigen Experimenten untersucht und muss zukünftig ein wesentlicher Aspekt der Forschungsaktivität werden.

Die Werkstoffkonzepte für natriumgekühlte Systeme, wie zum Beispiel ASTRID, sind weitgehend geklärt. Hier kann auf die umfangreiche Betriebserfahrung aus bereits bestehenden Anlagen zurückgegriffen werden. Die Kompatibilität von Natrium mit den verwendeten Stählen hat sich

bereits im Langzeitbetrieb und unter Neutronenbestrahlung bewährt. Im Betrieb verschiedener natriumgekühlter Systeme hat sich gezeigt, dass insbesondere der Fertigungsqualität der Schweißverbindungen große Aufmerksamkeit gewidmet werden muss. Offen ist derzeit noch der notwendige Ersatz der cobaltbasierten Verschleißschutzschichten.

In bisher betriebenen kritischen Salzschnmelzenreaktoren haben sich Nickelbasislegierungen als kompatibel zu den verwendeten Lithiumfluoridsalzen erwiesen.<sup>191</sup> Neben spannungsinduzierter Korrosion besteht ein weiteres großes Problem im schnellen Salzschnmelzenreaktor aber durch die starke Strahlenschädigung des Materials, insbesondere bei Temperaturen über fünfhundert Grad Celsius. Hier überlagern sich zwei Schädigungsmechanismen: einerseits die direkte Strahlenschädigung durch schnelle Neutronen und andererseits die Heliumversprödung. Während die Strahlenschädigung durch geeignete Abschirmung reduziert werden kann, bildet die Heliumversprödung ein schwerer zu lösendes Problem. Diese wird durch Bestrahlung oberhalb fünfhundert Grad Celsius sogar durch thermische Neutronen hervorgerufen, führt zur Heliumbildung und stellt damit ein großes Problem für den Sicherheitsbehälter dar.<sup>192</sup>

#### 4.2.11 STAND DER TECHNOLOGIEN FÜR FLÜSSIGMETALLSYSTEME

##### 4.2.11.1 Thermohydraulik

Die Abfuhr der durch die Spaltreaktionen zur Transmutation erzeugten Wärme aus dem Reaktorkern ist eine essentielle Sicherheitsfunktion. Die Wärmeabfuhr muss sowohl im Normalbetrieb als auch in Störfällen und nach Abschaltung der Kettenreaktion sichergestellt werden. Unter dem Stichwort Thermohydraulik werden alle grundlegenden Fragestellungen zur Fluidodynamik in Verbindung mit Wärmeübertragung von und an festen Oberflächen zusammengefasst. Im Falle der Flüssigmetalltechnologien

<sup>191</sup> MacPherson 1985.

<sup>192</sup> Merk/Konheiser 2013.



zielt das vor allem auf die Kühlung der Transmutations-elemente beziehungsweise -brennstäbe im Kern des Reaktors und den Transport der dabei aufgenommenen Wärme zu Wärmeübertragern ab, in denen die Wärme auf das sekundäre Kühlmedium Wasser übertragen wird. Diese Frage ist eine Schlüsselfrage hinsichtlich der Machbarkeit einer flüssigmetallgekühlten Transmutationsanlage. Sie ist entscheidend für die Betriebsfähigkeit an sich (kann die bei der Transmutation entstehende Wärme sicher abgeführt werden), für die Dauerhaftigkeit der Anlagen (werden bestimmte Maximaltemperaturen sicher unterschritten, oberhalb derer bestimmte Korrosions- oder Materialermüdungserscheinungen auftreten) sowie auch über die Sicherheitsbewertung im Falle von Störfällen (was passiert bei einem Ausfall der primären Kühlmittelpumpen, was passiert bei einer Leckage in den Dampferzeugern, ...).

Flüssige Metalle verhalten sich als Kühlmedium physikalisch deutlich anders als übliche Kühlmedien wie Wasser, Solen oder Gase. Die sehr hohe Wärmeleitfähigkeit in Verbindung mit einer sehr niedrigen Viskosität führt zu einer Skalenseparation zwischen Wärme- und Impuls-transport. Die Analogie beziehungsweise der gleichartige Ablauf der Vorgänge bei Wärme- und Stofftransport ist aber gerade die Basis der meisten ingenieurtechnischen Auslegungsmethoden für Wärmeübertragungssysteme. Somit sind diese nicht einfach auf Flüssigmetalle übertragbar. Stattdessen müssen für Flüssigmetalle eigene Gesetzmäßigkeiten experimentell und theoretisch ermittelt und daraus Methoden zur Berechnung beziehungsweise Auslegung technischer Apparate abgeleitet werden. Im Rahmen der europäischen Transmutationsforschung wurde seit Beginn des vergangenen Jahrzehnts der Kenntnisstand zur Thermohydraulik von Blei-Bismut deutlich verbessert. Hierzu wurden insbesondere im Rahmen des Projekts EUROTRANS und bei der Pilot-Neutronenquelle MEGAPIE umfangreiche Untersuchungen durchgeführt, die eine Auslegung technischer Kühlsysteme mit Blei-Bismut als Medium erlauben. Speziell ausgerichtet auf die exakte Geometrie und die thermischen

und hydrodynamischen Verhältnisse in einem Transmutationsreaktor wird seit 2008 am Karlsruher Flüssigmetalllabor KALLA des KIT eine wissenschaftliche Versuchsserie durchgeführt. Zunächst auf Wasserbasis rein hydraulisch und danach in Form von Einzelstabexperimenten wurden grundlegende wissenschaftliche Erkenntnisse zum Wärmeübergang bei der Flüssigmetallkühlung von Stäben gewonnen. In den nächsten Jahren sollen prototypische Stab-bündel aus elektrisch beheizten Stäben, die geometrisch und thermisch 1:1 den Brennstäben eines Transmutationsreaktors entsprechen, unter verschiedensten Betriebsbedingungen mit Blei-Bismut-gekühlt und detaillierte Messdaten gewonnen werden. Diese Messdaten sollen dann in parallel laufenden Projekten zur Entwicklung und Validierung von Simulationsprogrammen, auch und gerade zur Sicherheitsbewertung von Transmutationsanlagen, eingesetzt werden. Auf diese Weise würde die deutsche Sicherheitsforschung tiefere Einblicke in die im europäischen Pilot-Transmutationsreaktor MYRRHA geplanten Systeme erhalten.

Die thermohydraulischen Verhältnisse in natriumgekühlten schnellen Reaktoren wurden experimentell bereits in der Phase der Entwicklung der ersten Generation Schneller Reaktoren (zum Beispiel EBR-II, PHENIX, SNR-300) in zahlreichen Experimenten untersucht. Zusätzlich stehen inzwischen umfangreiche Erkenntnisse und Messungen aus dem Betrieb von realen Leistungsanlagen (zum Beispiel PHENIX, MONJU, EBR-II) zur Verfügung. Diese Messergebnisse werden derzeit in verschiedenen Projekten der IAEA zur Validierung von Codes genutzt, um die Anwendung von Simulationswerkzeugen abzusichern.

#### 4.2.11.2 Flüssigmetalltechnologie und Schlüsselkomponenten

Hinter dem Begriff Flüssigmetalltechnologie stehen die technologischen Komponenten, die zum Betrieb eines flüssigmetallgekühlten Systems ganz allgemein, speziell aber auch des primären Kühlsystems einer Transmutationsanlage, notwendig sind. Konkrete Beispiele sind

Pumpen, Ventile, Messeinrichtungen für Druck, Temperaturen, Durchfluss, Füllstände, Wärmeübertrager, Steuerungs- und Regelungstechnik etc. Schlüsselkomponenten sind dabei solche Bauteile, deren Verfügbarkeit unabdingbar, deren Betrieb mit flüssigen Metallen aber zugleich nicht üblicher technischer Standard ist. Dazu zählen vor allem Pumpen, Wärmeübertrager und einige Teile der – zum Teil sicherheitsrelevanten – Instrumentierung wie Durchflussmesser. Auch ein Spallationstarget kann als eine solche Schlüsselkomponente angesehen werden, diesem ist aber aufgrund seiner Bedeutung und Komplexität ein eigenständiger Abschnitt (1.4) gewidmet.

Im Laufe der vergangenen fünf Jahrzehnte wurde ein erhebliches Maß an Betriebserfahrungen mit flüssigmetallgekühlten nuklearen Systemen gewonnen. Für zukünftige Transmutationsanlagen sind allerdings spezifische Erfahrungen mit dem dafür vorgesehenen Kühlmedium Blei-Bismut notwendig. Um die zu gewinnen, wurden in europäischen Verbundprogrammen, insbesondere EUROTRANS, und bei dem Spallationstarget-Großversuch MEGAPIE umfassende Teilprojekte speziell zur Flüssigmetalltechnologie durchgeführt. Alle oben genannten Schlüsselkomponenten und Technologien wurden in Kreislaufversuchen in verkleinertem Maßstab ausgeführt und erfolgreich betrieben; die entsprechenden Ergebnisse sind in zahlreichen Berichten veröffentlicht. Die flüssigmetallspezifische Mess-, Regelungs- und Steuerungstechnik darf aus Sicht des Flüssigmetalleinsatzes als weitgehend ausgereift gelten. Allerdings müssen zum Teil noch Erprobungen in einer Reaktor Umgebung mit den dort zusätzlich auftretenden Anforderungen durch zum Beispiel ionisierende Strahlung erfolgen. In den europäischen Programmen wurden die Schlüsselkomponenten Pumpe und Dampferzeuger zwar in verkleinertem, jedoch noch nicht im prototypischen Maßstab erprobt. Hier besteht also noch Forschungsbedarf auf nationaler und europäischer Ebene, um die Betriebsfähigkeit und vor allem Sicherheit einer Anlage auch in europäischen Nachbarstaaten beurteilen zu können.

Die Schlüsselkomponenten für natriumgekühlte Systeme sind weitgehend vorhanden und im täglichen Reaktoreinsatz erprobt. Allerdings gibt es auch in diesem Bereich neue Entwicklungen, die teilweise schon in den derzeit im Bau befindlichen Anlagen (PFBR, BN-800) zum Einsatz kommen werden. Insbesondere die Instrumentierung hat sich seit dem Bau der letzten Generation von Schnellen Reaktoren deutlich weiterentwickelt und kann zu einer eindeutigen Verbesserung des Sicherheitsniveaus von Schnellen Reaktoren beitragen.

#### 4.2.11.3 Mess- und Handhabungstechniken, Betriebsinspektionen und Reparatur (ISI&R)

Der sichere Betrieb von flüssigmetallgekühlten Anlagen, wie Flüssigmetalltargets und Flüssigmetallkühlungen, erfordert spezielle Messtechniken, um stets die notwendigen Informationen über den Zustand und die Strömung im Flüssigmetall zu haben. Ergänzend zum Betrieb stellt sich in flüssigmetallgekühlten Reaktoren das Problem des opaken Kühlmittels dar, sowohl bei den Umlade- als auch bei den Reparatur- und Überwachungstätigkeiten.

Hinsichtlich der messtechnischen Überwachung von Flüssigmetallströmungen haben die Entwicklungen der vergangenen zehn Jahre zu einem völlig neuen Niveau geführt. Die kontaktlose Magnetfeldtomographie erlaubt zum Beispiel ein Onlinemonitoring der dreidimensionalen Strömungsstruktur in sehr guter Zeitauflösung. Da diese Messtechnik völlig kontaktlos arbeitet, ist sie unabhängig von der Temperatur des Flüssigmetalls für eine permanente Instrumentierung geeignet. Die Strömung in einem pool-type Target einer Blei-Bismutgekühlten Transmutationsanlage könnte damit ständig überwacht werden. In einem zukünftigen Schritt gilt es, die Technologie auf die Dimension eines Reaktorpools zu übertragen und die Robustheit der Komponenten gegenüber ionisierender Strahlung nachzuweisen. Ultraschalltechniken zur Strömungsmessung und zur Detektion beziehungsweise Ausmessung von Gasblasen sind verfügbar, auch bei höheren Temperaturen von bis zu 800 Grad Celsius. Falls das Auftreten von Gasblasen im Flüssigmetall für den sicheren

Betrieb frühzeitig detektiert werden muss, so können unabhängig vom konkreten Flüssigmetall dafür induktive Methoden eingesetzt werden. Auch hier ist der Nachweis der Übertragbarkeit auf Reaktordimension und -umgebung noch zu führen. Für den Betrieb von Flüssigmetallanlagen ist die permanente Messung und Überwachung des integralen Durchflusses wichtig, wofür mehrere Messtechniken verfügbar sind, deren Vor- und Nachteile in jedem konkreten Einsatzfall getestet werden können. Messungen von Temperaturen und Drücken in Flüssigmetallanlagen sind teils Standard, teils ebenfalls durch Neuentwicklungen deutlich besser möglich als noch vor zehn Jahren.

Die genannten Messtechniken sind weitgehend unabhängig vom konkreten Flüssigmetall und können bei Blei, Blei-Bismut oder Natrium eingesetzt werden. Umfangreiche praktische Erfahrungen im Einsatz der genannten Messtechniken an verschiedenen Flüssigmetallanlagen liegen an HZDR und KIT vor.

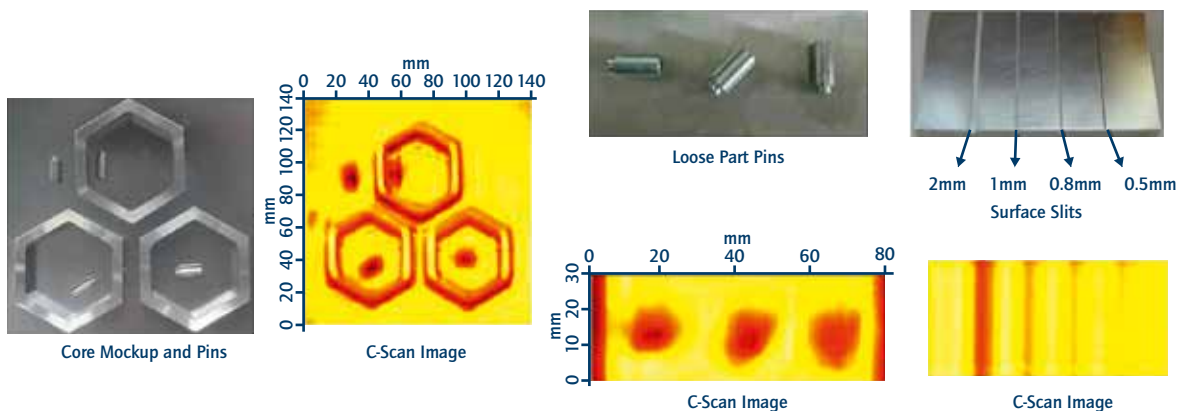
Dem Problem der Ortung unter Natrium – unter sodium viewing – haben sich in den letzten Jahren verschiedene

Institutionen weltweit ausführlich gewidmet (zum Beispiel KAERI, Korea, IGCAR, Indien, ANL und PNL, USA, CEA, Frankreich). Ultraschalltechniken haben sich in Tests zur Visualisierung bewährt und liefern inzwischen überraschend gute Bilder von Strukturen unter Natrium, siehe Abbildung 8. Der nächste Schritt ist der reale Einsatz unter Reaktorbedingungen für Betriebsinspektionen und bei notwendigen Reparaturen. Hier spielt insbesondere die Strahlenbelastung der Komponenten eine wichtige Rolle. Die Technologie kann mit geringfügigen Anpassungen auch für Blei-Bismut-gekühlte System angewandt werden; für bleigekühlte Systeme gelten aufgrund der dort austretenden höheren Temperaturen höhere Anforderungen.

#### 4.2.12 KONDITIONIERUNG VON ABFÄLLEN

Die spezifische Konditionierung von Spaltprodukten nach der Abtrennung aus den abgebrannten Brennelementen, sowohl aus LWR als auch aus Transmutationsanlagen, hat das Potential, die Freisetzung von mobilen Spaltprodukten aus den Abfallgebänden deutlich zu verringern. Dieser

Abbildung 8: Beispiele zur Ortung von Gegenständen unter flüssigem Natrium mithilfe von Ultraschall<sup>193</sup>



<sup>193</sup> Kim et al. 2013.

Prozessschritt ist nur im Zusammenhang mit der Partitionierung durchführbar und wäre bei direkter Endlagerung unattraktiv. Deshalb wird die verbesserte Immobilisierung von Spaltprodukten hier als Teil von P&T betrachtet.

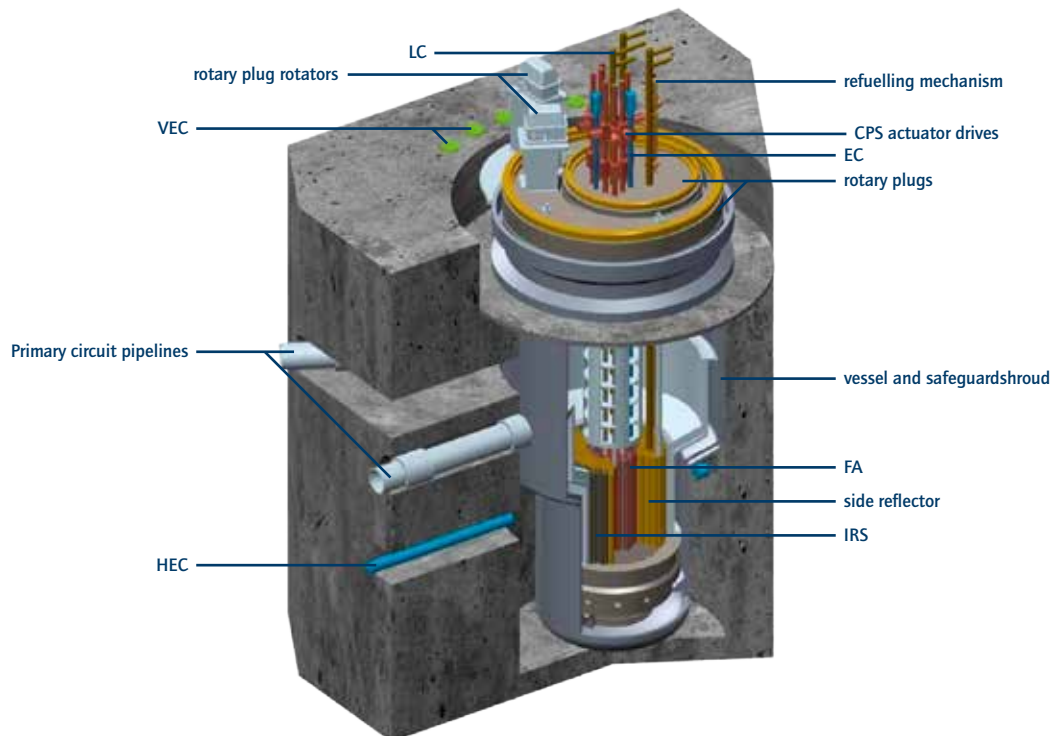
Beim Abbrand von Kernbrennstoff entstehen zudem langlebige Spaltprodukte wie Iod-129 oder Technetium-99, die aufgrund ihrer hohen Mobilität in der Geosphäre für den Langzeitsicherheitsnachweis eines Endlagers eine erhebliche Rolle spielen. Diese Radionuklide sind nach der Abtrennung der Aktiniden für die sichere Endlagerung in tiefen geologischen Gesteinsformationen in einer langzeitstabilen Matrix zu konditionieren. Zurzeit werden für die Konditionierung hochradioaktiver Abfälle aus der Wiederaufarbeitung kommerziell Borosilicatgläser verwendet. In den 1980er Jahren wurde begonnen, mehrphasige keramische Materialien (Synroc, Synthetic Rock) als Immobilisierungsmatrix für hochradioaktive Abfalllösungen zu untersuchen. In den letzten dreißig Jahren sind einphasige Keramiken intensiv als Endlagermatrizes untersucht worden, die maßgeschneidert auf spezifische Abfallströme abgestimmt werden können. So lassen sich Cäsium 135 in der Hollanditstruktur, Iod-129 in der Apatitstruktur und Technetium-99 in der Pyrochlorstruktur immobilisieren. Keramische Materialien besitzen eine um einige Größenordnungen höhere Korrosionsbeständigkeit unter Endlagerbedingungen im Vergleich zu Gläsern und könnten daher noch besser für die sichere Endlagerung langlebiger Spaltprodukte in tiefen geologischen Formationen geeignet sein als Borosilicatgläser. Die Langzeitstabilität keramischer Materialien wird an natürlichen Analoga (Minerale mit identischer Struktur und Zusammensetzung) deutlich. Diese sind trotz erheblicher Anteile an natürlichen Radionukliden über geologische Zeiträume hinweg stabil und weisen ein sehr geringes Auslaugverhalten auf. Bislang ist allerdings kein großtechnisches Verfahren zur Fabrikation für keramische Materialien zur Endlagerung hochradioaktiver Abfälle bis zur industriellen Reife weiterentwickelt worden. ANSTO in Canberra, Australien hat je-

doch mit der Etablierung von Heißpressverfahren zur Entsorgung chemotoxischer Abfälle in Synroc gezeigt, dass aus technischer Sicht die Entwicklung eines großtechnischen Fabrikationsprozesses für keramische Abfallformen denkbar ist.

### 4.3 EXISTIERENDE BESTRAHLUNGSEINRICHTUNGEN MIT SCHNELLEM SPEKTRUM

Bestrahlungseinrichtungen mit schnellem Neutronenspektrum sind essentiell für die Entwicklung, sowohl von verbesserten Transmutationsbrennstoffen als auch für die Weiterentwicklung von Strukturmaterialien und die Anwendung und Testung von Messtechnik, die im Betrieb der Anlage einem hohen Neutronenfluss ausgesetzt sind. Ein zuverlässiger Test dieser Materialien und Komponenten unter den zu erwartenden neutronenphysikalischen Bedingungen ist wesentlich, um Aussagen über die Veränderungen der Materialeigenschaften während des Betriebes einer zukünftigen Transmutationsanlage treffen zu können. Werden die Materialien in Reaktoren mit thermischem Neutronenspektrum bestrahlt (zum Beispiel am Hochflussreaktor in Petten), weichen die Muster der Strahlenschädigung deutlich von denen in einem Schnellen Reaktor ab. Zusätzlich muss die Bestrahlungszeit deutlich erhöht werden, damit eine signifikante Materialbestrahlung mit schnellen Neutronen zustande kommt. Die Ergebnisse müssen dann mit Korrekturfunktionen und entsprechenden Unsicherheiten aufbereitet werden.

Nach der Abschaltung des PHENIX-Reaktors in Frankreich im Jahre 2010 steht derzeit in der EU keine Bestrahlungseinrichtung mit schnellem Neutronenspektrum mehr zu Verfügung. Weltweit sind derzeit die folgenden Experimentalreaktoren mit schnellem Neutronenspektrum vorhanden: JOYO in Japan, BOR-60 in der Russischen Föderation (RF), FBTR in Indien und CEFR in China. JOYO ist nach einem Fehler bei der Umsetzung eines Testbrennelements und der

Abbildung 9: Reaktor des MBIR-Forschungsreaktors<sup>194</sup>

daraus resultierenden Beschädigung des Brennelements seit Anfang 2007 in Inspektion; voraussichtlicher Termin für das Wiederanfahren ist frühestens Ende 2014. Der China Experimental Fast Reactor (CEFR) ist derzeit in der Inbetriebnahmephase, welche noch einige Zeit andauern wird. Erst nachdem ein zuverlässiger Dauerbetrieb erreicht ist, können hier Materialbestrahlungen durchgeführt werden. Die Betriebszeit von BOR-60 wurde nach 41 Betriebsjahren im Jahre 2009 bis Ende 2014 verlängert. Eine weitere Laufzeitverlängerung ist derzeit nicht vorgesehen. Auf längere Zeit gesehen steht damit nur der Fast Breeder Test Reactor (FBTR) in Indien zuverlässig und planbar als Anlage zur Bestrahlung von neu entwickelten Kernbrennstoffen und Strukturmaterialien zur Verfügung.

Neben den Experimentalreaktoren ist derzeit noch der BN-600 Leistungsreaktor in Beloyarsk in Russland in Betrieb. Der Betrieb von MONJU in Japan ist gegenwärtig nach einer Fehlfunktion der Brennelementumlade-maschine ausgesetzt; ein Weiterbetrieb ist aufgrund der Kernenergiesituation in Japan bislang ungeklärt. Im Prototyp Fast Breeder Reactor (PFBR) in Indien wird voraussichtlich im Herbst 2013 die erste Kritikalität erreicht, am BN-800 in der Russischen Föderation in den Jahren 2014 – 2015. Diese Leistungsreaktoren sind jedoch nur bedingt zur Bestrahlung von Strukturmaterialien und Brennstoffen geeignet. Eine Genehmigung für Tests ist für diese Reaktoren deutlich schwerer zu erlangen und die Verfügbarkeit für Experimente ist den Bedingungen

<sup>194</sup> Dragunov et al. 2013.

der Stromproduktion mit den vorgegebenen Zykluszeiten unterworfen.

*Multipurpose Research Na-cooled Fast Reactor (MBIR).*

Russland plant derzeit den Bau eines neuen Forschungsreaktors zur Materialbestrahlung – den MBIR – als Ersatz für den in den nächsten Jahren stillzulegenden BOR-60 Reaktor. Das Federal Special Program *Nuclear Energy Technologies of New Generation for the Period up to 2015 and for Long-Term Outlook up to 2020* sieht den Bau eines Mehrzweckforschungsreaktors mit schnellem Neutronenspektrum (MBIR) vor. Fertigstellung und Inbetriebnahme sind bis 2020 am Standort des RIAR in Dimitrovgrad geplant. Der Reaktor ist eine moderne Anlage für das dortige internationale Zentrum und für die gemeinschaftliche Nutzung im Rahmen von Kooperationen. Der Reaktor besitzt eine thermische Leistung von 150 Megawatt. Eine umfangreiche in- und ex-Vessel-Ausstattung ist für ein breites Spektrum von Experimenten vorgesehen.

#### 4.4 ZUSAMMENSTELLUNG DER OFFENEN FRAGEN UND FORSCHUNGSLÜCKEN IN DEN EINZELNEN TEILBEREICHEN

##### 4.4.1 THEMENKOMPLEX WIEDERAUFBEREITUNG UND KONDITIONIERUNG

Ein großer Teil der Trennprozesse, abgesehen vom industriell betriebenen PUREX-Prozess, ist derzeit nur im Labormaßstab getestet. Hinsichtlich der neu entwickelten Trennprozesse bestehen einige offene Fragen und Forschungslücken. Die wesentlichen Fragen sind:

– Wie verhalten sich die entwickelten neuen hydro-metallurgischen Verfahren im Langzeitbetrieb? Hierbei

sind insbesondere Aspekte der chemischen und radio-lytischen Stabilität der verwendeten Chemikalien und Medien sowie der Entfernung der entstehenden Abbauprodukte genauer zu untersuchen.

- Welchen Einfluss haben zugegebene Chemikalien in nachfolgenden Prozessschritten? Ein Beispiel ist der mögliche Einfluss von wasserlöslichen Komplexmitteln im wässrigen Aktinidenprodukt auf den nachfolgenden Konversionsschritt (das heißt der Überführung in ein festes Aktinidenprodukt).
- Wie sind CERCER- beziehungsweise CERMET-Brennstoffe aufzuarbeiten, sodass keine untragbare Erhöhung des Volumens an wärmeproduzierendem Abfall entsteht?
- Wie sind die bei pyrometallurgischen Prozessen anfallenden Sekundärabfälle zu minimieren beziehungsweise zu behandeln?
- Wie ist mit flüchtigen Radionuklidverbindungen zu verfahren?

Zusätzlicher Forschungsbedarf besteht in der Entwicklung der Sicherheitstechnologie für die neuen Prozesse, soweit größere Abweichungen zu den bisherigen Prozessen, die industrieller Standard sind, auftreten. Dies gilt insbesondere auch für die pyrometallurgischen Prozesse, die bisher noch nicht industriell angewandt wurden.

Für die Konditionierung gilt es zu identifizieren:

- Welche Stoffgruppen sollten vorzugsweise extra konditioniert werden?
- Welche Stoffe, beziehungsweise Stoffgruppen können ideal in welcher Matrix zusammen konditioniert werden?
- Wie sieht die Langzeitbeständigkeit der Matrix mit den eingelagerten Stoffen aus?
- Welche Prozesse können mit geringer Strahlenbelastung für die Umgebung durchgeführt werden?

#### 4.4.2 THEMENKOMPLEX BESCHLEUNIGER UND SPALLATIONSTARGET

Dieser Bereich ist essentiell für die Nutzung von beschleunigergetriebenen Systemen zur Transmutation und muss, falls ADS als bevorzugtes Transmutationssystem gewählt wird, mit Nachdruck beforscht werden. Die derzeit verfügbare Beschleunigertechnologie erlaubt den Bau und Betrieb von ADS-Demonstrationsanlagen im Bereich bis hundert Megawatt (thermisch). Somit besteht die Möglichkeit, für Forschungszwecke beschleunigergetriebene Transmutationsanlagen zu bauen und deren Leistungsfähigkeit zu untersuchen. Für kommerzielle Transmutationsanlagen, welche deutlich höhere Strahlleistungen benötigen, gilt es im Bereich der Beschleunigertechnologie weitere Fortschritte zu erzielen. Die größte Herausforderung liegt in der Zusammenführung der einzelnen Baugruppen, die zwar in verschiedenen Forschungsprojekten überwiegend erfolgreich getestet wurden, aber deren Zusammenspiel und Haltbarkeit unter den Leistungsanforderungen einer ADS-Anlage noch nicht abschließend demonstriert wurde.

Aus sicherheitstechnischer Sicht der Reaktoranlage ist die zuverlässige Versorgung des Reaktors mit der externen Neutronenquelle durch den Beschleunigerstrahl bei hoher Intensität essentiell. Dies ist für den Betrieb des Beschleunigers eine extreme Herausforderung, die bisher noch nie zu erfüllen war, denn Beschleuniger werden bis dato nur als Experimentiereinrichtung betrieben, in welchen der zuverlässige Betrieb nicht im Vordergrund steht. Die Fragestellungen zum Target sind zumeist mit der Handhabung der Flüssigmetalltechnologie und der hohen Strahlenbelastung der Strukturmaterialien verbunden und mit der letztendlichen Gestaltung des kompletten Targetsystems. Derzeit ist für MHYRRA eine Funktionsintegration von Target und primärem Reaktorkühlkreislauf vorgesehen, was besonders sorgfältige Analysen und Auslegungen nötig macht. Eine Absicherung des Designs auf prototypischem Maßstab ist unabdingbar. Stabilität

und Kühlung des Strahlfensters sind darüber hinaus besondere Herausforderungen, auch für einen langfristigen Betrieb. Im Falle eines permanent operierenden ADS, wie für die Transmutation erforderlich, ist auch ein separater Targetkreislauf ein wichtiges Element.

#### 4.4.3 THEMENKOMPLEX REAKTOR

Die Transmutationsgrundlagen sind geklärt und experimentell im Labormaßstab nachgewiesen. Erste Kerndesigns für Transmutationsanlagen wurden erarbeitet. In Hinblick auf den deutschen Kernenergieausstieg müssen allerdings andere, vollkommen neue Randbedingungen für die Reaktorentwicklung angesetzt werden; diese grundsätzlich neue Betrachtungsweise ist jedoch noch in der Entwicklung. Hier gilt es, sämtliche Optionen zu überprüfen – sowohl für ADS als auch für eventuell komplett andere Reaktordesigns (zum Beispiel Molten Salt Reaktoren), die die speziellen Randbedingungen möglicherweise besser erfüllen könnten als bisher in Betracht gezogene kritische, flüssigmetallgekühlte Reaktoren mit Festbrennstoff.

Das Kerndesign für eine Transmutationsanlage ist somit weder bekannt noch entwickelbar, solange keine Entscheidung über die Gestalt des Reaktorsystems besteht.

Die Besonderheiten der Reaktorphysik von Transmutationsanlagen sind weitgehend bekannt. Ein spezielles Augenmerk muss hier auf die Auswirkung von MA-Brennstoffen auf das Sicherheitsverhalten der Anlagen gerichtet werden. Dies betrifft insbesondere das Verhalten von Transmutationsbrennstoffen während Transienten, das bislang kaum experimentell untersucht wurde. Damit fehlen relevante Daten als Input für zuverlässige Simulationen. Ein zusätzliches Problem stellt die unzureichende Erfahrung sowohl in der Produktion als auch im Reaktoreinsatz von Targetelementen mit hohem MA-Gehalt in inerter Matrix und auch für entsprechende Inert-Matrix-Brennstoffe im ADS dar.



Dies kann aufgrund der sehr limitierten Produktions- und Bestrahlungskapazitäten für neue Brennstoffe zu deutlichen zeitlichen Verzögerungen führen.

Die für die Auslegung und Genehmigung sowie den nachfolgenden Betrieb notwendigen Simulationsprogramme für kritische Reaktoren und unterkritische Systeme befähigen teilweise noch nicht zur Durchführung einer, nach dem Stand von Wissenschaft und Technik des Jahres 2013 in der LWR-Technik, Kernauslegung und Sicherheitsanalyse. Insbesondere mangelt es an einigen Punkten noch an ausreichend genauen Kerndaten und den oben bereits erwähnten Daten zum Transientenverhalten von Brennstoffen mit hoher MA-Beladung. Die Validierung der Codes, sowohl der kerntechnikspezifischen als auch der industriellen Codes, reicht noch nicht aus für einen zuverlässigen Einsatz zur Sicherheitsbeurteilung von Schnellen Reaktoren nach dem Stand von 2013. Aufgrund neuer Reaktordesigns und eines noch zu definierenden Sicherheitsnachweises (siehe Abschnitt 4.2.8) sind unter Umständen neue Anforderungen an die Simulationswerkzeuge zu stellen.

Der Safety Approach für Schnelle Reaktoren mit Flüssigmetallkühlung der 4. Generation ist noch nicht vollständig, wird aber derzeit im Rahmen des Euratom Projektes SARGEN-IV erarbeitet. Ein Safety Approach für andere transmutationsoptimierte Systeme (wie zum Beispiel Molten Salt Reaktor) wurde bisher noch nicht entwickelt, denn in derartigen Anlagen herrschen teilweise vollkommen neue Anforderungen, als dies bei flüssigmetallgekühlten Systemen der Fall ist.

Bezüglich der Strukturmaterialien lassen die bisherigen experimentellen Ergebnisse, kombiniert mit den zur Verfügung stehenden Simulationstools, keine detaillierte und zuverlässige Langzeitvorhersage der Belastungsgrenzen der *Wunschmaterialien* hinsichtlich Temperatur, Zeit und Belastung zu. Der Einfluss des schweren Flüssigmetalls auf die mechanischen Eigenschaften ist ein weiterer, bislang wenig

untersuchter Aspekt. Die für hohe Strahlenbelastungen ausgelegten Materialien sind derzeit nicht für den Einsatz in nuklearen Anlagen zertifiziert, was auch für den derzeit im Labormaßstab funktionierenden Prozess des Oberflächenlegierens gilt.

Insbesondere der wechselseitige Einfluss des flüssigen Schwermetalls und der Strahlungsbelastung auf die Materialien wurde erst in wenigen Experimenten untersucht. Die Materialprobleme im SFR sind weitgehend gelöst, bis auf die Strahlenbelastung der Brennstabhüllrohre. Die Zuverlässigkeit der Schweißverfahren ist eines der noch zu bearbeitenden Themengebiete; Verschleißschutzschichten auf Cobalt-Basis müssen ersetzt werden. Materialprobleme im MSFR sind bisher kaum erforscht, insbesondere die Strahlenschädigung der Nickelbasislegierung im schnellen Salzschnmelzenreaktor.

Aufgrund der starken Temperaturabhängigkeit der Korrosion von Strukturwerkstoffen in Schwermetalllegierungen ist es eine wichtige Aufgabe, die maximalen Temperaturen im Kern einer Transmutationsanlage vorausberechnen zu können. Die dafür vorgeschlagenen Berechnungsmethoden sind jedoch noch nicht abschließend an prototypischen Stabbündeln auf ihre Übertragbarkeit auf die spezifische Geometrie im Reaktorkern überprüft. Schließlich ist bislang kein experimenteller Nachweis der Vorhersagegenauigkeit von Simulationen für transiente Betriebszustände, zum Beispiel im Falle eines unvorhergesehenen Ereignisses wie eines Pumpenausfalls, für prototypische Geometrien erfolgt. In den europäischen Programmen wurden die ADS-Schlüsselkomponenten primäre Kühlmittelpumpe und Dampferzeuger zwar in verkleinertem, jedoch noch nicht im prototypischen Maßstab erprobt. Insbesondere bei den Pumpen sind Fragen des Verschleißverhaltens in Flüssigmetallen zu klären, bei den Dampferzeugern zusätzlich auch originäre Sicherheitsfragen wie die der Dampfblasenausbreitung und möglicher Folgeschäden im Falle eines Rohrversagens. Hier besteht noch erheblicher



Forschungsbedarf auf nationaler und europäischer Ebene, um die Betriebsfähigkeit und vor allem Sicherheit einer Anlage auch in europäischen Nachbarstaaten beurteilen zu können. Die Mess- und Handhabungstechniken, Betriebsinspektionen und Reparatur in Flüssigmetallsystemen sind bereits gut aufgestellt, weil viele Bereiche hier technologieunabhängig sind. Erfahrungen in Betriebsinspektion und Reparatur (ISI&R) liegen aus dem Betrieb der natriumgekühlten Reaktoren vor. Diese sind aber nicht immer komplett auf schwermetallgekühlte Systeme übertragbar. Für neue Technologien muss die Robustheit der Komponenten unter Reaktorbedingungen (insbesondere ionisierende Strahlung) nachgewiesen werden und für einige Neuentwicklungen muss die Übertragbarkeit vom Labormaßstab auf Reaktordimensionen noch gezeigt werden.

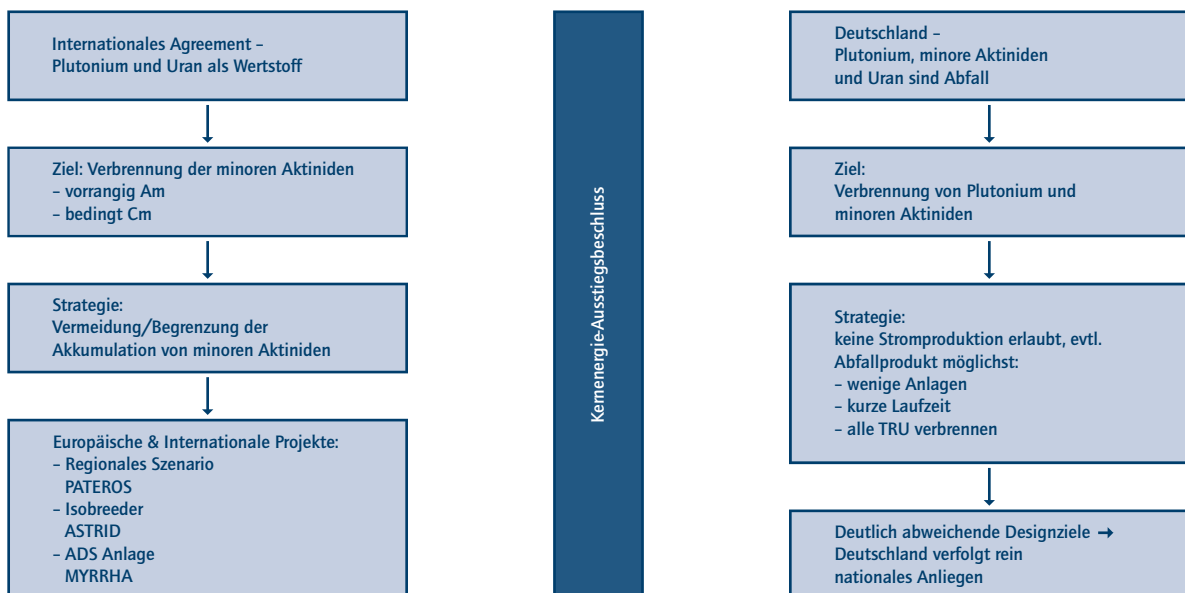
Für die Entwicklung von Salzschnmelzenreaktoren besteht großer Forschungsbedarf, insbesondere in der Entwicklung

und dem Test von Komponenten, die mit dem Salz direkt in Berührung kommen.

#### 4.5 ENTWICKLUNG EINER STRATEGIE UND EINES FAHRPLANS ZUR SCHLIESSUNG DER TECHNOLOGY GAPS

Nach der ausführlichen Darstellung der offenen Fragen und Forschungslücken wird im Folgenden eine Strategie zur Schließung der aufgezeigten Lücken entwickelt. Zunächst soll der Blick jedoch auf die derzeitige Situation der P&T-Forschung in Deutschland gerichtet werden, siehe Abbildung 10. Mit dem Beschluss zum Ausstieg aus der Kernenergie hat sich Deutschland, verglichen mit den anderen internationalen Partnern, in eine singuläre Position begeben. In der durch den Ausstieg veränderten Zielsetzung für P&T wird dies deutlich: Plutonium und minore Aktiniden werden

Abbildung 10: Derzeitige Situation der P&T-Forschung in Deutschland



Quelle: HZDR, eigene Darstellung

demnach als zu verbrennender Abfall betrachtet – und nicht als Wertstoff wie bei den anderen Partnern. Dies führt zu einem Widerspruch zu den in europäischen Projekten verfolgten Zielen, zum anderen bedingt die geänderte Zielsetzung, dass nur teilweise auf die bisherigen Erkenntnisse aus der P&T-Forschung des letzten Jahrzehnts zurückgegriffen werden kann, denn diese Arbeiten zielen alle auf einen Weiterbetrieb von Kernreaktoren ab.

### 4.5.1 THEMENKOMPLEX PARTITIONIERUNG UND KONDITIONIERUNG

Partitionierung wird derzeit in mehreren EU-Projekten weiter erforscht und entwickelt. Insbesondere EUROPART und die Weiterführung ACSEPT sind auf die Partitionierung von Aktiniden zur Transmutation ausgerichtet. Andere EU-Projekte beschäftigen sich neuerdings mit den Schnittstellen zur Brennstoffentwicklung – ASGARD und zur Prozesssicherheit – SACSESS. Insbesondere die Schnittstelle zur Brennstoffentwicklung ist wichtig, da sich mit der Entwicklung von brutstofffreiem Brennstoff auch neue Herausforderungen für die Partitionierung ergeben. Diese sind insbesondere aus deutscher Sicht von Interesse, da brutstofffreier Brennstoff ein wichtiger Schritt zu optimierter Transmutation im Hinblick auf den Kernenergieausstieg ist.

Die Anforderung, grundsätzlich alle Optionen für die Entwicklung von Transmutationssystemen vor dem Hintergrund des Kernenergieausstiegs zu überprüfen, kann auch die Partitionierung stark beeinflussen. Insbesondere für die Optionen mit Brennstoff in flüssiger Form würden sich ganz neue Herausforderungen ergeben, denn in derartigen Systemen bietet die Onlineaufbereitung des Brennstoffes deutliche Vorteile. Hier müssten erste Ergebnisse aus einer detaillierten Studie der historischen Erfahrungen im Molten Salt Reactor-Experiment gewonnen werden und im Anschluss ein Entwicklungsprogramm gestartet werden.

### 4.5.2 THEMENKOMPLEX BESCHLEUNIGER UND SPALLATIONSTARGET

Derzeit wird die Beschleunigerentwicklung für ADS im EU-Projekt MAX vorangetrieben. Das Projekt ist direkt auf das Forschungs- und Entwicklungsprogramm für MYRRHA zugeschnitten – und damit also auf die speziellen, an einen Beschleuniger gestellten Herausforderungen, welcher an einen Reaktor gekoppelt ist und damit direkt Einfluss auf die Sicherheit und Zuverlässigkeit der Reaktoranlage hat. Grundsätzlich ist die Anwendung von aus der Kerntechnik bekannten Prinzipien zur Steigerung der Zuverlässigkeit, die gezielte Nutzung redundanter Systeme, ein vielversprechender Weg. Als Bindeglied zwischen dem Beschleuniger und dem Reaktor ist das Targetsystem zu betrachten. Wichtigste Aufgabe in den kommenden Jahren wird die Entwicklung, der Aufbau eines Prototyps und die Erprobung eines Targetsystems zur wissenschaftlichen Untersuchung des Verhaltens unter verschiedenen Betriebsbedingungen sein. Dafür existieren in deutschen Forschungseinrichtungen europaweit einzigartige Expertise und langjährige Erfahrungen; ebenso ist die vorhandene Infrastruktur für diese Aufgabe geeignet.

Der entscheidende Schritt ist der Nachweis der Machbarkeit eines zuverlässigen Beschleunigers und der Koppelung eines Beschleunigers über ein leistungsfähiges Targetsystem mit einem Reaktor zu einem sicheren und zuverlässigen ADS. Dieser Nachweis soll im Rahmen des MYRRHA-Projektes geführt werden. Deutschland würde durch entsprechende Arbeiten Zugang zu Schlüsselinformationen erhalten und bleibt in wichtige wissenschaftliche Diskussions- und Entscheidungsprozesse eingebunden.

### 4.5.3 THEMENKOMPLEX REAKTOR

Transmutation wurde bisher fast ausschließlich mit dem Weiterbetrieb von kerntechnischen Anlagen bei gleichzeitiger Begrenzung des Anwachsens der Transuran-Menge

betrachtet und entwickelt. Vor dem Hintergrund des Kernenergieausstiegs und der damit gänzlich neuen Randbedingungen müssen grundsätzlich alle Optionen für die Entwicklung von Transmutationssystemen noch einmal neu zu überprüft werden und die Möglichkeiten, die die verschiedenen Reaktorsysteme bieten, gegeneinander abgewogen werden. Hierzu sind frühzeitige und grundlegende Untersuchungen zum idealen System für eine möglichst effiziente Verbrennung von Transuranen durch den Vergleich verschiedener System und deren Limitierungen notwendig. Aufgrund der Untersuchungen und einer Festlegung auf mögliche Optionen müssen dann reaktor-spezifische Kerndesigns entwickelt werden.

Für die Entwicklung beschleunigergetriebener Systeme bietet die Teilnahme am MHYRRA-Projekt, insbesondere am Kerndesign für den Reaktorkern mit Americium-beladung, eine wichtige Möglichkeit Erfahrungen zu sammeln. Letztendliches Ziel für alle Reaktoroptionen sind detaillierte Studien zu Kerndesigns für Systeme, bei denen die Transmutation im Vordergrund steht. Die Besonderheiten der Reaktorphysik von Transmutationsanlagen sind weitgehend bekannt. Die Analyse von Transienten und daraus resultierend die Beurteilung der Sicherheitsparameter muss – entsprechend der Auswahl der Reaktorsysteme – spezifisch ablaufen. Für viele fortschrittliche Systeme ist die Entwicklung eines Safety Approaches noch nicht abgeschlossen. Dies gilt speziell für transmutations-optimierte Systeme, zum Beispiel ADS: Erweiterung des Approaches für flüssigmetallgekühlte, Schnelle Reaktoren, MSFR: Entwicklung für ein System mit flüssigem Brennstoff und Wiederaufbereitung am gleichen Standort. Der Safety Approach ist im Anschluss an die Entwicklung in konkrete Designrichtlinien umzusetzen, um eine konsistente Sicherheitsbeurteilung zu ermöglichen.

Wichtige Schritte zur Entwicklung von festen Transmutations-brennstoffen werden derzeit im EU-Projekt ASGAR angegangen. Diesem müssten erste Transmutationsanwendungen

von MOX mit MA-Beladung in experimentellen Reaktoren folgen. Es gilt, Erfahrungen in Bestrahlungsexperimenten zu sammeln, um nach dem Einsatz von ersten Testelementen einen schrittweisen Übergang zu Inert-Matrix-Brennstoffen zu erreichen. Ein grundsätzliches Problem bei der Entwicklung von festen Brennstoffen stellt der hohe Zeitwand für Bestrahlungsexperimente und die sich daran anschließende essentielle Nachbestrahlungsuntersuchung dar. Die Entwicklung von brennstoffbeladenen Salzschnmelzen wird derzeit im Projekt EU-Projekt EVOL vorangetrieben, müsste aber intensiviert und an die Bedürfnisse optimierter Transmutation angepasst werden.

Weitgehend unabhängig vom Reaktorsystem ist die konsequente Weiterentwicklung der Codes. Anpassungen auf spezielle, reaktorspezifische Herausforderungen können hier zumeist nachträglich vorgenommen werden. Einige wichtige Codes, die speziell für Schnelle Reaktoren geschrieben wurden (zum Beispiel SIMMER, SAS-4A), werden derzeit bereits in Frankreich für das ASTRID-Programm weiterentwickelt. Wichtiges Potential bietet auch die Anpassung von in Deutschland entwickelten LWR Codes, die schon über einen großen Teil der benötigten Features für Schnelle Reaktoren verfügen (zum Beispiel DYN3D, SUBCHANFLOW und ATHLET). Die Validierung von kommerziellen Codes an Experimenten für flüssigmetallgekühlte Systeme muss weitergeführt werden, idealerweise in internationalen Benchmark-Übungen. In der stationären Neutronenphysik sind die bisher genutzten deterministischen Codes ein wichtiger Baustein zum Beispiel für Abbrand und Umladep lanung und müssen deshalb optimiert werden. Sie werden zunehmend durch den Einsatz von Monte-Carlo-Methoden, die weitgehend unabhängig von Neutronenspektrum des simulierten Systems sind, ergänzt. Auf lange Sicht stellt der kombinierte Einsatz von 1D-Systemcodes mit 3D-CFD-Codes und die Kopplung von 3D-Neutronikcodes mit CFD-Codes zur Auslegungsoptimierung und Sicherheitsbewertung eine vielversprechende Alternative zu den herkömmlichen Methoden für flüssigmetallgekühlte Schnelle Reaktoren dar.

Für die Materialentwicklung sind gezielte Laborexperimente zur Korrosion, zum Einfluss des Kühlmittels auf die mechanischen Eigenschaften mit begleitender Simulation nötig, um realistische Langzeitvorhersagen treffen zu können. Für Blei sind Experimente zur Lizenzierung des Stahls T91 und von ODS (Bestrahlung, Kompatibilität mit Blei-Legierungen, etc.) vorzusehen. Die aktive Teilnahme am MYRRHA-Projekt würde es erlauben, im Austausch mit internationalen Forschergruppen die offenen Fragen anzugehen. Ein wichtiger Schritt ist die Anpassung des Oberflächenlegierungsprozesses, um die Zuverlässigkeit, sowie die Reproduzierbarkeit zu steigern, um den Prozess zu lizenzieren. Hierfür sind Bestrahlungsexperimente in Kontakt mit flüssigem Schwermetall in geeigneten Anlagen (zum Beispiel in Bor 60, später in MYRRHA oder MBIR) vorzusehen. Für natriumgekühlte Systeme besteht Bedarf in der Entwicklung geeigneter kobaltfreier Verschleißschutzschichten für den SFR. Für die MSFR sind umfangreiche Materialtests in Flüssigsalzen notwendig, die neben der Korrosion auch mechanische Belastungen in Flüssigsalzen umfassen müssen. Diese sind durch Bestrahlungstests in Flüssigsalzen mit reaktorrelevantem Spektrum (Neutronen und Helium) zu ergänzen, um die Schädigungsmechanismen durch Neutronenstrahlung in Kombination mit der chemischen Belastung durch die Salzschnmelze beurteilen zu können.

Für die Untersuchung der Fluidodynamik in Reaktoren mit Festbrennstoff sollen in den nächsten Jahren prototypische Stabbündel aus elektrisch beheizten Stäben unter verschiedensten normalen und außergewöhnlichen Betriebsbedingungen mit Blei-Bismut gekühlt und detaillierte Messdaten gewonnen werden. Diese Messdaten werden dann in parallel laufenden Projekten zur Entwicklung und Validierung von Simulationsprogrammen, auch und gerade zur Sicherheitsbewertung von Transmutationsanlagen, eingesetzt. Im Abschnitt 4.4 wurden bereits vor dem Hintergrund der Sicherheitsbewertung von Transmutationsanlagen generell, aber auch insbesondere mit Blick auf

MYRRHA, Pumpen- und Wärmeübertrageruntersuchungen im Prototypenmaßstab als unerlässlich beschrieben. Die Entwicklung und Anwendung von Messtechnik für Flüssigmetalle wird in einem derartigen Experimentierprogramm einen wichtigen Beitrag liefern.

Solche Untersuchungen können zum Teil mit der vorhandenen und teilweise mit einer ergänzten Infrastruktur im KALLA durchgeführt werden. Für die Entwicklung und Erprobung von räumlich aufgelöster Messtechnik in leitfähigen Flüssigkeiten steht in Zukunft die im Bau befindliche DRESDYN Anlage zur Verfügung. Mit diesen Experimenten würde ein substanzieller Beitrag zur Beurteilung und gegebenenfalls auch zur Gewährleistung der Sicherheit der nuklearen Forschungsanlagen in den unmittelbaren Nachbarländern Deutschlands geleistet. Der logisch folgende Schritt ist die Teilhabe am MYRRHA-Projekt mit der realen Umsetzung der Experimente in einer Reaktoranlage mit der Verknüpfung von Fluidodynamik, Neutronenphysik und Materialanwendung zu einem sicher zu betreibenden Reaktorsystem.

Im Hinblick auf Salzschnmelzenreaktoren können viele Erkenntnisse für die Fluidodynamik aus der Analogie mit Wasser gezogen werden. Dringender Forschungsbedarf besteht allerdings im Bereich der Komponentenentwicklung, die in einem ersten Schritt in einem Testloop betrieben werden müssten.

#### 4.6 SCHLUSSFOLGERUNGEN

Grundsätzlich sind verschiedene Reaktorkonfigurationen für die Transmutation vorstellbar, wobei die Vor- und Nachteile der Konfigurationen stark von den avisierten Zielen abhängen. Bei der durch den deutschen Kernenergieausstieg gegebenen Zielsetzung sind brutstofffreie oder nahezu brutstofffreie Konfigurationen vielversprechend, wie sie im ADS oder in Salzschnmelzenreaktoren möglich sind.

Der Themenkomplex Partitionierung und Konditionierung ist in EU-Projekten sehr gut verankert. Allerdings gibt es Schwachstellen in Bereichen, die bei einer dem Kernenergieausstieg folgenden Zielsetzung essenziell sind, wie zum Beispiel die Handhabung von brutstofffreien Brennstoffen.

Es laufen derzeit EU-Projekte zur Beschleunigerentwicklung. Erfolgversprechend ist insbesondere die Übertragung von Prinzipien aus der Reaktortechnik zur Verbesserung der Strahlstabilität. Für das Targetsystem müssen Erfahrungen im realen Betrieb gewonnen werden.

Eine wichtige Herausforderung ist die Anpassung des Reaktorsystems auf die Ausstiegsbedingungen durch die Auswahl eines entsprechenden Systems und idealerweise durch Nutzung von brutstofffreiem Brennstoff. Für diese Art von Brennstoff sind aber sowohl Bestrahlungsexperimente und Nachbestrahlungsuntersuchungen als auch Experimente für die Transienten- und Störfallbeurteilung notwendig. Tools für die Simulation der verschiedenen Prozesse in Transmutationssystemen sind vorhanden, bedürfen aber in vielen Teilen einer Weiterentwicklung, um den heutzutage für genehmigungsrelevante Berechnungen notwendigen Standard zu erreichen. Struktur-Kühlmittel-Wechselwirkungen in schwermetallgekühlten und in Salzschnmelzenreaktoren sind bekannt und auch im Labormaßstab untersucht. Es bestehen Ansätze zu Lösung dieser Probleme, allerdings muss das Materialverhalten in einem nächsten Schritt auch unter Bestrahlungsbedingungen getestet werden. Für derartige Untersuchungen bedarf es Bestrahlungseinrichtungen mit schnellem Neutronenspektrum, die aber nur in sehr begrenztem Umfang verfügbar sind. Damit sind diese Untersuchungen kostspielig und zeitraubend.

Allgemein betrachtet ist der Stand der Grundlagen- und technologischen Forschung vielversprechend und auch vielfach in EU-Projekten verankert. In Bereichen wie der

Plutonium-Abtrennung und -Verarbeitung besteht bereits industrielle Erfahrung. In nahezu allen anderen Bereichen sind die Probleme im Labormaßstab gelöst oder es bestehen aussichtsreiche Ansätze. Ein wichtiger Schritt in fast allen Bereichen ist die Weiterentwicklung und Erprobung der vorgeschlagenen Lösungen zur Anwendung in größerem Maßstab und die Erfahrung beim realen Anlagenbetrieb.

## LITERATUR

### Zu 4.1

#### EVOL 2010

EVOL – Evaluation and Viability of Liquid Fuel Fast Reactor System Available. URL: [http://cordis.europa.eu/projects/rcn/97054\\_en.html](http://cordis.europa.eu/projects/rcn/97054_en.html), [Stand: 01 Oktober 2013].

#### IAEA 2012

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA): *Status of Liquid Metal Cooled Fast Reactor Technology*, IAEA-TECDOC-1083, Vienna update in press, 2012.

#### Merk et al. 2013a

Merk, B./Rohde, U./Glivici-Cotruță, V./Scholl, S.: "On the Molten Salt Fast Reactor for Applying an Idealized Transmutation Scenario for the Nuclear Phase Out". In: *PlosOne*, 2013 (eingereicht).

#### Merk et al. 2013

Merk, B./Stanculescu, A./Chellapandi, P./Hill, R.: "Progress in Fast Reactor Operation and New Trends to Increased Inherent Safety". In: *PlosOne*, 2012 (eingereicht).

#### NED 1987

*Nuclear Engineering and Design (NED)*, Special Issue, Volume 101, Issue 1, 1987.

### Waldrop 2012

Waldrop, M. M.: "Nuclear Energy: Radical Reactors", In: *Nature*, Vol. 492, Iss. 7427, 2012. URL: <http://www.nature.com/news/nuclear-energy-radical-reactors-1.11957>, accessed [Stand: 02. Januar 2013].

### Zu 4.2.1

#### Malmbeck et al. 2011

Malmbeck, R./Součel, P./Glatz, J.-P.: *The Pyro-reprocessing Option for Advanced Nuclear Fuel Cycles* (Wilhelm und Else-Heraeus-Seminar Innovative Nuclear Power in a Closed Fuel Cycle Scenario, 5.-8. Dezember 2011), Bad Honnef, 2011.

#### Modolo et al. 2012

Modolo, G./Wilden, A./Geist, A./Magnusson, D./Malmbeck, R.: "A Review of the Demonstration of Innovative Solvent Extraction Processes for the Recovery of Trivalent Minor Actinides from PUREX Raffinate". In: *Radiochim. Acta*, 100 (8-9), 2012, S. 715 - 725.

OECD-NEA: *Partitioning and Transmutation of Minor Actinides and Fission Products*. URL: <http://www.oecd-nea.org/pt/> [Stand: 19.09.2013].

#### Ouvrier/Boussier 2012

Ouvrier, N./Boussier, H.: "Recycling of MgO, Mo & ZrO<sub>2</sub> Based Actinide-bearing Matrices: Assessment of Reprocessing Feasibility & Waste Production". In: *Procedia Chem.* (7), 2012, S. 322 - 327.

### Zu 4.2.3

#### Ratzinger 2013

Ratzinger, U.: *High Current Driver Linacs* (Heraeus School, Nuclear Physics Data for the Transmutation of Nuclear Waste, 25.-27.02.2013), Bad Honnef, 2013. URL: <http://www.hzdr.de/db/Cms?pOid=37681&pNid=2721> [Stand: 19.09.2013].

#### Weiterführende Literatur:

Biarrotte, J.-L./Mueller, A. C./: "European ADS and Its Challenge to Accelerators". IPN Orsay, Beam Dynamics Newsletter 49, August 2006, p. 394.

Kettler, J./Heuters, M. et al.: *Konzept einer gasgekühlten beschleunigergetriebenen Transmutationsanlage - AGATE*; Aachen Nuclear Safety Reports; ISBN 978-3-941277-11-3, 2011.

### Zu 4.2.4

#### Weiterführende Links:

URL: <http://nuklear-server.ka.fzk.de/eurotrans/Start.html>

URL: <http://megapie.web.psi.ch/>

### Zu 4.2.5

#### Weiterführende Literatur:

Delage, F./Arai, Y./Belin, R./Chen, X.-N./D'Agata, E./Hania, R./Klaassen, F./Maschek, W./Oigawa, H./Ottaviani, J. P./Rineiski, A./Sobolev, V./Somers, J./Staicu, D./Thetford, R./Wallenius, J./Wernli, B.: *Achievements on Oxide and Nitride ADS Fuels within the European Project: EUROTRANS*, Global 2011, 11.-16. Dezember 2011, Makuhari, Japan.

URL: <http://www.fp7-fairfuels.eu/PDF/FP7-Fairfuels-Project-Presentation.pdf>.

Somers, J.: "Fabrication of Fuel and Recycling of Minor Actinides in Fast Reactors". In: *Science and Technology*, Volume 73, 2010, S. 97 – 103.

Delage, F./Arai, Y./Belin, R./Chen, X.-N./D'Agata, E./Hania, R./Klaassen, F./Maschek, W./ Oigawa, H./Ottaviani, J. P./ Rineiski, A./ Sobolev, V./Somers, J./Staicu, D./Thetford, R./ Wallenius, J./Wernli, B.: *Minor-Actinides Transmutation in an Accelerator Driven System Prototype: Results from Fuel Developments within the European Program EUROTRANS*, IEMPT11, San Francisco, CA, 1.–4. November 2010.

#### Zu 4.2.6

##### ERP 2005

European research Programme (ERP) for the transmutation of high level nuclear waste in an accelerator driven system. URL: [http://cordis.europa.eu/projects/rcn/85226\\_en.html](http://cordis.europa.eu/projects/rcn/85226_en.html) [Stand: 19.09.2013].

##### Guidez 2004

Guidez, J./Chauchepreat, P./Fontaine, B./Brunon, E./ Martin, L./Warin, D./Zaetta, A./Sudreau, F.: *PHENIX: THE IRRADIATION PROGRAM FOR TRANSMUTATION EXPERIMENTS* (8th International exchange meeting on P&T), Las Vegas, NV, 9. – 11. November 2004. URL: [http://www.oecd-nea.org/pt/docs/iem/lasvegas04/10\\_Session\\_IV/S4\\_01.pdf](http://www.oecd-nea.org/pt/docs/iem/lasvegas04/10_Session_IV/S4_01.pdf) [Stand: 15.01.2013].

##### JANIS, NEA 2013

URL: <http://www.oecd-nea.org/janis/> [Stand: 30.09.2013].

##### Languille 1995

Languille, A./Garnier, J. C./LoPinto, P./Na, B. C./Verier, D./ Depliax, J./Allen, P./Sunderland, R. E./Kieffhaber, E./Masche, W./Struwe, D.: *CAPRA Core Studies: The Oxide Reference Option. Proc. Int. Conf. Evaluation of Emerging Nuclear Fuel Cycle Systems* (GLOBAL95), Versailles, France, 1995.

##### Maschek 2008

Maschek, W./Chen, X./Delage, F./Fernandez-Carretero, A./ Haas, D./Matzerath Boccaccini, C./Rineiski, A./Smith, P./ Sobolev, V./Thetford, R./Wallenius, J.: "Accelerator Driven Systems for Transmutation: Fuel Development, Design and Safety". In: *Nuclear Energy*, 50 (2008), S. 333 – 340.

##### Salvatores 2008

Salvatores, M.: Partitioning and Transmutation Implementation: Motivations, Technical Options and Regional Issues. FZK-IKET Seminar, 22. Januar 2008.

#### Zu 4.2.8

##### IAEA 2013

International Atomic Energy Agency (IAEA): *Nuclear Power Technology Development*. URL: <http://www.iaea.org/NuclearPower/Technology/CRP/index.html> [Stand: 19.09.2013].

##### Pfrang/Struwe 2008

Pfrang, W./Struwe, D.: *SAS-SFR Ref 2008 Rel 1.0 Input Data Documentation* (August 2008), 2008.

##### Rimpault 2002

Rimpault; G./Plisson, D./Tommasi, J./Jacqmin, R./Rieunier, J. M./Verrier, D./Biron D.: *The ERANOS Code and Data System for Fast Reactor Neutronic Analyses* (Proc. of the International Conference on the Physics of Reactors – PHYSOR – 7. – 10. Oktober 2002), Seoul, Korea, 2002.

**Tobita et al. 2006**

Tobita, Y./Kondo, Sa./Yamano, H./Morita, K./Maschek, W./Coste, P./Cadiou, T.: "The Development of SIMMER-III, an Advanced Computer Program for LMFR Safety Analysis and its Application to Sodium Experiments". In: *Nucl. Technol.*, 153(3), 2006, S. 245–255.

**Zu 4.2.9**

**Weiterführende Literatur:**

OECD/NEA: Accelerator-driven Systems (ADS) and Fast Reactors (FR) in Advanced Nuclear Fuel Cycles, A Comparative Study (Nuclear Development 3109), Paris, Frankreich, 2002.

IAEA-TECDOC-985: Accelerator Driven Systems: Energy Generation and Transmutation of Nuclear Waste: Status Report, 1998.

*Safety Approach within European Consortia* (Deliverable no. SARGEN\_IV/WP3/D3.3), 2012.

IAEA: Liquid Metal Cooled Reactors: Experience in Design and Operation (IAEA-TECDOC-1569), Wien, Austria, 2007.

**Zu 4.2.10**

**IAEA 2006**

IAEA: *Fast Reactor Database*, IAEA Tecdoc 1531

**MacPherson 1985**

MacPherson, H. G.: "The Molten Salt Reactor Adventure". In: *Nucl. Sci. Eng.*, 90, 1985, S. 374–380.

**Merk/Konheiser 2013**

Merk, B./Konheiser, J.: "Neutron Shielding Studies on an Advanced Molten Salt Fast Reactor Design", angenommen bei *Annals of Nuclear Energy*, 2013.

**OECD/NEA 2007**

OECD/NEA: *Handbook on Lead-bismuth Eutectic Alloy and Lead Properties, Materials Compatibility, Thermal-hydraulics and Technologies* (OECD-NEA 6195), Paris, Frankreich, 2007. URL: [www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/P1567\\_web.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/P1567_web.pdf) [Stand: 19.09.2013].

**Weisenburger et al. 2011**

Weisenburger, A./Schroer, C./Jianu, A./Heinzel, A./Konys, J./Steiner, H./Müller, G./Fazio, C./Gessi, A./Babayan, S./Kobzova, A./Martinelli, L./Ginestar, K./Balbaud-Célerier, F./Martín-Muñoz, F. J./Soler Crespo, L.: "Long Term Corrosion on T91 and AISI1 316L Steel in Flowing Lead Alloy and Corrosion Protection Barrier Development: Experiments and Models". In: *Journal of Nuclear Materials*, Volume 415, Issue 3, 31. August 2011, S. 260–269.

**Zu 4.2.11**

**Kim et al. 2013**

Kim, Yi./Lee, Y. B./Lee, C. B./Chang, J./Choi, C.: "Advanced Design Concept of Sodium-cooled Fast Reactor and Related R&D in Korea". In: *Science and Technology of Nuclear Installations*, Volume 2013, Article ID 290362, 2013. URL: <http://dx.doi.org/10.1155/2013/290362> [Stand: 19.09.2013].

**Weiterführende Literatur:**

Stieglitz, R.: "Liquid Metal Thermal Hydraulics (chapter 10), OECD/NEA". In: OECD/NEA: *Handbook on Lead-bismuth Eutectic Alloy and Lead Properties, Materials Compatibility, Thermal-hydraulics and Technologies*, Paris, Frankreich, 2007.



URL: <http://www.iaea.org/NuclearPower/Technology/CRP/index.html>.

Fazio, C./Van den Bosch, J./Munoz, F. J. M./Henry, J./Roelofs, F./Turroni, P./Mansani, L./Weisenburger, A./Gorse, D./Abella, J./Brissonneau, L./Dai, Y./Magielsen, L./Neuhasen, J./Vladimirov, P./Class, A./Jeanmart, H./Ciampichetti, A./Gerbeth, G./Wetzel, T./Karbojian, A./Litfin, K./Tarantino, M./Zanini, L.: *Development and Assessment of Structural Materials and Heavy Liquid Metal Technologies for Transmutation Systems (DEMETRA): Highlights on Major Results* (Technology and Components of Accelerator-Driven Systems – TCADS, 15.–17. März 2010, OECD NEA Proceedings), Karlsruhe, 2010, S. 81–106.

Buchenau, D./Eckert, S./Gerbeth, G./Stieglitz, R./Dierckx, M.: "Measurement Technique Developments for LBE Flows". In: *J. Nuclear Materials*, Vol. 415, 2011, S. 396–403.

Eckert, S./Buchenau, D./Gerbeth, G./Stefani, F./Weiss, F.-P.: "Some Recent Developments in the Field of Measuring Techniques and Instrumentation for Liquid Metal Flows". In: *J. Nuclear Science and Technology*, Vol. 48, S. 490–498, 2011.

Griffin, J. W./Bond, L. J./Peters, T. J./Denslow, K. M./Posakony, G. J./Sheen, S. H./Chien, H. T./Raptis, A. C.: *Under-Sodium Viewing: A Review of Ultrasonic Imaging Technology for Liquid Metal Fast Reactors* (PNNL-18292). URL: [http://www.pnl.gov/main/publications/external/technical\\_reports/PNNL-18292.pdf](http://www.pnl.gov/main/publications/external/technical_reports/PNNL-18292.pdf), accessed [Stand: 17.01.2013].

#### Zu 4.2.12

##### Weiterführende Literatur:

Greneche, D./Quiniou, B./Boucher, L./Delpech, M./Gonzalez, E./Alvarez, F./Cuñado, M. A./Serrano, G./Cormenzana, J. L./Kuckshinrichs, W./Odoj, R./von Lensa, W./Wallenius, J./Westlén, D./Zimmerman, C./Marivoet, J.: *RED-IMPACT – Impact of Partitioning, Transmutation and Waste Reduction Technologies on the Final Nuclear Waste Disposal* (SYNTHESIS REPORT), Jülich 2007. URL: [ftp://ftp.cordis.europa.eu/pub/fp6-euratom/docs/red-impact-final-published-report\\_en.pdf](ftp://ftp.cordis.europa.eu/pub/fp6-euratom/docs/red-impact-final-published-report_en.pdf) [Stand: 19.09.2013].

#### Zu 4.3

##### Dragunov et al. 2013

I. Tretyakov, I./Dragunov, Y./Lopatkin, A./Lukasevich, I./Romanova, N./Svyatkin, M./Kochetkov, L.: *Experimental Potentialities of MBIR Reactor* (International Conference on FAST REACTORS AND RELATED FUEL CYCLES: Safe Technologies and Sustainable Scenarios FR13, 4.–7. März 2013), Paris, 2013.

##### Weiterführende Literatur und Links:

IAEA: *Fast Reactor Database. 2006 Update*. URL: <http://www-pub.iaea.org/books/iaeabooks/7581/Fast-Reactor-Database-2006-Update> [Stand: 19.09.2013].

URL: <http://www.iaea.org/NuclearPower/Technology/TWG/TWG-FR/>

## ANHANG ZU KAPITEL 4

Tabelle 1: Sicherheitsfunktionen (Schutzzielkonzept)

1	<b>Containment (mehrfache gestaffelte Sicherheitsbarrieren)</b>	Einschluss von radioaktiven Stoffe, insbesondere des Brennstoffs, durch gestaffelte Barrieren und Rückhaltefunktionen
2	<b>Abschirmung</b>	Abschirmung von Mensch und Personal gegenüber radioaktiver Strahlung
3	<b>Wärmeabfuhr</b>	Transport der im Brennstoff freigesetzten Wärmeenergie zur Wärmesenke
4	<b>Kontrolle der Reaktivität bzw. Unterkritikalität</b>	Beschränkung der Reaktivitätsänderungen auf zulässige Werte sowie Sicherstellung der Abschaltbarkeit und langfristigen Unterkritikalitätshaltung des Reaktorkerns
5	<b>Nachwärmeabfuhr</b>	Sicherstellung der zuverlässigen und anforderungsgerechten Abfuhr der Nachwärme nach Abfahren des Reaktors unter Berücksichtigung aller (Betriebs-)Bedingungen

Tabelle 2: Sicherheitskonzepte

<b>TRADITIONELLE KONZEPTE</b>	Gestaffeltes System von Sicherheitsvorkehrungen (Defence in depth)
	Einrichtungen zur Regelung und Begrenzung der Kettenreaktion
	Redundante und diversitäre Systeme zur Nachwärmeabfuhr
	Qualität in Konstruktion und Wartung
<b>NEUERE KONZEPTE</b>	Passive Systeme, inhärent sichere Auslegungen
	Inhärent negative Reaktivitätsrückwirkungen
	Auslegungen mit minimierten Reaktivitätsverlusten über dem Abbrand und großer thermischer Trägheit
	Auslegungen mit dichtegetriebenen Kühlmittelströmungen und stets verfügbaren Mechanismen zur Wärmeabfuhr an die Umgebung

## 5 DARSTELLUNG DER SICHERHEITASPEKTE

*Wilhelm Bollingerfehr, Dieter Buhmann, Andreas Geist, Bernhard Gmal, Volker Hannstein, John Kettler, Werner Maschek, Bruno Merk, Giuseppe Modolo, Jörg Mönig, Federico Puente-Espel, Andrei Rineiski, Victor Hugo Sanchez-Espinoza, Armin Seubert, Heinz-Günther Sonnenburg, Kiril Velkov, Frank Peter Weiß*

Die Darstellung der Sicherheitsaspekte orientiert sich an den wesentlichen Prozessabschnitten des P&T-Verfahrens sowie der Frage nach den Auswirkungen auf Endlagerkonzepte und die Langzeitsicherheit von Endlagern. Für den verfahrenstechnischen Teil, der die chemischen Trennverfahren sowie die Herstellung der Brennstoffe und Bestrahlungsproben umfasst, werden die Gefahren und Risiken der chemischen Prozesse zur Abtrennung und Verarbeitung radiotoxischer und teils spaltbarer Stoffe betrachtet. Risiken und Sicherheitsaspekte der Bestrahlungseinrichtungen, wie beschleunigergetriebene unterkritische Systeme (Accelerator-Driven sub-critical System, ADS) und schnelle Reaktorsysteme, werden im Vergleich zu den bekannten kerntechnischen Anlagen auf Basis des vorhandenen Kenntnisstandes dargestellt. Der Schwerpunkt der folgenden Darstellung liegt auf der Identifikation und Beschreibung der wesentlichen Sicherheitsaspekte und Gefährdungspotenziale. Basierend auf dem gegenwärtigen Stand der Methoden zum Sicherheitsnachweis werden Forschungslücken identifiziert und hieraus F&E-Bedarf abgeleitet und erläutert.

### 5.1 BEWERTUNG DER VERFAHREN ZUR PARTITIONIERUNG HINSICHTLICH ENERGETISCHER STABILITÄT

Hinsichtlich der energetischen Stabilität bei Trennverfahren sind potenzielle Reaktionen zwischen Salpetersäure und den in hydrometallurgischen Verfahren eingesetzten organischen Phasen (bestehend aus Extraktionsmittel und Verdünnungsmittel) zu betrachten. Bei Raumtemperatur werden solche

Reaktionen nicht beobachtet. Insbesondere beim Erhitzen von Mischungen einer organischen Phase und Salpetersäure höherer Konzentration sind schnell ablaufende exotherme Reaktionen prinzipiell möglich. Einige Unfälle (sogenannte Red Oil-Explosionen) haben sich in Wiederaufarbeitungsanlagen ereignet.<sup>195</sup> Dabei reagierte TBP (Tri-n-Butyl-Phosphat, das im PUREX-Prozess verwendete Extraktionsmittel) mit Salpetersäure explosionsartig. Bedingung für eine solche Explosion sind eine hohe Salpetersäurekonzentration (> zehn Mol je Liter) und erhöhte Temperatur (> 130 Grad Celsius). Solche Bedingungen können sich unter Umständen in Konzentratoren und Evaporatoren einstellen.

Vorbeugende Maßnahmen zur Vermeidung solcher Reaktionen sind die Abtrennung organischer Restphasen aus wässrigen Feedphasen, die zum Beispiel in Konzentratoren oder Evaporatoren weiterbehandelt werden, sowie eine entsprechende Temperatur- und Konzentrationskontrolle.

Es ist zu untersuchen, inwiefern nicht-PUREX-typische organische Phasen, die in hydrometallurgischen Prozessen zur Aktinidenabtrennung (wie zum Beispiel DIAMEX, SANEX, GANEX) eingesetzt werden können, entsprechend reagieren können. Gezielte Untersuchungen sind im EURATOM-Projekt SACSSSESS (ab 3/2013) geplant.

### 5.2 KRITIKALITÄTSASPEKTE BEI DER PARTITIONIERUNG

Bei den für P&T vorgesehenen Partitionierungsverfahren werden im Unterschied zu dem international bereits großtechnisch realisierten PUREX-Verfahren der Wiederaufarbeitung neben Uran und Plutonium je nach betrachtetem Prozess auch die sogenannten minoren Aktiniden Americium, Neptunium und Curium aus der Brennstofflösung abgetrennt. Dies führt zu veränderten Stoffströmen, die bei der Beurteilung der Kritikalitätssicherheit des Verarbeitungsprozesses zu berücksichtigen sind.

<sup>195</sup> Defense Nuclear Facilities Safety Board 2003.

Der Nachweis der Kritikalitätssicherheit kann naturgemäß erst beim Design und der Auslegung einer konkreten Anlage belastbar geführt werden. Die Kritikalitätssicherheit wird hier durch geeignete, designspezifische Maßnahmen, zum Beispiel geometrische Sicherheit, Konzentrationsüberwachung, Verwendung von Neutronenabsorbieren, oder zusätzliche administrative Maßnahmen in einem zum Teil komplexen Zusammenspiel sichergestellt.<sup>196</sup> Ein derartiges Design liegt gegenwärtig nicht vor; im Folgenden sollen aber einige allgemeine Betrachtungen zur Kritikalitätssicherheit in den relevanten Prozessschritten diskutiert werden.

Transuran-Gehalt und -zusammensetzung von abgebrannten Kernbrennstoffen variieren vor allem in Abhängigkeit von der Anfangsanreicherung und dem Abbrand, in geringerem Maß auch von der Einsatzgeschichte und zum Teil von der Abklingdauer. Typische Werte für LWR-Urandioxidbrennstoff mit fünf Jahren Abklingzeit sind, bezogen auf ein Megagramm Schwermetall, bei vier Prozent Anfangsanreicherung und 50 Gigawatt-Tagen pro Tonne Schwermetall Abbrand etwa elf Kilogramm Plutonium, 750 Gramm Neptunium, 650 Gramm Americium und 80 Gramm Curium,<sup>197</sup> oder bei 4,5 Prozent Anfangsanreicherung und 65 Gigawatt-Tagen pro Tonne Schwermetall Abbrand 13 Kilogramm Plutonium, 900 Gramm Neptunium, 800 Gramm Americium und 150 Gramm Curium. Insgesamt stellen diese Transurane also rund ein bis zwei Prozent des gesamten, im bestrahlten Leichtwasserreaktor-(LWR-)Brennstoff vorhandenen Schwermetalls dar (siehe auch Abschnitt 1.1.2 in Kapitel 1). In abgebranntem LWR-Mischoxid (MOX)-Brennstoff mit sechs Prozent Plutonium<sub>tot</sub> im frischen Brennstoff und 45 Gigawatt-Tagen pro Tonne Schwermetall Abbrand liegt der Transuran-Anteil bei etwa 40 Kilogramm Plutonium, 200 Gramm Neptunium, 3,7 Kilogramm Americium und 600 Gramm Curium,<sup>198</sup> also ein deutlich höherer Transuran-Gehalt. Dies gründet

auf dem gegenüber Urandioxid implementierten hohen Anfangsgehalt an Plutonium, aus dem im thermischen Spektrum neben den ablaufenden Spaltungsprozessen auch eine im Vergleich größere Menge an höheren Aktiniden erbrütet wird. Brennstoffe für Schnelle Reaktoren und Transmutationstargets für ADS-Anlagen weisen selbst gegenüber bestrahltem LWR-MOX-Brennstoff typischerweise noch deutlich höhere Transuran-Gehalte auf. Bei der Beurteilung der Verfahren zur Partitionierung hinsichtlich der Kritikalitätssicherheit ist zu unterscheiden zwischen bestrahltem Leichtwasserreaktor-Brennstoff und den Transmutationstargets aus ADS-Anlagen. Allgemein sind neben den bekannten Uran- und Plutonium-Isotopen auch Americium-242m, Curium-243, Curium-245 und Curium-247 thermisch spaltbare Nuklide. Die wichtigsten thermisch absorbierenden Nuklide sind Plutonium-240 und Americium-241. Schnellspaltend sind dagegen auch Plutonium-240 und Americium-241 sowie Neptunium-237, Americium-243 und sämtliche Curium-Isotope.<sup>199</sup>

Bei hydrometallurgischen Trennverfahren liegen die Aktiniden in wässrigen Nitratlösungen vor, also in einem aus neutronenphysikalischer Sicht thermischen System. In den diskutierten Verfahren werden zunächst analog zum PUREX-Verfahren Uran, Plutonium und Neptunium aus der Brennstofflösung abgetrennt. Für die Uran-, Plutonium-, Neptunium-Lösungen gelten äquivalente Bedingungen, wie sie in aktuellen kommerziellen Wiederaufarbeitungsanlagen vorliegen. Nach der Abtrennung von Uran, Plutonium und Neptunium liegt die Konzentration von Americium und Curium in der verbleibenden Lösung bei etwa 200–300 Milligramm je Liter beziehungsweise 30–50 Milligramm je Liter. Bei der Abtrennung, zum Beispiel nach dem DIAMEX-SANEX-Konzept, kann es im Vergleich zur Ausgangslösung zu einer Aufkonzentration von Americium und Curium um etwa einen Faktor Zwei in der entsprechenden Produktlösung kommen. Die enthaltenen

<sup>196</sup> Deutsches Institut für Normung DIN25403 2007; GRS 2013.

<sup>197</sup> Hannstein et al. 2010.

<sup>198</sup> OECD-NEA WFPWC 2012.

<sup>199</sup> Lavarenne et al. 2001.

Americium- und Curium-Isotope sind dabei zum überwiegenden Anteil thermisch neutronenabsorbierende und somit reaktivitätsmindernd wirkende Nuklide. Beim sogenannten GANEX-Prozess (Gruppenaktinidenabtrennung), bei dem nach der Abtrennung des Urananteils die übrigen Aktiniden (Neptunium, Plutonium, Americium, Curium) in einem gemeinsamen Schritt (Gewährleistung der Proliferationssicherheit) abgetrennt werden, kann für diese Aktinidenlösung analog geschlossen werden, dass aufgrund der enthaltenen thermischen Absorber bei identischer Plutonium-Konzentration keine höheren Anforderungen an die Kritikalitätssicherheit im Vergleich zu dem gut bekannten PUREX-Prozess zu stellen sind.

Bei der Abtrennung von Plutonium und Americium/Curium aus vorgesehenen Targets aus ADS-Anlagen, wie etwa aus Inert-Matrix-Brennstoff (zum Beispiel 50 Prozent Plutonium, Americium + 50 Prozent Molybdän-Metall), ist mit höheren Neptunium-, Plutonium-, Americium- und Curium-Konzentrationen zu rechnen. Gleiches gilt auch für minore Aktiniden enthaltende GEN-IV-Reaktor-brennstoffe, die meist einen hohen Plutonium-Anteil aufweisen. In beiden Fällen wird im Allgemeinen der Plutonium-Anteil den Hauptbeitrag zur Reaktivität liefern. Eine genauere Analyse ist auch für die Fertigungsprozesse bei der Herstellung von Transmutationstargets erforderlich, bei denen ebenfalls wässrige Lösungen der entsprechenden Aktiniden auftreten.

Insbesondere für die Partitionierung von Inert-Matrix-Brennstoffen werden auch trockene, pyrochemische Verfahren untersucht, die mit Salzschnmelzen arbeiten (näheres siehe Kapitel 4). Im Gegensatz zu den hydrometallurgischen Nassverfahren stellen diese aus neutronenphysikalischer Sicht unmoderierte Spaltstoffsysteme dar, in denen auch die schnellspaltenden Aktiniden, welche in thermalisierter Lösung als Neutronenabsorber fungieren, reaktivitätserhöhende Beiträge leisten können. Hier sind insbesondere

die an den Elektroden abgeschiedenen Aktinidenlegierungen zu betrachten, da dort besonders hohe Konzentrationen an spaltbarem Material auftreten.

Grundsätzlich sind die für eine Kritikalitätssicherheitsanalyse eingesetzten Rechenverfahren durch Nachrechnung geeigneter kritischer Experimente zu validieren.<sup>200</sup> Dies bezieht sich sowohl auf die rechnerische Bestimmung des Nuklidinventars als auch – rechentechnisch davon unabhängig – auf die darauf basierenden Kritikalitätsrechnungen. Die analysierten Experimente sollten dabei hinsichtlich der enthaltenen Spaltstoffe, Absorber, Moderatoren, Reflektoren und sonstigen Komponenten sowie des herrschenden Neutronenspektrums möglichst gut der zu beurteilenden Anordnung entsprechen. Eine wichtige, qualitätsgesicherte Sammlung solcher Benchmark-Experimente stellt das *International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments* dar.<sup>201</sup> Zu den minoren Aktiniden gibt es hier aber nur eine sehr geringe Anzahl an Experimenten mit Neptunium-237 und Curium-244, die zudem auf Systeme mit schnellem Neutronenspektrum beschränkt sind und keine thermischen Anordnungen enthalten, welche einer wässrigen Aktinidenlösung entsprächen. Andere Quellen für geeignete Benchmark-Experimente wurden bei der bisherigen Recherche nicht gefunden. Für eine kritikalitätssichere Auslegung möglicher zukünftiger Anlagen zur Aktinidenabtrennung ist daher eine Erweiterung der bestehenden experimentellen Basis zu empfehlen, oder zumindest die Durchführung umfangreicher Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen. Auch hinsichtlich der zugrundeliegenden nuklearen Daten für Americium und Curium bestehen sowohl bei der rechnerischen Nuklidinventarbestimmung für bestrahlte Kernbrennstoffe<sup>202</sup> als auch bei Kritikalitätsrechnungen<sup>203</sup> für Systeme mit höheren Aktiniden noch signifikante Unsicherheiten, wie die Bandbreite an Ergebnissen aus Nachrechnungen radiochemischer Analyseproben und aus Code-zu-Code-Rechenvergleichen zeigt.

<sup>200</sup> DIN25478 1994; ANS 2007.

<sup>201</sup> OECD-NEA Nuclear Science Committee 2011.

<sup>202</sup> DIN25478 1994; Hannstein et al. 2010.

<sup>203</sup> Lavarenne et al. 2001.

### 5.3 SICHERHEITSMERKMALE BESCHLEUNIGER-GETRIEBENER UNTERKRITISCHER SYSTEME

Bei einem ADS zur Transmutation handelt es sich um ein Hybridsystem, bei dem ein mit (Transmutations-)Brennstoff beladener unterkritischer Reaktorkern mit einem Protonenbeschleuniger, der eine (Spallations-)Neutronenquelle treibt, gekoppelt ist. Die Sicherheitsmerkmale von ADS sind zum Teil jenen kritischer Reaktoren ähnlich, unterscheiden sich jedoch in erster Linie durch den unterkritischen Kernzustand und die Kopplung mit dem Beschleuniger.<sup>204</sup> Als kerntechnische Anlage müssen auch ADS folgende fundamentale Sicherheitsfunktionen erfüllen: Kontrolle der Reaktivität beziehungsweise Unterkritikalität, Abfuhr der Nachwärme sowie Einschluss radioaktiven Materials. Die Sicherheitsziele sollen auf Basis des Konzepts der gestaffelten Sicherheitsbarrieren (Defence in Depth, DiD) nach INSAG-10<sup>205</sup>, den Anforderungen an Generation-IV-Systeme (inhärente Sicherheit, passive Systeme) sowie unter Einbeziehung von Anforderungen der Western European Nuclear Regulator's Association (WENRA)<sup>206</sup> umgesetzt werden. Dabei sind folgende Sicherheitsmerkmale zu berücksichtigen:

#### 5.3.1 KOPPLUNG MIT EINEM PROTONEN-BESCHLEUNIGER

Von sicherheitstechnischer Bedeutung ist das Protonenstrahlrohr des Beschleunigers, das sowohl den Reaktorkernbehälter (bei fensterlosen Targets) als auch das Reaktorgebäude durchdringt<sup>207</sup> und somit das DiD-Konzept beeinflusst. Während bei Schnellen Reaktoren die ersten drei Barrieren durch Hüllrohr, Primärkühlkreis und Reaktorgebäude gegeben sind, durchdringt bei ADS das

Protonenstrahlrohr Sicherheitsbarrieren und öffnet so einen möglichen Pfad für die Freisetzung radiotoxischen Materials. Bei nicht fensterlosen Targets bildet das Strahlfenster die topologische Fortsetzung der zweiten Sicherheitsbarriere.

#### 5.3.2 UNTERKRITISCHER REAKTORKERN

Im Unterschied zu Schnellen kritischen Reaktoren bestimmt die Leistung des Beschleunigers, der eine externe Neutronenquelle treibt, mit dem Multiplikationsfaktor des Kerns die Leistung eines ADS<sup>208</sup>. Der Zustand der Unterkritikalität bedingt verändertes neutronenkinetisches Verhalten<sup>209</sup> und leistet einen Beitrag zur inhärenten Sicherheit des Systems, solange positive Reaktivitätseinträge unterhalb des Abstands zur Kritikalität bleiben; einer entsprechend geringen Änderung der Reaktorleistung folgt die Einstellung auf ein neues stationäres Leistungsniveau. Eine Abschaltung des Reaktors erfolgt primär durch Abschaltung des Beschleunigers, das heißt der externen Neutronenquelle. Das Systemverhalten wird zusätzlich durch die Kerneigenschaften, insbesondere den hohen Anteil von MA im Transmutationsbrennstoff bei üblicherweise fehlendem Uranoxid (inert Brennstoff), das schnelle Neutronenspektrum sowie das Kühlmittel bestimmt. Der Multiplikationsfaktor ist über den gesamten Zyklus (Brennstoffabbau) zu überwachen; dies kann durch Überwachung des Beschleunigerstrahlstroms erfolgen. Ziel der Auslegung ist es, über den gesamten Abbrandzyklus einen möglichst stabilen Reaktivitätsverlauf zu erreichen. Zur Vermeidung unzulässig erhöhter Temperaturen sollte eine Strahlabschaltung bei allen schweren Störfällen wie Loss Of Flow (LOF), Loss Of Heat Sink (LOHS) oder Transient Over Power (TOP) erfolgen. Kernaussagen mit großer Wärmekapazität und günstigen Bedingungen für Naturkonvektion ist der Vorzug zu geben.

<sup>204</sup> OECD/NEA 2002; Carlsson 2003; Gudowski 2000; Abderrahim et al. 2010.

<sup>205</sup> IAEA 1996.

<sup>206</sup> WENRA 2009; WENRA 2012.

<sup>207</sup> OECD/NEA 2002.

<sup>208</sup> Schikorr 2001.

<sup>209</sup> Rineiski/Maschek 2006.

### 5.3.3 SPALLATIONSTARGET

Der Neutronen- und Protonenfluss sowie der Zerfall der im Spallationsprozess freigesetzten radioaktiven Nuklide bewirken eine Erwärmung des Spallationstargets und eine strahlungsinduzierte Verschlechterung der mechanischen Eigenschaften der (Struktur-)Materialien. Die Sicherstellung der Kühlung und Erhaltung der strukturellen Integrität des Targetsystems erfordert eine hinreichende Wärmeabfuhr im Normalbetrieb und unter Störfallbedingungen sowie für den Fall des abgeschalteten Protonenstrahls. Eine Fehlfunktion der Targetkühlung kann bei ADS-Auslegungen mit Strahlfenster zu einem Schmelzen des Fensters mit anschließendem Austritt von Kühlmittel in das evakuierte Strahlrohr und eine mögliche Schädigung von Strahlrohr und Beschleunigerkomponenten sowie zu einer Freisetzung radiotoxischen Materials führen. Vorschläge und Patente zur Beherrschung dieser Vorgänge existieren. Zur Vermeidung eines Bruchs des Fensters (und damit einer Sicherheitsbarriere) ist eine zuverlässige Temperaturmessung und gegebenenfalls sofortige Strahlabschaltung erforderlich. Für den Fall einer Fehlfunktion oder eines Ausfalls der aktiven Strahlabschaltung kann der Einsatz passiver Strahlunterbrechungssysteme, wie einer sogenannten melt-rupture disk, in der Strahlrohrwand<sup>210</sup> vorgesehen werden. Korrosion und Erosion des Targets werden durch die chemischen Eigenschaften und die Geschwindigkeit des Kühlmittels bestimmt, wodurch die wirksame Dicke des Strukturmaterials zur Beherrschung der Betriebsbelastung reduziert wird. Für eutektische Blei-Wismut-Legierung (LBE) als Kühlmittel ist bei Betriebstemperaturen oberhalb 350 Grad Celsius zur Vermeidung schwerer Korrosion der Sauerstoffgehalt auf Einhaltung eines spezifischen Betriebsbereichs zu überwachen.

### 5.3.4 STRAHLSTABILITÄTSEFFEKTE

Unterbrechungen des Beschleunigers (sogenannte Beam-Trips) bewirken abrupte Leistungsdichteänderungen im

ADS-Kern und führen zu thermischen Belastungen in Brennstoff- und Strukturmaterialien. Mehrfache Abschaltvorgänge<sup>211</sup> können in thermischen Ermüdungen und somit vorzeitigen Ausfällen damit verbundener sicherheitsrelevanter Funktionen resultieren. ADS stellen daher sehr hohe Anforderungen an Strahlverfügbarkeit und Strahlstabilität. So wird für die Anlage MYRRHA gefordert, dass innerhalb eines Dreimonats-Betriebszyklus nicht mehr als zehn Beam-Trips mit jeweils nicht mehr als drei Sekunden Dauer auftreten dürfen. Die angestrebte Strahlaustrittshäufigkeit ist somit signifikant niedriger als sie derzeit für vergleichbare Beschleuniger erreicht wird. Die hohe Anforderung an die Strahlverfügbarkeit bedeutet eine große Herausforderung an die Zuverlässigkeit der individuellen Beschleunigerkomponenten und deren Fehlertoleranz und steht daher im Fokus entsprechender F&E-Arbeiten.

### 5.3.5 ABSCHALTSYSTEM UND BESCHLEUNIGERLEISTUNGSÜBERHÖHUNG

In ADS kann das reaktivitätsbasierte Abschaltssystem Schneller kritischer Reaktoren üblicherweise durch ein Strahlregelsystem ersetzt sein. Von sicherheitstechnischer Relevanz sind Strahlstromstörungen, die plötzliche Änderungen der Neutronenquellstärke bewirken. Mögliche Ursachen können in Fehlern im Strahlregelsystem, in Beschleunigerfehlfunktion oder Operatorfehlhandlung liegen. Da Sicherheitssysteme nicht sofort reagieren können, andererseits plötzliche Quellstärkeänderungen, bevor sie detektiert werden können, abrupte und signifikante Reaktorleistungsänderungen bewirken, kann diesem Problem nicht durch entsprechende Steuerungssysteme, sondern nur durch geeignete Beschleunigerauslegung entgegengewirkt werden. Im Falle des MYRRHA/FASTEF-Konzepts<sup>212</sup> basiert das Abschaltssystem sowohl auf Strahlstromabschaltung als auch auf Einfahren von Steuerstäben. Mittels Absorberstäben als diversitärem Hilffsystem könnte Reaktor- und

<sup>210</sup> Wider et al. 2000.

<sup>211</sup> Mercatali 2009.

<sup>212</sup> Schikorr/Bubelis 2012.

Strahlabschaltung erreicht werden, bevor die Hüllrohrtemperatur unzulässig hohe Werte annimmt; Naturumlauf stellt sich schnell ein, sodass der Reaktor im sicheren Abschaltzustand bleibt. Als Folge von Fehlfunktionen im Strahlregelsystem zur Kompensation von Reaktivitätsverlusten können lokale Leistungsüberhöhungsfaktoren (core power peaking factors) auftreten. Die Leistungsüberhöhung wird mit sinkendem Multiplikationsfaktor, also größerem Abstand zur Kritikalität und damit insbesondere mit steigendem Abbrand, stärker lokalisiert. Die Wärmeabfuhrsysteme müssen daher für den heißesten Kanal für End Of Life (EOL) ausgelegt werden.

### 5.3.6 INERTE BRENNSTOFFE UND DYNAMISCHES VERHALTEN VON ADS

Infolge des durch den hohen Gehalt an MA im Transmutationsbrennstoff bedingten geringen Dopplereffekts gewinnen thermo-strukturelle Rückwirkungseffekte in Form axialer und/oder radialer Ausdehnungen an Bedeutung.<sup>213</sup> Dabei ist zu beachten, dass typische Zeitkonstanten thermo-struktureller Rückwirkungseffekte als Antwort auf Leistungsänderungen je nach Art der mechanischen Effekte sehr unterschiedlich sind und sich von den Zeitkonstanten neutronenphysikalischer Rückwirkungsmechanismen unterscheiden. Es werden Zeitkonstanten von wenigen Sekunden (für axiale Brennstoffausdehnung und radiale Brennelementverbiegung) bis einige hundert Sekunden (für Reaktorkernstrukturen) berichtet.<sup>214</sup> Dies stellt besondere Anforderungen an das Brennstabverhalten, etwa an die thermische Trägheit (Wärmekapazität). In großen bleigekühlten ADS-Kernen ist der positive lokale Kühlmitteltemperaturkoeffizient größer als in natriumgekühlten Systemen. Zur Sicherstellung möglichst kleiner Kühlmitteltemperaturkoeffizienten sollten bei Bleikühlung die Kerne relativ klein sein beziehungsweise so ausgelegt sein, dass der (negative) Neutronenleckage-Effekt

den positiven Kühlmitteltemperaturkoeffizienten (über) kompensiert. Grundsätzlich bietet die einstellbare Unterkritikalität von ADS die Möglichkeit einer wirksamen Kompensation der Verschlechterung der Sicherheitskoeffizienten. Die bisher durchgeführten, sehr umfangreichen Untersuchungen zeigen ein sehr träges und stabiles Systemverhalten.

Der hohe Gehalt an minoren Aktiniden im Transmutationsbrennstoff bewirkt einen signifikant geringeren Anteil verzögerter Neutronen. Dies ist von sicherheitstechnischer Bedeutung insbesondere dann, wenn Zustände nahe Kritikalität erreicht oder gar überschritten werden, etwa infolge von Rekritikalitätseignissen oder Brennstoffkompaktierung. Größere Freisetzung von Helium aus Brennstoff durch den Alpha-Zerfall von Curium-242 erfordert ein größeres Gasplenum im Brennstab. Hinzu kommt der Reaktivitätseffekt des Hüllrohrmaterials: In Blei- und LBE-gekühlten Systemen liegt der Hüllrohrschmelzpunkt von ungefähr 1.370 Grad Celsius unterhalb des Kühlmittelsiedepunkts von circa 1.750 Grad Celsius beziehungsweise 1.670 Grad Celsius. Geschmolzenes Hüllrohrmaterial wird aus dem Kern ausgetragen, die damit verbundene neutronenabsorbierende Wirkung des Hüllrohrmaterials geht verloren und bewirkt einen signifikanten positiven Reaktivitätseintrag in den Kern.

### 5.3.7 AKTIVIERUNG UND STRAHLENSCHÄDEN

Das Spallationstarget erfährt durch die Bestrahlung mit Neutronen, Protonen, Spallationsprodukten etc. signifikante Strahlenschäden und die jeweiligen Materialien werden aktiviert. Die Gesamtaktivität (Nuklide mit einer Halbwertszeit von mehr als einem Jahr und einem Beitrag von mindestens einem Megabecquerel) erreicht nach einem Jahr Betrieb  $4,3 \cdot 10^{16}$  Becquerel unmittelbar nach Abschaltung des Beschleunigers. Nach einer Abklingzeit

<sup>213</sup> Seubert et al. 2013a; Seubert et al. 2013b.

<sup>214</sup> OECD/NEA 2002.



von hundert Jahren fällt sie auf eine Aktivität von fünf Megabecquerel. Simulationsstudien, bei denen die Aktivität der Spallationsprodukte aufgrund der Bestrahlung durch einen Fünf-Milliampère-Protonenstrahlstrom berechnet wurde, zeigen, dass die Aktivität in einem ADS einen nicht zu vernachlässigenden Faktor darstellt.<sup>215</sup>

Bei der Aktivierung stellt Gadolinium-148 ein unerwünschtes Nuklid dar, da es nicht nur langlebig (Halbwertszeit 74,6 Jahre), sondern auch ein Alpha-Emitter ist und bei Inhalation eine hohe radiologische Wirkung verursacht.<sup>216</sup> Die maximale Aktivität dieses Radionuklides beträgt am Ende einer Strahlzeit von einem Jahr 2,7 Megabecquerel. Zusätzlich wird Tantal-179 in hohem Maße als Spallationsprodukt im Target erzeugt, das zu dem stabilen Hafnium-179 zerfällt (Beta<sup>+</sup>-Zerfall).

Die hochenergetischen Hadronen sorgen im Material für Verschiebungen der Atome aus ihren Positionen und sind somit verantwortlich für Gitterstruktureffekte (Bestrahlungsschäden) der bestrahlten Bauteile. Die Protonen stellen die Hauptquelle für Strahlenschäden besonders in den ersten Abschnitten eines Spallationstargets dar. Bei einem segmentierten Target werden Werte von 25 dpa (displacement per atom, Versetzungen je Atom) pro Jahr erreicht. Zusätzlich zu den Materialien im Targetsystem werden auch Bereiche des Beschleunigersystems aktiviert. Besonderes Augenmerk ist dabei auf den Beam Dump zu richten.<sup>217</sup>

### 5.3.8 INDUZIERTER RADIOAKTIVITÄT

Die induzierte Radioaktivität ist vor allem nach dem Abschalten des Beschleunigers von Interesse, da sie die Ortsdosisleistung in den einzelnen Anlagenteilen

dominiert. Bei ADS werden im Wesentlichen durch drei Effekte Radionuklide in Anlagenteilen erzeugt:<sup>218</sup> protoneninduzierte Kernreaktionen, Spallationsreaktionen und neutroneninduzierte Kernreaktionen. Protoneninduzierte Kernreaktionen treten vor allem im Bereich der Beschleunigerkomponenten aufgrund von Strahlverlusten auf. Aufgrund der Strahldivergenz verliert ein Beschleuniger auch im Normalbetrieb eine gewisse Anzahl Teilchen, welche dann Bauteile aktivieren können, was zu einem erhöhten Strahlungspegel nach Abschaltung des Beschleunigers führt. Bei höheren Teilchenenergien kann diese Verluststrahlung ebenfalls Spallationsreaktionen mit den Atomkernen der Strukturmaterialien auslösen. Spallationsreaktionen dominieren die Bildung von Radionukliden im Targetmaterial. Die freigesetzten Neutronen können umgebende Strukturmaterialien aktivieren. Diese neutroneninduzierten Kernreaktionen können auch in Anlagenteilen in größerer Entfernung vom Target noch Radionuklide erzeugen. Die Kenntnis über die erzeugten Radionuklide und der hieraus resultierenden Ortsdosisleistung ist für den Strahlenschutz und – bei langlebigen Radionukliden – auch für die Langzeitsicherheit nach Abriss der Anlage von Interesse oder wenn im Rahmen von Instandsetzungsbeziehungsweise Instandhaltungsarbeiten Anlagenteile ersetzt werden müssen. Die in den Anlagenteilen induzierte Radioaktivität kann zu hohen Strahlenbelastungen des Betriebspersonals führen. Unter Umständen ist die Ortsdosisleistung derart hoch, dass die Arbeiten in einer heißen Zelle (zum Beispiel Austausch der Targethülle) durchgeführt werden müssen.

### 5.3.9 ABSCHIRMUNG UND QUELLTERM<sup>219</sup>

Die Auslegung einer Abschirmung stellt hohe Ansprüche an den Strahlenschutz, da es sich hierbei stets um ein

<sup>215</sup> Kettler et al. 2011.

<sup>216</sup> Trelue 2003.

<sup>217</sup> Ferrari et al. 2013.

<sup>218</sup> Nünighoff 2009.

<sup>219</sup> Im Strahlenschutz: Menge und Art der freigesetzten Radionuklide, Produkt aus Radionuklidinventar und Freisetzunganteil.

Deep-Penetration-Problem handelt.<sup>220</sup> Im Prinzip kann sich der Aufbau einer Abschirmung an den physikalischen Wechselwirkungsprozessen orientieren. Hochenergetische Neutronen mit kinetischen Energien über hundert Mega-elektronenvolt werden vor allem inelastische Kernreaktionen, also im wesentlichen Spallationsreaktionen, auslösen, wobei sich die kinetische Energie auf die freigesetzten Neutronen und Fragmente verteilt. Im nächsten Schritt müssen die schnellen Neutronen moderiert werden, indem sie durch elastische Stöße einen Teil ihrer Energie auf die Atomkerne des Abschirmmaterials übertragen. Je ähnlicher die Masse von Neutron und Kern ist, desto effektiver kann Energie auf den Kern übertragen werden und desto schneller kann das Neutron auf thermische Energien gebracht werden. Da alle Materialien im thermischen und subthermischen Bereich eine Zunahme des Absorptionswirkungsquerschnittes mit abnehmender Energie zeigen, sollte sich im Anschluss eines moderierenden Materials ein Material mit einem möglichst hohen Absorptionsquerschnitt anschließen, welches die Neutronen einfängt. Viele Elemente mit einer hohen Ordnungs- und Massenzahl (zum Beispiel Blei, Quecksilber, Uran) sind Schwermetalle und häufig als Gefahrstoffe klassifiziert. Hierdurch kommt es in der Praxis zu Einschränkungen aufgrund von Vorschriften und Regelungen des konventionellen Arbeitsschutzes. Ähnlich stellt sich die Problematik bei Materialien zur Neutronenmoderation dar. Besonders geeignet sind Materialien mit einem hohen Wasserstoffanteil. Ein einfaches Material wäre Wasser. Andere wasserstoffhaltige Materialien sind einfache Kunststoffe wie Polyethylen oder Polypropylen, welche im Wesentlichen aus Kohlenwasserstoffketten bestehen. Zwar sind Kunststoffe keine Gefahrstoffe, jedoch können sie, wenn sie in großen Mengen verbaut werden, die Brandlast erhöhen, sodass sich unter Umständen ein Konflikt mit dem Brandschutz ergibt. Schließlich sind auch viele Neutronenabsorber als Gefahrstoffe ausgewiesen (zum Beispiel Lithium, Bor, Cadmium). Hier kann es hilfreich sein, anstatt

der reinen Elemente ungefährlichere Verbindungen zu nutzen, da die Neutronenabsorption nur auf atomarer, nicht aber auf molekularer Ebene abläuft.

Die spezielle Beladung mit minoren Aktiniden muss bei der Quelltermbestimmung berücksichtigt werden. Der Quellterm ist ferner durch das Kühlmittel und seine Rückhaltefähigkeit bestimmt. Im Falle einer LBE-Kühlung ist für den Quellterm die Polonium-210 Freisetzung zu beachten.<sup>221</sup> Entsprechende Auslegungsmaßnahmen müssen den Gegebenheiten angepasst werden. Die Anforderungen an die Abschirmung hängen von Auslegung und Betriebsart des jeweiligen Systems, wie zum Beispiel MHYRRA, ab. Detaillierte Untersuchungen im Rahmen des CDT-Projektes haben ergeben, dass das Hauptaugenmerk im unterkritischen Betrieb auf die Rückstreuung aus dem Target gelegt werden muss, während im kritischen Betrieb die Abschirmung am Übergang zwischen der oberen Verschlussplatte und dem Reaktorbehälter die größte Herausforderung in der gegenwärtigen Auslegung darstellt.<sup>222</sup>

### 5.3.10 BETRIEBSVERHALTEN UND SICHERHEITSPARAMETER

Die zuverlässige Einhaltung und Überwachung der Unterkritikalität ist zentraler neutronenphysikalischer Sicherheitsparameter von ADS. Da die Reaktivität beziehungsweise (Unter-)Kritikalität des ADS-Reaktorkerns ausschließlich für einen ganz bestimmten neutronenphysikalischen Zustand gilt, ändert sich diese, sobald sich eine der Zustandsgrößen ändert. Aus dem Abbrand des Brennstoffs etwa resultiert eine kontinuierliche Abnahme der Reaktivität beziehungsweise Kritikalität, bis diese einen Wert erreicht, bei dem auch eine Protonenstromerhöhung keinen Leistungsbetrieb mehr gewährleisten kann. Ziel der Auslegung ist es daher, das Abbrandverhalten dahingehend zu optimieren, dass

<sup>220</sup> Nünighoff 2009.

<sup>221</sup> Jolkkonen 2009.

<sup>222</sup> Ferrari et al. 2013.

die Reaktivitäts- beziehungsweise Kritikalitätsänderung so gering wie möglich bleibt. Beim später erwähnten EFIT-ADS ist keine variable Strahlleistung vorgesehen. Die Simulation von ADS erfordert die Durchführung von detaillierten Abbrandrechnungen in Verbindung mit der Bestimmung temperatur- und geometrieabhängiger Wirkungsquerschnitte.

Das Betriebsverhalten des Reaktorkerns wird von der Änderung der neutronenphysikalischen Größen bestimmt. Von besonderer Bedeutung ist dabei die Abschaltreaktivität des Absorbersystems, die eine sichere Abschaltung des Reaktors und einen durchgehenden Leistungsbetrieb für die Dauer einer Betriebsperiode ermöglicht. Simulationsberechnungen zeigen,<sup>223</sup> dass für die Reaktivitätswirkung der Neutronengifte Samarium und Xenon die Reaktivitäts- beziehungsweise Kritikalitätsverluste im MOX-Kern sehr schwach ausfallen, was mit dem schnellen Neutronenspektrum und dem begrenzten Einfluss von Reaktivitäts- beziehungsweise Kritikalitätsänderungen in beschleunigergetriebenen Systemen zusammenhängt.

### 5.3.11 NATIONALE UND INTERNATIONALE PROJEKTE ZUR ERSTELLUNG UND UMSETZUNG NUKLEARER REGELWERKE

#### 5.3.11.1 Euratom FP7 Safety Assessment for Reactors of GENERation IV (SARGEN-IV)

Hintergrund von SARGEN-IV<sup>224</sup> ist die Frage nach der zukünftigen Methodik zur Sicherheitsbewertung als Vorstufe zur Schaffung eines entsprechenden nuklearen Regelwerks der im Rahmen der European Sustainable Nuclear Industrial Initiative (ESNII) favorisierten fortgeschrittenen Reaktorkonzepte (siehe auch Abschnitt 5.5.9). Hierzu zieht SARGEN-IV Fachleute anerkannter europäischer technischer Gutachter und Sachverständigenorganisationen, Reaktorbauer sowie Forschungseinrichtungen und Universitäten zusammen, um

- einen Rahmen für eine einheitliche, allgemein akzeptierte Methodik zur Sicherheitsbewertung auf Basis der vier ESNII-Prototypen zu entwickeln,
- offene Fragen und Probleme zu identifizieren sowie Vorschläge zu deren Lösung beziehungsweise Umsetzung zu erarbeiten,
- neue Felder notwendiger F&E-Arbeiten zur Sicherheitsbewertung zu identifizieren und hervorzuheben sowie
- Informationen zu den harmonisierten Standpunkten gegenüber Interessengruppen und insbesondere Entscheidungsträgern (Betreiber, Sicherheitsbehörden) herauszugeben.

SARGEN-IV liefert einen wichtigen Beitrag zur Förderung einer Harmonisierung der unterschiedlichen europäischen Vorgehensweisen zur Sicherheitsbewertung und zur Bündelung des EURATOM-Beitrags zum Internationalen Generation-IV-Forum auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit.

#### 5.3.11.2 Multinational Design Evaluation Programme (MDEP)

Das Multinational Design Evaluation Programme (MDEP) wurde 2006 begründet mit dem Ziel der Harmonisierung und Verbesserung der Sicherheitsziele neuer Reaktorkonzepte.<sup>225</sup> Die Kernenergiebehörde (NEA) der OECD übernimmt die Funktion des Technischen Sekretariats für MDEP. MDEP umfasst derzeit elf Mitgliedsstaaten, von denen neun Staaten Mitglieder des Internationalen Generation-IV-Forums (GIF) sind. Innerhalb von MDEP gibt es zwei Arbeitsgruppen, die sich vorrangig mit Fragen der Sicherheit der Reaktorbaulinien AP1000 und EPR befassen. Hinsichtlich der Reaktorkonzepte der Generation IV zielt die Arbeit von MDEP auf die Harmonisierung des sicherheitstechnischen Regelwerks ab. Im Rahmen des Genehmigungsverfahrens für die Forschungsanlage MYRRHA wird davon ausgegangen, dass das zur Anwendung kommende Regelwerk im Zuge eines internationalen Harmonisierungsprozesses durch MDEP entstehen wird.<sup>226</sup>

<sup>223</sup> Kettler 2011.

<sup>224</sup> SARGEN IV 2011.

<sup>225</sup> MDEP 2012.

<sup>226</sup> OECD/NEA 2009.

#### 5.4 SICHERHEITSTECHNISCHE ANFORDERUNGEN AN THERMOMECHANISCHE UND CHEMISCHE STABILITÄT DES BRENNSTOFFS

Untersuchungen zu Brennstoffen für den ADS wurden im Programm FUTURE<sup>227</sup> des 5. Rahmenprogrammes der EU sowie in EUROTRANS<sup>228</sup> (Programmteil AFTRA) vorwiegend für Inert-Matrix-Brennstoffe (Inert Matrix Fuel, IMF) durchgeführt. Für den Einsatz in ADS und die sicherheitstechnische Beurteilung von IMF sind neben den neutronenphysikalischen Eigenschaften und dem Abbrandverhalten auch die Sicherheitseigenschaften entscheidend. Dazu zählen Stabilität im Hochtemperaturbereich, hohes Leistungs-/Schmelzverhältnis, gutes Bestrahlungsverhalten (Schwellverhalten), Sicherheitskoeffizienten des Reaktorkerns, Voidwert<sup>229</sup> des Reaktors, Sicherheitsverhalten bei Transienten und Störfällen, Brennstoff-Hüllrohr-Verhalten, He-Freisetzung und Druckaufbau, Abbrandverhalten, Transmutationseffektivität und kinetische Parameter.

Das Verhältnis von Plutonium- zu minoren Aktiniden-Anteil in IMF bestimmt sowohl die Transmutationseffektivität für Plutonium und minore Aktiniden als auch das Abbrandverhalten, wobei ein möglichst geringer Reaktivitätsverlust über dem Abbrand anzustreben ist, um die Leistung im ADS konstant zu halten. Bei geringem Anteil an minoren Aktiniden kann auf den Erfahrungen mit MOX-Brennstoffen aufgebaut werden, bei höherem minoren Aktiniden-Anteil sind geeignete Bestrahlungsversuche durchzuführen. Untersuchungen des Hochtemperaturverhaltens von CERCER Magnesiumoxid als Referenzbrennstoff (siehe auch Abschnitt 5.5.9) zeigten, dass Magnesiumoxid bei höheren Temperaturen zur Dissoziation neigt. Dagegen vermag CERMET-Brennstoff etwaige Leistungsvariationen infolge seiner hohen Wärmeleitfähigkeit (sogenannter kalter Brennstoff) leichter auszugleichen.<sup>230</sup> Die etwas schlechteren Neutronikeigenschaften

von CERMET können durch Vergrößerung des Pelletdurchmessers kompensiert werden. Sicherheitsanalysen zeigen ein sehr gutes Sicherheitsverhalten sowohl der CERCER- als auch der CERMET-Brennstoffe für das Gesamtsystemverhalten eines ADS und vor allem für den EFIT-ADS.<sup>231</sup> Es zeigt sich, dass sowohl CERCER- als auch CERMET-Brennstoffe keine sicherheitsrelevanten Einschränkungen für die ADS-Auslegung beziehungsweise bei den verschiedenen Transienten bedingen.

#### 5.5 GRUNDLEGENDE STÖRFALLBETRACHTUNGEN UND DISKUSSION VON STÖRFALLLASTEN FÜR STRUKTUREN UND BRENNSTOFF VON TRANSMUTATIONSANLAGEN

Die neutronenphysikalischen, thermohydraulischen und konstruktiven Besonderheiten von Transmutationssystemen erfordern eine Neubewertung verfügbarer Sicherheitsanforderungen, Sicherheitskriterien und Nachweismethoden (zum Beispiel neue auslösende Ereignisse) im Rahmen des Genehmigungsverfahrens. Transmutationssysteme unterliegen wie Forschungs- und Leistungsreaktoren dem deutschen kerntechnischen Regelwerk, welches die Sicherheitsbewertung zwecks Genehmigungserteilung und während der Aufsicht in Deutschland festlegt. Die Besonderheit von Transmutationsanlagen liegt auch darin, dass es sich um in Entwicklung befindliche kerntechnische Anlagen handelt. Für die Sicherheitsbewertung ist daher zu prüfen, inwieweit die im Jahr 2011 neu formulierten Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke (Revision D und E) methodisch anwendbar sind. Es ist zu untersuchen, ob die Auslegung sicherheitsrelevanter Komponenten und Systeme von Transmutationssystemen, insbesondere der Sicherheitssysteme, den im Regelwerk festgeschriebenen Auslegungsprinzipien genügen. Da der Sicherheitsnachweis einerseits meist auf numerischen Simulationswerkzeugen beruht und andererseits nach Stand

<sup>227</sup> FUTURE 2001; Pillon et al. 2004.

<sup>228</sup> EUROTRANS 2006.

<sup>229</sup> Void: Kühlmittelverdrängung.

<sup>230</sup> Maschek et al. 2009a; Haas et al. 2005.

<sup>231</sup> Maschek et al. 2008; Maschek et al. 2009a; Maschek et al. 2010.

von Wissenschaft und Technik im deutschen Regelwerk festgeschrieben ist, sollte der aktuelle Stand der Nachweismethoden hinsichtlich ihrer Anwendbarkeit auf Transmutationsysteme einer kritischen Prüfung unterzogen werden. Daraus sind die notwendigen Forschungs- und Entwicklungsarbeiten (F&E-Arbeiten) zur Weiterentwicklung und Verbesserung der numerischen Sicherheitsanalysemethoden und -werkzeuge zu identifizieren (siehe hierzu auch Kapitel 4).

### 5.5.1 STÖRFALLUNTERSUCHUNG VON TRANSMUTATIONSSYSTEMEN

Ziel der Störfallanalyse eines Transmutationssystems ist es nachzuweisen, ob dieses samt vorgesehenem Sicherheitssystem die Anforderungen an die präventiven (SL-1 bis 3) und mitigativen (SL-4 bis 5) Einrichtungen und Vorkehrungen erfüllt, welche im mehrstufigen Sicherheitskonzept festgeschrieben sind. Aufgrund der Kopplung eines unterkritischen Systems mit einem Beschleuniger sind die zu postulierenden Auslöseereignisse für Störfälle neu zu überdenken. Dies gilt für die Sicherheitsebene 2 (Abweichung vom Normalbetrieb) und für die Sicherheitsebene 3 (Auslegungstörfälle) gleichermaßen.

### 5.5.2 BEWERTUNG DER INHÄRENTEN SICHERHEITSEIGENSCHAFTEN VON TRANSMUTATIONSSYSTEMEN (SICHERHEITSEBENE 1 UND 2 DES DID-KONZEPTS)

In einem Schnellen Reaktor setzt sich die inhärente Rückwirkung aus mehreren Effekten mit unterschiedlichen Vorzeichen zusammen. Die Brennstofftemperaturrückwirkung ist negativ, aber schwächer als im LWR, und die Kühlmittelrückwirkung ist im Schnellen Reaktor positiv. Relativ starke negative Rückwirkungen ergeben sich zusätzlich durch Dimensionsänderungen, sogenannte thermostrukturelle Rückwirkungseffekte. Im Hinblick auf hohe

Transuran-Beladungen, wie sie für die Transmutation erforderlich sind, gilt es zu bedenken, dass Transurane die Rückwirkungseffekte verschlechtern; diesen Eigenschaften kann aber durch fortschrittliche Auslegungsmethoden begegnet werden.<sup>232</sup> Die Unterkritikalität von ADS erlaubt einen stabilen Leistungsbetrieb auch in Kernkonfigurationen mit sehr schwachen negativen Rückwirkungseffekten, mit denen ein sicherer Betrieb eines kritischen Systems nicht mehr gewährleistet werden könnte, denn die Leistungsentwicklung während einer Transiente wird maßgeblich durch die Dynamik der externen Neutronenquelle bestimmt.

### 5.5.3 AUSLEGUNGSTÖRFÄLLE UND DEREN HAUPTPHÄNOMENE (SICHERHEITSEBENE 3 DES DID-KONZEPTS)

Als auslösende Ereignisse für Auslegungstörfälle werden nicht nur interne, sondern auch externe Ereignisse bei der Sicherheitsbewertung generell berücksichtigt. Letztere sind nach dem Unfall von Fukushima in den Mittelpunkt der Betrachtungen gerückt. Hierzu zählen Erdbeben, Überflutung und Flugzeugabsturz sowie die Berücksichtigung der Überlagerung von Ereignissen. Für Transmutationssysteme werden folgende Kategorien von Auslegungstörfällen (Sicherheitsebene 3) diskutiert:

**Reaktivitätstörfälle** kritischer Transmutationssysteme werden durch die kinetischen Eigenschaften der Reaktorkerne und des Brennstofftyps (MOX, minore Aktiniden im Brennstoff, etc.) diktiert. Das Szenario eines schnellen, exponentiellen Leistungsanstieges – Transient Over Power (TOP) – ist ein Charakteristikum, das nur in einem kritischen System auftreten kann, zum Beispiel durch das Fehlverfahren eines Steuerstabes. Dieses Szenario, das für Brutreaktoren der 1970er Jahre bekannt ist, kann durch ein Kerndesign mit geringem Kritikalitätsverlust über dem Abbrandzyklus (hoher Brutstoffanteil im Kern) weitgehend eliminiert werden. Zur Kompensation der geringen Kritikalitätsänderung während

<sup>232</sup> Merk 2013.

des Abbrandes ist dann nur eine geringe Eintauchtiefe der Steuerstäbe notwendig; gleichzeitig kann die Wirksamkeit jedes einzelnen Steuerstabes niedrig gehalten werden. Bei Reaktivitätseinträgen kleiner als der Anteil verzögerter Neutronen führt dieses störfallauslösende Ereignis nur noch zu einem langsamen Anstieg der Leistung, der sowohl durch das Reaktorschutzsystem als auch durch die negative Brennstofftemperaturrückwirkung kontrolliert werden kann. Allerdings ist diese Herangehensweise mit der Optimierung der Transmutationseffizienz nicht vereinbar, denn das Brüten von Spaltstoff ist aus Transmutationsgesichtspunkten unerwünscht und der für eine effiziente Transmutation benötigte hohe Anteil an Transuranen im Kern verringert die negative Brennstofftemperaturrückwirkung.

Ein dem TOP ähnliches, aber weniger problematisches Szenario in einem beschleuniger-getriebenen unterkritischen System ist ein Leistungsanstieg am Beschleuniger (Beam Overpower), wie er zur Kompensation des Abbrandes zwecks Konstanthaltung der Reaktorleistung notwendig ist, jedoch auch durch einen Steuerungsfehler hervorgerufen werden könnte. Im ADS führt Beam Overpower – sofern der positive Reaktivitätseintrag geringer als der Abstand zur Kritikalität ist – zu keinem exponentiellen Leistungsanstieg, sondern zu einem neuen stationären Zustand mit erhöhter, durch die Maximalleistung des Beschleunigers begrenzter Leistung.

**Störungen der Wärmeabfuhr**, die durch das Ungleichgewicht der Wärmeerzeugung und der Wärmeabfuhr zustande kommen, werden durch die thermohydraulischen Eigenschaften des Reaktorkerns sowie durch die Arbeitsweise der Wärmeabfuhrsysteme bestimmt. Aufgrund der – verglichen mit LWR-Kernen – sehr hohen Wärmequellendichte in den kleineren Kernen kritischer und unterkritischer Transmutationssysteme bestimmen andere Rückwirkungsmechanismen zwischen Thermohydraulik und Neutronenkinetik das Kernverhalten eines schnellen Transmutationssystems

als die von LWR. Hierzu zählen unter anderem die axiale Ausdehnung des Brennstoffs sowie die radiale Ausdehnung des Reaktorkerns und der Kerngitterplatte, die den geringeren Doppler-Reaktivitätskoeffizienten überwiegen können. Diese Tatsache stellt hohe Anforderungen an die präventiven und mitigativen Maßnahmen zur Beherrschung und Vermeidung von Kernschmelzunfällen mit Freisetzung radioaktiver Stoffe. Wichtige Störfallszenarien für Transmutationssysteme sind:

Ein *Verlust des Kühlmittelstromes (Loss Of Flow, LOF)* kann sowohl global im gesamten Kern oder einem großen Kernbereich auftreten, beispielsweise beim Ausfall einer oder mehrerer Kühlmittelpumpen, als auch lokal in einem einzelnen Brennelement, etwa bei einer Störung der Durchströmung eines der von einem stabilen Mantel (can wall) umgebenen Brennelemente. Entscheidend sind die schnelle Erkennung ungenügender Durchströmung der Brennelemente und die sofortige Abschaltung des Reaktorsystems, entweder durch Einwurf der Abschaltstäbe im kritischen Reaktor oder durch Abschalten der externen Neutronenquelle im unterkritischen System. Während ein Ausfall des Kühlmittelstromes relativ einfach und schnell detektiert werden kann, stellt die Erkennung einer lokalen Strömungsstörung eine große Herausforderung an die Messtechnik dar. In diesem Fall sind Brennstabschäden durch Abschmelzen im nicht ausreichend gekühlten Bereich kaum zu vermeiden.

Beim *Ausfall der Wärmesenke (Loss Of Heat Sink, LOHS)* ist die schnelle Erkennung entscheidend, die in diesem Fall aber relativ unproblematisch ist. Ist die Abschaltung des Reaktors erfolgt, gilt es, die Abfuhr der Nachwärme sicherzustellen. In flüssigmetallgekühlten Systemen ist der Einsatz passiver Systeme wegen des geringen Systemdrucks und der hohen zulässigen Aufheizspanne des Flüssigmetallkühlmittels attraktiv. Hier bestehen deutliche Vorteile gegenüber Leichtwasserreaktoren mit ihren charakteristischen hohen Systemdrücken und geringen zulässigen

Aufheizspannen, die durch die steile Dampfdruckkurve des Wassers limitiert sind.

Voraussetzung für die Vergleichbarkeit von LOF und LOHS im kritischen und unterkritischen System ist aber eine geeignete Kernausslegung mit möglichst geringen Wärmeproduktionsgradienten innerhalb der Brennelemente. Dies ist in einem unterkritischen System aufgrund der weniger vorteilhaften neutronenphysikalischen Leistungsverteilung schwerer zu erreichen als in einem kritischen System. Blei- beziehungsweise LBE-gekühlte Systeme bieten hier den Vorteil größerer Gitterweiten.

**Kühlmittelverluststörfälle** (Loss of Coolant Accidents, LOCA), die im LWR bekannt sind, spielen in Schnellen Reaktoren mit Flüssigmetallkühlung kaum eine Rolle, denn massiver Kühlmittelverlust im Primärsystem ist durch das gegenwärtig bevorzugte Pooldesign weitgehend ausgeschlossen. Zudem sind die Antriebskräfte durch den geringen Systemdruck im Vergleich zum LWR sehr gering. Eine Kernfreilegung aufgrund eines Lecks im Reaktorbehälter wird durch die in der Auslegung vorgesehene Installation einer zweiten Umhüllung (Guard vessel) eliminiert. Eine Besonderheit im beschleunigergetriebenen System ist eine mögliche Leckage am Strahlfenster, die zu einem raschen Eintrag von Kühlmittel in das Strahlrohr führen kann. Um die Funktion des Fensters als Sicherheitsbarriere nicht zu gefährden, muss gegebenenfalls eine Wand im Strahlrohr eingeführt werden, deren Kühlung aber eine sehr große Herausforderung darstellen würde.

Eine **Überkühlungstransiente** (Overcooling Transient) in Blei- und LBE-gekühlten Systemen könnte als Folge einer plötzlichen Absenkung der Wassertemperatur am sekundärseitigen Eintritt des primären Wärmetauschers auftreten. Die Gefahr eines solchen Ereignisses liegt im möglichen Ausfrieren des Bleis beziehungsweise LBE innerhalb des Wärmetauschers mit der Gefahr einer Strömungsblockade,

sofern die Wassertemperatur deutlich unter 40 Grad Celsius liegt. In einem solchen Fall sollte eine Beschleunigerstrahlabschaltung verhindert werden, um die LBE-Heizung aufrechtzuerhalten und dadurch das Risiko einer Blockade zu minimieren. In einer Überkühlungstransiente birgt also der Protected Mode (abgeschalteter Protonenstrahl) ein größeres sicherheitstechnisches Risiko.

#### 5.5.4 AUSLEGUNGSÜBERSCHREITENDE STÖRFÄLLE (SICHERHEITSEBENE 4 UND 5 DES DID-KONZEPTS)

Aufgrund der hohen Leistungsdichte im Kern einer Transmutationsanlage (SFR: circa 400 Megawatt je Kubikmeter, LWR: circa hundert Megawatt je Kubikmeter) ist eine zuverlässige Wärmeabfuhr während des Betriebs, aber auch unter Störfallbedingungen (Nachzerfallswärme) von großer Bedeutung. Hierbei ist zu bewerten, welche Sicherheitssysteme vorgesehen sind, um die Nachzerfallswärme kurz- und langfristig aus dem Kern und dem Primärsystem (Reaktorbehälter) so abzuführen, dass die Integrität der Sicherheitsbarrieren nicht gefährdet wird. Bei der Sicherheitsbewertung sind auch die zu einer Kernzerstörung (Design Extension Condition, DEC) führenden auslegungsüberschreitenden Störfälle zu untersuchen. Hierzu zählen zum Beispiel der Verlust des Kühlmittelstromes mit Versagen der Reaktorschnellabschaltung, das unbeabsichtigte Fehlausfahren eines oder mehrerer Steuerstäbe mit Versagen des Reaktorschutz- und Kontrollsystems und die sofortige Blockade eines kompletten Brennelementes mit nachfolgender Kompaktierung des Brennstoffs und möglicher Rekritikalität. Zur Beherrschung von Kernschmelzunfällen kritischer Transmutationsysteme sind zum Beispiel Kernauffänger (Core Catcher) neben redundanten passiven Wärmeabfuhrmechanismen in radialer Richtung vorgesehen, um einerseits eine Rekritikalität zu vermeiden und andererseits die langfristige Kühlung der Schmelze zu gewährleisten.



### 5.5.5 VERSAGENSMECHANISMEN FÜR SICHERHEITSBARRIEREN

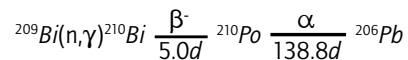
Die Brennstäbe (Brennstoff und Hüllrohr) eines Transmutationsystems unterliegen im Normalbetrieb und vor allem unter Störfallbedingungen extremen thermischen, mechanischen und chemischen Belastungen sowie einem starken Strahlungsfeld. Der Verlust der Integrität durch Überhitzung, lokale Druckbelastungen oder chemische Eingriffe hängt wesentlich von den eingesetzten Materialien (Edelstahl, Inconel etc.) und vom Kühlmittel (Blei, Natrium, Blei-Wismut) sowie auch von der Betriebsgeschichte ab. Phänomene wie Bersten, Aufblähung, Brennstoff-Hüllrohr-Wechselwirkung (Pellet Clad Interaction, PCI), Abschmelzen, eutektische Wechselwirkungen des geschmolzenen Hüllrohrs mit dem Brennstoff sind hinsichtlich des Transmutationsbrennstoffs und dessen spezifischen Eigenschaften (zum Beispiel MA, Aufbau von Helium) neu zu bewerten.

Auf Basis dieser Untersuchungen sind die Sicherheitskriterien für die Auslegung für Transienten und Störfälle zu definieren beziehungsweise die für LWR geltenden Grenzwerte zu bestätigen.

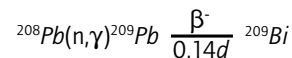
### 5.5.6 NOTWENDIGE ABSCHIRMUNG ZUM SCHUTZ VOR STRAHLUNG

Die Erfahrung aus natriumgekühlten Schnellen Reaktoren zeigt, dass die Strahlenbelastung für das Personal im Normalbetrieb deutlich geringer ist als in LWR. Die Aktivierung des Zwischenkreislaufes kann bei Natrium durch geeignete Abschirmung der Zwischenwärmetauscher gegenüber dem Kern ausreichend begrenzt werden. In ADS ist zusätzlich zum Reaktor der Bereich des Beschleunigers als Strahlungsquelle während des Betriebs zu betrachten. Der Beschleuniger muss während des Betriebs und kurz nach Abschaltung abgeschirmt werden, um die Strahlenbelastung für das Personal niedrig zu halten. Auch bei bleigekühlten Systemen entstehen

Aktivierungsprodukte, insbesondere bei der Verwendung eutektischer Blei-Wismut-Legierung (Lead-Bismuth Eutectic, LBE). Diese senden teilweise Gammastrahlen mit hoher Energie aus, somit ist hier eine zusätzliche Abschirmung vorzusehen. Ferner entstehen in beschleunigergetriebenen Systemen Spallationsprodukte durch die neutronengenerierenden Spallationsreaktionen mithilfe des Protonenstrahls. Auch diese tragen zu einer Aktivierung des Kühlmittels bei. Die Bildung von Polonium insbesondere in LBE-gekühlten, aber auch in bleigekühlten Systemen,<sup>228</sup> erfordert besondere Strahlenschutzmaßnahmen für Betrieb und Wartung von ADS und Schnellen Reaktoren. Polonium-210 ist ein Alphastrahler, hochtoxisch, unter Betriebsbedingungen flüchtig und entsteht im Kühlmittel, also außerhalb der ersten Sicherheitsbarriere, durch Neutroneneinfang der natürlichen Isotope Wismut-209 und Blei-208 des LBE-Kühlmittels gemäß



Die Bildung von Polonium-210 aus dem Isotop Blei-208 erfolgt über den Zwischenschritt:



### 5.5.7 SICHERHEITSKRITERIEN

Neben der erforderlichen Weiterentwicklung von Rechenprogrammen zur Nachweisführung der Einhaltung von Sicherheitskriterien sind es die Sicherheitskriterien selbst, die im Zusammenhang mit P&T-Anlagen weiterentwickelt werden müssen. Die Notwendigkeit zur Weiterentwicklung von Sicherheitskriterien ergibt sich dabei durch das Auftreten von neuen sicherheitsrelevanten Phänomenen. Im Wesentlichen sind es die Besonderheiten im Neutronenflussspektrum, des Brennstoffs und des Kühlmittels, die zu einem veränderten Brennstab-Verhalten in Transmutationsanlagen führen.

<sup>233</sup> IAEA 2002.



So ist die Zahl der Alpha-Zerfälle hoch, was zu einer hohen Helium-Produktionsrate im Brennstoff während der Transmutation führt. Da Helium zunächst in der Brennstoff-Matrix bis zum Erreichen einer Sättigungsgrenze eingelagert wird, sind das Schwellen der Brennstoff-Matrix und damit die Rate der Brennstoff-Volumenzunahme sehr hoch. Diese Volumenzunahme führt zu mechanischen Belastungen des Hüllrohrs.

Für konventionelle Brennstoffe im LWR werden für das langsame Dehnen eines Zircaloy-Hüllrohrs Dehngrenzen von zum Beispiel 3,5 Prozent als sicherheitstechnisch unbedenklich angesehen. Sofern die Schwellenrate im Transmutationsbrennstoff hoch ist, sind hier neue Dehngrenzen festzulegen. Hohe Dehnraten in der Brennstabhülle führen in der Regel zur Verfestigung des Gefüges, was zu einer Abnahme der maximalen Dehnfähigkeit der Brennstabhülle führt.

Die Festlegung von materialspezifischen Dehngrenzen setzt voraus, dass diese unter tatsächlichen Neutronenfluss-Bedingungen ermittelt werden, da der hohe Neutronenfluss seinerseits Einfluss auf die Material-Verfestigung nimmt.

Weiterhin hat die hohe Helium-Produktionsrate Auswirkung auf die Entwicklung des Brennstab-Innendrucks. Eine Nachweisführung über die Einhaltung von zulässigen Innendrücken erfordert daher neue Spaltgas-Freisetzungsmodelle, da diese Modelle vorwiegend auf Freisetzung von Spaltgasprodukten wie Xenon und Krypton, also auf Gase mit anderen Diffusionseigenschaften als Helium, fokussiert sind. Im Rahmen des EUROTRANS-Programmes sowie verschiedener nationaler experimenteller Programme wurden die Helium-Freisetzungsmechanismen experimentell (FUTURIX-A, BODEX, HELIOS) untersucht und entsprechende Modelle entwickelt.

Ein weiteres sicherheitstechnisches Phänomen betrifft die Korrosion der Brennstabhülle. Bedingt durch das Kühlmedium, das beispielsweise aus einer Blei-Wismut-Legierung besteht, treten am Hüllrohr-Material Oberflächenveränderungen auf,

die zur Schwächung der Wandstärke beitragen. Hier sind einerseits chemische Modelle zur Beschreibung der Hüllrohr-Oberflächen durch Kühlmittel-Verunreinigungen sowie Modelle zur Löslichkeit des Hüllrohr-Materials zu entwickeln und auf der anderen Seite entsprechende Hüllrohr-Kriterien zu bilden, die das Versagen der Hülle trotz dieses chemischen/mechanischen Angriffs sicher ausschließen können.

Eine Brennstab-Integrität kann daneben bestimmt sein von den neutronenphysikalischen Bedingungen der Protonenstrahl-Stabilität und Beam-Trips in einem ADS. Protonenstrahl-Ablenkungen vom Target werden in der Regel mit räumlich lokalisierten Flussschwankungen einhergehen, sodass beispielsweise ein Brennstab räumlich stark variierenden Leistungsdichten unterworfen sein kann. Beam-Trips führen zu hohen Temperaturgradienten und damit einhergehend zu hohen Materialbelastungen, siehe Abschnitt 5.3.4. Hier sind ebenfalls Akzeptanz-Kriterien zu entwickeln, die verhindern, dass eine Material-Ermüdung aufgrund derartiger Schwankungen hervorgerufen wird.

#### 5.5.8 NOTWENDIGE F&E-ARBEITEN ZUR VERBESSERUNG DER METHODEN ZUM SICHERHEITSNACHWEIS

Die numerischen Rechenmethoden und -programme zum Sicherheitsnachweis unterliegen einer ständigen Weiterentwicklung gemäß dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik und erfordern umfangreiche Validierung und Qualifizierung, zum Beispiel zwecks Genehmigungserteilung. Die als notwendig identifizierten F&E-Arbeiten zur Verbesserung der Analysemethoden zum Sicherheitsnachweis von Transmutationssystemen umfassen folgende Gesichtspunkte:

- Weiterentwicklung der Rechenverfahren deterministischer 3D-Neutronenkinetik-Codes zur detaillierten Berücksichtigung zeitlich und räumlich variierender Neutronenquellen.

- Weiterentwicklung und Validierung von Rechenverfahren zur Simulation des Spallationsprozesses im Spallationstarget von ADS. Dies ist notwendig, um zu jedem Zeitpunkt die Raum- und Winkelverteilung der Neutronenquelle zu berechnen, die den weiterzuentwickelnden Neutronenkinetik-Codes zur Simulation von ADS zugeführt wird.
- Entwicklung von Methoden zur Protonenstrahl-Modellierung zur Erfassung sicherheitsrelevanter Phänomene wie Strahldivergenz und -oszillationen, etwa infolge externer Einflüsse (zum Beispiel Erschütterung oder schwache Erdbeben).
- Verbesserung der thermohydraulischen Rechenmethoden gegenüber üblichen Systemcodes durch Kombination von Unterkanal- und CFD-Codes, auch in Kopplung mit Systemcodes, zur genaueren Bestimmung lokaler thermohydraulischer Phänomene und Reduzierung des Einflusses konservativer Annahmen.
- Weiterentwicklung von Programmen zur Simulation des Brennstabverhaltens, die spezifisch für die in Schnellen Reaktoren eingesetzten Transmutationsbrennstoffe ertüchtigt werden müssen.
- Entwicklung einer vereinheitlichten Rechenkette zur Bestimmung der sicherheitsrelevanten Parameter schneller kritischer und unterkritischer Systeme, die auf deterministischen und Monte-Carlo-Codes basiert, auch in Kopplung mit Thermohydraulik beziehungsweise Fluidodynamik-Codes sowie mit Thermomechanik-Codes, einschließlich Modellierung der Spallation-Loop<sup>234</sup> sowie Entwicklung von Methoden zur Quantifizierung der Unsicherheiten und Sensitivitäten von Rechencodes und Daten.
- Durchführung gekoppelter neutronenkinetisch-thermohydraulisch-thermomechanischer Simulationen von Betriebstransienten und (schweren) Störfällen zur Sicherheitsbewertung.
- Identifizierung von für die Validierung der Simulationsprogramme benötigten Experimenten und, falls letztere nicht existieren, deren Konzipierung.

### 5.5.9 SICHERHEITASPEKTE VON TRANSMUTATIONSSYSTEMEN

#### 5.5.9.1 Sicherheitsanalysen für den EFIT ADS mit Bleikühlung

Die Sicherheitsanalysen für EFIT (CERCER- und CERMET-Core) sind in Berichten von EUROTRANS beziehungsweise in Veröffentlichungen dokumentiert<sup>235</sup> Details zum Reaktorsystem können zum Beispiel dem SPRC/LEDC/RT-Bericht der CEA<sup>236</sup> entnommen werden. Unterschieden wurde zwischen Transienten des Normalbetriebs sowie Störfällen mit Abschaltung des Strahls (Protected Transients) und Nichtabschaltung des Strahls (Unprotected Transients), wobei Letztere typisch für die Design Extension Category (DEC)-Kategorie sind. Die meisten Transienten wurden für Begin Of Cycle (BOC)-Bedingungen analysiert. Bei den Analysen von End Of Cycle (EOC)-Transienten wurde insbesondere der Einfluss des höheren Drucks im Spaltgasplenum berücksichtigt. Die Transientenanalysen wurden mithilfe der Codes SIM-ADS/SIM-LFR<sup>237</sup>, RELAP5/PARCS<sup>238</sup> und SIMMER-III<sup>239</sup> durchgeführt; detaillierte Darstellungen sind in den EUROTRANS-Deliverables<sup>240</sup> dokumentiert.

Insgesamt zeigt sich, dass ein ADS wie der EFIT dank der Kombination von Unterkritikalität, niedriger Leistungsdichte und der Schwermetallkühlung ein robustes System darstellt. Bei der Schwermetallkühlung sind insbesondere der hohe Siedepunkt und die Gesamtwärmekapazität von sicherheitsrelevanter Bedeutung. Als kritische Störfälle

<sup>234</sup> Palazzo et al. 2013.

<sup>235</sup> EUROTRANS 2006; Maschek et al. 2009; Schikorr et al. 2009.

<sup>236</sup> Rimpault et al. 2010.

<sup>237</sup> Schikorr 2001.

<sup>238</sup> Barber/Downar 1998.

<sup>239</sup> Kondo et al. 1992; Maschek et al. 2005; Kondo et al. 2001.

<sup>240</sup> Schikorr et al. 2009; Maschek et al. 2009.

können der Protected Loss Of Heat Sink (PLOHS) und der Unprotected Loss Of Heat Sink (ULOHS) wegen möglicher Strukturprobleme (Kriechen) des Tanks und der Brennstabhüllen (Gasfreisetzung) angesehen werden. Als den Kern direkt betreffend kann der Unprotected Blockage Accident (UBA) mit Totalblockade eines Bündels angesehen werden, da es hier zum Brennstabversagen und Brennstoffaustritt in das Kühlmittel kommt. Allerdings zeigen die Analysen keine Tendenz einer Propagation auf. Der SGTR-Störfall (Steam Generator Tube Rupture) zeigt bei Versagen eines Dampferzeugerrohrs kein Problem, bei multiplem Versagen sind höhere Eintragsraten von Dampf in den Kern jedoch zu erwarten. Geeignete Auslegungsmaßnahmen können dies verhindern.

#### 5.5.9.2 Natriumgekühlter Schneller Reaktor

Der Schnelle natriumgekühlte Reaktor (Sodium-cooled Fast Reactor, SFR) zählt zu den Generation-IV-Systemen mit dem größten technischen Reifegrad und besten Sicherheitseigenschaften. SFRs sind generell mit zwei diversitären Abschaltssystemen ausgestattet, wobei in neueren Auslegungen auch passive, vom Curie-Punkt gesteuerte Systeme vorgesehen sind. Zu den vorteilhaften, durch Kern und Kühlmittel bedingten Sicherheitseigenschaften von SFR zählen: Hohe Stabilität des Reaktors, Möglichkeit zur Installation inhärent sicherer und passiver Systeme, keine hohen Drücke in den Natrium-Kreisläufen, großer Siedeabstand, hochwirksames Kühlmittel mit günstigen Naturkonvektionseigenschaften und großer thermischer Trägheit, Filtereigenschaft des Natriums für flüchtige Spaltprodukte im Fall einer Verletzung der ersten Sicherheitsbarriere, geringe Korrosivität sowie hohes Leistungs-/Schmelzverhältnis für MOX-Brennstoff. Reaktionen von Natrium mit Luft und Wasser müssen und können durch geeignete erprobte Auslegung eliminiert werden. Ein Natrium-Sekundärsystem dient als Puffer zwischen dem radioaktiven Natrium im Primärkreis und dem Energieumwandlungssystem. Von sicherheitstechnischer Bedeutung sind beim SFR: hohe

Leistungsdichte (300 Megawatt je Kubikmeter), positive Voidreaktivität in konventionellen Auslegungen mit MOX-Brennstoff, Reaktion von Natrium mit geschmolzenem Brennstoff und Stahl (FCI), Rekritikalitätsgefahr im Falle einer Kernschmelze, Gefahr von Leistungsexkursionen sowie Erschwernis von Inspektionsarbeiten durch intransparentes Kühlmittel. Wichtige Sicherheitsaspekte betreffen ferner Phänomenologie und Beherrschung von Kernschmelzufällen, sogenannte Core Disruptive Accidents (CDAs).<sup>241</sup>

#### 5.5.9.3 Bleigekühlter Schneller Reaktor

Beim Lead-Cooled Fast Reactor (LFR) wird als Kühlmittel entweder Blei oder eutektische Blei-Wismut-Legierung (LBE) eingesetzt. Hinsichtlich schwerer Störfälle ist der LFR dem SFR vergleichbar. Die Kühlmittel-Massendichte sowie seismische Aspekte setzen der thermischen Leistung Grenzen. Zu den vorteilhaften Sicherheitseigenschaften des LFR zählen hoher Kühlmittelsiedepunkt (oberhalb von 2.000 Grad Celsius), druckloser Zustand, gute chemische Verträglichkeit des Kühlmittels mit Wasser (Sekundärkreislauf), günstige neutronenkinetische Eigenschaften von flüssigem Blei, gutes Spaltproduktückhaltevermögen und gute Abschirmung von Gammastrahlung sowie hervorragende Naturkonvektionseigenschaften. Sicherheitstechnisch nachteilige Eigenschaften sind: hohe Korrosivität von geschmolzenem Blei beziehungsweise Blei-Wismut (Pumpen, Hüllrohr, Behälter etc.), Erschwernis von Inspektionsarbeiten, positive Voidreaktivität in konventionellen Auslegungen mit MOX-Brennstoff, Strömungsblockade in Brennelementen durch Blei- beziehungsweise LBE-Oxide sowie Gefahr des Dampfeintritts in den Kern durch im Kernbehälter angeordnete Dampferzeuger.

#### 5.5.9.4 Schneller gasgekühlter Reaktor

Für den Gas-cooled Fast Reactor (GFR)<sup>242</sup> steht die Entwicklung geeigneter Brennstoffe und Strukturmaterialien zum Betrieb bei sehr hohen Temperaturen bei hinreichender Spaltproduktückhaltefähigkeit im Vordergrund. Eine

<sup>241</sup> Deitrich et al. 1998; Dadillon et al. 1979; Kayser et al. 1994.

<sup>242</sup> GoFastR 2010; SNETP 2010.

der sicherheitstechnischen Herausforderungen ist die Nachwärmeabfuhr in Verbindung mit hoher Leistungsdichte (50 bis 100 Megawatt je Kubikmeter) und geringer thermischer Trägheit; dies gilt speziell für MA-haltigen Brennstoff. Naturkonvektion ist nur unter Druck möglich. Die Beherrschung von Druckentlastungsstörfällen erfordert eine dritte, unter Druck stehende Barriere. Ferner sind Risiko und Konsequenzen eines großen Lecks im Primärkreis von Relevanz. Zu den sicherheitstechnisch vorteilhaften Eigenschaften zählen beim GFR die hohe Temperaturbeständigkeit des Brennstoffs, chemisch und neutronenphysikalisch inertes Helium-Kühlmittel sowie geringe Voidreaktivität.

#### 5.5.9.5 Salzschmelze-Reaktor

Der Molten Salt Reactor (MSR) arbeitet unter geringem Druck mit niedrig oder mittel angereichertem Brennstoff und weist Neutronenspektren vom thermischen bis schnellen Energiebereich auf. Wegen teils ungünstiger Transmutationseigenschaften thermischer MSRs<sup>243</sup> stehen schnelle Systeme im Vordergrund.<sup>244</sup> Der MSR reagiert relativ träge, das heißt mit langen Zeitkonstanten, und die mitbewegten Mutterkerne führen zu veränderter Neutronenkinetik. Im siebten EU-Rahmenprogramm laufen Arbeiten im Programm EVOL.<sup>245</sup> Sicherheitstechnisch relevant ist die strahleninduzierte Schädigung des Kernbehälters. Alle temperaturabhängigen Reaktivitätskoeffizienten sowie der Voideffekt sind stark negativ. Unterkritikalität kann im Notfall durch Ablauf der Salzschnmelze in Auffangbehälter erreicht werden. Spaltproduktextraktion durch Austreten gasförmiger Spaltprodukte und durch kontinuierliche Salzaufbereitung (Nachweis steht noch aus) führt zu geringem Spaltproduktinventar und damit zu drastisch verringertem Quellterm und geringerer Nachwärme. Zu den sicherheitstechnischen

Vorteilen des MSR zählen ferner: günstige Rückwirkungskoeffizienten und damit gute Reaktorstabilität, keine Kernschmelzefahr und die Möglichkeit zur passiven Brennstoffentladung aus dem Kern. Sicherheitstechnisch nachteilige Eigenschaften sind: Korrosivität des Salzes, variierende Spaltproduktlöslichkeit im Salz, hohe Salzschnmelztemperatur (über 500 Grad Celsius), Bestrahlung der Primärkreisstrukturen, Brennstoffaufbereitung sowie Sedimentation von Salzkomponenten.

#### 5.6 AUSWIRKUNG VON P&T AUF ENDLAGERKONZEPTE UND LANGZEITSICHERHEIT VON ENDLAGERN

In Deutschland wurden seit Anfang der 1980er Jahre hauptsächlich generische Planungen für Endlager im Salz durchgeführt und in der Folge ein sogenanntes Referenzendlagerkonzept entwickelt. Dieses sieht die direkte Einlagerung von abgebrannten Brennelementen in POLLUX®-Behältern in horizontalen Strecken eines Endlagerbergwerkes in Salz in einer Teufe von rund 900 Meter vor und die Einlagerung von Abfällen aus der Wiederaufarbeitung in Kokillen in vertikalen bis zu 300 Meter tiefen Bohrlöchern. Mit der Vorläufigen Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben (VSG)<sup>246</sup> wurden erstmalig für einen konkreten Standort in Salz eine Endlagerauslegung und eine Sicherheitsanalyse durchgeführt. Für andere Formationen gibt es in Deutschland weit weniger intensiv durchgeführte Planungen und Analysen. Seit Ende der 1990er Jahre wurden zum Beispiel Planungen für ein Endlager in Ton angestellt. In dem F&E-Vorhaben *Entwicklung eines Referenzkonzeptes für ein Endlager für radioaktive Abfälle in Tongestein* mit dem Akronym ERATO<sup>247</sup> wurde erstmalig ein Referenzkonzept für ein solches Endlager entwickelt. In weiteren

<sup>243</sup> Briggs 1963.

<sup>244</sup> LeBlanc 2010; Ignatiev et al. 2008.

<sup>245</sup> EVOL 2011.

<sup>246</sup> Fischer-Appelt et al. 2013.

<sup>247</sup> Pöhler et al. 2010.

F&E-Arbeiten<sup>248</sup> wurden auch die Grundlagen für entsprechende Sicherheitsanalysen erarbeitet.

Die Planungen und Analysen für Endlager im Salz basierten im Vorhaben VSG auf einem Sicherheits- und Nachweiskonzept, das in einem Endlagerkonzept umgesetzt wurde und dabei umfangreiche Daten zu Abfallaufkommen, Abfallzusammensetzung und zur konkreten geologischen Gesamtsituation berücksichtigte. Im Folgenden wird auf die Auswirkungen von P&T auf das in Abschnitt 1.3.2, beschriebene Sicherheits- und Nachweiskonzept sowie auf das Endlagerkonzept eingegangen.

### 5.6.1 AUSWIRKUNGEN VON P&T AUF DIE AUSGANGSSITUATION

Die aus den WA-Anlagen in Sellafield, Großbritannien, und La Hague, Frankreich, nach Deutschland zurückgeführten beziehungsweise noch zurückzuführenden Abfälle (CSD-V, CSD-C, CSD-B) sowie die Kokillen der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe existieren bereits heute ebenso wie die abgebrannten Brennelemente aus Versuchs- und Prototypkernkraftwerken sowie Forschungsreaktoren. Diese in der Vergangenheit bereits angefallenen wärmeentwickelnden Abfälle repräsentieren rund 40 Prozent (ca. 6.670 Tonnen Schwermetalle) des einzulagernden Abfalls (gemessen an den Schwermetallmengen aller in Deutschland aus Reaktoren entladenen Brennelemente; rund 10.500 Tonnen Schwermetalle werden im Jahr 2022 noch in abgebrannten Brennelementen enthalten sein, siehe Abschnitt 1.2.1). Von dem insgesamt für die bereits bestehenden Abfälle unter Tage notwendigen Flächenbedarf (Infrastruktureinrichtungen wie Schächte, Werkstätten, Lagerräume und Transportstrecken sowie Einlagerungstrecken) des Endlagerbergwerkes ist damit je nach Einlagerungskonzept etwa die Hälfte der Gesamtfläche (Streckenlagerung) oder zwei Drittel (Bohrlochlagerung) nicht durch P&T beeinflussbar. Veränderbar bleiben

die derzeit für eine direkte Endlagerung vorgesehenen, abgebrannten Brennelemente aus den Leistungsreaktoren. Durch P&T werden für diesen Abfallstrom gegenüber der in Abschnitt 1.2.1 erläuterten Ausgangssituation die Inventare der minoren Aktiniden sowie von Uran und Plutonium reduziert, die Inventare der Spalt- und Aktivierungsprodukte jedoch erhöht. Im Folgenden werden die zu erwartenden Inventare unter Berücksichtigung von P&T diskutiert. Diese Angaben, und darüber hinaus die Abfallströme aus dem Rückbau aller P&T-Anlagen, bestimmen die Auswirkungen auf die Endlagerkonzepte, die im Anschluss daran diskutiert werden.

### 5.6.2 EINZULAGERNDE INVENTARE EINSCHLIESSLICH DER SEKUNDÄRABFÄLLE AUS REZYKLIERUNG UND TRANSMUTATION

In einer Tabelle in Abschnitt 1.2.1 sind die Aktivitätsinventare der wesentlichen wärmeproduzierenden Abfallströme gemäß dem aktuellen Kenntnisstand für den angenommenen Zeitpunkt des Endes des Endlagerbetriebes im Jahr 2075<sup>249</sup> zusammengestellt. Es handelt sich um direkt endgelagerte Brennelemente mit  $UO_2$ - oder MOX-Brennstoff sowie um Abfälle aus der Wiederaufarbeitung, das heißt verglaste Abfälle in CSD-V und verpresste Hülsen und Strukturteile in CSD-C.

Wie in Abschnitt 1.3.4.4 dargestellt, dienen als Bestimmungsgröße für den radiologischen Langzeitsicherheitsnachweis die Individualdosis beziehungsweise daraus abgeleitete Indikatorwerte. In jüngsten Langzeitsicherheitsanalysen für Endlager mit wärmeentwickelnden Abfällen, zum Beispiel im Vorhaben VSG, hat sich gezeigt, dass bei Transportrechnungen zur Freisetzung von Radionukliden aus den Abfällen, in denen zukünftige plausible Entwicklungen des Endlagersystems zugrunde gelegt, aber keine Szenarien des unbeabsichtigten menschlichen Eindringens betrachtet worden sind, nur einige wenige Radionuklide

<sup>248</sup> Rübél et al. 2007; Wolf et al. 2008.

<sup>249</sup> Peiffer et al. 2011.

jeweils die errechneten Indikatorwerte dominieren. Diese sind Kohlenstoff-14, Chlor-36, Selen-79, Caesium-135 und Iod-129 (siehe auch Abschnitt 1.3.4.4). Es ist gut zu erkennen, dass von diesen Radionukliden in den Abfällen aus der Wiederaufarbeitung nur geringfügig weniger Inventare (ca. Faktor Zwei) enthalten sind als in den direkt endgelagerten Brennelementen. Dieses Verhältnis spiegelt die Anzahl der wiederaufgearbeiteten Brennelemente und der direkt endzulagernden Brennelemente wider. Die bei der Wiederaufarbeitung abgetrennten Radioelemente sind Uran und Plutonium, deren Inventare folglich in Abfällen aus der Wiederaufarbeitung sehr viel geringer sind.

In einer aktuellen Studie zu den Inventaren der verglasten Abfälle aus der Wiederaufarbeitungsanlage in La Hague<sup>250</sup> wurde gezeigt, dass in Peiffer<sup>251</sup> die ermittelten Inventare nicht für alle Radionuklide deren tatsächliche Aktivitäten in diesen Abfällen angemessen widerspiegeln, da dort aus Gründen der Konservativität in Bezug auf langzeitsicherheitsanalytische Betrachtungen kein Entweichen von gasförmigen Radionukliden wie Iod-129 während der Auflösung der abgebrannten Brennelemente unterstellt wurde (siehe auch Kapitel 1, Abschnitt 1.2.2). Dadurch liegt beispielsweise die Aktivität von Iod-129 um einen Faktor 40 zu hoch. Da in Meleshyn<sup>252</sup> nur die Inventare aus der Anlage in La Hague berücksichtigt werden und Angaben aus der Wiederaufarbeitung in Sellafield fehlen, wird an dieser Stelle bei der Betrachtung aller Inventare für ein deutsches Endlager nicht weiter darauf eingegangen.

Durch P&T werden die Aktivitätsinventare der Transurane reduziert. Auf die erzielbaren Reduktionsfaktoren wird in Abschnitt 2.4.4 eingegangen. Aus der Aufzählung der oben angegebenen, für die Langzeitsicherheit relevanten Radionuklide ist ersichtlich, dass auch eine erhebliche Reduktion der Inventare der Transurane nur unwesentlich zu einer Reduktion der potenziellen Strahlenexpositionen führen kann, weil sich die Transurane in bisherigen Analysen nicht als

dosisrelevant herausgestellt haben. Allerdings besteht nach der Abtrennung die Möglichkeit, diejenigen Spaltprodukte in einer Matrix zu fixieren, die bisher in direkt endgelagerten Brennelementen in der instant release fraction enthalten sind und dadurch, nach Kontakt der Abfälle mit Lösungen, leicht freigesetzt werden können. Dies würde in einem Endlager zu einer langsameren Mobilisierung dieser Radionuklide führen.

Durch P&T fallen die Aktivitätsinventare für direkt endzulagernde Brennelemente weg, allerdings erhöhen sich die bereits vorhandenen Inventare in den Abfallströmen verglasteter HAW (CSD-V) und verpresster Hülsen und Strukturteile (CSD-C) und es entstehen auch neue Abfallströme durch die Sekundärabfälle des P&T-Prozesses, siehe auch Tabelle 1. Das bedeutet, dass sich die Gesamtinventare der insgesamt einzulagernden Abfälle und in Transportrechnungen zur Langzeitsicherheit dosisbestimmenden Radionuklide durch P&T nicht verringern, sondern durch die bei der Transmutation entstehenden Spaltprodukte und die Sekundärabfälle aus den P&T-Prozessen eher vergrößern (zum Beispiel aus dem Abriss von P&T-Anlagen). Welche Arten und Mengen von Sekundärabfällen entstehen, lässt sich zurzeit nicht genau abschätzen, da dies neben vielen Ungewissheiten auch von der Art des Transmutationsprozesses abhängt. In Kapitel 1 wurde eine Abschätzung über mögliche Abfallströme vorgenommen. Es ist mit einer Volumenzunahme der Sekundärabfälle aus dem P&T-Prozess und dem späteren Abriss der P&T-Anlagen zu rechnen, siehe auch Abschnitt 1.5.1.

Radioaktive Abfälle, die während der Transmutationsprozesse entstehen (Spalt- und Aktivierungsprodukte), werden zum großen Teil bei der Rezyklierung in einer Wiederaufarbeitungsanlage in den Abfallstrom verglasteter Abfälle (CSD-V) und gegebenenfalls in weitere Abfallströme gelangen. Abschätzungen zu den Abfallmengen für die verschiedenen Abfallströme sind in Kapitel 1, Abschnitt 1.5.1 zu finden.

<sup>250</sup> Meleshyn/Noseck 2012.

<sup>251</sup> Peiffer et al. 2011.

<sup>252</sup> Meleshyn/Noseck 2012.

Tabelle 1: Sekundärabfälle nach P&amp;T

QUELLE DES ABFALLS	ENDPRODUKT	ENDLAGERART
Rezyklierung von Targets in Wiederaufarbeitungsanlage	Verglaster HAW (CSD-V); gegebenenfalls weitere Abfallströme	Wärmeentwickelnde Abfälle
Abriss von P&T-Anlagen (Beschleuniger, Wiederaufarbeitungsanlage)	Zementierte Abfälle	Nicht wärmeentwickelnde Abfälle und wärmeentwickelnde Abfälle
Betriebsabfälle aus P&T-Anlagen	Zementierte Abfälle	Nicht wärmeentwickelnde Abfälle

### 5.6.3 ENDLAGERKONZEPT MIT P&T

In Kapitel 1 ist der aktuelle Stand der Endlagerkonzepte ohne Berücksichtigung von P&T für die Wirtsgesteine Salz und Tonstein beschrieben. Für ein Endlager in Salz ist inzwischen eine konkrete Planung mit Bezug zu einem möglichen Standort entwickelt worden, für ein Endlager in Tonstein gibt es solche Planungen in Deutschland bisher nur auf generischer Basis.

Der Gesamtflächenbedarf eines Endlagers wird durch die Einlagerungsflächen und den Infrastrukturbereich bestimmt, dessen Flächenbedarf kaum von der Gesamtmenge an einzulagernden Abfällen oder der verwendeten Einlagerungsvariante beeinflusst wird. Im Fall der Einlagerungsvariante Streckenlagerung (siehe Kapitel 1) entsprechen die Einlagerungsflächen für abgebrannte Brennelemente etwa der Hälfte des Gesamtflächenbedarfs, bei der Einlagerungsvariante Bohrlochlagerung etwa 35 Prozent. Nur dieser Teil des Flächenbedarfs des jeweiligen Endlagerbergwerkes ist durch P&T beeinflussbar. In welchem Maße die Anzahl von Einlagerungsfeldern oder Einlagerungsbohrlöchern reduziert werden kann, hängt direkt von der Art und Menge von radioaktiven Abfällen ab (wärmeentwickelnd oder nicht), die durch den P&T-Prozess und durch die Stilllegung und den Rückbau der dafür erforderlichen industriellen Anlagen entstehen werden. In Abschnitt 1.5.1 wurden die Mengen solcher Abfälle unter der Annahme bestimmter P&T-Techniken abgeschätzt. Unter den betrachteten Abfällen sind verglaste Abfälle aus der Wiederaufarbeitung,

Hülsen und Strukturteile, andere wärmeentwickelnde Abfälle sowie große Mengen nicht wärmeentwickelnder Abfälle. Die Folge für die zu erwartende Größe des Endlagers mit den wärmeentwickelnden Abfällen wäre zum einen, dass Einlagerungsflächen für die bisher vorgesehene direkte Endlagerung von LWR-Brennelementen entfielen und gleichzeitig Flächen für die durch P&T neu entstehenden wärmeentwickelnden Abfälle benötigt würden. Zum anderen wäre nach derzeitiger Genehmigungslage ein zusätzliches Endlager für die bei P&T anfallenden Sekundärabfälle zu planen, zu errichten und zu betreiben.

Das seit 2007 in der Errichtung befindliche Endlager Konrad steht aufgrund der mit der Planfeststellung festgeschriebenen Mengen und Inventare an radioaktiven Abfällen dafür nicht zur Verfügung. In dem Planfeststellungsbeschluss heißt es im Kapitel C I Verfahrensrechtliche Begründung unter Punkt C I. 6 Präzisierung des endlagerbaren Abfallgebinderolumens:

*„Die Planfeststellungsbehörde legt ihrer Entscheidung zur Klarstellung ein Abfallgebinderolumen in Höhe von maximal 303.000 Kubikmeter als den nationalen Bedarf für die Endlagerung radioaktiver Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung in der Bundesrepublik Deutschland zugrunde.“<sup>253</sup>*

Eine rein theoretisch denkbare Erweiterung der Aufnahmekapazität des Endlagers Konrad würde zwangsläufig eine



wesentliche Änderung bedeuten und dementsprechend eine Überprüfung der Grundlagen des Planfeststellungsverfahrens nach sich ziehen.

Für das durch Partitionierung abgetrennte Uran (circa 90 Prozent der Masse des Brennstoffs eines abgebrannten Brennelementes) ist eine industrielle Verwertung zu prüfen; andernfalls ist auch dafür eine Entsorgungsmöglichkeit (Endlagerung) zu planen.

Zusammenfassend ist festzuhalten, dass sich der Flächenbedarf eines Endlagers mit wärmeentwickelnden Abfällen durch P&T verringern wird, wobei sich die Fläche maximal auf rund 50 Prozent der bisherigen Fläche beschränken wird. Nicht eingeschlossen in diese Betrachtung sind die Sekundärabfälle.

Hinsichtlich des Betriebs des Endlagers bei Berücksichtigung von P&T lässt sich feststellen, dass für die noch nicht spezifizierten wärmeentwickelnden Abfälle gegebenenfalls neue Endlagerbehälter zu entwickeln, zu erproben und zu genehmigen wären. Im Moment wird davon ausgegangen, dass diese neuen wärmeentwickelnden Abfälle wie die bisherigen Wiederaufarbeitungsabfälle verglast werden und dass hierfür Gebindekonzepte bestehen. Für das weitere benötigte Endlager für Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung wären alle Anlagen und Einrichtungen neu zu entwickeln, zu planen und zu erproben. Wenn genauere Kenntnisse über die Art und Menge der entstehenden Abfälle vorliegen, kann geprüft werden, ob und in welchem Umfang Kredit von den Planungen für das Endlager Konrad genommen werden kann.

Für das Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle, so wie es im Rahmen des Vorhabens VSG für ein Endlager in Salz geplant wurde, konnte nachgewiesen werden, dass eine Kritikalität ausgeschlossen werden kann über den gesamten Nachweiszeitraum von einer Million Jahre. Wenn der Brennstoff durch P&T vollständig in weiter nutzbaren

Brennstoff und Abfälle umgewandelt wird, dann ergibt sich für das Endlager bezüglich der Kritikalität kein anderer Zustand. Die Sicherheit wurde auch bei Anwesenheit von Brennstoff, sicher in POLLUX®-Behältern oder Brennstabkokillen gelagert, nachgewiesen.

### 5.6.4 LANGZEITSICHERHEIT MIT P&T

Wie im vorigen Abschnitt angedeutet, muss die Langzeitsicherheit unter Berücksichtigung von P&T für ein Endlager für wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle und gegebenenfalls ein weiteres Endlager betrachtet werden. Im Fall ohne Berücksichtigung von P&T ist nur ein einziges Endlager vorgesehen, das alle Arten von wärmeentwickelnden Abfällen aufnimmt. Für ein solches Endlager in einer Salzformation gibt es verschiedene Einlagerungskonzepte, zum Beispiel eine reine Bohrlochlagerung oder eine reine Streckenlagerung, siehe Abschnitt 1.3.4.2. Im Folgenden wird für diese Einlagerungskonzepte der Aspekt der Langzeitsicherheit diskutiert, wobei die Auswirkungen von P&T auf die Ergebnisse von Transportrechnungen zur Freisetzung von Radionukliden aus den Abfällen, in denen zukünftige plausible Entwicklungen des Endlagersystems zugrunde gelegt werden, betrachtet werden. Auf Auswirkungen von P&T auf ein Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle in einer Tonformation wird ebenfalls eingegangen.

Als Grundlage der Bewertungen der Langzeitsicherheit werden abdeckend von den vier im Projekt diskutierten Basis-Szenarien die folgenden beiden berücksichtigt:

- Referenzfall, das heißt ohne P&T (Basis-Szenario 1: *Abstinenz*),
- Transmutation aller in Deutschland zu behandelnden Brennelemente mit maximal möglichen Umwandlungsraten (Basis-Szenario 4: *Anwendung in Deutschland*).



Auf den Aspekt des zukünftigen menschlichen Eindringens in ein Endlager (Human Intrusion) wird ebenfalls eingegangen. Gemäß den Sicherheitsanforderungen des BMU<sup>254</sup> soll dieser Aspekt zwar betrachtet, aber nur zur Optimierung von Endlagerkonzepten verwendet werden und nicht zur Berechnung von langzeitsicherheitlichen Konsequenzen. In diesem Bericht wird jedoch auf das zukünftige menschliche Eindringen detaillierter eingegangen, unter anderem unter dem Aspekt der Radiotoxizität der insgesamt eingelagerten Abfälle.

#### 5.6.4.1 Sicherheitsmerkmale der verschiedenen Konzepte

In diesem Abschnitt werden die verschiedenen Konzepte für ein Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle im Salz qualitativ nach folgenden Merkmalen bewertet:

- Behältertypen: welchen Einfluss haben sie auf die Langzeitsicherheit?
- Anzahl der Endlager: welche Arten von Abfällen müssen endgelagert werden und wie wirkt sich dies auf die Langzeitsicherheit aus?

Eine Bewertung der Konsequenzen für verschiedene Endlagerkonzepte und Varianten folgt im Anschluss.

#### Streckenlagerung

Die Einlagerung von Abfallbehältern in Strecken ist bei einem Endlager in Salz die derzeit am weitesten fortgeschrittene Option, siehe Abschnitt 1.3.4.2. Die dabei vorgesehenen POLLUX®-Behälter sind mechanisch stabil und tragen dazu bei, dass Radionuklide an den Einlagerungsstellen verbleiben. Durch die Anordnung der Behälter in der Fläche bewirkt die Streckenlagerung einen im Vergleich mit der Bohrlochlagerung größeren Footprint<sup>255</sup> des Endlagers (rund 60 Prozent größere horizontale Ausdehnung der Einlagerungsflächen). Im kürzlich durchgeführten Vorhaben

*Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben (VSG)* hat sich gezeigt, dass in einem Salzstock, wie beispielsweise in Gorleben, genügend Platz für die Einlagerung aller Behälter ist.<sup>256</sup>

Durch P&T würde sich der Footprint des Endlagers für wärmeentwickelnde Abfälle verkleinern, da die Behälter mit abgebrannten Brennelementen entfallen würden. Stattdessen müssen die wärmeentwickelnden Abfälle aus der für P&T erforderlichen Wiederaufarbeitung (die ein geringeres Volumen einnehmen als die ursprünglichen Brennelemente, siehe Kapitel 1) sowie zusätzliche Hülsen und Strukturteile aus der Zerlegung der Brennelemente eingelagert werden. Je nach Art und Menge der bei P&T entstehenden Abfälle würde eventuell ein weiteres Endlager für vernachlässigbar wärmeentwickelnde Abfälle erforderlich, um die Sekundärabfälle aus P&T aufzunehmen. Dieses zusätzliche Endlager könnte gegebenenfalls auch das bei der Wiederaufarbeitung abgetrennte Uran aufnehmen, wenn dieses keiner industriellen Verwertung zugeführt wird.

#### Bohrlochlagerung

Bei einem Endlager im Salz ist die Bohrlochlagerung das Konzept mit dem geringsten Footprint, da die Abfallbehälter in bis zu 300 Meter tiefen vertikalen Bohrlöchern gelagert werden sollen, siehe Abschnitt 1.3.4.2. Wegen der Forderung nach Rückholbarkeit sind die derzeit geplanten Bohrlöcher verrohrt und die Hohlräume zwischen den Abfallgebänden (Kokillen) und dem Rohr sind mit Sand verfüllt. Die Kombination aus dickwandigen Kokillen und Verrohrung sorgt für mechanische Stabilität der Abfallgebände gegenüber dem Gebirgsdruck.

Durch P&T wird sich der Footprint des Endlagers im Vergleich zur Streckenlagerung relativ wenig verkleinern, da der Flächenbedarf bei Bohrlochlagerung insgesamt kleiner

<sup>254</sup> BMU 2010.

<sup>255</sup> Horizontale Ausdehnung eines Endlagerbergwerks.

<sup>256</sup> Bollingerfehr et al. 2011.

ist als bei Streckenlagerung, siehe die Abbildungen in Abschnitt 1.3.4.2. Auch hierbei sind die durch die Umsetzung von P&T entstehenden zusätzlichen wärmeentwickelnden Abfälle sowie die Sekundärabfälle zu berücksichtigen.

Für ein Endlager in einer Tonformation in Deutschland ist zu erwarten, dass unabhängig vom Einlagerungskonzept die technische Umsetzung von P&T vergleichbare Auswirkungen auf die Größe des Endlagers hat wie bei einem Endlager im Salinar. Obwohl zu einem solchen Endlager nur generische Planungen vorliegen, lässt sich anhand der niedrigeren Auslegungstemperatur abschätzen, dass der Flächenbedarf mit P&T deutlicher als bei einem Endlager in einer Salzformation abnehmen wird, siehe auch die Ergebnisse in RED-IMPACT 2008.<sup>257</sup>

#### 5.6.4.2 Vergleichende Bewertung der zu erwartenden Konsequenzen

##### Endlager im Salz

Wie in Abschnitt 1.3.2 dargestellt, wird gemäß den Sicherheitsanforderungen des BMU<sup>258</sup> die Langzeitsicherheit eines Endlagers für wärmeentwickelnde Abfälle mithilfe des einschlusswirksamen Gebirgsbereichs (ewG) untersucht. Dazu werden Integritätsanalysen und Konsequenzanalysen durchgeführt. Die folgenden Aussagen wurden aus der aktuellsten Studie zu einem Endlagerstandort im Salz, dem Vorhaben VSG<sup>259</sup> abgeleitet.

Die Integritätsanalysen für ein Endlager ohne P&T zeigen, dass die Anforderungen an die geologische Barriere (Wirtsgestein etc.) und an die geotechnischen Barrieren (Verschlüsse, etc.) für die Dauer des Betrachtungszeitraums von einer Million Jahren eingehalten werden.<sup>260</sup> Das bedeutet auch, dass der ewG über den Betrachtungszeitraum funktionsfähig bleibt.

Für die wahrscheinliche Entwicklung des Endlagersystems ist mit keinem Lösungszutritt zu den Abfallbehältern zu rechnen; für die weniger wahrscheinlichen Entwicklungen ist der Zufluss von Lösungen aus dem Deckgebirge über die Schächte und andere Wegsamkeiten in die Grube gemäß den Ergebnissen des Vorhabens VSG gering.<sup>261</sup> Dementsprechend gering – zum Teil verschwindend – ist auch die Freisetzung von Radionukliden aus den eingelagerten Abfällen über den Lösungspfad, das heißt über einen Transportweg, der auf wässrigen Lösungen beruht. Gasförmige und leicht flüchtige Radionuklidverbindungen können jedoch bereits aufgrund der Restfeuchte im Grubengebäude mobilisiert und in der Grube transportiert werden. Dabei handelt es sich im Wesentlichen um Kohlenstoff-14 in Form von Methan oder Kohlendioxid, gegebenenfalls in geringen Mengen um Iod-29 und andere gasförmige Radionuklide. Die Modellierung der Freisetzung von Radionukliden bei geringer Restfeuchte basiert auf sehr konservativen Annahmen, zum Beispiel der schnellen Korrosion der Abfallbehälter und damit verbunden der schnellen Freisetzung der Gase aus allen Behältern.

Bei Anwendung von P&T wird sich das Volumen des wärmeentwickelnden Abfalls im Endlager, wie erwähnt, verringern. Trotzdem wird es einen ähnlich strukturierten einschlusswirksamen Gebirgsbereich geben wie im Referenzfall, siehe oben.

Die Temperaturentwicklung im Endlager für die wärmeentwickelnden Abfälle wird sich mit Berücksichtigung von P&T ändern. Dies betrifft insbesondere Americium-241, das den Hauptbeitrag zur thermischen Leistung im Zeitraum zwischen etwa 200 und 1.000 Jahren liefert (vgl. Abb. 4, Kapitel 1) und durch P&T eliminiert wird. Unter der Annahme, die P&T-Anlagen stünden bis 2050 zur Verfügung, wird die Anzahl der verglasten Gebinde aus der Wiederaufarbeitung zunehmen

<sup>257</sup> RED-IMPACT 2008.

<sup>258</sup> BMU 2010.

<sup>259</sup> Fischer-Appelt et al. 2013.

<sup>260</sup> Kock et al. 2012; Müller-Hoeppe et al. 2012.

<sup>261</sup> Larue et al. 2013.

und, je nach Dauer der Zwischenlagerung der neuen Abfälle, damit möglicherweise auch die Temperatur in dem Teil des Endlagers mit den verglasten Abfällen. Langfristig wird die Temperatur des gesamten Endlagers früher abnehmen, da die direkt endgelagerten Brennelemente fehlen und damit ein großer Teil der für die langfristige Wärmeentwicklung verantwortlichen Aktiniden. Insgesamt wird der Wärmeeintrag durch die Abfälle eher abnehmen, sodass sich prognostizieren lässt, dass die Integritätsanalysen für die geologische und die geotechnischen Barrieren ebenfalls geführt werden können. Zu der Diskussion der Wärmeentwicklung ist anzumerken, dass P&T einen hohen Zeitbedarf (150 Jahre) hat und dass beim Referenzfall (ohne P&T) eine entsprechend lange Zwischenlagerzeit aller Abfälle kurz- und mittelfristig auch zu einer starken Reduktion des Wärmeeintrags führen würde.

Die radiologischen Konsequenzen mit Berücksichtigung von P&T können kleiner sein als im Referenzfall, wenn die direkt endgelagerten Brennelemente für die maximalen Strahlenexpositionen verantwortlich sind. Falls die verglasten Abfälle (CSD-V) die maximalen Strahlenexpositionen verursachen, können sich durch P&T die radiologischen Konsequenzen eventuell erhöhen. Für den Lösungspfad sind wie im Referenzfall sehr geringe Konsequenzen zu erwarten; das heißt, dass diese auch bei Berücksichtigung von P&T vernachlässigbar klein sind. Für den Gaspfad sind die Konsequenzen voraussichtlich geringer als im Referenzfall, weil die Freisetzung von gasförmigen und leicht flüchtigen Radionuklidverbindungen hauptsächlich aus den direkt endgelagerten Brennelementen – und hier aus der Instant Release Fraction (IRF) – erfolgt, die bei Berücksichtigung von P&T fehlen. Andererseits entstehen durch P&T zusätzlich Sekundärabfälle mit mobilen Spaltprodukten, die ebenfalls endgelagert werden müssen. Inwiefern diese zu weiteren gasförmigen Radionuklidverbindungen beitragen und zu welchen Konsequenzen sie führen, ist noch zu klären. Bei der Betrachtung der gasförmigen und leicht flüchtigen Radionuklidverbindungen ist zu beachten,

dass diese nach der Wiederaufarbeitung (Abtrennung; das heißt ohne Transmutation) in Filtern aufgefangen und in einer Abfallmatrix fixiert werden können. Insofern können sich die Konsequenzen für diese Radionuklide verringern, wenn die Mobilisierung verlangsamt wird. Wenn durch die Wiederaufarbeitung aller abgebrannten Brennelemente der Großteil der gasförmigen und leicht flüchtigen Radionuklidverbindungen immobilisiert werden könnte, hätte dies einen positiven Einfluss auf die radiologischen Konsequenzen für den Gaspfad.

Für eine Beurteilung der Auswirkungen von P&T ist eine alleinige Betrachtung des Endlagers für die wärmeentwickelnden Abfälle nicht ausreichend. Da die Sekundärabfälle aus P&T aller Voraussicht nach in einem separaten Endlager für vernachlässigbar wärmeentwickelnde Abfälle eingelagert werden müssen und für ein solches Endlager noch keine Konsequenzenanalyse vorliegt, ist die Gesamtbewertung der Konsequenzen aus P&T derzeit schwierig. Als Abschätzung könnten die für das Endlager Schacht Konrad berechneten Konsequenzen dienen, sofern die Abfallströme, Abfallmengen und Nuklidinventare vergleichbar sind. Es muss noch ein Maßstab ermittelt werden, um die Konsequenzen der Freisetzungen aus mehreren Endlagern angemessen bewerten zu können. Die Angabe der zeitabhängigen Radiotoxizität des radioaktiven Abfalls ohne und mit P&T reicht hierzu nicht aus, da in einem Endlager mit wärmeentwickelnden Abfällen im Salz praktisch keine Freisetzung auftritt und die Integrität der Barrieren gezeigt werden kann. Für ein nach derzeitiger Genehmigungslage zusätzliches Endlager für die bei P&T anfallenden Sekundärabfälle (radioaktiven Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung) müsste außerdem gezeigt werden, dass es ebenfalls zu keinen Freisetzungen kommt.

#### **Andere Formationen (Ton)**

Für ein Endlager mit wärmeentwickelnden Abfällen in anderen als Salzformationen liegen in Deutschland, wie erwähnt, bisher nur generische Studien vor. Diese generischen

Studien orientieren sich an internationalen Studien, sodass die hier gezeigten Ergebnisse im Wesentlichen durch die internationalen Studien abgesichert sind.

Für Endlager in Tonformationen ist nach derzeitigen Überlegungen im Rahmen eines F&E-Vorhabens ebenfalls eine Ausweisung eines ewG vorgesehen. Allerdings sind in diesen Formationen die eingelagerten Abfälle langfristig immer im Kontakt mit Wasser (circa zehn Prozent natürlicher Wassergehalt in Tonstein), sodass es im Gegensatz zu Salzformationen nach der Wiederaufsättigung der Barrieren mit Wasser immer zu einem (langsamen) Transport von Radionukliden über den Lösungspfad kommt. Dieser Transport ist im Allgemeinen diffusiv, weil advektiver Transport nur über Klüfte oder Störungen im Gestein möglich ist, die bei der Auffahrung des Grubengebäudes umgangen werden können. Anhand der NAGRA-Studie<sup>262</sup> (siehe die Abbildung in Abschnitt 1.3.4.4) ist zu sehen, dass bei der diffusiven Freisetzung auf dem Lösungspfad hauptsächlich Spalt- und Aktivierungsprodukte, die unter den geochemischen Bedingungen im Endlagersystem anionisch vorliegen, relevant sind.

Die Temperaturentwicklung im Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle wird sich mit Berücksichtigung von P&T ändern. Es gelten die gleichen Aussagen wie vorstehend für Endlager im Salinar.

Mit Berücksichtigung von P&T wird sich der Anteil der direkt endgelagerten Brennelemente verringern (Ausnahmen sind dann zum Beispiel die abgebrannten Brennelemente aus Versuchsreaktoren und WWER) und dadurch der Anteil der Radionuklide aus diesem Abfallstrom. Da die Radionuklide, welche die Strahlenexposition dominieren (siehe Abschnitt 1.3.4.4), bis auf wenige Ausnahmen nicht durch P&T beeinflussbar sind, werden sie auch weiterhin die Strahlenexposition dominieren. Die Radionuklide aus der Wiederaufarbeitung der abgebrannten Brennelemente (im

P&T-Prozess) werden dabei zum Teil verglast und zum Teil als Sekundärabfälle in diesem oder in einem weiteren Endlager eingelagert werden. Wie bei der Endlagerung im Salz ist die Betrachtung nur des Endlagers mit den wärmeentwickelnden Abfällen für eine Beurteilung der Auswirkungen von P&T nicht ausreichend.

### Human Intrusion

Eine Beurteilung des Einflusses von P&T unter dem Gesichtspunkt des zukünftigen menschlichen Eindringens in ein Endlager ist ohne die Betrachtung der dabei möglicherweise ablaufenden Vorgänge nicht möglich. Wenn als alleiniges Kriterium die gesamte Radiotoxizität des eingelagerten Abfalls herangezogen würde, wird nicht die gesamte Bandbreite der zu erwartenden Konsequenzen abgedeckt.

Die gesamte Radiotoxizität nimmt durch P&T schneller ab als ohne P&T, siehe die Ausführungen in Kapitel 1, Abschnitt 1.2.5. Man kann daraus aber nicht ableiten, dass das Risiko bei einem menschlichen Eindringen durch P&T generell verringert wird. Durch P&T verringert sich der Footprint des Endlagers für wärmeentwickelnde Abfälle, es wird aber nach derzeitiger Genehmigungslage ein zusätzliches Endlager für die bei P&T anfallenden Sekundärabfälle (radioaktiven Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung) zu planen, zu errichten und zu betreiben sein. Insgesamt ist daher zu erwarten, dass sich durch P&T die Wahrscheinlichkeit nicht wesentlich ändern wird, einen Abfallbehälter in einem Endlager zum Beispiel durch eine zukünftige Bohrung oder die Errichtung eines Bergwerks anzutreffen.

Ein menschliches Eindringen wird in den meisten Fällen mit einer Erkundungsbohrung beginnen, siehe auch die Ausführungen von Beuth et al.<sup>263</sup> Dabei ist die Wahrscheinlichkeit, dass mehrere Abfallgebände getroffen werden, gering. Dass alle Gebände getroffen werden, ist ausgeschlossen. Das gilt auch für andere Formen des menschlichen Eindringens, wie zum Beispiel bei einer

<sup>262</sup> NAGRA 2002.

<sup>263</sup> Beuth et al. 2012.

Einrichtung eines Bergwerks. Es werden stets nur einzelne Abfallgebinde oder eine begrenzte Anzahl angetroffen werden, und es ist davon auszugehen, dass von den Konsequenzen nur einzelne Personen des Betriebspersonals betroffen sein werden.

Im Falle einer zukünftigen Erkundungsbohrung sind von den Konsequenzen eines Anbohrens von Abfallbehältern zunächst die Bohrmannschaften betroffen, wobei sich eine verringerte Radiotoxizität durch P&T positiv auswirkt. Es ist davon auszugehen, dass die handelnde Gesellschaft die Auswirkungen auf die Bohrmannschaft bemerkt, entsprechend sicherheitsgerichtet handelt und das Bohrloch nach Stand von Wissenschaft und Technik verschließt, sodass keine weitere Gefährdung für die übrige Bevölkerung von dem Endlager ausgeht. Würde im Falle eines menschlichen Eindringens die Existenz und das Gefährdungspotenzial des Endlagers nicht erkannt, wird die handelnde Gesellschaft keine besonderen Vorkehrungen zum Wiederverschluss des Endlagers treffen. In diesem Fall sind Ereignisabläufe denkbar, die zu Konsequenzen für die übrige Bevölkerung führen. Diese müssten aber, wie im Fall der Konsequenzenanalyse für das verschlossene Endlager, abgeschätzt werden, wobei dieselben Prozesse wirksam sind, die zur Freisetzung der Radionuklide in die Biosphäre führen, zum Beispiel Begrenzung der Radionuklidmobilisierung durch Löslichkeitsgrenzen, Sorption der Radioelemente entlang des Transportpfads und Ausbreitung in der Biosphäre. Zu berücksichtigen ist allerdings, dass sich durch das menschliche Eindringen ein oxidierendes geochemisches Milieu in Abfallnähe einstellen kann, wodurch die Freisetzung von Radionukliden aus dem Brennstoff um etwa eine Größenordnung schneller erfolgt. Ob dies dazu führen kann, dass andere Radionuklide als Indikator für die Sicherheit dosisbestimmend sind, als diejenigen für das verschlossene Endlager, ist nicht geklärt.

Es gibt derzeit keine aktuellen Berechnungen für zukünftige Entwicklungsmöglichkeiten des Endlagersystems unter Berücksichtigung von Human Intrusion, sodass

auch keine belastbaren Vergleiche ohne und mit P&T angestellt werden können. Dies ist eine Aufgabe für zukünftige Untersuchungen.

### 5.6.5 FAZIT

Bezüglich der Endlagerung lassen sich die folgenden Schlussfolgerungen ableiten:

- Ein Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle ist auch mit P&T erforderlich für die heute bereits existierenden Wiederaufarbeitungsabfälle und die abgebrannten Brennelemente aus den Versuchs- und Prototypkraftwerken sowie Forschungsreaktoren, für die wärmeentwickelnden Abfälle aus der für P&T erforderlichen Wiederaufarbeitung sowie für zusätzliche Hülsen und Strukturteile aus der Zerlegung der Brennelemente und aus der letzten Beladung des Transmuters. Die Hälfte (bei Streckenlagerung) oder zwei Drittel (bei Bohrlochlagerung) der bisher in einer vorläufigen Sicherheitsanalyse geplanten Gesamtendlagerfläche bleibt von P&T gänzlich unberührt. Für die durch P&T anfallenden Sekundärabfälle (radioaktiven Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung) muss nach derzeitiger Genehmigungslage ein zusätzliches Endlager geplant, errichtet und betrieben werden.
- Die Angabe eines Footprints (Gesamtflächenbedarf des Endlagers inklusive Infrastrukturbereich mit den beiden Schächten und Werkstätten unter Tage sowie weiteren für den Endlagerbetrieb benötigten Grubenbauten) für ein Endlager ist nur für den Vergleich von Endlagern mit wärmeentwickelnden Abfällen sinnvoll. Wenn Endlager mit wärmeentwickelnden Abfällen und Endlager mit vernachlässigbar wärmeentwickelnden Abfällen verglichen werden müssen oder wenn die vernachlässigbar wärmeentwickelnden Abfälle gar nicht berücksichtigt werden, ist diese Angabe nicht aussagekräftig. Durch P&T nimmt der Footprint

eines Endlagers mit wärmeentwickelnden Abfällen um maximal fünfzig Prozent ab.

- Für Endlager in Salz ergeben sich für den Lösungspfad in den bisher vorliegenden Modellrechnungen des Vorhabens VSG keine relevanten Freisetzungen von Radionukliden. Dann ist von P&T auch kein Vorteil zu erwarten.
- Bei der Freisetzung von gasförmigen und leicht flüchtigen Radionuklidverbindungen sind im Vorhaben VSG geringe Konsequenzen gemäß dem vereinfachten Nachweis am Rand des einschlusswirksamen Gebirgsbereichs errechnet worden. Hier ist für ein Endlager mit wärmeentwickelnden Abfällen bei Berücksichtigung von P&T zu erwarten, dass weniger dieser Radionuklide freigesetzt werden, da insgesamt weniger dieser Radionuklide in den Abfällen vorhanden sind oder weil sie nach der Abtrennung in einer stabilen Matrix gebunden werden können.
- Durch P&T werden hauptsächlich Radionuklide transmutiert, die sich in bisherigen Transportrechnungen als für die Langzeitsicherheit von Endlagern in Deutschland weniger relevant gezeigt haben. Die Mengen der in den Langzeitsicherheitsanalysen relevanten Spalt- und Aktivierungsprodukte werden nicht verringert, sondern gegebenenfalls sogar vergrößert.
- Vor allem bei den Endlagern in Ton müssen zur Beurteilung der Konsequenzen von P&T auch die Endlager mit den Sekundärabfällen aus P&T betrachtet werden. Falls die Sekundärabfälle aus P&T in einem Endlager gemeinsam mit den wärmeentwickelnden Abfällen eingelagert werden, ist zu erwarten, dass diese Abfälle relevant bezüglich der Freisetzung sein können. Hier hängt es davon ab, inwieweit die gasförmigen und leicht flüchtigen Radionuklidverbindungen immobilisiert werden können. Eine gemeinsame Einlagerung von wärmeentwickelnden und vernachlässigbar wärmeentwickelnden Abfällen in einem gemeinsamen Endlager ist aber aus Gründen der Langzeitsicherheit wenig sinnvoll.

### 5.6.6 F&E-BEDARF AUS SICHT VON ENDLAGERUNG UND LANGZEITSICHERHEITSANALYSE

Eine wesentliche Einflussgröße bei der Beurteilung der Auswirkungen von P&T auf die Langzeitsicherheit eines Endlagers für wärmeentwickelnde Abfälle ist der Quellterm.<sup>264</sup> Damit ist die zeitlich veränderliche Konzentration von Radionukliden gemeint, die sich am Einlagerungsort der Abfälle in Abhängigkeit von der Abfallart (Matrix, Gebindetyp) und dem chemischen Milieu ausbildet. Für einige Radioelemente, auch die MA, sind unter den chemischen Bedingungen eines Endlagers die Löslichkeiten begrenzt, sodass eine Verringerung von eingelagerten Inventaren durch P&T nicht notwendigerweise zu einer Verringerung der Freisetzung (das heißt des Quellterms) für diese Radionuklide führt. Für den Fall, dass die Auswirkungen von P&T auf ein Endlager präziser zu untersuchen wären, ist ein wichtiges F&E-Thema daher die Absicherung und gegebenenfalls Ermittlung des Quellterms für die wesentlichen Radionuklide für verschiedene chemische Milieus, Endlagerformationen und Abfallgebindetypen.

Für die Abfallströme nach P&T sollten verschiedene Endlagerkonzepte entwickelt werden, je nach Einlagerungsformation sowie Art und Menge der einzulagernden Radionuklide beziehungsweise Abfallarten. Dabei ist auch zu klären, welche Arten von Abfällen in ein gemeinsames Endlager kommen, das heißt, gemeinsam mit den verglasten wärmeentwickelnden (hochradioaktiven) Abfällen und den wärmeentwickelnden Hülsen und Strukturteilen sowie den abgebrannten Brennelementen aus den Versuchs- und Prototypkraftwerken sowie Forschungsreaktoren. Ohne eine genauere Abschätzung des einzulagernden Inventars sind zuverlässige Vergleiche der Endlageroptionen ohne und mit P&T nicht möglich. Außerdem ist festzulegen, wie die zusätzlich bei P&T erzeugten, vernachlässigbar wärmeentwickelnden Abfallströme (Sekundärabfälle) bei diesem Vergleich berücksichtigt werden können.

<sup>264</sup> Im Endlager: für die Ausbreitung der Radionuklide aus einem Abfallgebinde zur Verfügung stehende maximale Elementkonzentration.

Der Aspekt des zukünftigen menschlichen Eindringens in ein Endlager (Human Intrusion) sollte bezüglich des Einflusses von P&T noch einmal systematisch untersucht werden, in Ergänzung zur Vorgehensweise im Vorhaben VSG.<sup>265</sup>

## 5.7 SICHERHEITSCHARAKTERISTIK ABGESCHALTETER TRANSMUTATIONSANLAGEN

Bei den Sicherheitscharakteristiken abgeschalteter Transmutationsanlagen sind die Abführung der Nachzerfallswärme und strahlenschutztechnische Aspekte von größter Relevanz.<sup>266</sup> Die hohe Protonenenergie von wenigen Megaelektronenvolt bis hin zu einigen Gigaelektronenvolt hat zur Folge, dass sich Strahlungsfelder ausbilden, die sich von denen aus der konventionellen Reaktortechnik bekannten deutlich unterscheiden.<sup>267</sup> Insbesondere die hohe kinetische Energie der Protonen und die bei der Spallation freigesetzten Neutronen führen zu neuen Problemen bei der Auslegung von Abschirmungen derartiger Systeme.<sup>268</sup> Des Weiteren unterscheidet sich die Verteilung der im Target erzeugten Radionuklide zum Teil erheblich von dem im Reaktorkern entstehenden Nuklidvektor. Nach Abschalten einer ADS-Anlage muss die durch den radioaktiven Zerfall freierwerdende Nachzerfallswärme sicher aus dem Reaktorkern abgeführt werden. Darüber hinaus führt der Einsatz von Beschleunigern und hochintensiven Spallationstargets aufgrund der hohen Energiedeposition zu bisher nicht bekannten mechanischen und thermischen Belastungen beziehungsweise Materialschädigungen an sämtlichen Komponenten, die sich in diesen hochenergetischen Strahlungsfeldern befinden.

### 5.7.1 NEUTRONENSPEKTRUM UND AKTIVIERUNG

Der Vergleich der Neutronenspektren eines Kernreaktors und einer ADS-Anlage weist deutliche Unterschiede auf, insbesondere im hochenergetischen Bereich (siehe Abbildung 1). Während die Lage des Maximums in beiden Fällen zwischen einem und drei Megaelektronenvolt liegt, zeigt das Spaltspektrum nach dem Maximum eine rapide Abnahme des Neutronenflusses. Dagegen nimmt das Neutronenspektrum eines Spallationstargets im Energiebereich zwischen einem Megaelektronenvolt und einem Gigaelektronenvolt nur um etwa zwei Größenordnungen ab. Diese hochenergetischen Neutronen haben einen sehr kleinen Wirkungsquerschnitt für Wechselwirkungen mit Materie, das heißt sie haben eine sehr große Reichweite in den Medien der Umgebung. Dies hat unmittelbare Auswirkungen auf die Auslegung der Abschirmung.

Neben der hochenergetischen Strahlung ist besonders die induzierte Radioaktivität (Aktivierung) von Interesse, da sie die Ortsdosisleistung in den einzelnen Anlagenteilen dominiert. Die bei der Spallationsreaktion entstehenden Radionuklide, wie auch die durch neutroneninduzierte Kernreaktionen verursachte Bildung von Radionukliden, verursachen eine Aktivität, welche auch nach Abschalten des Beschleunigers – zum Beispiel in Wartungspausen – in der Anlage vorhanden bleibt und für die Endlagerung von Bedeutung sein kann. Die Abnahme der Radioaktivität hängt dabei von der charakteristischen Halbwertszeit der jeweiligen Radionuklide ab. Aufgrund der Strahldivergenz können im Normalbetrieb Bauteile aktiviert werden, was zu einem erhöhten Strahlungspegel nach Abschaltung des Beschleunigers führt. Zusätzlich zu den Materialien im Targetsystem werden auch Bereiche des Beschleunigersystems aktiviert. Besonderes Augenmerk ist dabei auf den Beam Dump zu richten.<sup>269</sup>

<sup>265</sup> Beuth et al. 2012.

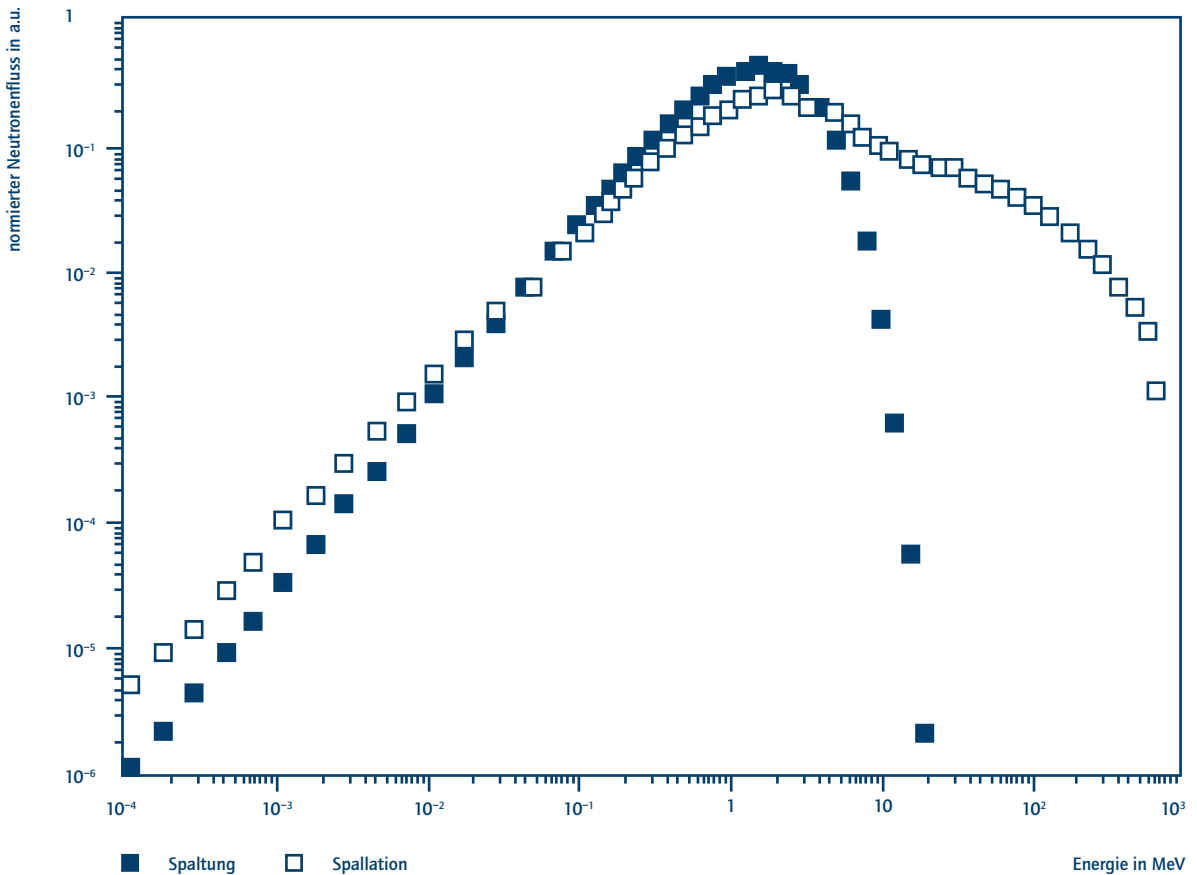
<sup>266</sup> Nünighoff 2009.

<sup>267</sup> Russel 1990.

<sup>268</sup> Ferrari et al. 2012; Ferrari et al. 2013.

<sup>269</sup> Ferrari et al. 2012.

Abbildung 1: Vergleich der Neutronenspektren in einem Reaktorkern und einem Spallationstarget (Wolfram,  $E_p=800$  MeV), wie sie beim Betrieb der Quelle auftreten<sup>270</sup>



### 5.7.2 RADIOTOXIZITÄT DES TARGETMATERIALS

In Bezug auf das Targetmaterial spielen die gebildeten Radionuklide eine wichtige Rolle. Es bilden sich im Vergleich zu den Spaltprodukten im Kernreaktor völlig andere Radionuklide, welche nahezu die gesamte Nuklidkarte oberhalb der Stabilitätslinie bevölkern. Ein weiterer Unterschied ist die auftretende Zerfallsart der erzeugten Radionuklide. Während bei der thermischen Spaltung von

Uran-235 hauptsächlich  $\beta^-$ -Strahler erzeugt werden, entstehen bei der Spallation vorwiegend  $\beta^+$ -Strahler.

Die freigesetzten Neutronen können umgebende Strukturmaterialien aktivieren. Diese neutroneninduzierten Kernreaktionen können auch in Anlagenteilen in größerer Entfernung vom Target noch Radionuklide erzeugen. Die Kenntnis dieser Radionuklide und der hieraus resultierenden Ortsdosisleistung ist für den Strahlenschutz von

<sup>270</sup> nach Russel 1990.



Interesse, wenn im Rahmen von Instandsetzungs- oder Instandhaltungsarbeiten Anlagenteile ersetzt werden müssen. Dies kann zu hohen Strahlenbelastungen des Betriebspersonals führen. Unter Umständen ist die Ortsdosisleistung derart hoch, dass bestimmte Arbeiten (zum Beispiel Austausch der Targethülle) in einer heißen Zelle durchgeführt werden müssen.

### 5.7.3 NACHZERFALLSWÄRME

Wie bei LWR bestimmt auch bei Transmutationsanlagen die Nachzerfallsleistung die Wärmefreisetzung im Brennstoff, die nach Abschaltung des Reaktors über das Kühlsystem abzuführen ist. Die Nachzerfallsleistung setzt sich aus Beiträgen der Spaltprodukte und Aktiniden zusammen, wobei im Kurzzeitbereich der Beitrag der Spaltprodukte und im Langzeitbereich der Beitrag der Aktiniden überwiegt. Für die Transmutation der wärmentwickelnden Abfälle werden diese um das Spallations-target herum angeordnet. Ähnlich wie in einem kommerziellen Kernreaktor werden Brennstäbe mit gegebenenfalls räumlich unterschiedlicher Brennstoffzusammensetzung eingesetzt, um den Neutronenfluss und damit die Transmutation der Abfälle optimal zu gestalten. Bei dem Abbrand beziehungsweise Zerfall des Brennstoffs entsteht eine große Menge Wärme, die abgeführt werden muss (siehe Abbildung 2). Auch bei einem abgeschalteten ADS entsteht aufgrund der gebildeten Radionuklide eine nicht zu vernachlässigende Nachzerfallswärme. Für ADS ist dabei auch die Nachzerfallswärme des Protonentargets zu berücksichtigen. Die sichere Abführung der Nachzerfallswärme ist sowohl im Störfall als auch nach der geplanten Abschaltung des ADS ein entscheidender Sicherheitsfaktor (siehe hierzu Abschnitt 5.5). Bei der Auslegung des Nachwärmeabfuhrsystems muss die erhöhte Nachwärmeproduktion der minoren Aktiniden berücksichtigt werden.

Die wesentlichen Sicherheitsparameter im Zusammenhang mit der Abfuhr der Nachzerfallswärme sind in den *Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke* festgelegt, die zu den *Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke* weiterentwickelt wurden. Auf dieser Grundlage wurden folgende sicherheitstechnische Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA) abgeleitet, die in KTA 3301 (Nachwärmeabfuhrsysteme von Leichtwasserreaktoren) wie folgt definiert sind:

- Kriterium 4.2: Nachwärmeabfuhr im bestimmungsgemäßen Betrieb,
- Kriterium 4.3: Nachwärmeabfuhr nach Kühlmittelverlusten,
- Kriterium 8.5: Wärmeabfuhr aus dem Sicherheitseinschluss nach Kühlmittelverluststörfällen.

Dabei ist zu beachten, dass Kühlmittelverluststörfälle in flüssigmetallgekühlten Reaktoren deutlich geringere Relevanz haben als in LWR und für schnelle Reaktoren beziehungsweise ADS andere Störfälle zu betrachten sind. Grundsätzlich sind die Sicherheitskriterien hinsichtlich schneller Reaktoren als auch für ADS geeignet zu entwickeln (vgl. Abschnitt 5.3.11).

Bei LBE-gekühlten Systemen setzt sich die Nachzerfallsleistung aus der Nachwärme des Reaktors und der Nachwärme des Kühlmittels infolge des Zerfalls von Polonium-210 (Halbwertszeit etwa 138 Tage) zusammen. Bei natriumgekühlten Systemen liefert Natrium-24 (Halbwertszeit etwa 15 Stunden) den Hauptbeitrag zur Nachzerfallsleistung. Bei hohem Aktinidenanteil im Brennstoff bewirkt speziell Curium-242, welches aus Americium-241 durch Neutroneneinfang entsteht, eine höhere Nachwärmeproduktion, die über längere Zeiträume anhält.<sup>271</sup> Bei ADS sind darüber hinaus die Spallationsprodukte sowie die Aktivität durch den Beschleuniger zu berücksichtigen. Während Empfehlungen zur Berechnung der Nachzerfallswärme etwa für LWR (siehe zum Beispiel Dickens et al.<sup>272</sup> und DIN 25463-2<sup>273</sup>)

<sup>271</sup> Rineiski 2008.

<sup>272</sup> Dickens et al. 1992.

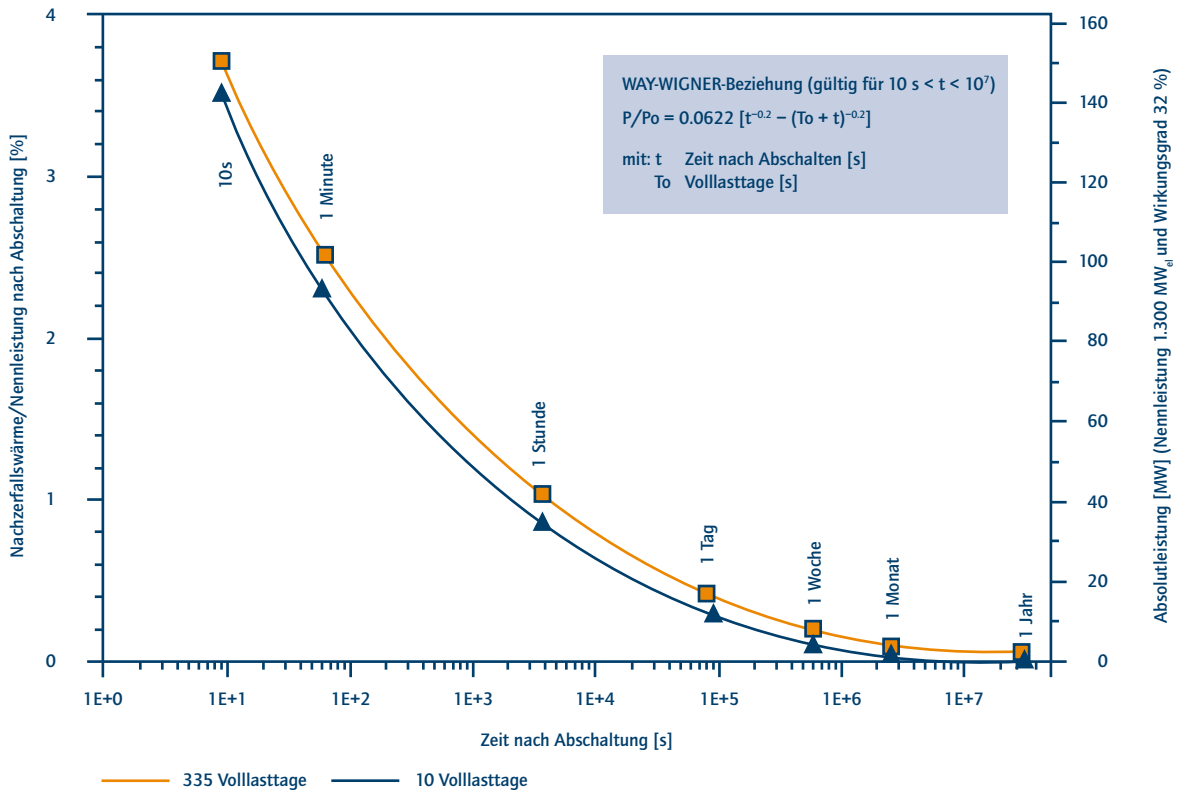
<sup>273</sup> DIN 25463-2 2004.

und Hochtemperaturreaktoren<sup>274</sup> existieren, erfordern Transmutationssysteme infolge der spezifischen Brennstoffzusammensetzung gesonderte Betrachtungen.<sup>275</sup>

Bei einer Anlage mit einer thermischen Leistung von hundert Megawatt herrscht unmittelbar nach Abschaltung noch eine Nachzerfallswärme von fünf Megawatt (thermisch). Diese muss entweder aktiv oder passiv gekühlt werden. Die Kühlsysteme sind nach Stand von Wissenschaft und Technik diversitär und mehrfach redundant auszulegen. Je nach Kühlmedium gibt es unterschiedliche

Herausforderungen. Bei flüssigmetallgekühlten Anlagen bietet die hohe Wärmekapazität des Kühlmediums einen erheblichen Sicherheitsvorteil, sofern es sich etwa infolge eines Störfalls nicht verflüchtigt. Grundsätzlich sind primär passive Notkühl- und Sicherheitsvorkehrungen zu bevorzugen. Durch die Aufwärmung des Kühlmediums und die hieraus resultierenden Dichteunterschiede des Mediums im Kühlkreislauf kann ein Reaktorkern durch Naturkonvektion die Nachzerfallswärme ohne Strombedarf abführen.<sup>276</sup> Die hohen zulässigen Aufheizspannen von Flüssigmetallkühlmitteln erweisen sich hierbei als vorteilhaft. Sofern

Abbildung 2: Darstellung der Nachzerfallswärme für einen Reaktor mit 1.300 MW<sub>el</sub><sup>277</sup>



<sup>274</sup> DIN 25485 1990.

<sup>275</sup> Rineiski et al. 2010.

<sup>276</sup> Kettler et al. 2011.

<sup>277</sup> nach Technische Universität Dresden 2006.

die passive Kühlung nicht gegeben ist oder ausfällt, sind aktive Systeme (Safety-Grade-Systeme<sup>278</sup>) einzusetzen, um die Nachzerfallswärme abzuführen beziehungsweise den Kernbrennstoff zu kühlen.

## 5.8 SCHLUSSFOLGERUNGEN

Systeme zur Transmutation – Schnelle Reaktoren und ADS – sind auf Basis des Konzepts der gestaffelten Sicherheitsbarrieren (Defence in Depth, DiD), gemäß den Anforderungen an Generation-IV-Systeme (inhärente Sicherheit, passive Systeme) sowie unter Einbeziehung von Anforderungen der Western European Nuclear Regulator's Association (WENRA) zu konzipieren. Die fundamentalen Sicherheitsfunktionen, das heißt Kontrolle der Reaktivität beziehungsweise Unterkritikalität, Abfuhr der Nachwärme sowie Einschluss radioaktiven Materials, sind zu erfüllen. Die Durchführung von Sicherheitsnachweisen kann erst auf Basis der konkreten Anlagenauslegung erfolgen. Eine Harmonisierung der zukünftigen Methodik zur Sicherheitsbewertung (auch als Vorstufe zur Schaffung eines entsprechenden nuklearen Regelwerks) erfolgt derzeit im europäischen Rahmen.

Bei ADS sind aufgrund der Kopplung eines unterkritischen Systems mit einem Protonen-Beschleuniger, der eine Spallationneutronenquelle treibt, das DiD-Konzept sowie die zu postulierenden Auslöseereignisse für Störfälle weiterzuentwickeln. Sicherheitstechnisch vorteilhaft ist die Unterkritikalität von ADS, die einen stabilen Leistungsbetrieb auch in Kernbeladungen mit typischen Transmutationsbrennstoffen und sehr schwachen negativen Rückwirkungseffekten erlaubt, mit denen ein sicherer Betrieb eines kritischen Systems nicht mehr gewährleistet werden könnte. Besondere Anforderungen werden bei ADS an die zeitliche und räumliche Beschleuniger-Strahlstabilität gestellt, da durch die Neutronenquellstärke(-verteilung) sowohl die Leistung als auch deren räumliche Verteilung bestimmt wird.

Das Spallationstarget, insbesondere das Strahlfenster, erfährt durch Bestrahlung signifikante Strahlenschäden und es werden Materialien aktiviert. Für die sichere Nachwärmeabfuhr abgeschalteter Transmutationssysteme ist zusätzlich zum Reaktor die Wärmefreisetzung im Spallationstarget zu berücksichtigen. Induzierte Radioaktivität ist vor allem nach dem Abschalten des Beschleunigers und für die Langzeitsicherheit nach Rückbau der Anlage von Bedeutung. Die Auslegung der Abschirmung stellt besondere Anforderungen an den Strahlenschutz. Die Bildung von Polonium-210 außerhalb der ersten Sicherheitsbarriere in Blei-Wismut-gekühlten Systemen erfordert geeignete Strahlenschutzmaßnahmen. Bei der Bestimmung des Quellterms ist die spezielle Kernbeladung mit minoren Aktiniden zu berücksichtigen.

Die Kritikalitätssicherheit betreffende Aspekte der Partitionierung resultieren vorrangig aus veränderten Stoffströmen infolge der Abtrennung der minoren Aktiniden. Zur Gewährleistung der Proliferationssicherheit sollten alle Transurane gemeinsam partitioniert und gemeinsam im Brennstoff eingesetzt werden. Der Nachweis der Kritikalitätssicherheit kann erst anhand des spezifischen Designs erfolgen. Die eingesetzten Rechenverfahren sind anhand geeigneter kritischer Experimente zu validieren.

Für den Fall des Einsatzes von P&T und unter der Annahme, dass alle abgebrannten Brennelemente aus Leichtwasserreaktoren behandelt werden, wurden die Änderungen der Gesamtmengen und des Gesamtinventars der in Deutschland endzulagernden radioaktiven Abfälle betrachtet. Durch P&T würden sich die Gesamtmengen an wärmeentwickelnden Abfällen verringern, während gleichzeitig neue, vernachlässigbar wärmeentwickelnde Abfälle aus der Transmutation sowie aus dem Betrieb und der Stilllegung zahlreicher großtechnischer Anlagen des P&T-Prozesses erzeugt werden. Der Flächenbedarf für ein Endlager mit wärmeentwickelnden Abfällen würde – im Vergleich zum Fall ohne Anwendung von P&T – maximal um 50 Prozent kleiner. Für die vernachlässigbar wärmeentwickelnden Abfälle

<sup>278</sup> IAEA 2007; IAEA 2005; IAEA 1993.

würde nach derzeitiger Genehmigungslage gleichzeitig ein weiteres Endlager erforderlich sein, das ein Abfallvolumen von rund 100.000 Kubikmetern (circa 30 Prozent des genehmigten Volumens für das Endlager Konrad) aufnehmen müsste. Im Rahmen von Langzeitsicherheitsbetrachtungen sind bei Transportrechnungen zur Freisetzung von Radionukliden aus den Abfällen vorrangig die Spaltprodukte, die auch durch P&T entstehen (zum Beispiel Kohlenstoff-14, Selen-79, Iod-129, Caesium-135) sicherheitsrelevant und weniger die Transurane.

Vorrangige F&E-Arbeiten für die Rechenverfahren zur Sicherheitsbewertung sind zu erbringen:

- für die Weiterentwicklung der neutronenphysikalisch-thermohydraulischen Rechenverfahren für kritische und unterkritische Systeme auf einen Stand, der den aktuellen 3D-Werkzeugen zur Sicherheitsbewertung für LWR vergleichbar ist,
- für die Modellierung der Spallationsneutronenquelle einschließlich des Raum-Zeit-Verhaltens des Protonenstrahls,
- für die thermomechanische Reaktor-Simulation und deren Kopplung mit den neutronenphysikalisch-thermohydraulischen Rechenwerkzeugen,
- für die Durchführung gekoppelter neutronenphysikalisch-thermohydraulisch-thermomechanischer full-scope DBA- und Beyond-DBA-Analysen sowie
- für die umfassende Validierung der jeweiligen Rechenverfahren.

## LITERATUR

### Abderrahim et al. 2010

Abderrahim, H./Galambos, A. et al.: Accelerator and Target Technology for Accelerator Driven Transmutation and Energy Production (FERMILAB-FN-0907-D1), 2010.

### ANS 2007

ANS: American National Standard Validation of Neutron Transport Methods for Nuclear Criticality Calculations (ANSI/ANS-8.24-2007), 2007.

### Barber/Downar 1998

Barber, D./Downar, T.: *Final Completion Report for the Coupled RE-LAP5/PARCS Code* (Technical Report, PU/NE-98-31), West Lafayette, Purdue University, 1998.

### Beuth et al. 2012

Beuth, T./Baltes, B./Bollingerfehr, W./Buhmann, D./Charlier, F./Filbert, W./Fischer-Appelt, K./Mönig, J./Rübel, A./Wolf, J.: *Untersuchungen zum menschlichen Eindringen in ein Endlager. Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben* (GRS-280), Köln: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, 2012.

### LeBlanc 2010

LeBlanc, D.: "Molten salt reactors: A new beginning for an old idea". In: *Nuclear Engineering and Design*, 240, 2010, S. 1644 – 1656.

### BfS 2002

Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): *Planfeststellungsbeschluss Konrad 2002*. URL: [http://www.bfs.de/www/endlager/konrad\\_pfb.pdf](http://www.bfs.de/www/endlager/konrad_pfb.pdf) [Stand: 23.09.2013].

### BMU 2010

Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): *Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle*, Berlin 2010.

### Bollingerfehr et al. 2011

Bollingerfehr, W./Filbert, W./Lerch, C./Tholen, M.: *Endlagerkonzepte, Bericht zum Arbeitspaket 5, Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben* (GRS-272), Köln: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, 2011.

**Briggs 1963**

Briggs, R.: Molten Salt Reactor Program – Semiannual Progress Report for Period Ending July 31, 1963 (ORNL-3529), Oak Ridge, TN: Oak Ridge National Laboratory, 1963.

**Carlsson 2003**

Carlsson, J.: Inherent Safety Features and Passive Prevention Approaches for Pb/Bi-cooled Accelerator-Driven Systems (Doctoral Dissertation), Royal Institute of Technology, Schweden 2003.

**Dadillon et al. 1979**

Dadillon, J. et al.: CABRI Test Facility. Experimental Fuel Pin Program, its Objectives and Present Results (CONF-7908116-94), 1979.

**Deitrich et al. 1998**

Deitrich, L. et al.: A Review of Experiments and Results from the Transient Reactor Test (TREAT) Facility (ANS Winter Meeting, Washington, D.C.: 15.–19. November 1998), 1998.

**Dickens et al. 1992**

Dickens, J. et al.: "Current Status and Proposed Improvements to the ANSI/ANS-5.1 American National Standard for Decay Heat Power in Light Water Reactors". In: *Nuclear Safety*, 32, 1992, S. 209.

**DIN 25463-2 2004**

Deutsches Institut für Normung/DIN 25463-2: Berechnung der Zerfallsleistung der Kernbrennstoffe von Leichtwasserreaktoren – Teil 2: Uran-Plutonium-Mischoxid (MOX)-Kernbrennstoff für Druckwasserreaktoren, 2004.

**DIN25403 2007**

Deutsches Institut für Normung/DIN 25403: Teil 1: Kritikalitätssicherheit bei der Verarbeitung und Handhabung von Kernbrennstoffen, Grundsätze, 2007.

**DIN 25485 1990**

Deutsches Institut für Normung/DIN 25485: Berechnung der Zerfallsleistung der Kernbrennstoffe von Hochtemperaturreaktoren mit kugelförmigen Brennelementen, 1990.

**DIN25478 1994**

Deutsches Institut für Normung/DIN25478: Einsatz von Berechnungssystemen beim Nachweis der Kritikalitätssicherheit, 1994.

**Defense Nuclear Facilities Safety Board 2003**

Defense Nuclear Facilities Safety Board: *Control of Red Oil Explosions in Defense Nuclear Facilities* (DNFSB/TECH-33), 2003.

**EUROTRANS 2006**

EUROTRANS: 6th FP EU – IP, FI6W-CT-2004-516520: European Research Programme for the Transmutation of High Level Nuclear Waste in an Accelerator Driven System, 2006.

**EVOL 2011**

EVOL: 7th FP of EU, 'EVOL' – Evaluation and Viability of Liquid Fuel Fast Reactor Systems, 2011. URL: <http://www.li2c.upmc.fr/> [Stand: 23.09.2013].

**Ferrari et al. 2012**

Ferrari A./Biarrotte J. et al.: *Shielding and Activation Studies for the Design of the MYRRHA Proton Beamline* (Proc. SATIF-11 Workshop, Tsukuba, Japan: 2012), OECD/NEA Publications, 2012.

**Ferrari et al. 2013**

Ferrari, A./Di Maria, S. et al., *Aspects of the Core Shielding Assessment for the FASTEF-MYRRHA Design* (Proc. FR13 Conference, Paris: 2013), IAEA Publications, 2013.

**Fischer-Appelt et al. 2013**

Fischer-Appelt, K./Baltes, B./Buhmann, D./Larue, J./Mönig, J.: *Synthesebericht für die VSG. Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben (GRS-290)*, Köln: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, 2013.

**FUTURE 2001**

FUTURE: *FUEls for Transmutation of TransURanium Elements* (Contract FIKI-CT-2001-00148, 5th Framework Programme EU), 2001.

**GoFastR 2010**

GoFastR: *Gas-cooled Fast Reactor* (7th FP of EU), 2010. URL: <http://gofastr.org/> [Stand: 23.09.2013].

**GRS 2013**

GRS: *Handbuch zur Kritikalität Teil I: Kritikalität und nukleare Sicherheit*, Garching: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, 2013 i. E.

**Gudowski 2000**

Gudowski, W. (Hrsg.): *Impact of Accelerator-Based Technologies on Nuclear Fission Safety*, (EURATOM IABAT-Projekt), 2000.

**Haas et al. 2005**

Haas, D. et al.: *Properties of Cermet Fuels for Minor Actinides Transmutation in ADS* (12th International Conference on Emerging Nuclear Energy Systems, ICENES'2005, Brüssel: 21.-26. August 2005), 2005.

**Hannstein et al. 2010**

Hannstein, V./Hummelsheim, K./Kilger, R./Le Bars/Zwermann, W.: *Vergleich der mit unterschiedlichen Abbrandcodes errechneten Nuklidmassen von für den Abbrandkredit wichtigen Isotopen (GRS-A-3605)*, 2010.

**IAEA 2002**

IAEA: *Comparative Assessment of Thermophysical and Thermohydraulic Characteristics of Lead, Lead-Bismuth and Sodium Coolants for fast Reactors* (IAEA-TECDOC-1289), 2002.

**IAEA 2005**

IAEA: *IAEA Safety Standards for Protecting People and Environment – Safety of Research Reactors, Safety Requirements* (Safety Standards Series Nr. NS-R-4), Wien: 2005.

**IAEA 2007**

IAEA: *IAEA Safety Glossary – Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection*, 2007.

**IAEA 1993**

IAEA: *The Safety of Nuclear Installations* (Safety Series No. 110), Wien: 1993.

**IAEA 1996**

IAEA: *Defence in Depth in Nuclear Safety* (INSAG-10), 1996.

**Ignatiev et al. 2008**

Ignatiev, V. et al.: *Main Results of IAEA CRP „Studies of Advanced Options for Effective Incineration of Radioactive Waste: Case for Molten Salt Transmuter Systems*, (IEMPT Mito, Japan: 6.-10. Oktober 2008), 2008.

**Jolkkonen 2009**

Jolkkonen, M.: *Report on Source Term Assessment for XT-ADS and the Lead Cooled EFIT EUROTRANS* (Deliverable DM1\_D1.62\_1.64), 2009.

**Kayser et al. 1994**

Kayser, G./Charpenel, J./Jamond, C./Berthoud, G./Schleisiek, K.: *Main SCARABEE Lessons and Most Likely Issue of the Sub-Assembly Blockage Accident* (Int. Top. Mtg. Sodium Cooled FR Safety, Obninsk, Russland), 1994.

**Kettler et al. 2011**

Kettler, J./Heuters, M. et al.: Konzept einer gasgekühlten beschleunigergetriebenen Transmutationsanlage – AGATE (Aachen Nuclear Safety Reports), 2011.

**Kock et al. 2012**

Kock, I./Eickemeyer, R./Frieling, G./Heusermann, S./Knauth, M./Minkley, W./Navarro, M./Nipp, H.-K./Vogel, P.: *Integritätsanalyse der geologischen Barriere. Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben (GRS-286)*, Köln: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH 2012.

**Kondo et al. 2001**

Kondo, S. et al.: *SIMMER-III: A Computer Program for LMFR Core Disruptive Accident Analysis* (JNC TN9400 2001-002), Japan Nuclear Cycle Develop. Institute 2001.

**Kondo et al. 1992**

Kondo, S./Morita, K./Tobita, Y./Shirakawa, N.: *SIMMER-III: An Advanced Computer Program for LMFR Severe Accident Analysis* (ANP'92, No. 40-5, Tokyo, Japan: 25. – 29. Oktober 1992), 1992.

**Larue et al. 2013**

Larue, J./Baltes, B./Fischer, H./Frieling, G./Kock, I./Navarro, M./Seher, H.: *Radiologische Konsequenzanalyse. Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben (GRS-289)*, Köln: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH 2013.

**Lavarenne et al. 2001**

Lavarenne, C./Mennerdahl, D./Dean, C.: Evaluation of Nuclear Criticality Safety Data and Limits for Actinides in Transport (IRSN, C4/TMR2001/200-1), 2001.

**Maschek et al. 2005**

Maschek, W./Rineiski, A./Suzuki, T./Wang, S./Mori, M./Wiegner, E.: *SIMMER-III and SIMMER-IV Safety Code Development for Reactors with Transmutation Capability* (M&C 2005, Avignon: 12. – 15. September 2005), 2005.

**Maschek et al. 2008**

Maschek, W. et al.: Design, Safety and Fuel Developments for the EFIT Accelerator Driven System with CERCER and CERMET Cores (10-1EMPT, Mito, Japan: 6. – 10. Oktober 2008), 2008.

**Maschek et al. 2009**

Maschek, W. et al.: Final Safety Assessment for EFIT with CERCER and CERMET Fuels and Comparison on Fuels with Recommendations for the EFIT, EUROTRANS (Deliverable DM3\_WP3.2\_D3.12), 2009.

**Maschek et al. 2009a**

Maschek, W. et al.: Safety Concepts of the 400MWth-Class EFIT Accelerator Driven Transmuter and Considerations for Further Developments (ICENES 2009, Ericeira, Portugal), 2009.

**Maschek et al. 2010**

Maschek, W. et al.: "Safety and Design Concepts of the 400 MWth-Class EFIT Accelerator Driven Transmuter and Considerations for Further Developments". In: *Energy Conversion and Management*, 51, 2010, S. 1764 – 1773.

**MDEP 2012**

MDEP: Multinational Design Evaluation Programme. Annual Report, 2012.

**Meleshyn/Noseck 2012**

Meleshyn, A./Noseck, U.: Radionuclide Inventory of Vitrified Waste after Spent Nuclear Fuel Reprocessing at La Hague; Basic Issues and Current State in Germany (GRS-294, Förderkennzeichen 02 E10548), Köln: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH 2012.

**Mercatali 2009**

Mercatali L.: *Report on GUINEVERE Safety Studies* (Deliverable 2.13, EUROTRANS contract n. FI6W-CT-2004-216529), 2009.

**Merk 2013**

Merk, B.: "Moderating Material to Compensate the Drawback of High Minor Actinide Containing Transmutation Fuel on the Feedback Effects in SFR Cores". In: *Science and Technology of Nuclear Installations*, Article ID 172518, 2013.

**Müller-Hoeppe et al. 2012**

Müller-Hoeppe, N./Breustedt, M./Czaikowski, O./Wieczorek, K./Wolf, J.: Integrität geotechnischer Barrieren. Teil 2: Vertiefte Nachweisführung. Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben (GRS-288), Köln: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH 2012.

**NAGRA 2002**

NAGRA: *Project Opalinus Clay: Safety Report* (Nagra Technical Report 02-5), Wettingen, Schweiz: 2002.

**OECD/NEA 2002**

OECD/NEA: Accelerator-driven Systems (ADS) and Fast Reactors (FR) in Advanced Nuclear Fuel Cycles (Report 3109), 2002.

**OECD/NEA 2009**

OECD/NEA: Independent evaluation of the MYRRHA project (OECD/NEA-Bericht 6881), 2009.

**Nünighoff 2009**

Nünighoff K.: Sicherheitstechnik im Wandel Nuklearer Systeme – Strahlenschutz bei Spallationsneutronenquellen und Transmutationsanlagen, Forschungszentrum Jülich GmbH 2009.

**OECD-NEA Nuclear Science Committee 2011**

OECD-NEA Nuclear Science Committee: International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments (NEA/NSC/DOC(95)03), 2011.

**OECD-NEA WFPWC 2012**

OECD-NEA WFPWC Expert Group on Chemical Partitioning of the NEA Nuclear Science Committee: *Curium Management Studies in France, Japan and USA* (NEA/NSC/WPFC/DOC(2012)2), 2012.

**Palazzo et al. 2013**

Palazzo, S./Velkov, K./Lerchl, G./Van Tichelen, K.: "Analyses of the MYRRHA Spallation Loop Using the System Code ATHLET". In: *Ann. Nucl. Energy*, 60, 2013, S. 274 – 286.

**Peiffer et al. 2011**

Peiffer, F./McStocker, B./Gründler, D./Ewig, F./Thomauske, B./Havenith, A./Kettler, J.: Abfallspezifikation und Mengengerüst, Basis Ausstieg aus der Kernenergienutzung. Bericht zum Arbeitspaket 3: Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben (GRS-278), Köln: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH 2011.

**Pillon et al. 2004**

Pillon, S. et al.: Oxide and Nitride TRU-fuels : Lessons Drawn from CONFIRM and FUTURE Projects of the 5th European Framework Programme (ATALANTE 2004), Nîmes, Frankreich 2004.



**Pöhler et al. 2010**

Pöhler, M./Amelung, P./Bollingerfehr, W./Engelhardt, H. J./Filbert, W./Tholen, M.: *Referenzkonzept für ein Endlager für radioaktive Abfälle im Tongestein, ERATO* (Abschlussbericht, Förderkennzeichen O2E 10288, TEC-28-2008-AB), Peine: DBE TECHNOLOGY GmbH 2010.

**RED-IMPACT 2008**

RED-IMPACT: Impact of Partitioning, Transmutation and Waste Reduction Technologies on the Final Nuclear Waste Disposal (Synthesis Report), Jülich: Forschungszentrum Jülich 2008.

**Rimpault et al. 2010**

Rimpault, G. et al.: General Synthesis Report of the Different ADS Design Status – Establishment of a Catalogue of the R&D needs (CEA Report SPRC/LEDC/RT 10-2), 2010.

**Rineiski/Maschek 2006**

Rineiski, A./Maschek, W.: "Dynamics and Reactivity Control in ADS for Nuclear Waste Burning". In: *Nuclear Energy*, 2006, S. 94–95.

**Rineiski 2008**

Rineiski, A.: "Decay Heat Production in a TRU Burner". In: *Progress in Nuclear Energy*, 50, 2008, S. 377–381.

**Rineiski et al. 2010**

Rineiski, A. et al.: *Decay Heat Benchmark for Uranium-Free Fuels with Minor Actinides* (Proceedings of the 18th International Conference on Nuclear Engineering ICONE18, Xi'an, China: 17.–21. Mai 2010), 2010.

**Rübel et al. 2007**

Rübel, A./Becker, D./Fein, E.: *Radionuclide Transport Modelling. Performance Assessment of Repositories in Clays* (GRS-228, Förderkennzeichen O2 E 9813), Braunschweig: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH 2007.

**Russel 1990**

Russel, G.: *Spallation Physics - An Overview* (Proceedings of the 11th Meeting of the International Collaboration of Advanced Neutron Sources, ICANS-XI, Tsukuba, Japan: 1990), KEK-report 90-25, 1991.

**SARGEN IV 2011**

SARGEN-IV: Proposal for a Harmonized European Methodology for the Safety Assessment of Innovative Reactors with fast Neutron Spectrum Planned to be Built in Europe (EURATOM FP7), 2011.

**Seubert et al. 2013a**

Seubert, A./Baloche, P./Velkov, K.: *Reactivity Feedback Assessment of Liquid Lead Bismuth Eutectic Cooled Fast Core* (FR 13 Fast Reactors and Related Fuel Cycles), Paris: 4.–7. März 2013), 2013.

**Seubert et al. 2013b**

Seubert, A./Baloche, P./Velkov, K.: *Neutronic Properties Evaluation of Pb-Bi Cooled Fast Cores* (Jahrestagung Kerntechnik, Berlin: 14.–16. Mai 2013), 2013.

**Schikorr 2001**

Schikorr, W.: "Assessment of the Kinetic and Dynamic Transient Behavior of Sub-Critical Systems (ADS) in Comparison to Critical Reactor Systems". In: *Nucl. Eng. Design*, 210, 2001, S. 95–123.

**Schikorr et al. 2009**

Schikorr, M. et al.: Report on the Results of Analysis of DBC & DEC Transients for the Lead Cooled EFIT (EUROTRANS Deliverable DM1\_WP1.5\_D1.43), 2009.

**Schikorr/Bubelis 2012**

Schikorr, M./Bubelis, E.: *FASTEF Safety Analysis: Critical and Sub-Critical Mode* (Deliverable 2.3, CDT project n. FP7-232527), 2012.

#### **SNETP 2010**

Sustainable Nuclear Energy Technology Platform (SNETP): *ESNII. European Sustainable Nuclear Industrial Initiative. Implementation Plan 2010-12*. URL: [http://ec.europa.eu/energy/technology/initiatives/doc/implementation\\_plan\\_2010\\_2012\\_eii\\_nuclear.pdf](http://ec.europa.eu/energy/technology/initiatives/doc/implementation_plan_2010_2012_eii_nuclear.pdf) [Stand: 23.09.2013].

#### **Trellue 2003**

Trellue, H.: Reduction of the Radiotoxicity of Spent Nuclear Fuel Using a Two-Tiered System Comprising Light Water Reactors and Accelerator-Driven Systems (Thesis, LA-14052-T), Los Alamos: 2003.

#### **Technische Universität Dresden 2006**

Technische Universität Dresden (Institut für Energietechnik/Ausbildungsreaktor): *Grundlagen der Reaktorphysik*, 2006. URL: [http://www.tu-dresden.de/mw/iet/KET/Kurs\\_Reaktorphysik/Skript-Reaktorphysik.pdf](http://www.tu-dresden.de/mw/iet/KET/Kurs_Reaktorphysik/Skript-Reaktorphysik.pdf) [Stand: 23.09.2013].

#### **WENRA 2009**

WENRA Reactor Harmonization Working Group: *Safety Objectives for New Power Reactors*, 2009.

#### **WENRA 2012**

WENRA Reactor Harmonization Working Group: *Safety of new NPP designs*, 2012.

#### **Wider et al. 2000**

Wider, H./Karlsson, A./Jones, A.: *Aspects of Severe Accidents in Transmutation Systems* (6th Information OECD/NEA Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation), Madrid: 2000.

#### **Wolf et al. 2008**

Wolf, J./Rübel, A./Noseck, U./Becker, D.: *Safety and Performance Indicators for Repositories in Salt and Clay Formations* (GRS-240, Förderkennzeichen 02 E 9954), Braunschweig: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH 2008.

## 6 INTERNATIONALE PROJEKTE

*Andreas Geist, Andreas Havenith, John Kettler, Bruno Merk, Andreas Wilden*

Seit dem Beginn der Kerntechnik, gegen Ende des 20. Jahrhunderts, ist das Thema P&T Gegenstand von Forschungs- und Entwicklungsarbeiten. In den Jahren zwischen 1900 und 1950 haben zahlreiche hochrangige Wissenschaftler/-innen, wie zum Beispiel Marie Curie und Otto Hahn, zur Entwicklung dieses Forschungsgebietes beigetragen. Aber erst mit dem Aufkommen der friedlichen Nutzung der Kernenergie in den 1950er, 1960er und 1970er Jahren haben die Behandlung (Konditionierung) und die Beseitigung (Endlagerung) der hochradioaktiven Abfälle an Bedeutung gewonnen. Im Folgenden wird auf EU-weite Plattformen und Projekte eingegangen, die seit Anfang des 21. Jahrhunderts im Zusammenhang mit P&T durchgeführt wurden. Hierbei handelt es sich ausschließlich um internationale Projekte, wobei deutsche Forschungseinrichtungen bei der überwiegenden Zahl der Projekte beteiligt waren beziehungsweise beteiligt sind. Darüber hinaus werden EU-weite Plattformen für die Koordination von Forschungsvorhaben zu den Themen Kernenergie und Reaktortechnik sowie P&T kurz dargestellt.

### 6.1 INTERNATIONALE PROJEKTE IM RAHMEN EUROPÄISCHER FORSCHUNGSPROGRAMME

Die europäischen Forschungsprojekte werden durch das Forschungsrahmenprogramm (FRP), Englisch: Framework Programme (FP), der Europäischen Kommission gebündelt und gefördert. Die Koordination der jeweiligen Projekte übernimmt federführend eine ausgewählte Forschungseinrichtung. Für die nukleare Forschung beziehungsweise Forschung im Bereich der Kerntechnik gibt es die Besonderheit, dass das Forschungsprogramm dem Vertrag zur Gründung der Europäischen Atomgemeinschaft (EURATOM) unterliegt. Im Anhang sind die Forschungsprojekte des

6. und 7. EU-Rahmenprogramms für Forschung, Technologische Entwicklung und Demonstration (FP6 und FP7) aufgelistet, die Bezug zu P&T haben. FP6-Projekte wurden in den Jahren zwischen 2002 und 2007 durchgeführt. Daran anschließend läuft FP7 aktuell noch bis Ende 2013 beziehungsweise Anfang 2014. In FP6 war das EUROTRANS-Projekt das größte Verbundvorhaben zum Thema P&T, in dem neben experimentellen Transmutationsanlagen XT-ADS: eXperimental-ADS (XT-ADS) auch industrielle Anlagen European Facility for Industrial Transmutation (EFIT) auf ihre Machbarkeit hin untersucht wurden.<sup>279</sup> Aktuelle Projekte (FP7) befassen sich vornehmlich mit der Werkstoff- und Brennstoffentwicklung zukünftiger Reaktorsysteme (Generation IV), Partitionierungsprojekten sowie konkret mit dem MYRRHA-Projekt in Belgien. In der folgenden Beschreibung werden die verschiedenen Projekte in Bezug auf Partitionierung und Transmutation sowie Werkstoff- und Brennstoffforschung kurz dargestellt.

#### 6.1.1 ENTWICKLUNG EINER P&T-ROADMAP

Neben EUROTRANS zählen PATEROS und RED-IMPACT zu den relevanten Forschungsprojekten für die Entwicklung einer europäischen P&T-Roadmap. Im Rahmen dieser EU-Projekte (FP6) wurden die grundlegenden Aspekte für einen an P&T angepassten Brennstoffkreislauf (PATEROS), die Entwicklung von Demonstrationsanlagen (EUROTRANS) sowie der Einfluss von P&T auf die zukünftigen Endlager (RED-IMPACT) untersucht.<sup>280</sup>

#### 6.1.2 PARTITIONIERUNG UND BRENNSTOFFHERSTELLUNG

Die Partitionierung von abgebrannten Kernbrennstoffen unterscheidet sich zum Teil erheblich von der klassischen Wiederaufbereitung (WA), bei der die im abgebrannten

<sup>279</sup> Knebel et al. 2009; Eurotrans 2013.

<sup>280</sup> von Lensa et al. 2008.

Kernbrennstoff noch enthaltenen Wertstoffe Uran und Plutonium von den Abfällen (Spaltprodukte und Transurane) durch einen chemischen Prozess abgetrennt werden. Uran und Plutonium werden dann zu neuen Mischoxid (MOX)-Brennstoffen verarbeitet (MOX-BE-Fabrikation) und wieder im Kernkraftwerk zur Energieerzeugung eingesetzt. Bei den neueren Arbeiten zur Partitionierung werden – zusätzlich zu Uran und Plutonium – auch die minoren Aktiniden abgetrennt und zu Brennstoff verarbeitet.<sup>281</sup> Die Abtrennung minorer Aktiniden aus LWR-Brennstoff wurde und wird in einer Reihe von EU-Projekten wie NEWPART, PARTNEW, EUROPART, ACSEPT und SACSESS untersucht.<sup>282</sup> In letzterem Projekt liegt der Fokus auf Sicherheitsaspekten der entwickelten Abtrennprozesse. Einige Aspekte der Abtrennung von Aktiniden aus Transmutationsbrennstoffen werden im EU-Projekt ASGARD behandelt. Hierbei wurde auch die Konversion der abgetrennten Elemente in feste Ausgangsstoffe für die Brennstoffherstellung untersucht.

In diversen FP5- und FP6-Projekten, wie FP5-FUTURE, FP5-CONFIRM, FP6-EUROTRANS, wurde eine Vielzahl von Targets und Brennstoffen mit inerter Matrix hinsichtlich ihrer Brauchbarkeit in einem zusammenhängenden P&T-System (ADS oder Generation IV Systeme) untersucht.<sup>283</sup> Auf einer eher konzeptionellen Stufe wurde der Einfluss verschiedener P&T-Modelle in den FP6-Projekten Red-Impact und PATEROS analysiert. Im Rahmen von EUROTRANS wurden Magnesium-Oxid und (abgereichertes) metallisches Molybdän als bevorzugte inerte Matrix untersucht, wobei Zirkoniumdioxid und Zirkoniumnitrat als Ausweichmöglichkeiten betrachtet wurden.<sup>284</sup>

Das EU-Projekt FAIRFUELS zielt sowohl auf die experimentelle Erprobung dieser Konzepte als auch auf die Bewertung des Brennstoff- und Targetverhaltens bezüglich Auflösung und Wiederaufarbeitung, um ein schlüssiges P&T-Modell zu entwickeln. Die Wiederaufarbeitbarkeit und Herstellung

von verschiedenen Transmutationsbrennstoffen (CERCER, CERMET, nitridisch, carbidisch) wird derzeit in ASGARD untersucht.

### 6.1.3 TRANSMUTATION, INSBESONDERE MYRRHA

Innerhalb des EUROTRANS-Projektes wurden die beiden Konzepte XT-ADS und EFIT ausgearbeitet. Beide Konzepte sehen Spallationstargets aus flüssigem Metall vor. Während XT-ADS für MOX-Brennstoffe ausgelegt wurde, welche in unterschiedlichen Beladungszonen untergebracht werden sollen, sieht das EFIT-Konzept die Verwendung von Uran-freien Brennstoffen mit Plutonium und minoren Aktiniden vor. Des Weiteren liegt beiden Konzepten ein leistungsstarker, supraleitender Protonenlinearbeschleuniger zugrunde. Als Kühlmittel wurde für XT-ADS ein flüssiges Blei-Wismut-Eutektikum und für EFIT flüssiges Blei gewählt. Als Alternative zum bleigekühlten EFIT-Konzept wurde auch eine heliumgekühlte Variante, He-EFIT, vorgeschlagen und untersucht. Dabei handelt es sich um eine Anlage mit einer Leistung von 400 Megawatt (thermisch) zur Umwandlung beziehungsweise Verbrennung von minoren Aktiniden. Das Target besteht hier aus festem Wolfram. Bei diesem Konzept wurde eine genaue Betrachtung der Transmutationsraten für die projektierte Lebensdauer des Systems durchgeführt (2790 Betriebstage bei 400 Megawatt (thermisch)).

Im Rahmen der F&E-Arbeiten zum XT-ADS-Konzept wurde das Multi-purpose hYbrid Research Reactor for High-tech Applications-Projekt (MYRRHA) aus der Taufe gehoben. Im belgischen Forschungszentrum SCK•CEN in Mol soll der erste Demonstrator für ein ADS errichtet werden. Dieser Forschungsreaktor (MYRRHA) soll als Ersatz für den bisherigen Forschungsreaktor BR2 (hundert Megawatt (thermisch)) dienen.<sup>285</sup> Zu den Zielen von MYRRHA zählen

<sup>281</sup> Kettler et al. 2011.

<sup>282</sup> Madic et al. 2000; Madic et al. 2004; Madic et al. 2008; Bourg et al. 2011; Euratom 2012.

<sup>283</sup> Pillo 2003.

<sup>284</sup> Wallenius/Eriksson 2005.

<sup>285</sup> Mueller/Abderrahim 2010.

unter anderem die Demonstration der technischen Machbarkeit einer schwermetallgekühlten ADS-Anlage sowie die Erforschung der Sicherheitsparameter von unterkritischen Reaktorsystemen. Seit FP6 wurden viele Forschungsprojekte rund um MYRRHA durchgeführt. In dem von SCK•CEN koordinierten Projekt PATEROS wurde, wie bereits oben erwähnt, eine Roadmap für P&T entwickelt. Hierin wurde neben dem Brennstoffkreislauf vor allem die Errichtung von Demonstrationsanlagen, ADS sowie Schnelle Reaktoren (FR), skizziert. In den Jahren zwischen 2012 und 2025 sollen diese Anlagen errichtet werden. Für den ADS-Demonstrator ist dies MYRRHA und für den FR-Demonstrator ASTRID, ein natriumgekühlter Schneller Reaktor, in Cadarache (Süd-Frankreich).

Kritische Schnelle Reaktorkonzepte wurden im Rahmen der vorliegenden P&T-Studie nicht näher beleuchtet, weil diese nicht nur zum Zwecke der Transmutation konzipiert sind beziehungsweise Transmutation im Sinne von gezielter High-Level-Waste (HLW)-Minimierung nur eine Nebenrolle spielt.

#### 6.1.4 MULTINATIONAL DESIGN EVALUATION PROGRAMME (MDEP)

Das Multinational Design Evaluation Programme (MDEP) wurde 2006 begründet mit dem Ziel der Harmonisierung und Verbesserung der Sicherheitsziele neuer Reaktorkonzepte.<sup>286</sup> Die Kernenergieagentur (Nuclear Energy Agency; NEA) der OECD (Organisation for Economic Co-operation and Development) übernimmt die Funktion des Technischen Sekretariats für MDEP. MDEP umfasst derzeit elf Mitgliedsstaaten, von denen neun Staaten Mitglieder des Internationalen Generation-IV-Forums (GIF) sind. Innerhalb von MDEP gibt es zwei Arbeitsgruppen, die sich vorrangig mit Fragen der Sicherheit der Reaktorbaulinien AP1000 und EPR befassen. Hinsichtlich der Reaktorkonzepte der

Generation IV zielt die Arbeit von MDEP auf die Harmonisierung des sicherheitstechnischen Regelwerks ab. Im Rahmen des Genehmigungsverfahrens für die Forschungsanlage MYRRHA wird davon ausgegangen, dass das zur Anwendung kommende Regelwerk im Zuge eines internationalen Harmonisierungsprozesses durch MDEP entstehen wird.<sup>287</sup> Deutschland ist nicht Mitglied im MDEP.

#### 6.2 SUSTAINABLE NUCLEAR ENERGY TECHNOLOGY PLATFORM (SNETP)

Die SNETP wurde mit Unterstützung der Europäischen Kommission im Jahre 2007 mit dem Ziel gegründet, Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Kernspaltung zu fördern und zu koordinieren.<sup>288</sup> Zu den Mitgliedern zählen Unternehmen aus der Industrie, Forschungseinrichtungen, Hochschulen, Sachverständigenorganisationen und nicht-staatliche Stellen in Europa, die alle ein gemeinsames Interesse an der Entwicklung einer sicheren und nachhaltigen Kernenergienutzung haben. Die Ziele der SNETP sind eng mit den Plänen der strategischen Energiepolitik der EU verbunden (Strategic Energy Technology Plan – SET-Plan). Daran gekoppelt ist auch die European Sustainable Nuclear Industrial Initiative (ESNII), die sich vor allem für die Entwicklung von Demonstratoren neuer Reaktorkonzepte (Generation IV beziehungsweise kurz Gen-IV) einsetzt.<sup>289</sup>

Sowohl SNETP als auch ESNII unterstützen die Entwicklung von P&T. Neben der Entwicklung von kritischen Reaktorsystemen für den geschlossenen Brennstoffkreislauf wird auch MYRRHA als ADS-Demonstrator unterstützt. MYRRHA wird dabei als Meilenstein und Pilotanlage für die Entwicklung des bleigekühlten Reaktors ALFRED vorgesehen.

Aus Deutschland sind mehrere Institutionen Mitglied bei SNETP, unter anderem E.ON, RWE, das Forschungszentrum

<sup>286</sup> OECD/NEA 2012.

<sup>287</sup> OECD/NEA 2009.

<sup>288</sup> SNETP 2013.

<sup>289</sup> SNETP 2010.

Jülich, das Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf, die Universität Stuttgart und die RWTH Aachen.

### 6.3 EUROPEAN SUSTAINABLE NUCLEAR INDUSTRIAL INITIATIVE (ESNII)

ESNII hat das vorrangige Ziel, nukleare Technologien im Sinne der nachhaltigen Nutzung der Kernenergie zu entwickeln. Dabei stehen die effizientere Nutzung von Uran als Ressource sowie das Recycling von Plutonium und die Reduktion des Radiotoxizitätsinventars im Vordergrund. Darüber hinaus sollen die Auswirkungen der Entsorgung der radioaktiven Abfälle minimiert werden. Die Entwicklung der hierfür notwendigen Technologien erfolgt nach dem SET-Plan und soll die europäische Industrie in eine marktführende Rolle versetzen.

Wie in dem ESNII-Konzeptpapier beschrieben, sollen drei Reaktoren der 4. Generation (GenIV), nämlich der Schnelle natriumgekühlte Reaktor (Sodium Fast Reactor – SFR), der Schnelle bleigekühlte Reaktor (Lead cooled Fast Reactor – LFR) und der Schnelle gasgekühlte Reaktor (Gas cooled Fast Reactor – GFR), in Betracht gezogen werden.<sup>290</sup> Von diesen drei Reaktoren wird der SFR als die Referenz-Technologie angesehen und LFR sowie GFR werden als längerfristige alternative Technologien betrachtet. Das Konzeptpapier beschreibt des Weiteren, wie geeignete F&E-Testeinrichtungen identifiziert und gefördert werden sollen.

Die Initiative möchte die industriellen Kapazitäten und Kompetenzen im Rahmen eines europäischen F&E-Projekts zum Thema Schneller-Brüter sammeln. Im Konzeptpapier wird die Identifizierung der wichtigsten Meilensteine beschrieben und die Abfolge der notwendigen Entscheidungsschritte für die nächsten Phasen (Design und Konstruktion) diskutiert. Der Fokus liegt hierbei auf der Entwicklung der SFR-Technologie.

### 6.4 EUROPEAN STRATEGY FORUM ON RESEARCH INFRASTRUCTURES (ESFRI)

ESFRI ist das Europäische Strategieforum für Forschungsinfrastrukturen, um die wissenschaftliche Integration Europas zu fördern und internationale Kontakte zu stärken. Das wesentliche Ziel ist es, die Wettbewerbsfähigkeit und den offenen Zugang zu qualitativ hochwertigen Forschungsinfrastrukturen/-einrichtungen zu unterstützen.

Die ESFRI-Delegierten werden durch die Forschungsminister der Mitgliedstaaten und assoziierten Länder nominiert. Gemeinsam mit Vertretern der EU-Kommission soll eine länderübergreifende Strategie entwickelt werden. Diese zielt auf die Überwindung der innerpolitischen Grenzen und reagiert auf die sich rasch entwickelnden Fortschritte der Wissenschaft, indem moderne und zukunftsweisende Forschungseinrichtungen gefördert werden.

ESFRI wurde im Jahr 2002 im Auftrag des Europäischen Rates gegründet; die erste Roadmap für eine pan-europäische Forschungsinfrastruktur wurde im Jahr 2006 veröffentlicht. Ein Update der ESFRI-Roadmap, die sich auf Energie, Ernährung und Biologie beschränkt, wurde Ende 2010 veröffentlicht. Die Hauptaufgabe des ESFRI ist es, die Projekte auf der Roadmap in ihrer Umsetzung zu unterstützen. Neben so großen Projekten wie dem Jule Horowitz Reaktor in Frankreich und dem Hadronenbeschleuniger FAIR in Deutschland steht seit 2010 auch MYRRHA mit auf der Roadmap für zukünftige Großforschungsprojekte.

### 6.5 INTERNATIONALE PROJEKTE AUSSERHALB EUROPAS MIT BEZUG ZU P&T

Im Bereich P&T gibt es viele internationale Projekte, die teilweise über die OECD/NEA koordiniert werden.<sup>291</sup> Im Zweijahresrhythmus organisiert die OECD/NEA eine

<sup>290</sup> SNETP 2010.

<sup>291</sup> ADS 2001.

wissenschaftliche Fachveranstaltung zum Thema P&T. Die letzten beiden Veranstaltungen wurden mit Unterstützung der Idaho National Laboratory (INL) im November 2010 in San Francisco (USA) und mit Unterstützung der Radioactive Waste Repository Authority (RAWRA) im September 2012 in Prag (Tschechien) durchgeführt. Die Veranstaltungsreihe läuft unter dem Titel *International Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation (IEMPT)*. Bei den Treffen werden sowohl wissenschaftliche als auch strategisch-politische Entwicklungen im Bereich von P&T diskutiert. Hierzu zählen:

- Strategien des Brennstoffkreislaufes und übergeordnete technische Optionen
- Auswirkungen von P&T auf die geologische Endlagerung
- Management-Strategien zum Umgang mit radioaktiven Abfällen (einschließlich der sekundären Abfälle)
- Transmutationsbrennstoffe und Spallationstargets
- Pyro- und wässrige Trennprozesse für minore Aktinide
- Materialien und Kühlmittel
- Physik der Transmutation, Experimente und nukleare Daten
- Transmutationsanlagen: Design, Leistung und Sicherheitskonzepte
- Handhabung und Transport der Transmutationsbrennstoffe
- Wirtschaftlichkeit von P&T
- Nukleare Simulation
- Experimente und Instrumentierung
- Neue Theorien und Benchmarks

### 6.5.1 USA

Die USA haben in der Vergangenheit viele Projekte im Zusammenhang mit P&T durchgeführt. Traditionell stand dabei immer der geschlossene Brennstoffkreislauf mit Schnellen

kritischen Reaktorsystemen im Fokus. Das beste Beispiel hierfür ist der sogenannte Integral Fast Reactor (IFR), ein natrium- beziehungsweise flüssigmetallgekühlter Reaktor, der mit schnellen Neutronen arbeitet.<sup>292</sup> Bei diesem Reaktor der 4. Generation handelt es sich um einen Brutreaktor, mit dem es auch möglich ist, Transurane zu verbrennen. Zu den Vorteilen dieses Reaktortyps zählt vor allem die Möglichkeit, einen Teil der wärmeentwickelnden Abfälle (minore Aktinide) nach der Wiederaufarbeitung als Kernbrennstoff zu nutzen. Somit werden im Vergleich zu leichtwassergekühlten Reaktoren weniger langlebige Spaltprodukte erzeugt. Nachdem die Forschungsarbeiten im Auftrag des U.S. Department of Energy am Argonne National Laboratory im Jahr 1984 aufgenommen wurden, hat die U.S. Regierung unter Präsident Bill Clinton die weiteren F&E-Arbeiten im Jahr 1992 aus politischen Gründen untersagt.

Neben den kritischen Reaktorkonzepten werden in den USA auch ADS-Konzepte verfolgt. Am Los Alamos National Laboratory (LANL) wurde ein Blei- beziehungsweise Blei-Wismut-gekühltes ADS-Konzept entwickelt, bei dem auch der Brennstoff in einer flüssigen Form vorliegt (als Salzschmelze),<sup>293</sup> wodurch die Wiederaufarbeitung erleichtert würde. Dieses Konzept ist bisher nicht über eine Designphase hinausgekommen, führte aber Ende der 1990er Jahre zu einer amerikanischen Roadmap für die Entwicklung einer beschleunigergetriebenen Transmutationsanlage (ATW-Konzept, Accelerator-driven Transmutation of Waste).<sup>294</sup>

Aktuell laufen die Forschungsarbeiten im Bereich P&T in den USA stark eingeschränkt. Fortschritte beziehungsweise gezielte Aktivitäten sind kaum zu erkennen. Vielmehr scheint es so, als würde die U.S. Administration abwarten und die internationalen Forschungsaktivitäten beobachten, vor allem die Europäischen. Erwähnenswerte Forschungsaktivitäten, die mit P&T assoziiert sind, werden im Bereich

<sup>292</sup> IFR 2013.

<sup>293</sup> Bowman 1998.

<sup>294</sup> ATW 1999.



alternativer Transmutationskonzepte betrieben.<sup>295</sup> Darunter das LIFE-Konzept (Laser Inertial Fusion Energy) am Lawrence Livermore National Laboratory und das z-pinch-Hybrid-Konzept am Sandia National Laboratory.

### Blue Ribbon Commission

Nach der Einstellung des US-Amerikanischen HLW-Endlagerprojekts *Yucca Mountain* wurde im Januar 2010 von Präsident Barack Obama die *Blue Ribbon Commission on America's Nuclear Future* ins Leben gerufen. Sie hatte den Auftrag, Vorschläge für die Entwicklung von sicheren, nachhaltigen Lösungen für das Management der radioaktiven Abfälle und abgebrannten Brennstoffe zu entwickeln. Die Kommission setzte sich aus Experten der Regierung, Wissenschaft und Industrie zusammen und betrachtete sowohl die Zwischen- und Endlagerung als auch die Wiederaufarbeitung der Abfälle. Im Januar 2012 wurde der finale Bericht vorgelegt, in dem eine neue Strategie für die Entsorgung vorgeschlagen wurde.<sup>296</sup> Es wurden mehrere Empfehlungen gegeben:

- Ein neuer Ansatz für die Endlagersuche und die Standortsuche für neue kerntechnische Anlagen soll verfolgt werden. Dabei stehen die Beteiligung und Zustimmung der Öffentlichkeit sowie ein transparentes Verfahren nach standardisierten wissenschaftlichen Methoden im Vordergrund. Darüber hinaus sollen standortunabhängige Sicherheitsstandards entwickelt werden.
- Die Einrichtung einer neuen Organisation, die ausschließlich für Transport, Lagerung und Entsorgung der nuklearen Abfälle zuständig ist, wird empfohlen. Diese soll mit den entsprechenden Autoritäten und finanziellen Mitteln ausgestattet werden.
- Die neu zu errichtende Organisation soll Zugriff auf die finanziellen Rücklagen der Kernkraftwerksbetreiber erhalten, die ähnlich wie in Deutschland, für die Entsorgung der nuklearen Abfälle gebildet wurden.

- Es sollen zügig Maßnahmen ergriffen werden, um ein oder mehrere tiefegeologische Endlager für sämtliche hochradioaktiven Abfälle und abgebrannte Brennstoffe (inklusive der Abfälle aus der Waffenproduktion) zu errichten und um ein oder mehrere zentrale Zwischenlager zu errichten.
- Der mögliche großangelegte Transport von abgebrannten Brennstoffen und radioaktiven Abfällen in diese Zwischenlager soll entsprechend vorbereitet werden.
- Es wird eine fortgesetzte Förderung US-amerikanischer Innovationen im Bereich der Kerntechnik und Unterstützung für den Kompetenzerhalt der Fachkräfte gefordert.
- Die USA sollen eine aktive Führungsrolle in den internationalen Bemühungen zur Betriebssicherheit, zum Abfallmanagement, zur Nichtweiterverbreitung und zur Sicherung kerntechnischer Anlagen einnehmen beziehungsweise erhalten.

### SIGMA-Team

Nach der Einstellung des Yucca Mountain-Endlagerprojekts in den USA wurde auch die bis dahin verfolgte Strategie zur Abtrennung langlebiger und stark wärmeentwickelnder Radionuklide hinfällig. Die bis zu diesem Zeitpunkt entwickelte Abtrennstrategie sah eine relativ komplizierte Abfolge unterschiedlicher hydrometallurgischer Abtrennprozesse vor. Da in den USA nun eine vollständig ergebnisoffene Suche nach neuen Endlageroptionen und Standorten stattfindet, wurde auch von der entwickelten Abtrennstrategie Abstand genommen. Um eine Neuausrichtung der Forschung für neue Abtrennprozesse zu ermöglichen und die vorhandenen Kompetenzen zu bündeln, wurde das Sigma Team for Minor Actinide Separations unter der Leitung von Bruce Moyer und Terry Todd ins Leben gerufen. An diesem Team sind die amerikanischen Großforschungszentren Oak Ridge, Los Alamos, Pacific Northwest, Savannah River, Argonne und Idaho sowie die Washington State University beteiligt. Dabei wird die Entwicklung von einfachen und

<sup>295</sup> Kettler et al. 2011.

<sup>296</sup> Ribbon 2012a; Ribbon 2012b.



robusten Methoden für die Abtrennung der besonders langlebigen und radiotoxischen minoren Aktiniden verfolgt.

### 6.5.2 JAPAN

In Japan wurden in den letzten zwei Jahrzehnten große Anstrengungen unternommen, um die Forschung im Bereich P&T voranzutreiben.<sup>297</sup> Die Arbeiten werden von Japan Atomic Energy Agency (JAEA) koordiniert. Sie konzentrieren sich auf die Entwicklung eines geschlossenen Brennstoffkreislaufes unter Verwendung von Schnellen Reaktoren im Fast reactor Cycle Technology (FaCT)-Projekt. Das Projekt verfolgt die in GEN-IV definierten Ziele unter Einsatz von Schnellen natriumgekühlten Reaktoren mit allen dazu notwendigen Teilbereichen – Reaktor, Brennstoffproduktion und Wiederaufbereitung. Zusätzlich wurden insbesondere zwei ADS-Konzepte, Salzschnmelze und Feststofftarget, untersucht. Verschiedene japanische Universitäten wurden im Neutron Science Project zusammengeschlossen, um die grundlegenden naturwissenschaftlichen und technischen Forschungsarbeiten voranzubringen.<sup>298</sup> Auf dem Gelände des nationalen Forschungszentrums für Hochenergie, dem KEK in Tsukuba, wurde im Jahr 2009 die Beschleunigeranlage Japan Proton Accelerator Research Complex (J-PARC) fertiggestellt. Hierbei handelt es sich um einen Protonenbeschleuniger, an dem eine Experimentiereinrichtung für die Transmutation angeschlossen ist, die TEF (Transmutation Experimental Facility). Es werden hier sowohl Experimente mit flüssigmetallgekühlten Spallationstargets als auch kritischen Anordnungen (10 Watt) durchgeführt. Bestrahlt werden einzelne Brennstäbe mit minoren Aktiniden mit Spallationsneutronen.

Japan betreibt in Tokai-Mura eine Anlage zur Produktion von MOX (zehn Tonnen pro Jahr) und plant für 2015 in Rokkasho-Mura den Betrieb einer neuen Anlage

(130 Tonnen pro Jahr). Die japanischen Anlagen haben prozessbedingt weltweit die einzige Lizenz zur Herstellung von MOX mit bis zu fünfzig Prozent Plutonium-Anteil. So soll zum Beispiel der in MYRRHA zum Einsatz kommende MOX (bis zu dreißig Prozent Pu) aus Japan geliefert werden.

Die japanischen F&E-Arbeiten im Bereich P&T wurden durch den Unfall in Fukushima Daiichi gehemmt. Außerdem wurden Teile des Beschleunigerkomplexes J-PARC durch das Erdbeben in Mitleidenschaft gezogen. Die Arbeiten werden aber in naher Zukunft weiter intensiv fortgeführt, da viele Schäden bereits behoben wurden.

### 6.5.3 RUSSLAND

In Russland fokussieren sich die kerntechnischen F&E-Arbeiten, wie in vielen anderen Ländern auch, auf den geschlossenen Brennstoffkreislauf. In der Natrium-beziehungsweise Schwermetall-Technologie besitzen russische Forschungseinrichtungen langjährige Erfahrungen. Seit 1982 wird im Kernkraftwerk Beloyarsk der Reaktor Bystrye Neytrony (BN)-600 betrieben. Hierbei handelt es sich um einen natriumgekühlten Schnellen Reaktor (Brutreaktor). Der Nachfolger BN-800 befindet sich bereits im Bau. Ein wichtiges Ziel dieser Anlage ist die Verbrennung von Plutonium im Rahmen der Abrüstung von Atomwaffen. Die mit schwerem Flüssigmetall gekühlten Reaktoren wurden für den Einsatz in U-Booten entwickelt, sollen aber in Zukunft auch im Bereich der Leistungsreaktoren verwendet werden. Ein erster Prototyp, der BREST-300 (300 Megawatt (elektrisch) Leistung) soll ab 2016 in Seversk errichtet werden. Zusätzlich beschäftigt sich eine Gruppe am Kurchatov Institut mit der Entwicklung eines Salzschnmelzenreaktors, speziell für die Transmutation – dem Molten Salt Actinide Recycler & Transmuter (MOSART).<sup>299</sup> Das generelle Ziel ist die Untersuchung der Machbarkeit der Transmutation von

<sup>297</sup> Stanculescu 2000.

<sup>298</sup> Kurata et al. 2002.

<sup>299</sup> Ignatiev et al. 2007.

Transurane in einem brutstofffreien System unter Nutzung des geschlossenen Brennstoffzyklus. Das System sieht eine Salzaufbereitung und -reinigung eines kleinen Volumensstromes parallel zum Betrieb vor und benötigt deshalb keine Wiederaufbereitung von Transmutationsbrennstoff wie bei Reaktoren mit Festbrennstoff.

Forschungsaktivitäten zum Thema ADS werden weniger stark verfolgt. Am Vereinigten Institut für Kernforschung (VIK) in Dubna, nicht weit entfernt von Moskau, werden im Rahmen der Kernforschung verschiedene Beschleuniger betrieben und in internationaler Kollaboration experimentelle Untersuchungen zur Transmutation langlebiger, radiotoxischer Abfälle durchgeführt. Die F&E-Arbeiten fokussieren sich hierbei vornehmlich auf die experimentelle Ermittlung von nuklearen Daten, zum Beispiel Wirkungsquerschnitte für Spallation und Transmutation. Am Nuclotron-Beschleuniger des dortigen Laboratoriums für Hohe Energien (LHEP) wird mit Proben von Iod-129, Neptunium-237, Americium-241 und anderen Nukliden gearbeitet. Die Neutronen werden mit Protonen von Gigaelektronenvolt-Energien in einem dicken Blei-Target erzeugt. Im GAMMA-2-Target werden die Neutronen in einem Paraffinmoderator thermalisiert. Im Energy plus Transmutation (E+T)-Target wird der Fluss schneller Neutronen durch einen massiven Uran-Mantel verstärkt.<sup>300</sup>

Die russischen F&E-Arbeiten im Bereich von P&T werden sehr wahrscheinlich auch zukünftig unter den Randbedingungen des geschlossenen Brennstoffkreislaufes fortgeführt werden. Entwicklungen im Sinne von ADS werden sich auf die Grundlagenforschung beschränken.

### 6.5.4 SONSTIGE LÄNDER

Alle Länder, die sich mit der Nutzung der Kernenergie auseinandersetzen, werden Forschungsprogramme durchführen, bei denen P&T eine Rolle spielen wird. Allerdings

hängen die Schwerpunkte von den jeweiligen Strategien eines Landes ab. In Ländern, die auf den geschlossenen Brennstoffkreislauf setzen (zum Beispiel Süd-Korea), sind die Anforderungen andere als in Ländern, die den Ausstieg aus der Kernenergie anstreben (zum Beispiel Schweiz). Beispielsweise wurde im Rahmen des internationalen Forschungsprojektes Megawatt Pilot Target Experiment (MEGAPIE) am Paul-Scherrer-Institut (PSI) in der Schweiz zwischen 1999 und 2006 die Machbarkeit eines flüssigmetallgekühlten Spallationstargets untersucht.<sup>301</sup>

In China, Süd-Korea sowie Indien wird wie in Frankreich der geschlossene nukleare Brennstoffkreislauf angestrebt. Deswegen sind die F&E-Programme in diesen Ländern auf den Einsatz von Schnellen Brutreaktoren (Gen IV) fokussiert. Nicht-militärische Forschung im Bereich P&T wird zumeist in Kooperation mit Programmen der OECD/NEA und der IAEA durchgeführt.

## 6.6 SCHLUSSFOLGERUNGEN

Seit dem Jahr 2000 wurden über vierzig EU-Forschungsprojekte zum Thema P&T durchgeführt, wobei über 306 Millionen Euro in die F&E-Arbeiten investiert wurden. Die Europäische Kommission förderte die verschiedenen Projekte in diesem Zeitraum bis heute mit über 160 Millionen Euro. Darüber hinaus gibt es auf europäischer Ebene mehrere Initiativen wie SNETP, ESNI und ESFRI, die eine nachhaltige Entwicklung der friedlichen Nutzung der Kernenergie fördern sollen. Daneben werden relevante F&E-Arbeiten zum Thema P&T in den USA, Japan und Russland verfolgt. In der Vergangenheit haben deutsche Forschungsinstitutionen maßgeblich an diesen Entwicklungen mitgearbeitet. Sowohl für den Erhalt von Knowhow im Umgang mit Kernbrennstoffen als auch, um zukünftig auf anstehende Entwicklungen Einfluss nehmen zu können, ist in Deutschland die Fortführung der F&E-Arbeiten im Bereich der P&T-Forschung anzustreben.

<sup>300</sup> Westmeier et al. 2011.

<sup>301</sup> Groeschel et al. 2004.

## LITERATUR

**ADS 2001**

ADS: A European Roadmap for Developing Accelerator Driven System (ADS) for Nuclear Waste Incineration, April 2001.

**ATW 1999**

ATW: A Roadmap for Developing Accelerator Transmutation of Waste – ATW – Technology (A Report to Congress, DOE/RW-0519, Oktober 1999), 1999.

**Bourg et al. 2011**

Bourg, S. et al.: "ACSEPT—Partitioning Technologies and Actinide Science: Towards Pilot Facilities in Europe". In: *Nuclear Engineering and Design*, 241, 2011, S. 3427 – 3435.

**Bowman 1998**

Bowman, C.: "Accelerator-Driven Systems for Nuclear Waste Transmutation" (The ADNA Corporation, Los Alamos). In: *Annu. Rev. Nucl. Part. Sci.*, 48, 1998, S. 505 – 556.

**Euratom 2012**

EURATOM FP7-Projekt: *Safety of Actinide Separation Processes* (FP7-CP-2012-323282, 2013 – 2016), Luxemburg, 2012.

**Eurotrans 2013**

EUROTRANS: Euratom FP 6 contract FI6W-CT-2005-516520. URL: <http://nuclear-server.ka.fzk.de/eurotrans> [Stand: 06.06.13].

**Groeschel et al. 2004**

Groeschel, F. et al.: "The MEGAPIE 1 MW Target in Support to ADS Development: Status of R&D and Design". In: *Journal of Nuclear Materials* 335, 2004, S. 156 – 162.

**IFR 2013**

IFR: *An Introduction to Argonne National Laboratory's INTEGRAL FAST REACTOR (IFR) PROGRAM*. URL: <http://web.archive.org/web/20071009064447/www.nuc.berkeley.edu/designs/ifr/anlw.html> [Stand: 06.06.13].

**Ignatiev et al. 2007**

Ignatiev, V. et al.: *Progress in Development of Li, Be, Na/F Molten Salt Actinide Recycler & Transmuter Concept* (Proceedings of ICAPP 2007, Nizza: 13.–18. Mai 2007, Paper 7548), 2007.

**Kettler et al. 2011**

Kettler, J./Heuters M. et al.: Konzept einer gasgekühlten beschleunigergetriebenen Transmutationsanlage – AGATE (Nuclear Safety Reports), Aachen, 2011.

**Knebel et al. 2009**

Knebel, J. et al.: European Research Programme for the Transmutation of High Level Nuclear Waste in an Accelerator Driven System – Towards a Demonstration Device of Industrial Interest-EUROTRANS (Proc. of FISA 09, Prag, 22.–24. Juni 2009), Prag, 2009.

**Kurata et al. 2002**

Kurata, Y. et al.: "The Accelerator Driven System Strategy in Japan". In: *Journal of Nuclear Materials*, 301, 2002, S. 1 – 7.

**Madic et al. 2000**

Madic, C. et al.: *New Partitioning Techniques for Minor Actinides* (Final Report, EUR 19149), Luxemburg: European Commission, 2000.

**Madic et al. 2004**

Madic, C. et al.: *PARTNEW – New Solvent Extraction Processes for Minor Actinides* (Final Report, CEA-R-6066), Frankreich: Commissariat à l'Énergie Atomique, 2004.

**Madic et al. 2008**

Madic, C. et al.: "EUROPART: EUROpean Research Program for the PARTitioning of Minor Actinides from High Active Wastes Arising from the Reprocessing of spent Nuclear Fuels". In: *Radiochimica Acta*, 96, 2008, S. 183 – 185.

**Mueller/Abderrahim 2010**

Mueller, A./Abderrahim, H.: "Transmutation von radioaktivem Abfall – Reaktor- und Beschleuniger-Technologie gehen gemeinsam das Hauptproblem der Kernenergie an". In: *Physik Journal*, 9: 11, 2010.

**OECD/NEA 2009**

OECD/NEA: *Independent Evaluation of the MYRRHA Project* (OECD/NEA-Bericht 6881), Paris, 2009.

**OECD/NEA 2012**

OECD/NEA: Multinational Design Evaluation Programme (MDEP). Annual Report, Paris, 2012.

**Pillo 2003**

Pillon, S.: *Status of the European Future Programme* (Proc. of the International Workshop on P&T and ADS Development, Mol, Belgien: 6. – 8. Oktober 2003), Mol, Belgien, 2003.

**Ribbon 2012a**

Blue Ribbon Commission on America's Nuclear Future: *Report to the Secretary of Energy*, Washington, DC, 2012. URL: <http://www.brc.gov> [Stand: 20.09.2013].

**Ribbon 2012b**

Blue Ribbon Commission on America's Nuclear Future: *Disposal Subcommittee Report to the Full Commission – Updated Report*, Washington, DC, 2012.

**Sheffield et al. 2005**

Sheffield, R. et al.: *Accelerator and Spallation Target Technologies for ADS Applications*, 2005. URL: [www.nea.fr/science/docs/pubs/nea5421-accelerator.pdf](http://www.nea.fr/science/docs/pubs/nea5421-accelerator.pdf) [Stand: 30.01.13].

**SNETP 2010**

Sustainable Nuclear Energy Technology Platform (SNETP): *The European Sustainable Nuclear Industrial Initiative: Demonstration Programme for Fast Neutron Reactors* (Infobroschüre 2010). URL: <http://www.snetp.eu/www/snetp/images/stories/Docs-ESNI/esnii-folder-a4.pdf> [Stand: 06.06.13].

**SNETP 2013**

Sustainable Nuclear Energy Technology Platform (SNETP): URL: <http://www.snetp.eu> [Stand: 06.06.13].

**Stanculescu 2000**

Stanculescu, A.: *Accelerator Driven Systems (ADS) and Transmutation of Nuclear Waste: Options and Trends* (Workshop Nuclear Data and Nuclear Reactors: Physics, Safety and Design), Triest, 2000.

**von Lensa et al. 2008**

von Lensa, W. et al.: RED-IMPACT: Impacting of Partitioning, Transmutation and Waste Reduction Technologies on the Final Nuclear Waste Disposal (Synthesis Report), Jülich: Forschungszentrum Jülich, 2008.

**Wallenius/Eriksson 2005**

Wallenius, J./Eriksson, M.: "Neutronics of minor actinide burning accelerator-driven systems with ceramic fuel". In: *Nucl. Technol.*, 151, 2005, S. 314.

**Westmeier et al. 2011**

Westmeier, W. et al.: "Experimente zur Transmutation langlebiger radioaktiver Abfälle". In: *Atomwirtschaft (atw)*, 56, 2011, S. 620 – 628.

## ANHANG ZU KAPITEL 6

Tabelle 1: Auflistung relevanter EU-Projekte in Bezug zu P&amp;T, abgegrenzt nach Projektschwerpunkten

ROADMAP-ENTWICKLUNG				
Projekt (* Beteiligung deutscher Institutionen)	EU	Koordinator	Kosten in €	EU-Förderung in €
<b>ALLIANCE:</b> Preparation of ALLEGRO-Implementing Advanced Nuclear Fuel Cycle in Central Europe (*)	FP7	MTA EK (HU)	1.396.860	850.000
<b>ARCAS:</b> Ads and fast Reactor Comparison Study in support of Strategic Research Agenda of SNETP (*)	FP7	STUDIECENTRUM VOOR KERNENERGIE	509.527	488.180
<b>CINCH:</b> Cooperation in Education in Nuclear chemistry	FP7	Ceske vysoké učení technické v Praze	1.234.752	804.304
<b>ECNET:</b> EU-China Nuclear Education and Training Cooperation (*)	FP7	ENEN (FR)	573.300	480.000
<b>EISOFAR:</b> Roadmap for a European Innovative Sodium Fast Reactor (*)	FP6	COMMISSARIAT A L' ENERGIE ATOMIQUE	489.139	249.021
<b>ENEN-RU:</b> ENEN Cooperation with Russia in nuclear education, training and knowledge management (*)	FP7	ENEN (FR)	595.503	467.155
<b>EUROTRANS:</b> All Aspects of Transmutation by subcritical ADS (basiert auf FUERTRA; BASTRA; TESTRA; PDS-XADS) (*)	FP6	KARLSRUHE INSTITUT FÜR TECHNOLOGIE	42.926.414	23.000.000
<b>GENTLE:</b> Graduate and Executive Nuclear Training and Lifelong Education (*)	FP7	TUD (NL)	2.090.644	1.700.000
<b>PATEROS:</b> P&T Roadmap proposal for Advanced Fuel Cycles leading to a Sustainable Energy - Syntheses Report (*)	FP6	STUDIECENTRUM VOOR KERNENERGIE	765.615	600.000
<b>REDIMPACT:</b> Impact study of P&T on Waste Management (*)	FP6	Kungliga Tekniska högskolan	3.512.021	2.000.000
<b>VELLA:</b> Virtual European Lead Laboratory (*)	FP6	ENEA-Brasimone Research Centre	2.147	2
<b>SUMME</b>			<b>54.095.922</b>	<b>30.638.662</b>

<b>SICHERHEITSFORSCHUNG</b>				
Projekt (* Beteiligung deutscher Institutionen)	EU	Koordinator	Kosten in €	EU-Förderung in €
<b>ALISA:</b> Access to Large Infrastructure for Severe Accidents (*)	FP7	KARLSRUHE INSTITUT FÜR TECHNOLOGIE	1.644.231	1.000.000
<b>JASMIN:</b> Joint Advanced Severe accidents Modelling and Integration for Nacooled fast neutron reactors (*)	FP7	IRSN (FR)	5.650.533	2.991.182
<b>MAXSIMA:</b> Methodology, Analysis and eXperiments for the "Safety In MYRRHA Assessment" (*)	FP7	STUDIECENTRUM VOOR KERNENERGIE	10.087.542	5.500.000
<b>SACSESS:</b> Safety of Actinide Separation proceSSes (*)	FP7	COMMISSARIAT A L' ENERGIE ATOMIQUE	10.278.038	5.550.000
<b>SARGEN_IV:</b> Safety Assessment for Reactors of Generation IV (*)	FP7	IRSN	1.293.111	999.128
<b>SEARCH:</b> Safe Exploitation Related Chemistry for HLM reactors (*)	FP7	STUDIECENTRUM VOOR KERNENERGIE	5.448.120	2.977.524
<b>SILER:</b> Seismic-Initiated events risk mitigation in Lead-cooled Reactors (*)	FP7	ENEA-Brasimone Research Centre	4.450.851	2.926.133
<b>TALISMAN:</b> Transnational Access to Large Infrastructure for a Safe Management of ActiNide (*)	FP7	COMMISSARIAT A L' ENERGIE ATOMIQUE	5.400.859	4.000.000
<b>TRASNUSAFE:</b> Training schemes on nuclear safety culture	FP7	UCL (BE)	1.926.948	974.133
<b>SUMME</b>			<b>46.180.233</b>	<b>26.918.100</b>

<b>TRANSMUTATIONSBRENNSTOFFE</b>				
Projekt (* Beteiligung deutscher Institutionen)	EU	Koordinator	Kosten in €	EU-Förderung in €
<b>ASGARD:</b> Advanced fuels for Generation IV reActors: Reprocessing and Dissolution	FP7	NRG (NL)	9.364.186	5.493.725
<b>FAIRFUELS:</b> Fabrication irradiation and reprocessing of fuels and targets for transmutation	FP7	Nuclear Research & consultancy Group	7.655.143	3.000.000
<b>F-BRIDGE:</b> Basic Research for Innovative Fuel Design for Gen-IV systems (*)	FP7	COMMISSARIAT A L' ENERGIE ATOMIQUE	10.204.706	5.450.000
<b>PELGRIMM:</b> PELlets versus Granulates: Irradiation, Manufacturing & Modelling (*)	FP7	CEA (FR)	7.211.760	2.999.999
<b>PUMA:</b> PU & MA Management by thermal Gas-cooled system (*)	FP6	Nuclear Research & consultancy Group	3.700.566	1.850.000
<b>SUMME</b>			<b>38.136.361</b>	<b>18.793.724</b>

REAKTORKONZEPTE (INKLUSIVE ADS)				
Projekt (* Beteiligung deutscher Institutionen)	EU	Koordinator	Kosten in €	EU-Förderung in €
<b>ADRIANA:</b> Advanced Reactor Initiative And Network Arrangement (*)	FP7	UJV	1.429.911	992.650
<b>CDT:</b> Central design team for a fast spectrum transmutation experimental facility (*)	FP7	STUDIECENTRUM VOOR KERNENERGIE	4.029.789	2.000.000
<b>CP-ESFR:</b> Collaborative project on European sodium fast reactor (*)	FP7	COMMISSARIAT A L' ENERGIE ATOMIQUE	11.865.550	5.799.931
<b>ELSY:</b> European Lead-cooled System (*)	FP6	ANSALDO NUCLEARE SPA	6.884.590	2.949.645
<b>EUFRAT:</b> European facility for innovative reactor and transmutation neutron data	FP7	JRC IRMM Geel (Mol)	502.908	502.908
<b>FREYA:</b> Fast Reactor Experiments for hYbrid Applications (*)	FP7	STUDIECENTRUM VOOR KERNENERGIE	5.060.978	2.799.992
<b>GCFR:</b> Gas-cooled Fast Reactor (*)	FP6	NNC Ltd. (UK)	3.603.375	2.000.000
<b>GoFastR:</b> European Gas Cooled Fast Reactor (*)	FP7	AMEC NUCLEAR UK LIMITED	5.385.223	3.000.000
<b>LEADER:</b> Lead-cooled European Advanced Demonstration Reactor (*)	FP7	ANSALDO NUCLEARE SPA	5.699.396	2.994.088
<b>MAX:</b> MYRRHA Accelerator eXperiment, research and development programme (*)	FP7	CNRS (FR)	4.869.256	2.926.199
<b>MEGAPIE:</b> Megawatt Pilot Target Experiment (*)	FP5	FORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE GMBH - TECHNIK UND UMWELT	6.984.797	2.425.408
<b>PDS-XADS:</b> Preliminary Design Studies of an eXperimental Accelerator-Driven System (*)	FP5	Framatome ANP	12.101.018	5.979.375
<b>SUMME</b>			<b>68.416.791</b>	<b>34.370.196</b>

MATERIALFORSCHUNG				
Projekt (* Beteiligung deutscher Institutionen)	EU	Koordinator	Kosten in €	EU-Förderung in €
<b>ACTINET-I3:</b> ACTINET Integrated Infrastructure Initiative (*)	FP7	COMMISSARIAT A L' ENERGIE ATOMIQUE	6.641.169	3.000.000
<b>GETMAT:</b> Gen IV and transmutation materials (*)	FP7	KARLSRUHE INSTITUT FÜR TECHNOLOGIE	13.959.123	7.500.000
<b>MATTER:</b> MATERials Testing and Rules (*)	FP7	ENEA-Brasimone Research Centre	12.180.253	5.993.919
<b>SUMME</b>			<b>32.780.545</b>	<b>16.493.919</b>

PARTITIONING				
Projekt (* Beteiligung deutscher Institutionen)	EU	Koordinator	Kosten in €	EU-Förderung in €
<b>ACSEPT:</b> Actinide reCycling by SEparation and Transmutation (basiert auf EUROPART) (*)	FP7	COMMISSARIAT A L' ENERGIE ATOMIQUE	24.000.000	9.000.000
<b>ASGARD:</b> Advanced fuels for Generation IV reActors: Reprocessing and Dissolution	FP7	CHALMERS TEKNISKA HOEGSKOLA AB	9.364.186	5.493.725
<b>EUROPART:</b> Partitioning techniques and Processes (*)	FP6	COMMISSARIAT A L' ENERGIE ATOMIQUE	11.499.785	6.000.000
<b>SACSESS:</b> Safety of ACTinide SEparation proceSSes	FP7	COMMISSARIAT A L' ENERGIE ATOMIQUE	10.278.038	5.550.000
<b>SUMME</b>			<b>55.142.009</b>	<b>26.043.725</b>

NUKLEARE DATEN				
<b>ANDES:</b> Accurate Nuclear Data for nuclear Energy Sustainability (*)	FP7	CIEMAT (ES)	6.200.000	3.000.000
<b>CANDIDE:</b> Coordinated Action on nuclear Data for Industrial Development in Europa	FP6	UPPSALA UNIVERSITET	977.244	779.904
<b>EFNUDAT:</b> European Facilities for Nuclear Data Measurements (*)	FP6	Centre Etudes Nucléaires de Bordeaux Gradignan	3.030.000	2.400.000
<b>ERINDA:</b> European Research Infrastructures for Nuclear Data Applications (*)	FP7	Helmholtz-Zentrum Dresden- Rossendorf e. V.	1.114.702	999.958
<b>SUMME</b>			<b>11.321.946</b>	<b>7.179.862</b>

<b>SUMME ÜBER ALLE PROJEKTE</b>			<b>306.073.807</b>	<b>160.438.188</b>
---------------------------------	--	--	--------------------	--------------------



Tabelle 2: Institutionen verschiedener Länder mit F&amp;E-Aktivitäten im Bereich P&amp;T

LAND	INSTITUTION	INSTITUT/LABOR	PROJEKTE
<b>Australien</b>	Australian Nuclear Science and Technology Organization	Institute of Materials and Engineering	ACSEPT, EUOPART
<b>Belgien</b>	SCK-CEN	Nuclear Material Science (NMS) Advanced Nuclear Systems (ANS) BR1 BR2 VENUS LHMA	CDT, FAIRFUELS, EUROTRANS, ELSY, VELLA, RED IMPACT HOTLAB, OMICO, PERFECT, HeLiMnet, ACTINET, MYRRHA
	Université de Liege		EUROTRANS, EUROPART, ACSEPT
	Université Catholique de Louvain (UCL)		EUROTRANS
<b>Bulgarien</b>	Institute for Nuclear Research and Nuclear Energy (INRNE)	Nuclear Data	Pb & Bi nuclear Data for XT-ADS & EFIT (EUROTRANS DM5 NUDATRA)
<b>China</b>	CIAE	Entwickler und Betreiber CEFR	
<b>Finnland</b>	Teollisuuden Voima Oy		CANDIDE
<b>Frankreich</b>	CEA	Nuclear Energy Directorate, Radiochemistry and Processes Department	FAIRFUELS, ACSEPT, EUROTRANS DM5 NUDATRA, VELLA
	CEA-Cadarache	Jules Horowitz Reactor (JHR)	ACSEPT, CANDIDE, HeLiMnet
	CEA-Marcoule		EUROPART, ACSEPT, SACSESS
	CEA-Saclay		GANIL, INSTN, IRaMiS
	CEA, DAM DIF, Arpajon		CANDIDE
	Centre National de la Recherche Scientifique (CNRS)		CDT, EUROTRANS, ELSY, VELLA, EUROPART, ACSEPT, SACSESS
	Réseau Européen pour l'Enseignement du Nucléaire (ENEN)		EUROTRANS
	ALCAN Centre de Recherches de Voreppe		ACSEPT
	Areva NP SAS		CDT, ACSEPT, PUMA, CANDIDE
	Advanced Accelerator Application SA (AAA)	EOLE	EUROTRANS
	SUBATECH	ERDRE	MYRRHA / XT-ADS, MEGAPIE, EFIT, EUROTRANS,
	Électricité de France (EDF)	DPI, R&D, DCN, SINETICS	Industrial research for transmutation scenarios, ELSY, PUMA, EUROPART, CANDIDE
	LGI Consulting		FAIRFUELS, PUMA
Université Louis Pasteur		EUROPART, ACSEPT	

LAND	INSTITUTION	INSTITUT/LABOR	PROJEKTE
Indien	Indira Gandhi Centre for Atomic Research (IGCAR)	Großforschungszentrum, Entwickler: PFBR	
	BHAVINI	Bau: Prototype Fast Breeder Reactor	
	Bhabha Atomic Research Centre (BARC)	Fast Reactor Fuel Cycle	
Italien	Istituto Nazionale di Fisica Nucleare (INFN)	CSN5 technological research experiments	European Spallation Source (ESS)
	Ente Per Le Nuove Tecnologie, l'Energia E l'Ambiente (ENEA)	Nuclear Fusion and Fission and related technologies	CDT, ACSEPT, EUROTRANS, ELSY, VELLA, EUROPART, HeLiMnet
	CESI RICERCA S.p.A.		ELSY
	Centro di Ricerca, Sviluppo e Studi Superiori in Sardegna (CRS4)		CDT, EUROTRANS
	Consortium Interuniversitario per la Ricerca Tecnologica Nucleare (CIRTEN)	Polytechnic of Milan, Polytechnic of Turin, University of Bologna, University of Padova, University of Palermo University of Pisa, University of Roma1	EC 7FWP „Leader“ Gen IV LCR, ELSY, PUMA
	Ansaldo Nucleare SpA (ANSALDO)		CDT, EUROTRANS, ELSY
	Del Fungo Giera Energia SPA*DFGE		CDT, ELSY
	DET CNR-IENI		HeLiMnet, VELLA, GETMAT
	SINTEC		HeLiMnet
	Università degli Studi di Parma		ACSEPT, EUROPART, SACSESS
	Polytechnic of Milan		EUROPART, ACSEPT, SACSESS
	Politecnico di Torino	Dipartimento di Energetica	Exchange Meeting
Japan	Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)		EUROPART, ACSEPT, EUROTRANS
	JAEA		CDT, COSI, DESAE, EVOLCODE
	MITSUBISHI		
Kanada	Atomic Energy of Canada Ltd. (AECL)		COSI, DESAE, EVOLCODE, FAMILY and VISION
	McMaster University	Engineering Physics	Forschungsreaktor (MNR)
Korea	KAERI		HYPER
	KESRI		ELSY
	Nuclear Transmutation energy research center of korea association		CDT
	Seoul National University		Exchange Meeting, ELSY
Lettland	University of Latvia	Institute of Physics	VELLA, HeLiMnet

LAND	INSTITUTION	INSTITUT/LABOR	PROJEKTE
Niederlande	Joint Research Centre-Institute for Energy and Transport (JRC-IET)		EUROTRANS
	European Commission (EC) – Joint Research Centre (JRC)	Institute for Reference Materials and Measurements (IRMM)	EUROPART, CANDIDE
	Nuclear Research and Consultancy Group (NRG)		CDT, FAIRFUELS, ACSEPT, EUROTRANS DM5 NUDATRA, ELSY, PUMA, CANDIDE, ACSEPT, ASGARD
	CINC Solutions	Unternehmen	ACSEPT
	Universiteit Twente	organische Chemie	EUROPART, ACSEPT, SACSESS
	Rijksuniversiteit Groningen	chemical technology	ACSEPT
	TU Delft		EUROTRANS, PUMA
Österreich	TU Wien	Atominstitut	EUROTRANS DM5 NUDATRA
Polen	AGH-University of Science and Technology	Departement of Energy Technologies	EUROTRANS, ELSY, PUMA
	Instytut Chemii i Techniki Jadrowej	Radiochemie	ACSEPT
Portugal	Instituto Tecnológico Nuclear (ITN)	Reactors and Nuclear Safety Unit	CDT, ACSEPT, EUROTRANS, CANDIDE
Rumänien	Institute for Nuclear Research (INR)		ELSY
Russland	RRC Kurchatov Institute	Neutron Science Salzschnmelzenreaktor	Exchange Meeting
	IPPE	Entwickler von BN-800	
	NIKIET	Entwickler von BREST	
	RIAR Dimitrovgrad	Entwickler von BOR-60	
Schweden	Chalmers University of Technology	Nuclear Chemistry and Industrial Materials Recycling	FAIRFUELS, EUROPART, ACSEPT, SACSESS, ASGARD
	Albanova University		Exchange Meeting
	KTH Royal Institute of Technology (KTH)	Reactor physics	FAIRFUELS, EUROTRANS, ELSY, GUINEVERE, PUMA, CONFIRM, VELLA, HeLiMnet
	Lund University		European Spallation Source
	Uppsala University		EUROTRANS, CANDIDE
Schweiz	Paul-Scherrer Institut	Neutron Source Development Group	ACSEPT, ASGARD, SACSESS, EUROTRANS (GETMAT) DM4 DEMETRA, ELSY, VELLA, JRA3 & 4, HeLiMnet
		SINQ (Neutron Source Development Group)	MEGAPIE, LIMETS

LAND	INSTITUTION	INSTITUT/LABOR	PROJEKTE
Spanien	Centro de Investigaciones Energeticas Medioambientales y Tecnologicas (CIEMAT)	seguridad nuclear/innovacion nuclear	CDT, FAIRFUELS, VELLA, EUROPART, ACSEPT, SACSESS, EUROTRANS, CANDIDE, HeLiMnet
			COSI, DESAE, EVOLCODE, FAMILY and VISION
	Sener ingenieria y Sistemas S.A.		CDT
	Adaptive Predictive Expert Control ADEX SL		CDT
	Consejo Superior de Investigaciones Cientificas(CSIC)		EUROTRANS, EUROPART
	Empresarios Agrupados Internacional S.A. (EA)	Engineers and Consultants	CDT, EUROTRANS, ELSY
	ETS Institute Quic de Sarria (IQS)		EUROTRANS, VELLA, HeLiMnet
	Universidad Nacional de Educacion a Distancia (UNED)		EUROTRANS
	Universidad Politecnica de Madrid (UPM)		CDT, EUROTRANS
	Universidad Autonoma de Madrid		EUROPART
	Universidad Politecnica Valencia (UPV)	Departamanto de Ingenieria Quimica y Nuclear	CDT, EUROTRANS
	University of Santiago de Compostela (USC)		EUROTRANS DM5 NUDATRA
	Universidad de Sevilla (USE)		EUROTRANS DM5 NUDATRA
Fundacio Privada Institut Catala d'Investigacio Quimica	Supramolecular	ACSEPT	
Tschechien	Řež	Nuclear Research Institute Řež plc	EUROPART, ACSEPT, SACSESS, EUROTRANS, ELSY, VELLA, HeLiMnet, CANDIDE, HeLiMnet Current progress in R&D on pyrochemical partitioning
	Institute of Inorganic Chemistry Academy of Sciences of Czech Republic	Anorganische Chemie	ACSEPT, EUOPART
	Radioactive Waste Management Repository		Exchange Meeting
	KATCHEM SPOL. S.R.O.		EUROPART
	TU Prag		EUROPART, ACSEPT, SACSESS, ASGARD
	Charles University in Prague	Anorganische Chemie, Centre of Molecular and Crystal Structures	ACSEPT

LAND	INSTITUTION	INSTITUT/LABOR	PROJEKTE
UK	National Nuclear Laboratory	Fuel cycle assessment, design and performance	ACSEPT, SACSESS, ASGARD CANDIDE
	AMEC-NNC		PUMA
	Nexia Solutions Ltd		ACSEPT, EUROTRANS, PUMA, EUROPART
	Oxford Technologies Ltd		CDT, EUROTRANS
	Serco	Consultant NNL	FAIRFUELS
	British nuclear fuels		EUROPART
	Imperial College London		FAIRFUELS
	University of Edingburgh	School of Chemistry	ACSEPT
	University of Reading		EUROPART, ACSEPT, SACSESS
Ungarn	AEKI		
	BME		
USA	Georgia Institute of Technology, Atlanta; Westinghouse Electric Company, Pittsburgh		Requirements-driven comprehensive approach to fuel cycle back-end optimisation
	Idaho National Laboratory (INL)	Nuclear Energy (Advanced Fuel Cycle Program, Advanced Nuclear Energy Systems, Nuclear Materials Characterization Department)	COSI, DESAE, EVOLCODE, FAMILY and VISION
	Oak Ridge National Laboratory	neutron sciences, advanced materials	
	Argonne National Laboratory	Nuclear Engineering, Accelerator systems	
	Los Alamos National Laboratory	Accelerators, Civilian Nuclear Programs	
	Lawrence Livermore National Lab. (LLNL)		



## 7 KOMPETENZEN IN DEUTSCHLAND

Andreas Havenith, John Kettler, Bruno Merk

### 7.1 AKTUELLE SITUATION IN DEUTSCHLAND

Die wissenschaftlichen Fortschritte und Entwicklungen in der Kerntechnik haben seit Anfang des 20. Jahrhunderts einen großen Beitrag dazu geleistet, um einerseits den Wohlstand der deutschen Bevölkerung zu ermöglichen, andererseits eine breit aufgestellte sowie fortschrittliche F&E-Landschaft in Deutschland aufzubauen. Sowohl Deutschland als auch die Deutsche Demokratische Republik haben nach dem Zweiten Weltkrieg massiv in die Entwicklung der Kerntechnik investiert.<sup>302</sup> So wurden im Westen die großen Forschungszentren in den 1950er und 1960er Jahren als *Atomforschungszentren* gegründet und im Osten das Zentralinstitut für Kernphysik. Diese Einrichtungen firmieren heute unter dem Dach der Helmholtz-Gemeinschaft und sehen ihren Forschungsschwerpunkt vor allem in den Bereichen Gesundheit, Energien und Umweltforschung. Die Forschungs- und Entwicklungsarbeiten in der Kerntechnik haben für andere Forschungsschwerpunkte und Technikentwicklungen innovative Impulse gesetzt, da sowohl die wissenschaftlichen als auch die sicherheitstechnischen Anforderungen in der Kerntechnik außergewöhnlich hoch sind. Als Folge dieser Entwicklungen haben sich viele neue Forschungsdisziplinen gebildet; die fachliche Kompetenz<sup>303</sup> in Deutschland hat sich auf viele Gebiete ausgeweitet. Sowohl das Aufkommen der neuen Disziplinen als auch der Wandel der gesellschaftlichen/politischen Einstellung gegenüber der Kerntechnik, insbesondere der Kernenergie haben dazu beigetragen, dass die Attraktivität des kerntechnischen Hochschulstudiums stark abgenommen hat.<sup>304</sup> Seit den 1980er Jahren wird die für die Kerntechnik grundlegende Forschungsinfrastruktur zurückgebaut

(beispielhaft hierfür sind die Forschungszentren in Karlsruhe und Jülich) oder nur mit einem Mindestmaß ersetzt (zum Beispiel FRM II in Garching b. München). Beide Faktoren führen in der Gegenwart und in der nahen Zukunft dazu, dass in Deutschland die Kompetenz in der Kerntechnik rapide abnehmen wird.<sup>305</sup> Beschleunigt wird dieser Trend durch den Generationswechsel, da aktuell mehr ausgebildetes Personal in Rente geht, als neue Fachkräfte nachrücken. Als Folge des Kompetenzverlustes werden viele der anstehenden Herausforderungen, wie zum Beispiel der Rückbau der Kernkraftwerke und die Endlagerung der hochradioaktiven Abfälle, sich um Jahrzehnte verzögern.<sup>306</sup> Dieser Trend wird sich auch negativ auf die Sicherheit kerntechnischer Anlagen in Deutschland auswirken. Selbst der Kernenergie gegenüber kritische Institutionen wie Greenpeace sehen an dieser Stelle Handlungsbedarf: „Auch wenn die Kernkraftwerke zügig abgeschaltet werden sollten, braucht die Republik weiter Kerntechniker, allein schon, um die Reaktorsicherheitsforschung und die Bewertung der Atomprogramme anderer Länder aufrecht halten zu können.“<sup>307</sup>

In Folge des Beschlusses der Bundesregierung, aus der Kernenergie auszusteigen, wird die Kompetenz weiter abnehmen, da viele potenzielle Studierende verunsichert sind und sich nicht für ein entsprechendes Hochschulstudium entscheiden.<sup>308</sup> In den Studiengang Nuclear Safety Engineering an der RWTH Aachen haben sich im Oktober 2012 insgesamt 13 Studierende eingeschrieben. Die anderen Universitäten zählen teilweise sogar noch weniger Studierende. Beispielsweise findet der Kurs „Management und Entsorgung radioaktiver Abfälle“ an der TU Clausthal aktuell nicht statt, weil dieses Fach von keiner Person belegt wurde.

<sup>302</sup> Laufs 2013.

<sup>303</sup> Eine wohlhabende Gesellschaft, wie in Deutschland, fußt auf einer gut ausgebildeten Bevölkerung sowie auf einer funktionierenden Infrastruktur, was im Folgenden unter dem Begriff Kompetenz verstanden wird.

<sup>304</sup> ILK 2004.

<sup>305</sup> GRS 2013.

<sup>306</sup> Kettler et al. 2013.

<sup>307</sup> Krägenow 1999.

<sup>308</sup> Zeit Online 2013.

Im Rahmen dieser P&T-Studie haben sich die Beteiligten zum Ziel gesetzt, die noch vorhandene deutsche Kompetenz in der Kernforschung/Kerntechnik und Nuklearchemie, die in Bezug zu P&T eine Rolle spielt, zu identifizieren und im Überblick darzustellen. Hierfür wurde zunächst eine umfassende Recherche durchgeführt und im Anschluss eine Umfrage unter den identifizierten Institutionen. Neben den einzelnen Instituten der Helmholtz-Zentren, der GRS, einigen Universitäten/Fachhochschulen und einer überschaubaren Anzahl an Unternehmen gibt es kaum noch Institutionen in Deutschland, die ein entsprechendes Know-how vorweisen können. Am Ende dieses Kapitels wird ein Ausblick auf die möglichen Konsequenzen dieser Entwicklung gegeben und es werden Optionen zum Kompetenzerhalt diskutiert.

### 7.2 UMFRAGE ZUR VORHANDENEN KOMPETENZ IN DEUTSCHLAND

Im Vorfeld der Umfrage wurde eine Recherche durchgeführt, um möglichst alle in Bezug auf P&T relevanten Institutionen einzubeziehen. Obwohl die Fachhochschulen einen wichtigen Lehrauftrag im Bereich der Kerntechnik haben und in mehrere Kompetenzverbände eingebunden sind, wurden sie nicht berücksichtigt, da die aktuelle P&T-Forschung eher im Bereich der Grundlagenforschung anzusiedeln ist. Des Weiteren wurden die Halbjahres- und Jahresberichte der Projektträger des Bundesministeriums für Wirtschaft und Technologie (BMWi) in Köln (GRS) und des Bundesministeriums für Bildung und Forschung (BMBF) in Karlsruhe (PTKA-WTE) herangezogen, um die von der Bundesregierung unterstützten Forschungsaktivitäten der letzten zehn Jahre mit Bezug zu P&T einzubeziehen. Insgesamt wurden 17 Universitäten beziehungsweise Forschungseinrichtungen sowie 31 Unternehmen identifiziert, die aufgrund ihrer Produkte und Tätigkeiten einen Bezug zu P&T aufweisen. Im Anhang befindet sich eine Liste der verschiedenen Einrichtungen, an die sowohl eine verkürzte Vorhabenbeschreibung als auch die Umfrage mit insgesamt fünf Fragen (siehe Anhang) geschickt

wurde. Obwohl die Rückmeldungen sehr heterogen waren (Forschungszentren: ausführliche Informationen/Hochschulen und Unternehmen: wenige Rückläufe beziehungsweise kaum zielführende Rückkopplungen), kann unter Zuhilfenahme der Halbjahres-/Jahresberichte der Projektträger ein Überblick über die vorhandenen Kompetenzen in Deutschland gegeben werden. Leider lassen die wenigen Rückmeldungen keinen genaueren Aufschluss zu Anzahl der Projekten, Personenzahlen oder vorhanden Infrastruktur zu. Als Begründung wurde, nach individuellen Rückfragen, auf die Verunsicherung aufgrund der momentanen politischen Situation (Ausstieg aus der Kernenergie und Neubeginn der Endlagersuche) verwiesen.

### 7.3 FORSCHUNGS- UND HOCHSCHULEINRICHTUNGEN

Im Rahmen der Studie wurden nur die universitären Hochschuleinrichtungen betrachtet, obwohl es an einigen Fachhochschulen Studiengänge mit kerntechnischem Bezug gibt (insbesondere Aachen, Karlsruhe und Zittau/Görlitz). Der Grund hierfür ist, dass die Kompetenz im Bereich von P&T weitestgehend von Doktorandinnen und Doktoranden, beziehungsweise den Institutionen, an denen diese tätig sind, getragen wird. Die Forschung im Bereich Partitionierung findet größtenteils in den Forschungszentren statt – allen voran das Karlsruher Institut für Technologie (KIT) – und im Forschungszentrum Jülich (FZJ) sowie dem Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf (HZDR). Der Forschungsbereich Transmutation wird von Einrichtungen getragen, die vor allem auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit und der Beschleunigertechnologie arbeiten.

Im Folgenden wird keine Bewertung der jeweiligen Einrichtungen vorgenommen, sondern lediglich die Kompetenz im Bereich P&T in den relevanten Kategorien aufgezeigt. Die Forschungsschwerpunkte stehen dabei im Zentrum der Betrachtungen.



### 7.3.1 PARTITIONIERUNG

Für Forschungs- und Entwicklungsarbeiten mit Kernbrennstoffen, deren Spaltprodukten und sonstigen radioaktiven Stoffen sind gut ausgestattete radiochemische Laboratorien sowie Personal für den Strahlenschutz notwendig. Hierzu zählen neben Handschuhboxen mit entsprechender Abschirmung vor allem auch die sogenannten Heißen Zellen. Im Forschungszentrum Jülich werden die letzten verbliebenen großen Heißen Zellen in Deutschland betrieben, in denen mit größeren Mengen an Transuranen (je nach Radionuklid mehrere hundert Gramm) gearbeitet werden kann beziehungsweise darf. Darüber hinaus gibt es im Karlsruher Institut für Technologie, im Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf und im Forschungszentrum Jülich Gerätschaften neuester Bauart, um Radioanalytik mit entsprechenden radioaktiven Proben zu betreiben. In den drei genannten Institutionen ist Kompetenz in den Bereichen hydrometallurgische Abtrennung von Aktiniden aus hochaktiven flüssigen Abfalllösungen und Brennstoffentwicklung vorhanden. Allerdings sind die Arbeitsgruppen mit jeweils zwei bis drei Wissenschaftlern (zum Beispiel KIT und FZJ) gerade nur noch groß genug, um sich auf Einzelfragen zu konzentrieren. Zwar werden noch an vereinzelt Universitäten (zum Beispiel in Heidelberg) Forschungsarbeiten zum Thema Partitionierung durchgeführt. Diese stehen aber immer in enger Verbindung mit den genannten Forschungszentren, insbesondere wenn es um experimentelle Untersuchungen geht.

### 7.3.2 TRANSMUTATION – REAKTORTECHNIK

Bei der in dieser Studie bevorzugten Transmutationsanlage (ADS) handelt es sich um eine Kombination aus unterkritischem Kernreaktor und Teilchenbeschleuniger. In diesen Forschungsbereichen weisen mehrere Institutionen Kompetenzen auf. Ein ADS ist im Wesentlichen eine kern-technische Anlage der 4. Generation, ähnlich wie kritische

Schnelle Reaktorsysteme. Deshalb beschränken sich die F&E-Arbeiten größtenteils auf Sicherheitsforschung. Die Forschung an fortschrittlichen Reaktorkonzepten, wie zum Beispiel ASTRID (Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration), findet nur in Kooperation mit internationalen Partnern, zumeist in EU-Projekten, statt, da es auf nationaler Ebene keine finanzielle Förderung seitens des Bundes oder der Länder gibt. Aufgrund ihrer Vergangenheit verfügen die großen Forschungszentren zum Teil noch in den Bereichen Sicherheitsanalysen (Kühlmittelverhalten, Transienten etc.) und Materialforschung (Flüssigmetallthermohydraulik, Entwicklung neuartiger Stähle, Messtechnik etc.) über eine breit aufgestellte Infrastruktur mit Experimentiereinrichtungen im großtechnischen Maßstab. Die jeweiligen Arbeitsgruppen umfassen dabei drei bis vier Wissenschaftler, wobei auch hier mindestens fünfzig Prozent des Personals Doktorandinnen und Doktoranden sind. Auch an den Hochschulen gibt es Institute beziehungsweise Arbeitsgruppen, die sich mit Anforderungen neuartiger Reaktorkonzepte beschäftigen. An der Ruhr-Universität Bochum wird zum Beispiel an der Verringerung der Aktivierbarkeit von Reaktordruckbehältern geforscht. Das Problem im Forschungsbereich der Reaktortechnik ist, dass die praktische (experimentelle) Erfahrung und Forschung nicht mehr vorhanden ist; begründet ist dies durch die Reduzierung von Forschungsreaktoren innerhalb Deutschlands. Nur in Kooperation mit internationalen Partnern (siehe Kapitel 6) können die deutschen Forschungseinrichtungen den Zugang zu entsprechenden kerntechnischen Anlagen bewahren.

### 7.3.3 TRANSMUTATION – BESCHLEUNIGERTECHNIK UND SPALLATIONSTARGET

Die Beschleunigertechnologie wird vor allem im Bereich der Hochenergiephysik erforscht. Entwicklungen, die hier vorangetrieben werden, kommen auch der Transmutationsforschung zugute, allerdings sind die Anforderungen an

eine beschleunigergetriebene Transmutationsanlage unter sicherheitstechnischen Aspekten höher (siehe Kapitel 5). Sowohl die Verfügbarkeit des Beschleunigers als auch die Strahlstabilität stellen kritische Größen dar und unterscheiden sich in ihrem Anforderungsprofil von der Grundlagenforschung mit Beschleunigern. In Deutschland ist die Goethe-Universität Frankfurt am Main federführend, wenn es um die Entwicklung neuartiger Beschleuniger für die Transmutation geht. Bei den F&E-Arbeiten am DESY und der Universität Hamburg steht die Entwicklung neuartiger Synchrotronstrahlungsquellen im Vordergrund.

Neben dem Beschleuniger ist für den Betrieb einer unterkritischen ADS-Anlage das Spallationstarget relevant, um die gewünschte Kettenreaktion zu initialisieren. In diesem Forschungsbereich haben die Forschungszentren Jülich und Karlsruhe langjährige Erfahrungen und auch experimentelle Infrastruktur vorzuweisen. So arbeiten zum Beispiel in Jülich zwischen vier bis sechs Personen an der Entwicklung des Spallationstargets für die European Spallation Source (ESS), die bis Ende dieses Jahrzehnts in Lund (Schweden) errichtet werden soll.

#### 7.3.4 NUKLEARE DATEN – COMPUTER-CODES

Sowohl die Erhebung von nuklearen Daten (Wirkungsquerschnitte von Aktiniden und Spaltprodukten) als auch die Entwicklung von modernen Computer-Codes für die Transientenberechnung oder den Abbrand des Brennstoffs sind grundlegende Voraussetzungen für die technische Umsetzung einer Transmutationsanlage. Für die Erhebung der nuklearen Daten ist der Zugang zu kerntechnischen Anlagen zwingend notwendig. In Deutschland können hierzu die Forschungsreaktoren in Garching, Berlin und Mainz, aber auch die beschleunigergetriebenen Experimente im Forschungszentrum Dresden-Rossendorf und Darmstadt (zukünftig FAIR) genutzt werden. Im HZDR gibt es beispielsweise eine Arbeitsgruppe mit sieben Mitarbeiterinnen

und Mitarbeitern, darunter vier Doktorandinnen und Doktoranden, die zum Thema *Messung neutroneninduzierter Kernreaktionen* forschen.

Bei den Computer-Codes gibt es zwar große Kooperationen (zum Beispiel SIMMER oder SAS), viele Arbeitsgruppen verfolgen hier jedoch Eigenentwicklung. Teilweise gibt es *Klone* von Codes. Um mit der Entwicklung in der Computertechnologie mitzuhalten, müssen die Computer-Codes in moderne, beispielsweise objektorientierte Programmiersprachen, übersetzt werden. Einige Institute nehmen an dieser Entwicklung aktiv teil, sodass diese Kompetenz auch für zukünftige F&E-Arbeiten auf dem Gebiet P&T gewahrt bleiben wird.

#### 7.4 UNTERNEHMEN IN DEUTSCHLAND MIT KERntechnischem Know-how

In Deutschland gibt es viele kleine und mittelständische Unternehmen, die kerntechnisches Know-how besitzen. Allerdings haben nur die wenigsten einen Bezug zu P&T. Die relativ große Anzahl von 31 Unternehmen kommt dadurch zustande, dass viele dieser Unternehmen Dienstleistungen für den Bau und Betrieb kerntechnischer Anlagen anbieten. Da es sich bei einer Transmutationsanlage um eine kerntechnische Anlage der 4. Generation handelt, werden an die Unternehmen neue respektive höhere Anforderungen gestellt. Allerdings geht es in naher Zukunft nicht darum, eine Transmutationsanlage zu bauen, sondern das Potenzial von P&T zu erforschen und zu entwickeln. Ein bedeutender Schritt in dieser Entwicklung ist die Errichtung von Forschungsreaktoren wie MYRRHA in Belgien. Einige der in Tabelle 1 im Anhang aufgeführten Unternehmen haben sich an dem Ausschreibungsprozess für MYRRHA beteiligt. Sofern es um den Bau kerntechnischer Anlagen im Rahmen eines nationalen/internationalen Forschungsprogramms geht, können deutsche Unternehmen den kompletten Rollout übernehmen.

Deutsche Unternehmen profitieren von der Beteiligung an internationalen Forschungsprojekten, wie beispielsweise der ESS, der Spallation Neutron Source (SNS) in Oak Ridge (USA) oder dem International Thermonuclear Experimental Reactor (ITER) in Cadarache (Frankreich) etc. und können dadurch die Kompetenz für die Entwicklung und Errichtung neuartiger Forschungsreaktoren vorweisen.

### 7.5 MÖGLICHE KONSEQUENZEN DES KOMPETENZVERLUSTES UND OPTIONEN ZUM KOMPETENZERHALT

Aufgrund des Generationswechsels und der geringen Zahl an Studierenden nimmt die Kompetenz im Bereich der Kerntechnik stetig ab. Beschleunigt wird dieser Trend durch die im Jahre 2011 eingeleitete Energiewende. Sowohl der Rückbau der Kernkraftwerke als auch die Entsorgung der radioaktiven Abfälle können sich aufgrund von Personalengpässen verzögern.<sup>302</sup> Ohne die Weiterführung und Ausweitung von konsequenten Programmen zum Kompetenzerhalt und -ausbau werden die noch vorhandenen Fachkompetenzen innerhalb Deutschlands auf dem Gebiet der Kerntechnik unwiederbringlich verloren gehen und wird in der Folge die Erforschung und Entwicklung von P&T auf einem so niedrigen Niveau stattfinden, dass sie im internationalen Vergleich nicht mehr konkurrenzfähig ist.

Eine weitere Konsequenz ist, dass es in naher Zukunft in Deutschland keine Institution mehr geben wird, die das nötige Fachwissen in Theorie und Praxis vorweisen kann, um die deutsche Politik mit Handlungsempfehlungen zu unterstützen. Dies wäre aber umso wichtiger, da im benachbarten Ausland neue Reaktoren gebaut (zum Beispiel Temelin in Tschechien) oder die Laufzeit alter Reaktoren verlängert werden soll (zum Beispiel in Frankreich). Ohne eigene Expertise wird Deutschland nicht in der Lage sein, kompetent an den anstehenden Diskussionen teilzunehmen und noch weniger, sich ein unabhängiges Bild für

zukünftige Entscheidungen zu machen. Die deutsche Politik wird sich dann auf Handlungsempfehlungen auf europäischer Ebene (EURATOM) verlassen müssen. Nicht zuletzt sollte sichergestellt werden, dass die Vertretung deutscher Interessen in internationalen Gremien, wie zum Beispiel der IAEA oder OECD/NEA, auch in Zukunft gewahrt bleibt.

### 7.6 SCHLUSSFOLGERUNGEN

Forschung und Entwicklung im Bereich P&T können maßgeblich zum Kompetenzerhalt in der Kerntechnik beitragen. Hierfür muss allerdings eine tragfähige Grundfinanzierung geschaffen werden. Bisher trägt sich die P&T-Forschung über einzelne Projekte (zum Beispiel EU-Rahmenprogramm), institutionelle und projektorientierte Förderung (programmorientierte Förderung der Helmholtz-Gemeinschaft – PoF) sowie andere kurzfristige Mittel. Diese Aktivitäten sollten durch die Einrichtung eines beziehungsweise zweier Kompetenzzentren erhalten und erweitert werden, sofern P&T-Forschung zukünftig ernsthaft in Deutschland betrieben werden soll. Unter dem Dach der Kompetenzzentren zu Partitionierung und Transmutation könnten die verbliebenen Institutionen einen engen wissenschaftlichen Austausch gewährleisten, eine gemeinsame Forschungsstrategie verfolgen und so im internationalen Wettbewerb handlungsfähig bleiben. Hierdurch werden die hochqualifizierten jungen Wissenschaftlerinnen und Wissenschaftler in Deutschland gehalten und wenden sich nicht alternativen Forschungsthemen zu oder nehmen eine berufliche Tätigkeit im Ausland an.

<sup>309</sup> Petersen 2012.

## LITERATUR

### Laufs 2013

Laufs, P.: Reaktorsicherheit für Leistungskernkraftwerke. Die Entwicklung im politischen und technischen Umfeld der Bundesrepublik Deutschland, Berlin: Springer Vieweg 2013.

### ILK 2004

ILK: „Stellungnahme zum Kompetenzerhalt auf dem Gebiet der Kerntechnik in Deutschland“. In: *Stadtanzeiger für das Land Hessen* (21.06.2004), 2004.

### GRS 2013

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS): *Nukleare Sicherheitsforschung – Neuorientierung an aktuellen energiepolitischen Rahmenbedingungen* (Kompetenzverbund Kerntechnik), Köln 2013.

### Kettler et al. 2013

Kettler, J./Havenith, A./Lethen, J.: „Aus- und Fortbildung in der Kerntechnik – Kompetenzerhalt in Zeiten der Energiewende“. In: *atw – International Journal of Nuclear Power*, 4, 2013.

### Krägenow 1999

Krägenow, T.: „Das letzte Aufgebot“. In: *greenpeace magazin*, 2.99, 1999. URL: <http://www.greenpeace-magazin.de/index.php?id=4318> [Stand: 05.06.13].

### Zeit Online 2013

Zeit Online: *Studiengang mit Restrisiko*. URL: <http://www.zeit.de/studium/hochschule/2011-03/kerntechnik-studium> [Stand: 05.06.13].

### Petersen 2012

Petersen, A.: *Deutsche Kerntechnik schafft Sicherheit weltweit*, Pressemitteilung der KTG vom 23.05.2012, 2012.

## ANHANG ZU KAPITEL 7

Forschungs- und Hochschuleinrichtungen sowie Unternehmen im Bereich der Kerntechnik mit Bezug zu P&amp;T

Tabelle 1: Forschungs- und Hochschuleinrichtungen, die Kompetenz in Deutschland mit Bezug auf P&amp;T vorweisen können

FORSCHUNGSZENTREN	Forschungszentrum Jülich (FZJ)	Institut für Energie und Klimaforschung Zentralinstitut für Engineering, Elektronik und Analytik Institut für Kernphysik Nuklear-Service (inkl. Große Heiße Zellen)
	Gesellschaft für Schwerionenforschung (GSI)	Beschleuniger
	Helmholtz-Zentrum Berlin (HZB)	Forschungsreaktor BER II
	Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf (HZDR)	Institut für Fluidodynamik Magnethydrodynamik Institut für Ressourcenökologie Institut für Ionenstrahlphysik Heiße Zellen (Materialcharakterisierung) Institut für Strahlenphysik
	Helmholtz-Zentrum Geesthacht (GKSS)	Institut für Werkstoffforschung
	Karlsruher Institut für Technologie (KIT)	Institute für Neutronenphysik und Reaktortechnik Institut für Nukleare Entsorgung Institut für Kern- und Energietechnik Institut für Hochenergieimpuls und Mikrowellentechnik Institut für Angewandte Materialien Institut für Fusionstechnologie und Reaktortechnik Programm Nukleare Entsorgung und Sicherheit
UNIVERSITÄTEN	Aachen	Institute für Nuklearen Brennstoffkreislauf
	Bochum	Lehrstuhl für Energiesysteme und Energiewirtschaft
	Dresden	Institut für Kern- und Teilchenphysik Institut für Energietechnik
	Erlangen	Lehrstuhl für Anorganische und Allgemeine Chemie
	Frankfurt	Institut für Angewandte Physik
	Hannover	Institut für Werkstoffkunde
	Heidelberg	Institut für Kernphysik
	Köln	Institut für Kernphysik
	Mainz	Institut für Kernchemie
	München	MLL Tandem Beschleuniger
	Stuttgart	Institut für Kernenergetik und Energiesysteme

Tabelle 2: Unternehmen in Deutschland, die Kompetenz mit Bezug auf P&T vorweisen können

FIRMA	ORT
AKS GmbH & Co. KG	Gundremmingen
Areva GmbH	Erlangen
Babcock Noell GmbH	Würzburg
DBE Technology GmbH	Peine
Deutsche Gesellschaft zum Bau und Betrieb von Endlagern für Abfallstoffe mbH	Peine
Distra Industrie Service GmbH	Haßfurt
Dr. Westmeier GmbH	Ebsdorfergrund
DSR Ingenieurgesellschaft mbH	Berlin
Enrichment Technology GmbH	Jülich
GNS Gesellschaft für Nuklear-Service mbH	Essen
Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH	Köln
Isotope Technologies Dresden GmbH	Dresden
Institut für Sicherheitstechnologie GmbH	Garching b. München
KSB AG	Frankenthal
KED GbR	Rodenbach
Kerntech GmbH	Barsinghausen
KKT Ingenieurkontor Kerntechnik GmbH	Schwentinental
Kraftanlagen Heidelberg GmbH	Heidelberg
Kraftanlagen München GmbH	München
Kreß GmbH	Biebergemünd
KRAFTWERKSSCHULE Essen	Essen
M+W Group GmbH	Stuttgart
NUCLEAR CARGO + SERVICE GmbH	Hanau
NUKEM Technologies GmbH	Alzenau
RI Research Instruments GmbH	Bergisch Gladbach
Siempelkamp Nukleartechnik GmbH	Krefeld
SMP Ingenieure im Bauwesen GmbH	Karlsruhe
SOMMER Fassadensystem GmbH & Co. KG	Döhlau
Studsvik GmbH & Co. KG	Pforzheim
Studsvik Scandpower GmbH. Studsvik Scandpower GmbH	Norderstedt
TÜV Rheinland AG	Köln
URENCO Deutschland GmbH	Gronau
Wälischmiller Engineering GmbH	Hamburg
Wissenschaftliche-Technisches Ingenieurbüro GmbH	Jülich

**UMFRAGE ZUM THEMA PARTITIONIERUNG UND TRANSMUTATION HOCHRADIOAKTIVER ABFÄLLE**

Organisation:

Abfrage bearbeitet von:

Datum:

**1. In welchen Abteilungen Ihres Unternehmens bzw. Ihrer Institution hat man sich in der früheren Vergangenheit (z. B. der letzten 10 Jahre) bzw. Gegenwart mit dem Thema „Partitionierung und Transmutation (P&T)“ befasst? Bitte beschreiben Sie nachstehend kurz die zum Thema P&T durchgeführten Arbeiten und nennen Sie die Anzahl der daran beteiligten Mitarbeiter.**

Abteilung/Institut	Kompetenzfelder	Tätigkeitsbeschreibung	Anzahl abgestellter Mitarbeiter*
(z. B. Abteilung für Kernphysik oder nukleare Messtechnik)	(z. B. Neutronentransport oder Thermodynamik)	(z. B. Aktivierung eines Reaktor-druckbehälters oder Auslegung einer Lüftungsanlage für den Kontrollbereich)	(z. B. 5 Mitarbeiter, davon (3) Doktoranden)

\*(Doktoranden/-innen bitte in Klammern aufführen)

**2. Ist in Ihrem Unternehmen bzw. Ihrer Institution eine Infrastruktur (Labore, Heiße-Zellen, etc.) vorhanden, welche im Zusammenhang mit P&T genutzt werden können? Bitte nennen Sie kurz den Namen oder die Bezeichnung der vorhandenen Infrastruktur und wofür diese genutzt werden kann.**

Infrastruktur/Labor (z. B. Heiße Zellen oder Neutronenquelle)

**3. In welchen Projekten, nationalen oder internationalen, sind Sie beteiligt? Bitte nennen Sie die Kooperationspartner mit dem entsprechenden Projekt.**

Kooperationspartner (z. B. INBK der RWTH Aachen oder IKET von KIT)	Projektbezeichnung und Akronym (z. B. EUROTRANS oder SARGEN-IV)
--	---

**4. Sind innerhalb Ihres Unternehmens bzw. Ihrer Institution zukünftig Forschungsprojekte geplant die einen direkten Bezug zu P&T aufweisen? Falls ja, nennen Sie bitte die Forschungsprojekte und deren Zeitplanung, sowie als Kenngröße die hierfür eingeplante Anzahl an Mitarbeitern.**

Abteilung/Institution	Zukünftiges Forschungsprojekt	Anzahl Mitarbeiter*
-----------------------	-------------------------------	---------------------

\*(Doktoranden/-innen bitte in Klammern aufführen)

**5. Welche sonstigen Angaben können Sie zu P&T-Aktivitäten bzw. Kompetenzen innerhalb Ihres Unternehmens bzw. Institutes machen? Sie könnten hier auch Angaben machen, warum P&T für Ihr Unternehmen bzw. Institut an Bedeutung gewonnen hat oder an Bedeutung abgenommen hat.**





## 8 GESELLSCHAFTLICHE CHANCEN UND RISIKEN VON P&T-VERFAHREN

*Diana Gallego Carrera, Ortwin Renn, Michael Ruddat*

In den vorangegangenen Kapiteln wurden die technisch-naturwissenschaftlichen Aspekte der P&T-Forschung und -Anwendung beleuchtet. Hierbei ging es unter anderem um die Rahmenbedingungen für P&T, um physische Risiken und Chancen, Sicherheitsaspekte, internationale Projekte und Kompetenzen in Deutschland. Außerdem wurden Szenarien entwickelt, die mögliche Optionen einer technischen Nutzung von P&T in Deutschland aufzeigen.

In diesem achten Kapitel werden diese Szenarien um gesellschaftliche Entwicklungspfade ergänzt. Hierfür werden soziale, ökonomische, ökologische und juristische Schlüsselfaktoren benannt, die im Hinblick auf ihr gesellschaftliches Chancen- und Risikopotenzial der P&T-Forschung und -Anwendung geprüft werden. Abgeleitet aus dieser Chancen-Risiko-Analyse werden abschließend Thesen ausformuliert, die die politische Entscheidungsfindung unterstützen sollen. Die Inhalte dieses Kapitels sind das Resultat der Forschungsarbeiten im Projekt *Gesellschaftliche Implikationen der Transmutations- und Partitionierungsforschung (GESI-PT)*, das vom Zentrum für interdisziplinäre Risiko- und Innovationsforschung der Universität Stuttgart (ZIRIUS) durchgeführt wurde.

Das Kapitel 8 ist wie folgt aufgebaut: Abschnitt 8.1 veranschaulicht die gesellschaftliche Dimension von P&T und erläutert daran anknüpfend, weshalb eine fundierte Chancen-Risiko-Abschätzung in diesem Bereich erforderlich ist. Anschließend werden beispielhaft die potenziellen Chancen und Risiken der P&T-Verfahren kurz dargestellt (8.2); dies ist insbesondere für die Auswahlbegründung der gesellschaftlichen Schlüsselfaktoren (sogenannte Deskriptoren) relevant. Abschnitt 8.3 erläutert den genauen Auswahlprozess

der Deskriptoren sowie die dabei verwendeten Methoden (Literaturrecherche, Expertenworkshop).

Abschnitt 8.4 widmet sich der Chancen-Risiko-Abschätzung und erläutert die hierzu gewählte Vorgehensweise (Gruppendelphi-Verfahren). Zur umfassenderen Fundierung der gesellschaftlichen Entwicklungspfade wurden Leitfaden-Interviews mit Vertretern der organisierten Zivilgesellschaft (Umweltschutzgruppen und Bürgerbewegungen) zu den Chancen und Risiken von P&T geführt und es wurden verschiedene Gutachten zu den ökonomischen beziehungsweise ökologischen Chancen und Risiken und den juristischen Aspekten von P&T in Auftrag gegeben. Die Ergebnisse dieser Arbeiten werden ebenfalls vorgestellt und finden sich unter anderem in der Darstellung der gesellschaftlichen Entwicklungspfade wieder. Abschnitt 8.5 informiert mittels einer zusammenfassenden Beschreibung über die gesellschaftlichen Entwicklungspfade und leitet daraus Thesen zur alternativen Zukunftsentwicklung ab. Abschnitt 8.6 schließt das Kapitel mit einem resümierenden Fazit.

### 8.1 DIE GESELLSCHAFTLICHE DIMENSION VON P&T ALS KERntechnisches VERFAHREN

Die zivile Nutzung der Kernenergie ist in Deutschland seit Jahrzehnten umstritten. Einerseits verweisen Befürworter der Kernenergie auf die gesetzlichen Vorgaben zur Sicherheit von Kernkraftwerken (Atomgesetz,<sup>310</sup> StrlSchV<sup>311</sup>) sowie die geringe Eintrittswahrscheinlichkeit eines schwerwiegenden Unfalls (Größter Anzunehmender Unfall – GAU) in deutschen Kernkraftwerken.<sup>312</sup> Andererseits heben Skeptiker die generelle Unbeherrschbarkeit dieser Technik, die ubiquitären und persistenten Folgen von freigesetzter

<sup>310</sup> Atomgesetz in der Fassung der Bekanntmachung vom 15. Juli 1985 (BGBl. I S. 1565), das durch Artikel 1 des Gesetzes vom 20. April 2013 (BGBl. I S. 921) geändert wurde.

<sup>311</sup> StrlSchV ist die Abkürzung für die *Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen* (Strahlenschutzverordnung vom 20. Juli 2001 (BGBl. I S. 1714; 2002 I S. 1459), die zuletzt durch Artikel 5 Absatz 7 des Gesetzes vom 24. Februar 2012 (BGBl. I S. 212) geändert wurde.

<sup>312</sup> Deutsches Atomforum 2012, Informationskreis Kernenergie 2007, S. 52 ff.

ionisierender Strahlung sowie die gesellschaftlich ungelöste Endlagerproblematik hervor. Insbesondere das Katastrophenpotenzial freigesetzter Radionuklide hat sich nach dem Reaktorunglück von Tschernobyl im Jahre 1986 in den Köpfen der Bundesbürgerinnen und Bürger verfestigt und wurde der Weltöffentlichkeit durch den Unfall in Fukushima im März 2011 erneut vor Augen geführt.

Zahlreiche sozialwissenschaftliche Studien zeichnen seither ein relativ eindeutiges Bild: Die Kernenergie wird von großen Teilen der Bevölkerung in Deutschland als externe Großtechnologie mit unkontrollierbaren, ungerecht verteilten und aufgezwungenen Risiken wahrgenommen.<sup>313</sup> Problematisch ist auch die gesellschaftlich ungelöste Frage der Endlagerung des wärmeentwickelnden Abfalls, der heute bereits existiert und noch bis zur Abschaltung des letzten deutschen Kernkraftwerks im Jahre 2022 in Deutschland anfallen wird. Neben dem wahrgenommenen Katastrophenpotenzial ist dieser Punkt für die gesellschaftliche Bewertung der Kernenergie besonders relevant, denn viele Bürgerinnen und Bürger in Deutschland sind der Ansicht, dass der radioaktive Abfall nicht sicher gelagert werden kann.<sup>314</sup>

Allerdings verbinden die Menschen in Deutschland mit der Kernenergie auch gewisse Nutzenpotenziale. Zum Beispiel sind viele Bundesbürgerinnen und Bundesbürger der Meinung, dass die Kernenergie dazu beitragen kann, den Klimawandel abzumildern, die Abhängigkeit von importierten Brennstoffen wie Gas und Öl zu verringern und stabilere Energiepreise zu ermöglichen.<sup>315</sup> Obgleich diese Polarisierung in der Wahrnehmung der Kernenergie für

die Einstellung der deutschen Bevölkerung kennzeichnend ist, überwiegen insgesamt die negativen Urteile zur Kernenergie.<sup>316</sup> Die Anwendung kerntechnischer Verfahren, und somit auch die Anwendung von P&T, birgt demnach ein hohes Konfliktpotenzial in sich; dies lässt sich anhand unterschiedlicher Konfliktlinien aufzeigen: So ist beispielsweise strittig, welche Aspekte in die Gesamtbewertung zur Umsetzung von Optionen mit und ohne P&T einfließen müssen und ob beziehungsweise wie diese Aspekte gewichtet werden. Dieser *Bewertungskonflikt* fußt auf der Informations- und Sachebene.<sup>317</sup> Klassischerweise ist diese Form des Konfliktes in der Wissenschaft angesiedelt, entbrennt hier doch häufig ein Streit auf der Basis von widersprüchlichen Bewertungen faktischer Grundlagen. Man spricht hierbei vom klassischen *Expertendilemma*.<sup>318</sup> Unterschiedliche Bewertungen der faktischen Ausgangslage, gepaart mit divergierenden Handlungsempfehlungen, führen dazu, dass die Wissenschaft nicht mit einer Stimme spricht. Dies sorgt für Verwirrung und Unsicherheit in der Bevölkerung, denn im Falle eines Expertendilemmas bietet die Wissenschaft keine Orientierung für die Bevölkerung.<sup>319</sup> Gerade bei Verfahren wie P&T, die bei den meisten Menschen noch relativ unbekannt sind, birgt dies die Gefahr, dass für viele Menschen nur der Rückzug in ihr eigenes Wertesystem und in ihre eigenen Überzeugungen zum technischen und sozialen Wandel bleibt. Daraus kann unter Umständen eine unausgewogene Einschätzung des Verfahrens resultieren.

Verschärft wird diese Problematik durch einen drohenden *Wertekonflikt*, der auf Legitimationskrisen bezüglich der zugesprochenen Entscheidungskompetenz und -befugnis sowie auf nicht erfüllten Gerechtigkeitsansprüchen

<sup>313</sup> Europäische Kommission 2010, Kals/Sirrenberg 2012, Zwick/Renn 1998, Zwick/Renn 2002.

<sup>314</sup> Europäische Kommission 2010, Kals/Sirrenberg 2012, Zwick/Renn 1998, Zwick/Renn 2002. Für einen Überblick siehe Ruddat 2009.

<sup>315</sup> Europäische Kommission 2010.

<sup>316</sup> Gallego Carrera/Hampel 2012, 2013.

<sup>317</sup> Seifert 2003, S. 19.

<sup>318</sup> Nennen/Garbe 1996.

<sup>319</sup> Im Rahmen des Projektvorhabens GESI-PT soll solch einem möglichen Faktenkonflikt entgegengewirkt werden, indem das innovative Verfahren des Gruppendelphis eingesetzt wird. Die Gruppendelphi-Methode sieht eine Technikfolgenabschätzung der P&T-Verfahren durch ein interdisziplinäres Expertengremium vor. Da diese Methode einen iterativen Diskussionsprozess beinhaltet, kann durch dieses Verfahren eine Konsensbildung in der Technikfolgenabschätzung angestrebt werden (siehe Details zur Gruppendelphi-Methode in Kapitel 8.4).

beruht. Fragen wie beispielsweise: „Wer trifft die Entscheidung zur Nutzung von P&T-Verfahren mit welcher Kompetenz und in welcher Art und Weise?“ können auftreten, denn „[...] der klassische, demokratisch legitimierte Top-Down-Ansatz, das heißt dass einzelne legale Institutionen für die Gesamtbevölkerung Entscheidungen fällen, verliert in der Bevölkerung an Überzeugungskraft.“<sup>320</sup> Zilleßen beschreibt in diesem Zusammenhang ein gesteigertes Bewusstsein der Bevölkerung für Mitspracherechte, das er wie folgt benennt:

*„[...] (der Bürger will) gegenüber Politik und Verwaltung nicht mehr als gehorsamer Untertan (verstanden werden), sondern erwartet die Berücksichtigung seiner Interessen und verlangt nach mehr Mitsprache, wo er diese Interessen betroffen sieht.“<sup>321</sup>*

Die Bürgerinnen und Bürger verfügen somit über ein gewandeltes Selbstverständnis und klagen ihr Mitspracherecht bei Entscheidungen, die sie betreffen, verstärkt ein.<sup>322</sup> Dies ist erst recht dann der Fall, wenn es um eine Technologie geht, deren Auswirkungen das unmittelbare gesellschaftliche Umfeld tangieren und bei denen die Standortbevölkerung ein erhöhtes Risiko trägt, wie zum Beispiel bei Infrastrukturvorhaben oder Großtechnologien, wie es kerntechnische Anlagen sind.<sup>323</sup>

Die wahrgenommene Verteilung von Nutzen und Risiken führt zu einer dritten Konfliktlinie, dem sogenannten *Verteilungskonflikt*.<sup>324</sup> Ein Kennzeichen der ionisierenden Strahlung ist es nämlich, dass die freigesetzten Radionuklide über verschiedene Ausbreitungspfade (Wasser,

Luft, Nahrungskette) ökologische oder gesundheitliche Auswirkungen auch weit entfernt vom Freisetzungspunkt haben können. Diesen Aspekt der Verteilungswirkung von Strahlungsrisiken gilt es auch bei einer etwaigen Förderung und Anwendung von P&T-Verfahren zu berücksichtigen.<sup>325</sup> Verteilungskonflikte gehen ihrerseits vielfach mit dem Not in my Backyard<sup>326</sup> und dem Locally Unwanted Land-Use-Syndrom<sup>327</sup> einher. „Bei diesen Konflikttypen fallen in der öffentlichen Wahrnehmung die Kosten und Risiken sowie der Nutzen der jeweiligen zu diskutierenden Projekte auseinander.“<sup>328</sup>

Zusammenfassend ist zu sagen, dass bei der Anwendung von P&T-Verfahren Konflikte auftreten können, die von unterschiedlichen Akteuren mit divergierenden Interessen und unter Einfluss politischer, faktischer und wertbezogenen Gegebenheiten ausgetragen werden. Hierbei wird ein politisches und soziales Konfliktpotenzial von technischer und wissenschaftlicher Komplexität begleitet. Beides zeigt die Grenzen faktischen Wissens und zweckrationaler Politik auf und offenbart unterschiedliche Wahrnehmungsprozesse bei Risiken, wie sie von kerntechnischen Anlagen ausgehen.

Solch unterschiedliche Konfliktarten (Bewertungs-, Wertebeziehungsweise Verteilungskonflikt) verweisen auf einen hohen Kommunikations- und Handlungsbedarf. Hierbei müssen sowohl die Werte und Bedenken gesellschaftlich relevanter Gruppen in die Konfliktregulierung einbezogen werden als auch wirksame Wege zur Vermittlung zwischen den genannten Gruppen sichergestellt werden, da weder Politik noch Wissenschaft allein über das Wissen

<sup>320</sup> Renn/Gallego Carrera 2010, S. 85.

<sup>321</sup> Zilleßen 1998, S. 11.

<sup>322</sup> Gallego Carrera 2013.

<sup>323</sup> NBBW 2012, Renn 2011, Ruddat/Renn 2012.

<sup>324</sup> Maschewsky 2004, eigene Hervorhebung.

<sup>325</sup> Im Rahmen von P&T sind als potenzielle Strahlenquellen zum einen die Anlage selbst, zum anderen aber auch die Wege zur Anlage hin und von der Anlage weg, also der Transport des radioaktiven Materials, zu bedenken.

<sup>326</sup> Kraft/Clary 1991, Frazer et al. 1994.

<sup>327</sup> Allen 1998, S. 297.

<sup>328</sup> Gallego Carrera/Schenkel 2009, S. 8.

und die Mittel zur Beurteilung aller Risiken und Folgen der P&T-Forschung beziehungsweise Anwendung verfügen. Gleichzeitig herrscht jedoch ein *Sicherheitsanspruch* seitens der Gesellschaft an die entscheidungsbefugten Instanzen vor. Wird dieser Sicherheitsanspruch<sup>329</sup> nicht eingelöst, so stellt sich die Frage nach der Rechtfertigung von Maßnahmen mit verbleibenden Unsicherheiten (Legitimationsdruck) und damit der Glaubwürdigkeit der entscheidenden Instanzen.

Angesichts des potenziellen Konfliktausmaßes bei der Anwendung von P&T-Verfahren scheint die Berücksichtigung gesellschaftlicher Implikationen der P&T-Forschung beziehungsweise -Anwendung eine wesentliche Ermessensgrundlage für politische Entscheidungen zu sein. Denn nicht alles, was technisch machbar ist, ist auch gleichzeitig gesellschaftlich akzeptabel. Neben den möglichen positiven Effekten (zum Beispiel Abnahme der benötigten Einlagerungsfläche für wärmeentwickelnde, hochradioaktive Abfälle oder die Volumenreduktion der einzulagernden wärmeentwickelnden, hochradioaktiven Abfälle) müssen deshalb auch mögliche negative Auswirkungen (zum Beispiel in Bezug auf Ökosysteme oder der Wahrung des sozialen Friedens) in die Gesamtbewertung einbezogen werden. Eine fundierte wissenschaftliche Analyse der gesellschaftlichen Implikationen der P&T-Forschung beziehungsweise -Anwendung erscheint daher unumgänglich, wenn politische Entscheidungen auf einer ausgewogenen Grundlage des technisch Machbaren und des gesellschaftlich Vertretbaren gefällt werden sollen. Dies bedeutet konkret, dass eine Betrachtung möglicher zukünftiger Entwicklungsoptionen von P&T die Abwägung der potenziellen technischen, ökologischen, ökonomischen und sozialen Chancen und Risiken beinhalten muss. Wie sich diese Chancen und Risiken im Einzelnen darstellen, wird im folgenden Kapitel näher erläutert.

## 8.2 POTENZIELLE CHANCEN UND RISIKEN VON P&T

Die Bewertung des Einsatzes der P&T-Verfahren kann entlang einer gesellschaftlichen Chancen-Risiko-Abwägung und der hierbei potenziell implizierten Konflikte erfolgen. Die Bewertung der möglichen gesellschaftlichen Chancen und Risiken geschieht entlang des Integrationspfades von Ökonomie, Ökologie, Jurisprudenz, Sozialem und Technologie (siehe hierzu die Ausführungen in Kapitel 1 bis 7).

### 8.2.1 POTENZIELLE CHANCEN VON P&T

Potenzielle Chancen von P&T-Verfahren werden zum gegenwärtigen Zeitpunkt in den folgenden Bereichen angenommen:<sup>330</sup>

- Reduzierung des Volumens von endzulagernden wärmeentwickelnden Abfallprodukten,
- Minderung der Aktivität im Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle,
- Minderung des Missbrauchsrisikos durch Dritte bei der Endlagerung wärmeentwickelnder Abfälle,
- Ausschöpfung von Innovationspotenzialen der Nukleartechnologie,
- Erschließung zusätzlicher Energiequellen,
- Sicherung der Wettbewerbsfähigkeit,
- Schaffung von hoch qualifizierten Arbeitsplätzen,
- Erhalt von technischem Know-how,
- Sicherung des deutschen Einflusses in internationalen Organisationen, die sich mit nuklearen Fragen beschäftigen,
- Mitwirkung an internationalen Forschungsprojekten.

Die erfolgreiche P&T-Anwendung vermag auf lange Sicht, den Anteil des langlebigen, wärmeentwickelnden Abfalls

<sup>329</sup> Mit Sicherheitsanspruch ist gemeint, dass Menschen durch die Nutzung der Technik keine negativen Auswirkungen erfahren möchten. Die entscheidungsbefugten Instanzen müssen diesem Sicherheitsanspruch durch entsprechende Regelungen und Kontrollen soweit wie möglich gerecht werden.

<sup>330</sup> Annahmen im Rahmen der GESI-PT-Projektentwicklung. Siehe hierzu auch Kapitel 1.

zu reduzieren (siehe ausführlich hierzu Kapitel 1).<sup>331</sup> Mit der Abtrennung des Plutoniums aus den wärmeentwickelnden Abfällen wird darüber hinaus die Gefahr von Diebstahl und Missbrauch des Plutoniums durch Dritte im Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle reduziert. Nicht zuletzt führt die Anwendung von P&T zu einer verringerten Aktivität im Endlager für hochradioaktive Abfälle und vermag somit das Gefahrenpotenzial des Endlagersystems zu senken (vergleiche Kapitel 1 beziehungsweise die Ausführungen zur Langzeitsicherheitsanalyse in Kapitel 5).<sup>332</sup>

In der Bundesrepublik Deutschland sind auch nach dem im Jahr 2010 beschlossenen Ausstieg aus der zivilen Nutzung der Kernenergie noch bis zum Jahr 2022<sup>333</sup> ausgediente Brennelemente aus Kernkraftwerken zu erwarten (Anlagenrückbau). Für diese sowie für die bereits vorhandenen Abfälle muss eine Endlager-Lösung gefunden werden, die ökologisch verträglich, ökonomisch bezahlbar und sozial gerecht ist.

Die Abfall-Problematik beschränkt sich hierbei jedoch nicht auf Deutschland oder Europa, ganz im Gegenteil: Weltweit sind zahlreiche neue Reaktoren geplant, die alle nukleare Abfälle produzieren werden.<sup>334</sup> Wenn Deutschland durch P&T-Forschung eine Lösung für dieses Problem bereitstellt, kann es dadurch auf lange Sicht seine Wettbewerbsfähigkeit im Hochtechnologiesektor weiter stärken und einen lukrativen Exportsektor für Recycling- und Entsorgungstechnologien von Abfallprodukten aus Kernkraftwerken erschließen. Dies bedeutet wiederum die Sicherung bestehender beziehungsweise Schaffung neuer Arbeitsplätze in einem Bereich, der hohe Anforderungen an die Ausbildung und Qualifikation der Beschäftigten stellt. Ansonsten ist es möglich, dass diese hoch qualifizierten Forscher und Facharbeiter ins Ausland abwandern, da sie hierzulande keine berufliche Perspektive mehr sehen. P&T bietet vor diesem Hintergrund eine

Möglichkeit, technisches Know-how auf hohem Niveau zu erhalten und weiterzuentwickeln (vergleiche hierzu auch Kapitel 7 beziehungsweise zum spezifischen Forschungsbedarf auch Kapitel 4 und 5).

Bislang wird der Ausstieg aus der zivilen Kernenergienutzung hauptsächlich vor dem Hintergrund des Katastrophenpotenzials, der Endlagerproblematik sowie des Missbrauchsrisikos durch Dritte diskutiert. Dabei wird übersehen, dass durch P&T-Forschung beziehungsweise -Anwendung potenzielle Mehrwerte erschlossen werden können. Die P&T-Forschung kann ein Beispiel für die Ausschöpfung zusätzlicher Innovationspotenziale der Nukleartechnologie sowie Spin-Offs in andere Bereiche (zum Beispiel in die Medizin) sein. Ein etwaiger Nutzen könnte unter Umständen in der Stromproduktion durch die Transmutationsanlagen beziehungsweise einer anderweitigen Nutzung der erzeugten Wärme bestehen. Die Anlagen sowie der Transmutationsprozess verbrauchen nach bisherigem Kenntnisstand nur einen kleinen Teil der erzeugten Energie. Der Rest könnte theoretisch in das Stromnetz eingespeist werden. Allerdings bedarf es zur Verifizierung dieser Aussage einer bis dato ausstehenden Gesamtbilanz des benötigten und erzeugten Stromes für alle P&T-Anlagen.

## 8.2.2 POTENZIELLE RISIKEN VON P&T

Die möglichen Risiken von P&T sind vorrangig in den folgenden vier Bereichen zu sehen: Erstens handelt es sich um eine Technologie, die teilweise noch keine Industriereife erreicht hat und primär im Labormaßstab erprobt wird. In diesem Entwicklungsstadium verbleiben Unsicherheiten über die Umsetzbarkeit der Technologie im großtechnischen Maßstab (siehe hierzu auch die Ausführungen in Kapitel 3). Mögliche Risiken für die Gesundheit des Menschen und/oder die Umwelt sind somit

<sup>331</sup> Mueller/Abderrahim 2010.

<sup>332</sup> Steiner et al. 2000, Fazio/Kettler/Merk 2012 (Präsentation auf dem GESI-PT-Projekt-Vorbereitungstreffen am 04.06.2012 in Stuttgart).

<sup>333</sup> BMU 2011.

<sup>334</sup> Mueller/Abderrahim 2010 sowie Überblick über Bau und Planung von Atomreaktoren auf <http://world-nuclear.org/info/reactors.html>.

nur schwer quantitativ abzuschätzen. Hierbei ist nicht nur das potenzielle Unfallrisiko zu berücksichtigen, sondern es sind auch zusätzliche Belastungen im Normalbetrieb der P&T-Anlagen einzukalkulieren (unter anderem Strahlenexpositionen beim Personal).

Zweitens ist die *hohe Persistenz der möglichen Schäden* durch die ionisierende Strahlung im Falle eines Unfalls zu nennen (vergleiche hierzu auch die Ausführungen in Kapitel 1). Drittens besteht für die Zeit der Anwendung von P&T (rund 150 Jahre) ein *erhöhtes Missbrauchsrisiko* durch Dritte. Dies betrifft zum einen den Transport des radioaktiven Materials von den Zwischenlagern beziehungsweise Kernkraftwerken zur Anlage. Zum anderen muss die Anlage selbst in ausreichendem Maße gegenüber Zugriffen Dritter gesichert sein.

Viertens ist die Kernenergie seit langem in der deutschen Öffentlichkeit umstritten und wird von großen Teilen der Bevölkerung kritisch gesehen. Insbesondere die Wiederaufarbeitungstechnologie, die bei P&T zur Anwendung kommt, wird in Deutschland überwiegend abgelehnt. Darüber hinaus bedarf es zur Anwendung von P&T neuer kerntechnischer Anlagen. Dem Bau dieser Anlagen dürfte die deutsche Bevölkerung skeptisch gegenüber eingestellt sein, nicht zuletzt auch deshalb, weil über die Anwendung von P&T ein Wiedereinstieg in die Kernenergie befürchtet werden könnte (siehe hierzu auch die Ausführungen in Abschnitt 8.4.2 und 8.4.3). Forschung und Entwicklung sowie Anwendung in diesem Bereich könnten deshalb negative Reaktionen seitens der Bevölkerung hervorrufen; somit besteht ein *soziales Risiko einer niedrigen Akzeptanz*.

## 8.3. GESELLSCHAFTLICHE ENTWICKLUNGSPFADE UND DESKRIPTORENAUSWAHL

### 8.3.1 GESELLSCHAFTLICHE ENTWICKLUNGSPFADE

Bei der Erstellung von potenziellen gesellschaftlichen Entwicklungspfaden gilt es zu berücksichtigen, dass generell mehrere Zukünfte denkbar und die tatsächliche zukünftige Entwicklung stets mit Unsicherheiten behaftet ist.<sup>335</sup> Entwicklungspfade sind demnach keine Prognosen, sondern sie beschreiben Entwicklungen in verschiedenen gesellschaftlichen Bereichen innerhalb eines bestimmten Zeitraums (Startjahr – Zieljahr) sowie in einem bestimmten geografischen Gebiet (zum Beispiel Deutschland, Europa) und können durch mehrere, miteinander verknüpfte beschreibende Faktoren (sogenannte Deskriptoren<sup>336</sup>) charakterisiert werden. Die Deskriptoren können zwei oder mehrere Ausprägungen haben und beschreiben die angenommene Entwicklung in qualitativer oder quantitativer Form (zum Beispiel gesunkener oder gesteigerter Energieverbrauch in Deutschland im Jahr 2050 im Vergleich zu 2010 beziehungsweise entsprechende quantitative Angaben des Energieverbrauchs).

Hierbei ist die Tatsache zentral, dass die Deskriptoren innerhalb eines Entwicklungspfades konsistente Konfigurationen bilden;<sup>337</sup> Widersprüche sollten demnach nicht vorkommen. Zum Beispiel würde ein angenommener hoher Energieverbrauch *ceteris paribus* mit einem Bevölkerungswachstum korrespondieren, wäre aber nicht unbedingt mit einem Bevölkerungsrückgang konsistent. Je nach Gegenstandsbereich variieren diese Deskriptoren. Im Falle von P&T orientiert sich diese Studie an den potenziellen Chancen und Risiken in den drei Bereichen Ökologie, Ökonomie und Soziales (siehe 8.2.1 und 8.2.2.).

<sup>335</sup> Man spricht hier auch von Kontingenz, als „[...] der Parallelität verschiedener Zukunftsmöglichkeiten [...]“ (Renn 1996).

<sup>336</sup> „Descriptors are trends, events, developments, variables, or attributes that serve to describe the topic, frequently as proxies for influencing factors.“ (Honton et al. 1985). Die von uns hier zur Beschreibung zukünftiger Entwicklungen genutzte Bezeichnung *Deskriptor* entspricht im weitesten Sinne den „Features, Events and Processes (FEP)-Merkmalen“, die zur Beschreibung von Entwicklungen im Endlager genutzt werden (vgl. GRS et al. 2008).

<sup>337</sup> Weimer-Jehle 2010.

Die Fragestellung lautete demnach: „Welche Deskriptoren sind für die Entwicklung von F&E beziehungsweise die Anwendung von P&T in Deutschland und Europa besonders relevant?“.

### 8.3.2 AUSWAHL DER DESKRIPTOREN

Die Auswahl der Deskriptoren basierte auf einer systematischen und umfangreichen Literaturstudie. Diese erfolgte in Anlehnung an die Vorarbeit eines Teilprojekts des Forschungsverbundes „Helmholtz-Allianz: ENERGY-TRANS: Zukünftige Infrastruktur der Energieversorgung – Auf dem Weg zur Nachhaltigkeit und Sozialverträglichkeit“.<sup>338</sup> Für das Projekt GESI-PT wurde die Literaturrecherche thematisch passend zugeschnitten, um als Grundlage für die Deskriptorenauswahl dienen zu können. So galt es, Literatur zu finden, die als Primärliteratur auf ein mögliches Bild der Gesellschaft von Morgen verweist. Der Fokus wurde hierbei einerseits auf die gesellschaftliche Entwicklung an sich und andererseits auf die energiespezifischen Entwicklungen gelegt. Die Kopplung dieser beiden Aspekte – Gesellschaft und Energie – sind ein wesentliches Merkmal dieser Studien. Die systematische Bearbeitung der Literatur ermöglichte es, den hierzu bestehenden Wissensbestand in der Fachwelt weitestgehend abzubilden und die Zusammenhänge beziehungsweise Weiterentwicklungen zwischen den einzelnen Studien nachzuvollziehen.

Die Literaturrecherche wurde im Zeitraum März 2012 bis September 2012 vorgenommen; einbezogen wurden Fachzeitschriften, Bücher, Dissertationen, Projektberichte und Aufsatzsammlungen. Die Recherche erfolgte sowohl über einschlägige Suchmaschinen im Internet (google scholar, lycos.com) als auch über die Bestandskataloge der Bibliotheken des Bibliothekenverbandes im Süd-West-Verbund. Weiterhin wurden Bücher über Fernleihen bezogen und eingesehen. Gesucht wurde beispielsweise nach Schlagwörtern

wie Szenario, Energieszenarien, Gesellschaftsszenarien oder auch Deskriptoren.

Insgesamt wurden so 317 Literaturquellen und Studien recherchiert; die älteste stammt aus dem Jahr 1999, die Mehrzahl der Studien aus den Jahren 2007 und später. Nach Bereinigung um Sekundär- und Zeitreihenliteratur blieben insgesamt 302 szenariobeschreibende Studien übrig. Diese wurden in einer Literaturliste nach thematischem Schwerpunkt und nach länderspezifischem Fokus sortiert.

Hieraus ergab sich ein Szenariogruppen-Schema mit vier thematischen Kategorien. In die Kategorie *Energieszenarien allgemein* wurden Studien eingegliedert, die sich beispielsweise dem Energieverbrauch in Deutschlands Privathaushalten bis zum Jahr 2050 widmen oder die der Frage nachgehen, wie sich die globalen Energiemärkte bis zum Jahr 2030 entwickeln werden. Die Sparte *Energieszenarien mit spezifischem Fokus* widmet sich einem spezifischen Sachverhalt innerhalb des Themenblocks Energie. Studien, die zum Beispiel den Fokus auf den CO<sub>2</sub>-Ausstoß bis zum Jahr 2050 untersuchen, oder Studien, die den Blick auf den zukünftigen Einsatz von erneuerbaren Energien zur Stromerzeugung richten, wurden in diese Kategorie einsortiert. Die Gruppe *Gesamtgesellschaftliche Szenarien* bildet die gesamtgesellschaftlichen Prozesse, Wandlungen und Trends ab. Diese Sparte beschreibt somit gesellschaftliche Veränderungen an sich, aber auch die Wahrnehmung und Behandlung dieser Veränderungen durch die Gesellschaftsmitglieder. Studien, die hier eingeordnet wurden, befassen sich zum Beispiel mit der Frage, wie die deutsche Bevölkerung im Jahr 2030 leben will oder welche Faktoren gesellschaftliche Strukturen bis zum Jahr 2050 beeinflussen können. Unter die Rubrik *Sonstige Themen* fielen gesellschaftliche Themen mit engem Fokus. Hier wurde Szenarioliteratur zusammengefasst, die sich spezifischen gesellschaftlichen Themenbereichen widmet, wie zum Beispiel der Arbeitsmarktsituation, dem Konsumverhalten oder dem Umweltbewusstsein der Bevölkerung.

<sup>338</sup> Für nähere Informationen zum Projekt siehe [http://www.helmholtz.de/pakt\\_fuer\\_forschung\\_und\\_innovation/impuls\\_und\\_vernetzungsfonds/helmholtz\\_allianzen/energy\\_trans/](http://www.helmholtz.de/pakt_fuer_forschung_und_innovation/impuls_und_vernetzungsfonds/helmholtz_allianzen/energy_trans/).



Nach der Zuteilung der 302 beschreibenden Szenariostudien in die vier zuvor benannten Kategorien konnten 45 Studien dem Bereich *Energieszenarien allgemein* zugeordnet werden, 60 Studien der Sparte *Energieszenarien mit spezifischem Fokus*, 51 Studien dem Bereich *Gesellschaftsszenarien allgemein* und schließlich 146 Studien den *Sonstigen Themen mit engem Fokus*.

In einem nächsten Schritt wurden die Studien mit den Kategorien *Deutschland*, *Europa*, *außereuropäisches Ausland* und *Welt/Global* geografisch in Bezug gesetzt. Dies macht insofern Sinn, als dass ein Themengebiet je nach geografischer Zuordnung stark variieren kann. Beispielsweise schneiden Fragen der Ressourcenknappheit oder der Verfügbarkeit von Strom differenziert ab – je nachdem, ob globale Gebiete in die Betrachtung miteinbezogen werden oder ob der Fokus beispielsweise auf eine Industrienation wie Deutschland gelegt wird.

Am Ende wurden die einzelnen Studien systematisch anhand sogenannter *Fact-Sheets* ausgewertet, in denen unter anderem eine Kurzbeschreibung und der Hintergrund der Studie sowie die Anzahl und Art der Szenarien beziehungsweise Deskriptoren beschrieben wurden. Hierbei trat nach der Auswertung von 45 Studien bezüglich der verwendeten gesellschaftlichen Deskriptoren ein gewisser *Sättigungseffekt* ein. Insgesamt umfassten die Fact-Sheets 462 Deskriptoren aus 25 thematischen Bereichen (zum Beispiel Wirtschaftsentwicklung, Ökologie, Gesellschaft). Auf der Auftaktsitzung des Projektes GESI-PT am 09. Oktober 2012 in Stuttgart ergänzten die Teilnehmerinnen und Teilnehmer durch ihre Vorschläge 15 weitere Deskriptoren.

Diese ergänzte Liste mit insgesamt 477 Einträgen diente als Grundlage für die Deskriptorenauswahl. Nach dieser ersten Sitzung führte das ZIRIUS-Team eine inhaltlich begründete Vorselektion an potenziell relevanten Deskriptoren durch,

die auf dem *Deskriptoren-Workshop* Mitte November 2012 in Berlin durch ein interdisziplinär zusammengesetztes Expertenteam diskutiert wurde. Hierbei ging es um die generelle Vollständigkeit, Angemessenheit und Anwendbarkeit der präsentierten Deskriptoren.<sup>339</sup>

Die Teilnehmerinnen und Teilnehmer diskutierten in Gruppen die Deskriptoren und konnten diese auch entsprechend modifizieren und ergänzen. Anschließend wurden die Ergebnisse der Gruppenarbeit im Plenum präsentiert und es wurde eine gemeinsame Auswahl an Deskriptoren getroffen. Das Resultat dieses Prozesses war eine Liste mit zunächst 44 Deskriptoren aus den Bereichen *Technik und Kompetenzen*, *Umweltauswirkungen*, *Gesundheit*, *Sicherheit*, *Soziale Aspekte* und *Wirtschaft*.<sup>340</sup>

Diese reduzierte Liste wurde im Anschluss des Workshops innerhalb der beiden Module A und B eingehend diskutiert. Aufgrund der hohen Anzahl an Deskriptoren und des relativ engen Zeitplans wurde die Liste noch einmal auf insgesamt 15 technische und 12 soziale, ökonomische beziehungsweise ökologische Deskriptoren reduziert.<sup>341</sup> Die 15 technischen Deskriptoren wurden von den Forscherinnen und Forschern in Modul A zur Charakterisierung der Szenarien verwendet; die 12 sozialen, ökonomischen beziehungsweise ökologischen Deskriptoren fanden hingegen in Modul B im Gruppendelphi Anwendung.

## 8.4 CHANCEN-RISIKO-ABSCHÄTZUNG DER P&T-FORSCHUNG BEZIEHUNGSWEISE -ANWENDUNG

### 8.4.1 METHODE ZUR CHANCEN-RISIKO-ABSCHÄTZUNG: DAS GRUPPENDELPHI

Zur Abschätzung der Chancen und Risiken durch P&T-Forschung beziehungsweise -Anwendung wurde die Methode

<sup>339</sup> Die Agenda der Veranstaltung mit den Teilnehmern der Podiumsdiskussion ist im Anhang beigefügt.

<sup>340</sup> Die Deskriptoren-Auswahl ist dem Anhang zu entnehmen.

<sup>341</sup> Die endgültige Auswahl der Deskriptoren ist ebenfalls im Anhang abgebildet. Außerdem enthält die Übersicht inhaltliche Beschreibungen zu jedem einzelnen Deskriptor.



des Gruppendelphis<sup>342</sup> (eine abgewandelte Form des klassischen Delphi-Verfahrens) gewählt. Generell ist es das Ziel eines Delphis, Technikfolgenabschätzung zu leisten, indem eine möglichst große Bandbreite an unterschiedlichem Expertenfachwissen zur Abschätzung und Bewertung eines spezifischen Sachverhaltes oder Stimulus integriert wird.<sup>343</sup> Hierbei werden die Experten zunächst gebeten, Technologiemerkmale auf ihre wahrscheinliche Ausprägung hin abzuschätzen sowie den Grad an Sicherheit ihrer Einschätzung anzugeben. Diese Einschätzung nimmt jeder Experte für sich alleine mittels einer schriftlichen Befragung vor. Den ausgefüllten Fragebogen schicken die Experten zur Auswertung an das Wissenschaftlerteam zurück.

Nach der Ergebnisauswertung werden die Wissenschaftler beim Gruppendelphi zu einem gemeinsamen Workshop zur Ergebnisdiskussion eingeladen.<sup>344</sup> Dabei werden zunächst die Ergebnisse der individuellen Delphi-Befragung an alle Teilnehmer im Plenum kommuniziert, anschließend werden die Experten in Kleingruppen aufgeteilt. Jede Gruppe diskutiert erneut die Ergebnisse und erarbeitet ein Gruppenurteil. Die Gruppenurteile werden anschließend im Plenum vorgestellt. Die Gruppen mit stark abweichenden Bewertungen werden gebeten, ihr Urteil zu begründen. Es folgen weitere Gruppen- beziehungsweise Plenumsrunden, bis bei allen Variablen entweder ein Konsens oder ein Konsens über den Dissens hergestellt wird.<sup>345</sup> Das Gruppendelphi-Verfahren hat neben der Begründung von Positionen den weiteren Vorzug, dass das Wissen von Experten aus unterschiedlichen Disziplinen gebündelt wird.

#### 8.4.2 ERGEBNISSE DES GRUPPENDELPHIS

Im Rahmen des GESI-PT Projektes wurden insgesamt 26 projektinterne beziehungsweise externe Experten angefragt, um an der schriftlichen Befragung und dem anschließenden Gruppendelphi-Workshop teilzunehmen. Letztlich nahmen 21 Fachleute an der schriftlichen Befragung sowie 12 Experten am Workshop teil. Gründe für eine Nicht-Teilnahme lagen zum einen im Zeitaufwand und zum anderen im fehlenden Wissen auf dem speziellen Gebiet der Partitionierung und Transmutation. Die an der schriftlichen Befragung teilnehmende Expertengruppe verfügte über folgenden wissenschaftlichen Hintergrund:

- Chemie (1 Person),
- Geologie (2 Personen),
- Geschichte (1 Person),
- Ingenieurwissenschaften (3 Personen),
- Materialwissenschaften (1 Person),
- Ökonomie (2 Personen),
- Physik (6 Personen),
- Psychologie (2 Personen),
- Sozialwissenschaften (3 Personen).

Der Fragebogen des Delphis bestand aus den ausgewählten zwölf ökologischen, ökonomischen und sozialen Deskriptoren (siehe Abschnitt 8.3.2), die für die drei Basis-Szenarien *Forschungspartizipation*, *Europäische Systempartizipation* und *Anwendung in Deutschland* (siehe Beschreibung der Szenarien in Kapitel 2) auf einer Skala von –3 bis +3<sup>346</sup> vergleichend bewertet werden sollten. Als Referenzrahmen diente das Szenario *Abstinenz*. Die zur Beschreibung der Entwicklungspotenziale genutzten Deskriptoren fokussierten auf folgende Aspekte:

<sup>342</sup> Webler et al. 1991.

<sup>343</sup> Turoff 1970, Phill 1971, Linstone/Turoff 2002.

<sup>344</sup> Im Gegensatz zum Gruppendelphi werden im klassischen Delphi die Ergebnisse der schriftlichen Befragung an die einzelnen Wissenschaftler zurückgespielt, mit der Bitte um nochmaliges Ausfüllen des Fragebogens unter Kenntnisnahme der bisherigen Befragungsergebnisse.

<sup>345</sup> Eine Zusammenfassung der Technik des Gruppendelphis sowie mehrere Anwendungsbeispiele finden sich in Schulz/Renn 2009.

<sup>346</sup> Negative Werte stehen dabei mit zwei Ausnahmen für eine negativere Entwicklung als im Referenz-Szenario. Positive Werte stehen hingegen für eine positivere Entwicklung als im Referenz-Szenario. Der Wert „0“ repräsentiert keine Änderung. Die Ausnahmen stellen die beiden Deskriptoren *Kosten der Endlagerung* und *Kosten der Zwischenlagerungsabfälle* dar. Hier stehen negative Werte für geringere Kosten als im Referenz-Szenario. Positive Werte repräsentieren entsprechend höhere Kosten. Der Wert „0“ bedeutet Konstanz.

- Einstellung von Standortgemeinden gegenüber der Endlagerung wärmeentwickelnder Abfälle mit P&T,
- Einstellung potenzieller Anlagenstandortgemeinden gegenüber dem Neubau einer P&T-Anlage,<sup>347</sup>
- Einstellung der Bevölkerung in Deutschland gegenüber P&T,
- Einfluss durch Bau und Betrieb einer P&T-Anlage auf die Grundrechte,
- Auswirkungen rechtlicher Rahmenbedingungen auf Neubau, Betrieb und Rückbau einer P&T-Anlage in Deutschland,
- Auswirkungen einer P&T-Anlage auf die Wohn- und Lebensqualität der Anlagenstandortgemeinden durch nicht-radiologische Faktoren,
- Kosten der Endlagerung hochradioaktiver Abfälle mit P&T im Vergleich zu den Kosten ohne P&T,
- Kosten der Zwischenlagerungsabfälle (Sekundär- und Primärabfälle) in Deutschland im Vergleich zu den Kosten ohne P&T,
- volkswirtschaftliche Kosten-Nutzen-Bilanz für Neubau und Betrieb einer P&T Anlage,
- Umweltauswirkungen durch eine P&T-Anlage,
- Auswirkungen auf die menschliche Gesundheit durch einen Unfall in der P&T-Anlage,
- Haltung der Medien gegenüber P&T.

Die Einschätzungen für die Deskriptoren wurden relativ zum vorgegebenen Referenz-Entwicklungspfad *Abstinenz* abgegeben. Dieses Vergleichsszenario war notwendig, da aufgrund des langen Zeithorizonts und der hohen Komplexität des Untersuchungsgegenstandes eine absolute Einschätzung äußerst schwierig gewesen wäre. Im Referenz-Szenario stand bei jedem Deskriptor der

Wert „0“. Die Teilnehmerinnen und Teilnehmer der Befragung wurden gebeten, bei jedem Szenario entweder die von ihnen angenommene positive beziehungsweise negative Abweichung anzugeben oder den Wert „0“ einzutragen, falls sich die beiden Szenarien ihrer Auffassung nach nicht voneinander unterscheiden.<sup>348</sup> Außerdem sollten sie bei jeder Kombination von Deskriptor und Szenario ihre Urteilssicherheit (SH) auf einer Skala von 1 (sehr sicher) bis 4 (sehr unsicher) angeben.

Zur Ermittlung von Konsens und Dissens wurde eine Kombination von drei Kriterien verwendet. Erstens wurde für jeden Deskriptor in jedem Szenario die Urteilerübereinstimmung  $p_i$  nach Joseph Fleiss berechnet. Hierbei wird die vorhandene Übereinstimmung zwischen allen Urteilerpaaren ins Verhältnis zur maximal möglichen Übereinstimmung gesetzt.<sup>349</sup> Bei einem Wert von  $p_i=1$  stimmen alle Urteile überein und es herrscht vollkommener Konsens. Je mehr abweichende Urteile gegeben werden, desto niedriger fällt der Wert aus. Da für die qualitative Beschreibung der Szenarien die Richtung der Deskriptoren relevant ist, wurden die Urteile in die drei Kategorien

- negativer als im Referenz-Szenario (–3 bis –1),
- keine Änderung zum Referenz-Szenario (0) und
- positiver als im Referenz-Szenario (+1 bis +3)

zusammengefasst.<sup>350</sup> Bei Betrachtung der Verteilungen stellte sich heraus, dass ein Großteil der Deskriptoren Werte größer als 0,40 aufwies. Ein Wert von  $p_i < 0,40$  erschien damit im vorliegenden Fall als eine plausible Grenze, um den Konsens vom Dissens zu trennen.

<sup>347</sup> An dieser Stelle ist darauf hinzuweisen, dass die Zahl der Transmutationsreaktoren erheblich größer sein wird als die Zahl der Partitionierungsanlagen. Außerdem kann nicht unterstellt werden, dass alle Transmutationsreaktoren (allein für Deutschland wären dies sechs bis acht, siehe Kapitel 1 – 7) am selben Ort wie die Partitionierungsanlagen stehen. Dies gilt insbesondere für den Fall, wenn die Transmutationsreaktoren auch noch Strom einspeisen sollen. Die Varianz in den genannten Faktoren ist jedoch zu hoch, um sie in Gänze im Forschungsdesign berücksichtigen zu können, weshalb als zulässige modellartige Vereinfachung von der *P&T-Anlage* gesprochen wird.

<sup>348</sup> Der Fragebogen des Delphis sowie die Agenda des Gruppendelphis befinden sich im Anhang.

<sup>349</sup> Bortz/Lienert 2008, S. 314.

<sup>350</sup> Für die Berechnung des arithmetischen Mittelwertes (AM) als Maß für die Gesamtbewertung der Deskriptoren wurden aus mathematischen Gründen die Originalskalen verwendet.

Der  $p_i$ -Wert unterscheidet jedoch nicht, ob ein Dissens zwischen einer positiven und einer negativen Einschätzung oder zwischen einer positiven und neutralen Bewertung beziehungsweise negativen und neutralen Bewertung vorliegt. Deshalb wurden in einem zweiten Verfahrensschritt die Verteilungen bei jedem einzelnen Deskriptor dahingehend untersucht, ob die Urteile sich einigermaßen gleichmäßig auf den positiven und den negativen Bereich verteilten. Falls dies der Fall war, lag Dissens vor. Drittens wurden Deskriptoren mit hoher Urteilsunsicherheit (mindestens die Hälfte der Befragten gibt eine vorhandene Unsicherheit an) genauer betrachtet, das heißt, dass ein Deskriptor mit einem relativ hohen  $p_i$ -Wert und eindeutiger Verteilung bei hoher Unsicherheit trotzdem als diskussionswürdig betrachtet werden kann.

Gemessen an der Urteilsübereinstimmung war in der schriftlichen Befragung insbesondere im Szenario *Europäische*

*Systempartizipation* Dissens vorhanden. In den beiden Szenarien *Anwendung in Deutschland* und *Forschungspartizipation* war hingegen begrenzter Konsens erkennbar (siehe Tabelle 1). Insgesamt betrachtet gab es eine hohe Urteilsunsicherheit der Teilnehmerinnen und Teilnehmer des Delphis. Abgesehen von der Einschätzung der Grundrechte in den beiden Szenarien *Anwendung in Deutschland* und *Europäische Systempartizipation* war sich die Mehrheit der Experten in ihren Urteilen sehr sicher oder sicher.

Ein Blick auf Tabelle 2 zeigt, dass insbesondere im Szenario *Europäische Systempartizipation* für einige Deskriptoren ambivalente Beurteilungen abgegeben wurden (zum Beispiel Einstellung Endlagerstandortgemeinde, Kosten Endlagerung, Kosten-Nutzen-Bilanz). Im Szenario *Forschungspartizipation* fällt auf, dass ein Großteil der Befragten bei vielen Deskriptoren keine Änderung gegenüber dem

Tabelle 1: Urteilsübereinstimmung in den drei Szenarien nach der schriftlichen Delphi-Befragung

DESKRIPTOR/SZENARIO	FORSCHUNGSPARTIZIPATION	EUROPÄISCHE SYSTEMPARTIZIPATION	ANWENDUNG IN DEUTSCHLAND
GÜTE DER URTEILERÜBEREINSTIMMUNG $p_i$			
Einstellung Endlagerstandortgemeinde	0,46	0,35	0,37
Einstellung P&T-Standortgemeinde	0,57	0,44	0,72
Einstellung Bevölkerung	0,35	0,41	0,46
Grundrechte	0,82	0,46	0,50
Rechtliche Rahmenbedingungen	0,61	0,38	0,51
Wohn- und Lebensqualität	0,50	0,33	0,57
Kosten Endlagerung	0,45	0,32	0,38
Kosten Zwischenlagerung	0,60	0,37	0,48
Kosten-Nutzen-Bilanz	0,31	0,41	0,47
Umweltauswirkungen	0,54	0,53	0,78
Menschliche Gesundheit	0,45	0,47	0,57
Medien	0,37	0,39	0,59
<b><math>\Sigma p_i</math></b>	<b>6,03</b>	<b>4,86</b>	<b>6,40</b>

Quelle: Schriftliche Experten-Befragung zu Chancen und Risiken von P&T, n = 21

Tabelle 2: Verteilung der Urteile in den drei Szenarien nach der schriftlichen Delphi-Befragung

DESKRIPTOR/SZENARIO	FORSCHUNGSPARTIZIPATION			EUROPÄISCHE SYSTEMPARTIZIPATION			ANWENDUNG IN DEUTSCHLAND		
	-	0	+	-	0	+	-	0	+
Einstellung Endlagerstandortgemeinde	1	11	6	6	4	10	6	3	10
Einstellung P&T-Standortgemeinde	0	6	2	8	4	1	16	0	3
Einstellung Bevölkerung	6	4	10	11	2	7	12	1	7
Grundrechte	0	10	1	6	7	0	10	6	0
Rechtliche Rahmenbedingungen	0	7	2	6	4	1	12	3	2
Wohn- und Lebensqualität	3	9	1	7	6	3	14	1	4
Kosten Endlagerung	5	12	2	7	4	8	8	2	9
Kosten Zwischenlagerung	3	13	1	10	4	4	12	2	4
Kosten-Nutzen-Bilanz	4	7	4	8	1	6	9	0	8
Umweltauswirkungen	4	9	0	12	4	1	16	1	1
Menschliche Gesundheit	5	6	0	8	8	0	14	4	1
Medien	4	4	10	10	2	7	14	0	5
<b>Σ Urteile</b>	<b>35</b>	<b>98</b>	<b>39</b>	<b>99</b>	<b>50</b>	<b>48</b>	<b>143</b>	<b>23</b>	<b>54</b>
<b>% Urteile</b>	<b>20</b>	<b>57</b>	<b>23</b>	<b>50</b>	<b>26</b>	<b>24</b>	<b>65</b>	<b>10</b>	<b>25</b>

Quelle: Schriftliche Experten-Befragung zu Chancen und Risiken von P&T, n = 21

Referenz-Szenario sieht (57 Prozent der Urteile entfallen auf den Wert „0“). Die deutlichste Antwortverteilung zeigt sich beim Szenario *Anwendung in Deutschland* mit einer klar erkennbaren negativen Tendenz (65 Prozent negative Urteile).

Falls keine Antwort gegeben werden konnte, sollten die Befragten das entsprechende Feld leer lassen. Die Anzahl leerer Felder war über alle drei Entwicklungspfade relativ konstant. Falls nach Meinung der Befragten ein Deskriptor in einem bestimmten Szenario nicht zutraf, wurde von den Befragten der Wert „99“ angegeben. Dies war vor allem beim Szenario *Forschungspartizipation* der Fall, was darauf zurückzuführen ist, dass einige Deskriptoren (zum Beispiel Bau von P&T-Anlagen) nicht exakt zu diesem Zukunftsbild passen. Bei den Deskriptoren rechtliche

Rahmenbedingungen (8), menschliche Gesundheit (8) und Einstellung der P&T-Standortgemeinden (12) waren die *trifft-nicht-zu-Antworten* am häufigsten. Allerdings gab es hierbei keinen einzigen Fall, in dem sich alle Befragten einig waren, dass der Deskriptor nicht zutraf. Eine Übersicht über die fehlenden Werte findet sich in Tabelle 3.

Für die Diskussion im Gruppendelphi wurden nun aus den beiden Szenarien *Anwendung in Deutschland* und *Europäische Systempartizipation* diejenigen Deskriptoren ausgewählt, bei denen nach den zuvor beschriebenen drei Regeln der größte Dissens vorherrschte. Da im Szenario *Forschungspartizipation* weitestgehend übereinstimmende Bewertungen vorlagen und es insgesamt ähnlich wie das Referenz-Szenario bewertet wurde, wurde es im Gruppendelphi mit Ausnahme des Deskriptors *Medien* nicht weiter diskutiert.<sup>351</sup>

<sup>351</sup> Dieser Deskriptor wurde jedoch erst auf dem Gruppendelphi selbst von den Teilnehmerinnen und Teilnehmern zur Diskussion in der zweiten Gruppenphase ausgewählt.

Tabelle 3: Verteilung der fehlenden Werte in der schriftlichen Delphi-Befragung

DESKRIPTOR/SZENARIO	FORSCHUNGSPARTIZIPATION			EUROPÄISCHE SYSTEMPARTIZIPATION			ANWENDUNG IN DEUTSCHLAND		
	K. A.	TRIFFT NICHT ZU	Σ	K. A.	TRIFFT NICHT ZU	Σ	K. A.	TRIFFT NICHT ZU	Σ
Einstellung Endlagerstandortgemeinde	1	2	3	1	0	1	2	0	2
Einstellung P&T-Standortgemeinde	1	12	13	1	7	8	2	0	2
Einstellung Bevölkerung	1	0	1	1	0	1	1	0	1
Grundrechte	3	7	10	3	5	8	3	2	5
Rechtliche Rahmenbedingungen	4	8	12	4	6	10	4	0	4
Wohn- und Lebensqualität	2	6	8	2	3	5	2	0	2
Kosten Endlagerung	1	1	2	2	0	2	2	0	2
Kosten Zwischenlagerung	2	2	4	3	0	3	3	0	3
Kosten-Nutzen-Bilanz	2	4	6	3	3	6	3	1	4
Umweltauswirkungen	3	5	8	3	1	4	3	0	3
Menschliche Gesundheit	2	8	10	2	3	5	2	0	2
Medien	3	0	3	2	0	2	2	0	2
<b>Σ Fehlende Werte</b>	<b>25</b>	<b>55</b>	<b>80</b>	<b>27</b>	<b>28</b>	<b>55</b>	<b>29</b>	<b>3</b>	<b>32</b>

Quelle: Schriftliche Experten-Befragung zu Chancen und Risiken von P&T, n = 21, k. A. = keine Angabe (leeres Feld), trifft nicht zu = Deskriptor trifft im jeweiligen Szenario nicht zu (99)

Der Deskriptor *Grundrechte* wurde trotz hoher Unsicherheit der Befragten in der Urteilsvergabe nicht selektiert, da im Gruppendelphi keine Juristen vertreten waren und dieser Aspekt auch über das juristische Gutachten (siehe Kapitel 8.4.4) abgedeckt wurde. Somit ergab sich unter Berücksichtigung der Urteilsicherheit, der Gleichmäßigkeit der Urteilsvergabe sowie des pi-Wertes die in Tabelle 4 dargestellte Auswahl an Deskriptoren für das Gruppendelphi.

Vor der ersten Gruppendelphi-Diskussion wurden im Plenum drei generelle Fragen geklärt, die in der schriftlichen Befragung aufgeworfen wurden. Erstens ging es um die Festlegung eines Endzeitpunktes für die Szenarien. Hierbei wurde darauf hingewiesen, dass P&T frühestens ab dem

Jahr 2050 in großtechnischem Maßstab einsetzbar und damit für die Endlagerung von radioaktiven Abfällen relevant sein wird. Der gesamte Prozess der Endlagerung inklusive P&T-Behandlung kann voraussichtlich in etwa 150 Jahren beendet sein. Für die Gruppen-Diskussionen wurde deshalb ein Zeitrahmen von 50 plus 100 Jahren (je nach betrachtetem Deskriptor) angenommen. Unter den Teilnehmerinnen und Teilnehmern herrschte Einigkeit darüber, dass P&T ein Endlager nicht ersetzen kann. Zweitens wurde beschlossen, dass im Szenario *Europäische Systempartizipation* die P&T-Anlage(n) nicht in Deutschland gebaut werden, um eine klare Differenzierung zwischen diesem Zukunftsbild und dem Szenario *Anwendung in Deutschland* zu haben. Drittens einigte man sich darauf, dass in allen Szenarien alle

Tabelle 4: Ausgewählte Deskriptoren für das Gruppendelphi

SZENARIO		EUROPÄISCHE SYSTEMPARTIZIPATION	ANWENDUNG IN DEUTSCHLAND
FRAGE NR.	DESKRIPTOR	GÜTE DER URTEILSÜBEREINSTIMMUNG $p_i$	
1	Einstellung Endlagerstandortgemeinde	0,35	0,37
2	Einstellung Bevölkerung	0,41	-
3	Wohn- und Lebensqualität	0,33	-
4	Kosten Endlagerung	0,32	0,38
5	Kosten-Nutzen-Bilanz	0,41	0,47
6	Medien	0,39	-

Quelle: Schriftliche Experten-Befragung zu Chancen und Risiken von P&T, n = 21

radioaktiven Abfälle, also wärme- und vernachlässigbar wärmeentwickelnde Abfälle betrachtet werden sollen.

Im Laufe des Gruppendelphis mit je zwei Plenums- und Kleingruppendiskussionen konnte bei der Mehrzahl der ausgewählten Deskriptoren ein Konsens hergestellt werden ( $0,40 < p_i \leq 1,00$ , siehe Tabelle 5). Dies lag unter anderen an den folgenden Maßnahmen:

- **Präzisierung der Frageformulierungen:** Durch Präzisierung bestimmter Fragen konnten einige Teilnehmerinnen und Teilnehmer in der zweiten Gruppenphase eindeutiger Bewertungen vornehmen als in der ersten Gruppenphase. Dies war zum Beispiel bei Frage 3, also dem Einfluss von P&T auf die Wohn- und Lebensqualität der Anlagenstandortgemeinden, der Fall. In der ersten Plenumsrunde wurde hier darauf hingewiesen, dass die Beantwortung sehr standortabhängig sei, insbesondere gehe es um die Frage, ob die P&T-Anlage in einer strukturschwachen oder -starken europäischen Region gebaut werde. Die Expertenrunde ging davon aus, dass solch eine Anlage mit höchster Wahrscheinlichkeit in einer strukturschwachen Gegend gebaut werden wird. In der zweiten Kleingruppendiskussion wurde deshalb als Randbedingung der Standort in eine strukturschwache

Region gelegt. Im Ergebnis ergaben sich übereinstimmende Antworten aller vier Gruppen.

- **Ausräumen von Missverständnissen:** Zum Teil wurden Fragen nicht von allen Teilnehmerinnen und Teilnehmern gleich verstanden oder es wurden Skalenbeschriftungen im Gruppendelphi mit denen aus der schriftlichen Befragung verwechselt. Dies war bei Frage 4, also der Frage nach den Endlagerkosten, der Fall. Nachdem darauf hingewiesen wurde, dass anders als in der schriftlichen Befragung im Gruppendelphi eine einheitliche Skala von positiv bis negativ verwendet wird, ergaben sich deutlichere Urteilsübereinstimmungen.
- **Erweiterung der Bezugspunkte:** Bei der Frage nach dem zukünftigen Tenor der Medien zum Thema P&T (Frage 6) wurde nach der ersten Kleingruppendiskussion darauf hingewiesen, dass es für die Bewertung von Vorteil sei, die Frage in allen drei Szenarien vergleichend zu beantworten, anstatt sich auf eines zu beschränken. Nach der Umsetzung dieser Erweiterung kamen alle vier Gruppen zu sehr konsensuellen Bewertungen.

Aus Tabelle 5 ist auch ersichtlich, dass bei den Fragen 1, 2 und 5 teilweise kein Konsens hergestellt werden konnte, sondern lediglich ein Konsens über den Dissens ( $p_i \leq 0,40$ ). Die Gründe hierfür waren im Einzelnen:

Tabelle 5: Urteile, Urteilsübereinstimmung und Sicherheitsbewertungen in den drei Szenarien nach der zweiten Delphi-Runde

FORSCHUNGSPARTIZIPATION							
FRAGE-NR.	GRUPPE				AM	P <sub>i</sub>	SH
	1	2	3	4			
1							
2							
3							
4							
5							
6	1	1	1	1	1,00	1,00	2

EUROPÄISCHE SYSTEMPARTIZIPATION							
FRAGE-NR.	GRUPPE				AM	P <sub>i</sub>	SH
	1	2	3	4			
1	1	0	0	1	0,50	0,33	3
2	0	0	1	1	0,50	0,33	4
3	1	1	1	1	1,00	1,00	2
4	0	-1	-1	-1	-0,75	0,50	2
5	0	.	-1	-1	-0,67	0,33	3
6	-1	-1	0	-2	-1,00	0,50	2

ANWENDUNG IN DEUTSCHLAND							
FRAGE-NR.	GRUPPE				AM	P <sub>i</sub>	SH
	1	2	3	4			
1	1	-1	-1	1	0,00	0,33	1
2							
3							
4	-1	-1	-2	-2	-1,50	1,00	2
5	-1	.	-2	-2	-1,67	1,00	3
6	-2	-2	-1	-3	-2,00	1,00	2

Quelle: Gruppendelphi zu Chancen und Risiken von P&T, n = 4, AM = arithmetisches Mittel, p<sub>i</sub> = Urteilsübereinstimmung nach Fleiss, SH = Sicherheitsbewertung des Urteils, kursiv = Konsens. Die leeren Felder in der Tabelle ergeben sich, weil diese Deskriptoren für das jeweilige Szenario nicht im Gruppendelphi, sondern zumeist ohne viel Dissens in der schriftlichen Befragung ermittelt wurden.

- **Frage 1 (Einstellung potenzieller Endlagerstandortgemeinden zur Endlagerung radioaktiver Abfälle in Deutschland durch den Einfluss von P&T, Szenario „Europäische Systempartizipation“, Szenario Anwendung in Deutschland):** In der Diskussion kamen sowohl Argumente für eine positive wie für eine negative Einstellungsänderung als auch für eine konstant bleibende Einstellung gegenüber dem Referenz-Szenario auf. Zum Beispiel wurde angemerkt, dass die potenzielle Reduzierung der Abfallmenge und die Teilung des kerntechnischen Risikos zwischen Endlager- und P&T-Anlagen-Standort (geringere Stigmatisierung der Endlagerstandortgemeinde generell eine positive Einstellung der Gemeinde zur Folge haben könnte). Außerdem sei die Öffentlichkeit nach Ansicht einiger Experten in der Lage, P&T von anderen kerntechnischen Anwendungen in der Wahrnehmung zu trennen. Andererseits wurde jedoch auch angemerkt, dass der Kenntnisstand in der Bevölkerung über P&T noch nicht besonders hoch sei, sodass sie vermutlich doch nicht zwischen P&T und anderen kerntechnischen Anwendungen unterscheiden würde. P&T könnte somit als Technologie zum Wiedereinstieg in die Kerntechnik wahrgenommen werden. Darüber hinaus kann das bei P&T-Anwendung benötigte lange Offenhalten des Endlagers über eine Generation hinaus zu einer negativeren Sicht der betroffenen Kommune führen. Jedoch ist auch vorstellbar, dass das Nicht-Wissen in der Bevölkerung zu P&T keinerlei Auswirkungen auf die Einstellungsbildung von Endlagerstandortgemeinden hat.
- **Frage 2 (Einstellung der Bevölkerung in Deutschland gegenüber P&T im allgemeinen, Szenario Europäische Systempartizipation):** Wie bei Frage 1 lassen sich hier sowohl Pro- als auch Kontra-Argumente finden. Zwar wird Forschung generell positiv gesehen, die großtechnischen Anlagen aus dem Bereich der Kerntechnik jedoch nicht. Es wird davon ausgegangen, dass der internationale Einfluss auf die Sicherheit und Kernforschung durch die Entsendung von Experten in internationale Gremien, wie zum Beispiel die

International Atomic Energy Agency (IAEA), von der Bevölkerung eher positiv aufgefasst wird.

- **Frage 5 (Kosten/Nutzen-Rechnung für den Neubau und Betrieb von P&T-Anlagen, Szenario Europäische Systempartizipation):** Aus ökonomischer Sicht war es hier einigen Teilnehmerinnen und Teilnehmern wichtig festzuhalten, dass eine absolute Bewertung ohne den Vergleich zu anderen Technologien nur schwer möglich sei, da man sich immer auch die Frage stellen müsse, wie man die in P&T verwendeten Ressourcen sonst nutzen könnte (Stichwort: Opportunitätskosten). Genauer gesagt fehlen finanzielle Ressourcen, die in einen Forschungsbereich fließen, zwangsläufig in einem anderen. Auch der bei P&T notwendige anzuvisierende lange Zeitraum erschwert eine ökonomische Abschätzung. Dies gilt sowohl für die Kosten als auch für potenzielle Nutzeffekte durch zum Beispiel Spin-Offs oder Innovationen. Für die Nutzenaspekte kommt noch die Problematik hinzu, dass diese oft nicht quantifizierbar sind (zum Beispiel symbolischer Nutzen).

Zusammenfassend führt Tabelle 6 die Mittelwerte für alle zwölf Deskriptoren bei den drei Szenarien sowie drei aufsummierte Globalwerte auf. Hierbei wurden für die im Gruppendelphi diskutierten Deskriptoren die Werte nach der zweiten Kleingruppen-Diskussion verwendet (siehe auch Tabelle 5). Alle anderen Werte stammten aus der schriftlichen Befragung. Die Daten der Fragen, bei denen kein Konsens hergestellt werden konnte oder die mit hoher Unsicherheit behaftet sind, wurden in Klammern gesetzt. Sie werden bei der qualitativen Beschreibung nur sehr eingeschränkt berücksichtigt, da die Experten hier kein eindeutiges und sicheres Urteil geben konnten.

Betrachtet man die Ergebnisse aus der schriftlichen Befragung sowie aus dem Gruppendelphi zusammenfassend im Vergleich zum Referenz-Szenario, so schneidet das Szenario *Anwendung in Deutschland* in der Bewertung der Deskriptoren mit Abstand am schlechtesten ab ( $\sum AM: -15,56$ ). Das



Tabelle 6: Mittelwerte der Urteile in den drei Basisszenarien nach dem Gruppendelphi

DESKRIPTOR/SZENARIO	FORSCHUNGSPARTIZIPATION		EUROPÄISCHE SYSTEMPARTIZIPATION		ANWENDUNG IN DEUTSCHLAND	
	AM	n	AM	n	AM	n
Einstellung Endlagerstandortgemeinde	0,44	18	(0,50)	12*	(0,00)	12*
Einstellung P&T-Standortgemeinde	0,38	8	-1,08	13	-1,95	19
Einstellung Bevölkerung	(0,40)	20	(0,50)	12*	-0,85	20
Grundrechte	0,09	11	(-0,54)	13	(-0,81)	16
Rechtliche Rahmenbedingungen	0,22	9	-0,91	11	-1,47	17
Wohn- und Lebensqualität	-0,23	13	1,00	12*	-1,06	19
Kosten Endlagerung	-0,16	19	-0,75	12*	-1,50	12*
Kosten Zwischenlagerung	-0,06	17	-0,65	18	-1,11	18
Kosten-Nutzen-Bilanz	(0,00)	15	(-0,67)	12*	(-1,67)	12*
Umweltauswirkungen	-0,62	13	-0,94	17	-1,67	18
Menschliche Gesundheit	-0,55	11	-0,88	16	-1,47	19
Medien	1,00	12*	-1,00	12*	-2,00	12*
<b>Σ AM</b>	<b>0,92</b>		<b>-5,41</b>		<b>-15,56</b>	

Quelle: Schriftliche Experten-Befragung zu Chancen und Risiken von P&T, n = 21, \* Teilnehmerzahl Gruppendelphi zu Chancen und Risiken von P&T, n = 4 (Gruppen), n = 12 (Teilnehmer), Werte in Klammern = Dissens bzw. relativ hohe Unsicherheit, AM = arithmetisches Mittel, Fallzahl bei den einzelnen Deskriptoren bezieht sich auf die gültigen Werte aus der schriftlichen Befragung

Szenario *Europäische Systempartizipation* ist zwar insgesamt betrachtet immer noch im negativen Bereich ( $\Sigma$  AM: -5,41), jedoch nicht so deutlich negativ bewertet wie das Szenario *Anwendung in Deutschland*. Das Zukunftsbild *Forschungspartizipation* wird als einziges Szenario positiver als die zukünftige Entwicklung *Abstinenz* bewertet ( $\Sigma$  AM: +0,92).

In der schriftlichen Befragung zeigte sich übrigens ein eindeutiges Muster: Hier wurden alle Deskriptoren in der Tabelle vom Szenario *Anwendung in Deutschland* über *Europäische Systempartizipation* hin zu *Forschungspartizipation* zunehmend positiver bewertet. Dieser durchgehende Trend besteht bei den Deskriptoren mit vorhandenem Konsens (mit Ausnahme der Wohn- und Lebensqualität) auch nach dem Gruppendelphi. Insofern stellt die Globalbewertung der

Szenarien eine zulässige Zusammenfassung der einzelnen Deskriptoren dar, um die drei Zukunftsbilder miteinander zu vergleichen. Allerdings ist es trotzdem ratsam, sich auch im insgesamt positiv bewerteten Szenario *Forschungspartizipation* die einzelnen Deskriptoren anzuschauen, da es auch hier eine Variabilität von negativen und positiven Urteilen gibt (siehe Tabelle 6).

Die Ergebnisse des Delphis fließen in die Beschreibung der gesellschaftlichen Entwicklungspfade ein (siehe Abschnitt 8.5). Weitere Bestandteile der Zukunftsbilder sind die nachfolgend beschriebenen Resultate aus den Leitfadenterviews mit Vertretern von Umweltschutzgruppen und Bürgerbewegungen zu Chancen und Risiken von P&T sowie die ökonomischen, ökologischen und juristischen Gutachten.

### 8.4.3 ERGEBNISSE DER LEITFADEN-INTERVIEWS MIT VERTRETERN VON UMWELTSCHUTZGRUPPEN UND BÜRGERBEWEGUNGEN ZU CHANCEN UND RISIKEN VON P&T

Im Rahmen des GESI-PT Projektes wurden Telefoninterviews mit Umweltschutzgruppen und Bürgerbewegungen durchgeführt, da bis dato die Haltung der Bürgerinitiativen und Umweltschutzgruppen zum Thema P&T weitestgehend unbekannt war. Während von diesen Gruppierungen Aussagen zur Kernenergie allgemein sowie zur Endlagerung radioaktiver Abfälle publik gemacht werden, lassen sich zum Thema P&T kaum Stellungnahmen finden. Eine gezielte Recherche zu diesem Thema diene somit dazu, die von den Vertretern der organisierten Zivilgesellschaft wahrgenommenen Chancen und Risiken der Partitionierung und Transmutation zu erörtern und Erkenntnisse über deren allgemeine Haltung zu diesem Thema zu erlangen. Hierfür wurde ein Leitfaden mit insgesamt sieben Hauptfragen und Unterfragen für die Telefoninterviews entwickelt.<sup>352</sup> Geografischer Bezugspunkt der Fragen war jeweils die Situation in Deutschland. Im Wesentlichen fokussierten die Interviews auf folgende Aspekte:

- generelle Meinung des Befragten zum Thema P&T,
- wahrgenommene Chancen von P&T,
- wahrgenommene Risiken von P&T,
- wahrgenommene Alternativen zu P&T,
- wahrgenommene Akzeptanz von P&T seitens der Bevölkerung,
- wahrgenommene Haltung der Politik zu P&T,
- sonstige Aspekte zur Forschung, Entwicklung und Anwendung von P&T.

Die Telefoninterviews wurden im Zeitraum November bis Dezember 2012 durchgeführt. Insgesamt wurden 16 Umweltschutzgruppen, die sich mit kerntechnischen Fragestellungen auseinandersetzen, angefragt. Letztlich konnten vier Interviews realisiert werden. Dass mit der

überwiegenden Anzahl der angefragten Organisationen kein Interview zustande kam, hatte primär die folgenden Gründe:

- Geringer Kenntnisstand: Obgleich von uns ausschließlich Gruppierungen für ein Interview angefragt wurden, die sich in den Medien zu kerntechnischen Fragestellungen äußern, war einigen das Themenfeld P&T kaum bekannt (drei Gruppierungen).
- Zeit- und personelle Ressourcenknappheit: Einige Gruppierungen lehnten ein Interview aus Zeit- und personeller Ressourcenknappheit ab (zwei Gruppierungen).
- Langwierigkeit und Abstraktheit des Themas: Manchen der potenziellen Interviewpartner erschien das Thema P&T als zu abstrakt. Sie verwiesen darauf, dass man sich zunächst um die Endlagerung radioaktiver Abfälle kümmern muss, ehe man sich P&T zuwendet (eine Gruppe).
- Falsches Sprachrohr: Als weiterer ablehnender Grund für die Durchführung eines Interviews wurde mitgeteilt, dass die Argumentation der Gruppierung direkt an die Politik gerichtet werden sollte und nicht durch den Filter einer wissenschaftlichen Institution (eine Gruppierung).
- Fehlendes Vertrauen in Wissenschaft und in die Politik: Das Vertrauen sei durch falsche oder missbräuchliche Wortlautwiedergabe erschüttert, Vereinbarungen seien in der Vergangenheit nicht eingehalten worden, weshalb als Konsequenz hieraus prinzipiell keine Zusammenarbeit mit der Wissenschaft und der Politik mehr erfolgen könne (zwei Gruppen).
- Keine abschließende Meinung: Eine Organisation wollte kein Interview zum Thema P&T geben, da sie ihre Meinung zu diesem Thema noch nicht abschließend gebildet hatte.
- Fehlende Erreichbarkeit: Bei zwei Gruppierungen konnte trotz mehrmaliger Nachfrage die für Energiethemen zuständige Person nicht erreicht werden.

<sup>352</sup> Siehe Leitfaden im Anhang.

Die Interviews wurden mit folgenden Organisationen geführt:<sup>353</sup>

- Bund für Umwelt- und Naturschutz Deutschland,
- Deutsche Umwelthilfe e. V.,
- Bürgerinitiative Umweltschutz Lüchow-Dannenberg e. V.,
- Greenpeace.

Die nachstehenden Abschnitte informieren über die wesentlichen Aussagen der befragten Gruppierungen zum Thema Chancen und Risiken von P&T. Hierfür wurden zentrale Aussagen ausgewählt, die die Positionen der Befragten besonders treffend verdeutlichen.

#### 8.4.3.1 Die allgemeine Haltung der Umweltschutz- und Bürgerbewegungsgruppen zum Thema P&T

Auf die Frage „Wie ist ihre generelle Meinung zu P&T?“ wurden von den Befragten grundsätzlich ablehnende Antworten gegeben. Die Gründe hierfür sind im Wesentlichen sicherheitstechnischer, wirtschaftlicher, nutzenrelevanter und technologischer Natur. Aus sicherheitstechnischer Perspektive wird insbesondere vor der militärischen Verknüpfung der Kernenergie allgemein gewarnt. Die Nutzung der Kernenergie selbst wird von den Befragten prinzipiell abgelehnt und somit auch ihre unterschiedlichen Anwendungen. Die Nukleartechnologie gilt als Technologie mit unüberwindbaren Risiken, die insbesondere auch bei der Anwendung von P&T greifen, da dieses Verfahren nach Ansicht der Befragten zu wenig erforscht ist. Drei der vier Befragten gehen davon aus, dass P&T letztlich ein Mittel ist, das den Fortbestand der Kernenergie über die Energiewende hinaus sichern soll. Allerdings wird eine industrielle Umsetzung dieses Verfahrens sowohl in Deutschland als auch weltweit von allen Befragten bezweifelt, wie die nachstehenden Zitate belegen:

*„Also ich glaube, dass das weltweit eigentlich keine Chance hat, realisiert zu werden im industriellen*

*Maßstab. Und ganz sicher bin ich mir diesbezüglich in Deutschland.“ (Transkript Interview No. 4)*

*„Das ist neuer Wein in alten Schläuchen, eigentlich nichts Neues und im Grund genommen ist es nichts anderes als der Versuch der letzten Rettung der Atomindustrie.“ (Transkript Interview No. 2)*

*„Ich frage mich, wer soll daran noch Interesse haben, eine Technologie zur Reife zu entwickeln, was mit Sicherheit eher 30 oder 40 Jahre als 25 dauert. Da finden Sie niemanden, weder in den öffentlichen Etats, noch privat, der Ihnen das bezahlt.“ (Transkript Interview No. 4)*

#### 8.4.3.2 Wahrgenommene Chancen (Nutzenpotenziale) der P&T-Anwendung

Bei der Frage „Worin sehen Sie Chancen von P&T?“ wurde ersichtlich, dass die von uns befragten Personen keine Nutzenpotenziale in der Anwendung von P&T erkennen können. Der Grundtenor der Aussagen ist daher negativ. Beispielfähig wird von allen vier Personen der Beitrag von P&T zur Reduzierung des Abfallvolumens für die endzulagernden Abfälle genannt. Nach Ansicht der interviewten Personen ist der Beitrag von P&T zur Volumenreduktion wärmeentwickelnder Abfälle minimal und vernachlässigbar. Ein Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle ist aus Sicht der Befragten auch mit P&T-Anwendung unumgänglich. Will man P&T zur Abfallbehandlung nutzen, so wird darauf hingewiesen, dass ein entsprechender zusätzlicher Kraftwerkspark mit neuer Reaktorlinie benötigt wird, in der eine Intensivierung der Wiederaufarbeitung von abgebrannten Brennelementen erfolgt. Hier wird jedoch der Wiedereinstieg in die Kerntechnik befürchtet, was für die Interviewten inakzeptabel ist.

Der Einsatz der P&T-Technik zur Abfallreduktion wird darüber hinaus auch aus zeitlichen Gründen negativ beurteilt, da bis zum beschlossenen Ausstieg aus der friedlichen

<sup>353</sup> Die Reihenfolge der Auflistung der Umweltschutz- und Bürgerbewegungsgruppen entspricht nicht der Reihenfolge der Nummerierung der Interview-Transkripte (siehe unten), eine Zuordnung der Gruppierung zu den Interviewaussagen ist somit nicht möglich.

Nutzung der Kernenergie in Deutschland im Jahr 2022 das Verfahren nach Ansicht der Interviewten nicht ausreichend erforscht sein wird und die vor dem Jahr 2022 verglasten Abfälle sich nicht mehr behandeln lassen. Ein Einsatz des Verfahrens scheitert aus Sicht der Interviewten somit auch aus zeitlichen Gründen. Dabei wird die Frage aufgeworfen, welche Zeiträume technisch generell beherrschbar seien. Eine sichere Endlagerung wird von einem Befragten, sowohl unter Anwendung von Transmutation als auch ohne, für utopisch erklärt, da die Zeiträume der Endlagerung mit und ohne P&T-Anwendung für die Menschheit nicht beherrschbar seien. Nachstehend folgen einige Zitate, die die hier vorgestellten Kernthesen stützen:

*„Das zentrale Problem ist [...], dass sie ja eine Wiederaufarbeitung des Abfalls haben müssen.“ (Transkript Interview No. 4)*

*„Wenn man Atommüll reduzieren will, muss man Reaktoren abschalten.“ (Transkript Interview No. 1)*

*„Also das Verfahren ist zur Verminderung von Restlaufzeiten sozusagen in den Endlagerstätten nicht geeignet.“ (Transkript Interview No. 2)*

*„Im Endeffekt gibt es [...] zur tiefeologischen Endlagerung keine Alternative.“ (Transkript Interview No. 3)*

Auch unter Missbrauchsaspekten können die Befragten keine Vorteile des Verfahrens erkennen, im Gegenteil: Der Anwendung von P&T wird ein zusätzliches Missbrauchsrisiko zugeschrieben. Diese zusätzliche Gefahr wird insbesondere durch die erweiterte Nutzung von Plutonium gesehen:

*„Für Anwendung von P&T muss erst mal viel Plutonium reingesteckt werden. Ich sehe hier ein viel größeres Proliferationsrisiko als eine Minderung.“ (Transkript Interview No. 1)*

*„Es wird wieder Plutonium sozusagen extrahiert und wenn Plutonium extrahiert ist, leiste ich sogar der Proliferation noch Vorschub.“ (Transkript Interview No. 2)*

Auch mit Bezug zur Stromerzeugung können die Befragten keine positiven Aspekte der P&T-Anwendung erkennen. Als wesentlicher Grund wird auf die hohen Kosten der P&T-Technologie insgesamt und insbesondere auch für die Stromerzeugung verwiesen.

*„Vernachlässigbar, da dieser Strom unbezahlbar ist. Die Gesamtkosten für P&T-Anlagen sind zu hoch.“ (Transkript Interview No. 1)*

*„Ich glaube einfach nicht, dass so etwas noch, sozusagen im großindustriellen Maßstab entwickelt werden kann, einfach weil es dafür keinen Geldgeber gibt.“ (Transkript Interview No. 4)*

*„Nein, im Gegenteil. Es hat nur ein Potenzial: Strom, Ressourcen, Energie und Geld zu verbrauchen.“ (Transkript Interview No. 3)*

Zwei Befragte gehen auch davon aus, dass es prinzipiell unrealistisch sei, Strom durch P&T erzeugen zu wollen:

*„Wenn Sie die Transmutation erreichen wollen, dann gehen Sie von einem negativen Faktor aus. Das heißt, Sie wollen gar keinen Strom erzeugen, sondern Sie wollen im Gegenteil die Aktiniden sozusagen zerstören. Das schaffen Sie nicht, in dem Sie noch Strom erzeugen.“ (Transkript Interview No. 2)*

*„Wahrscheinlich würde man mit der Beschleunigungstechnologie mehr Energie verbrauchen, als durch die Atomenergie je erzeugt wurde. Sodass das überhaupt gar keine Rolle spielt.“ (Transkript Interview No. 3)*

Befragt nach dem Erhalt des kerntechnischen Know-hows geben die interviewten Personen an, dass dieses Know-how auch in der Zukunft wichtig sein wird. Allerdings differieren die Aussagen in ihren Ausprägungen. Während der eine Befragte ausschließlich das kerntechnische Know-how zur Endlagerung fokussiert, spricht sich ein anderer Interviewter für ein umfassendes kerntechnisches Wissen aus, das in Form einer Atomaufsicht zu bündeln sei. Diese Atomaufsicht sollte sich sodann durch Fachkunde in den Bereichen der Strahlensicherheit und des Rückbaus auszeichnen. Nachstehend folgen zur Verdeutlichung der Positionen zwei zentrale Aussagen:

*„(Der) Erhalt von kerntechnischem Know-how ist sehr wichtig, aber in Form einer Atomaufsicht, die Fachkunde hat und Rückbau sowie andere nukleare Projekte entsprechend begutachten kann.“ (Transkript Interview No. 1)*

*„Die Bundesrepublik Deutschland hat sich verabschiedet und braucht nur noch Wissen zur Entsorgung, sonst nichts mehr.“ (Transkript Interview No. 2)*

Offenkundig dominiert bei der Frage nach den Chancen der P&T-Verfahren eine negative Einstellung seitens der Befragten. Weder wird ein wesentlicher Beitrag der P&T-Technik zur Abfallreduktion der endzulagernden Stoffe erkannt, noch sehen die Interviewten ein Potenzial zur Energieerzeugung oder Missbrauchsminderung in diesem Verfahren. Auch der Erhalt kerntechnischen Know-hows wird nicht mit P&T direkt verknüpft. Denn obgleich die befragten Personen resümierend den Erhalt von gewissen kerntechnischen Kenntnissen befürworten, so sehen sie dieses nicht mit der P&T-Anwendung an sich verbunden, sondern unabhängig von diesem Verfahren.

#### 8.4.3.3 Wahrgenommene Risiken der P&T-Anwendung

Die von den befragten Personen wahrgenommenen Risiken im Zusammenhang mit der Anwendung von P&T-Verfahren

spiegeln sich vielfach in den Aussagen des vorherigen Abschnitts wieder. Bei der Frage „Worin sehen Sie die Risiken der Erforschung und Anwendung von P&T?“ wird von den interviewten Personen angemahnt, dass die Risiken eines derartigen Verfahrens noch nicht ausreichend erforscht seien – insbesondere auch vor dem Hintergrund des benötigten Ausbaus einer neuen Reaktorlinie. Prinzipiell wird unterschieden zwischen Risiken, die durch das Verfahren selbst in der Anlage entstehen können, den damit verbundenen Strahlenrisiken in der Umgebung sowie energiepolitischen Risiken. Die primären Gefahren, die mit der P&T-Anwendung einhergehen, sind nach Auskunft der interviewten Personen Strahlen-Unfälle und krebserregende Emissionen bei Normalbetrieb der Anlage über Luft- und Wasserwege sowie die Erzeugung neuer Abfälle. Als energiepolitisches Risiko gilt demgegenüber die Möglichkeit, dass über die Anwendung von P&T-Verfahren ein Wiedereinstieg in die Kerntechnik erfolgt.

Zu Bedenken gegeben werden auch die mit Transporten zur und weg von der P&T-Anlage verbundenen Risiken. Nicht nur etwaige Unfälle durch Flugzeugabstürze, Terrorismus oder aber Strahlenemissionen werden angemahnt, sondern auch mögliche Begleiterscheinungen solcher Transporte: Demonstrationen, eine Lähmung der Justiz sowie des Alltages betroffener Ortschaften, begleitet durch Einsätze der Polizei:

*„Wir blockieren alles und wir tun vor allen Dingen in unserer Bevölkerung mit dieser Transportgeschichte sozusagen das halbe Land lahm legen.“ (Transkript Interview No. 2)*

*„Und deshalb ist es vergleichbar mit den heutigen Risiken, die mit Transporten zusammenhängen und – es ist so sicher wie das Amen in der Kirche, dass natürlich Anti-AKW-Organisationen dagegen genauso Sturm laufen wie gegen andere Atomülltransporte.“ (Transkript Interview No. 4)*

*„Das heißt sozusagen die Entwicklung von hochpräzisen Plutoniumabtrennungsanlagen, in einem riesigen Maßstab, halte ich für sozusagen absolut unverantwortbar, weil es hier natürlich auch zu Transporten kommen wird und genau das ist ein riesen Problem.“ (Transkript Interview No. 1)*

#### 8.4.3.4 Wahrgenommene Akzeptanz der P&T-Anwendung

Neben den wahrgenommenen Risiken einer P&T-Anwendung wurden die interviewten Personen auch bezüglich ihrer Einschätzung zur Akzeptanz von P&T-Verfahren seitens der Bevölkerung befragt. Die Frage lautete hierbei „Wie schätzen Sie die Akzeptanz der Bevölkerung von P&T ein?“ Hier verdeutlichen die interviewten Personen die Wichtigkeit der Vermarktung und Kommunikation. Vorstellbar ist aus Sicht eines Befragten, dass bei entsprechend positiver Kommunikation (zum Beispiel über die Berichterstattung der Medien) die Bevölkerung diesem Verfahren gegenüber nicht abgeneigt sein wird. Die Befragten sehen jedoch auch, dass P&T gegenwärtig in der Bevölkerung kaum bekannt ist und wollen die Menschen entsprechend über die Risiken des Verfahrens aufklären, ehe andere Akteursgruppen *Märchen* (vergleiche Transkript Interview No. 1) erzählen. Lediglich einer der Befragten ist sich sicher, dass P&T in der Bevölkerung auch durch entsprechend positives Marketing nicht auf Akzeptanz stoßen wird, wie der nachstehende Passus zeigt:

*„Wenn Sie aber dieses Konzept nach außen erläutern, und Sie würden es ja erläutern unter dem Gesichtspunkt: Wir lösen oder entschärfen massiv das Endlagerproblem, dann würden sie trotzdem (...) keine Akzeptanz kriegen.“ (Transkript Interview No. 4)*

*„Solange hier ein Märchen erzählt wird, dass eine Anlage den ganzen Atommüll verbrennen kann, dann sind die Leute vielleicht noch irgendwie fasziniert.“ (Transkript Interview No. 1)*

*„Ach, das ist ja in unserer Gesellschaft eine Frage der Werbung und weil, wenn man die Leute so fragt, auf Energieproduktion, auf Volumenverringern, auf Verkürzung, dann ist das eine Gefahr, dass die Leute auf so was reinfallen. Also ich kann Ihnen versichern, wir werden entschlossenen und unnachgiebigen Widerstand gegen alle Versuche machen, so eine Technologie in Deutschland zu installieren.“ (Transkript Interview No. 3)*

Gefragt nach den Alternativen zum Umgang mit den wärmeentwickelnden endzulagernden Abfällen („Welche Alternativen sehen Sie im Umgang mit radioaktive Abfällen zu P&T?“), zeigen sich die Befragten bezüglich der Bewertung von P&T-Verfahren einig: P&T ist für sie keine Alternative zur Behandlung der Abfälle. Ein Endlager wird aus Sicht von zwei Befragten ohnehin benötigt, da viele der Abfälle bereits verglast und somit für P&T nicht zugänglich sind. Für einen der Befragten erweist es sich als angebracht, die Abfälle oberirdisch und zugänglich zu lagern. In seiner Argumentation führt er auf, dass es zum einen in Zukunft ein angemesseneres Verfahren zum Umgang mit den Abfällen geben könnte und zum anderen Reparaturen an Castoren jederzeit durchführbar sein müssten. Nachstehend einige belegende Auswahlzitate:

*„Wir müssen sie oberirdisch lagern, wir müssen sie zugänglich lagern, vielleicht kommt doch mal eine Technologie, die diese Risiken, die P&T beinhaltet, nicht hat.“ (Transkript Interview No. 2)*

*„Die Alternativen diskutieren wir seit einem halben Jahrhundert und ich glaube, aus heutiger Sicht, dass die Einlagerung in tiefe geologischen Schichten die Option ist, die auch kommt.“ (Transkript Interview No. 4)*

*„Wir haben also auf jeden Fall tausende Tonnen hochradioaktiven Atommüll ganz normal, das heißt*

*wir haben auch ganz normal die Endlager wie bisher. Ein Endlager wird so oder so benötigt.“ (Transkript Interview No. 1)*

Eine weitere Frage, die in der Telefonbefragung gestellt wurde, bezieht sich auf die Akzeptanz von P&T-Anwendungen seitens der Umweltschutzgruppen. Gefragt wurde, ob es Umstände gibt, unter denen die Interviewten das Verfahren akzeptieren würden („Unter welchen Umständen wäre für Sie Transmutation und Partitionierung akzeptabel?“). Bis auf einen der Befragten reagierten alle ablehnend. Zu groß erscheinen ihnen die Risiken, die generell mit kern-technischen Verfahren verbunden seien, als das sie kern-technische Anwendungen akzeptieren würden:

*„Nein, da müssten Sie die eierlegende Wollmilchsau erfinden und die wird es nicht geben. Diese Nachteile in der Radioaktivität, die wird es immer geben.“ (Transkript Interview No. 2)*

*„Nein, auf keinen Fall, auf gar keinen Fall. Das ist genauso ein falscher Weg, sag ich mal, wie die gesamte Nukleartechnik von Anfang an.“ (Transkript Interview No. 3)*

Die eine befragte Person, die keine prinzipiell ablehnende Haltung gegenüber der Transmutation und Partitionierung einnimmt, tut dies ausschließlich mit Verweis auf die Voraussetzung, dass klar deklariert werden muss, was Transmutation leisten kann und was nicht. Auch beziehen sich ihre Aussagen allein auf die Erforschung der Beschleunigertechnologie, um Erkenntnisse zu Querschnittswirkungen, Energiespektren oder dergleichen zu gewinnen:

*„Also ich finde prinzipiell ja die Erforschung korrekt. (...) wenn Forscher mit Teilchen auf Targets schießen, um hier auch Erkenntnisse zu bekommen, dem will ich ja nicht im Wege stehen. Aber es ist sozusagen*

*dann akzeptabel, wenn es auch als solches deklariert wird. Also die Transmutation müsste ehrliche Kriterien haben, was sie wirklich liefern kann und dementsprechend müssten auch die Forschungsprogramme ausgelegt sein.“ (Transkript Interview No. 1)*

#### 8.4.3.5 Politikberatung

Zum Abschluss des Interviews wurden die Befragten um eine Einschätzung gebeten, wie sich die Politik ihrer Ansicht nach bezüglich der P&T-Anwendung verhalten sollte. Die entsprechende Frage hierzu lautete: „Welche Position sollte Ihrer Meinung nach die deutsche Politik zu P&T einnehmen?“ Die interviewten Personen rieten hierbei in der Tendenz zu einer ablehnenden oder aber zumindest sehr kritischen Haltung gegenüber P&T. Ein Befragter rät dazu, die Politik solle eine unabhängige Kontrollkommission einsetzen, welche die von der Wissenschaft bislang postulierten Potenziale der P&T im Hinblick auf Kosten-Nutzenpotenziale und den Zeitfaktor überprüfen sollte. Das Grundproblem der Politikberatung sieht dieser Befragte darin, dass wissenschaftliche Beratung durch Institutionen erfolgt, die selbst ein Eigeninteresse an der Fortführung kerntechnischer Aktivitäten haben und somit nicht wertfrei urteilen können. Aus diesem Grund erscheint ihm eine unabhängige Kontrollkommission unabdingbar.

*„Das heißt, wir brauchen auf jeden Fall eine Kontrollgruppe, eine wissenschaftliche Kontrollgruppe, die im Prinzip die ganzen Versprechen abprüft. [...] Aber es ist ein Problem, wenn genau die Institute an der Forschung beteiligt sind, deren weitere Existenz im Prinzip davon abhängt [...] aber das kann doch nicht der Maßstab für die Beurteilung der Politiker sein. Die müssen doch auf Fakten beurteilen und nicht auf Wünschen.“ (Transkript Interview No. 1)*

Die anderen drei Befragten zeigen sich in ihrer Haltung strikter. Sie raten, keine Forschungsgelder in die P&T-Anwendung zu investieren, sondern sich auf die Bearbeitung



der Endlagerfrage zu fokussieren und sich der daran geknüpften Frage zu widmen, wie Informationen über lange Zeiträume vermittelbar bleiben. Im Wortlaut der Befragten lauten die Aussagen hierzu wie folgt:

*„Und kein Geld in Richtung Transmutation stecken, sondern eben stattdessen in die Erforschung von Endlagermöglichkeiten und den anderen Dingen, die notwendig sind.“ (Transkript Interview No. 3)*

*„Also wenn ich den Politikern einen Rat geben könnte und dürfte und das tun wir Umweltverbände ja gelegentlich, dann würde ich sagen: Lasst das bleiben. Und zwar ohne jeden Schaum vorm Mund, ich glaube es ist einfach [...] es gibt keine Perspektive.“ (Transkript Interview No. 4)*

#### 8.4.3.6 Zusammenfassung

Die Interviews mit den befragten Vertretern von Umweltschutzorganisationen ergaben eine negative Bewertung der P&T-Anwendung. Zu hoch sind ihrer Ansicht nach die wahrgenommenen Risiken dieser Verfahren für Mensch und Umwelt, zu groß die ökonomischen Nachteile. Maßgeblich für die Bewertung der P&T-Technik sind in erster Linie Risiken, die mit der Kerntechnik im Allgemeinen verbunden sind: Strahlenexpositionen, Emissionen und Abfallproduktion. Des Weiteren werden jedoch auch Befürchtungen dahingehend genannt, dass die P&T-Technik genutzt werden könnte, um der Kernenergie allgemein in Deutschland wieder Auftrieb zu verschaffen.

In allen Interviews war eine ablehnende Haltung gegenüber den Befürwortern der Kernenergie erkennbar. Die ablehnende Haltung lässt sich auf deutlich wahrnehmbare Vertrauensverluste und Enttäuschungen zurückführen, wie an nachfolgenden, in den Interviews genannten Begriffen beispielsweise deutlich wird: „Märchen erzählen“, „Halbwahrheiten“, „Beurteilung nach Wünschen“ (Transkript Interview No. 1), „Verantwortungsproblem der Atomindustrie“

(Transkript Interview No. 2), „kopflozes Handeln“ (Transkript No. 3). Die Umweltschutzbewegungen schöpfen aus ihren bisherigen Erfahrungen mit Vertretern der Politik, Wissenschaft und Industrie im kerntechnischen Bereich. Da diese Erfahrungen negativ geprägt sind, wird auch die P&T-Technik aus diesem Erfahrungsfundus heraus negativ bewertet. Unabhängige Forschungserkenntnisse, die einen bedeutenden Mehrwert in der Verfolgung der P&T-Technik erkennen lassen, fehlen aus Sicht der Befragten. Da die Befragten keine Vorteile der P&T-Anwendung wahrnehmen, stellt sich für sie auch prinzipiell die Frage, warum diesem Verfahren eine erhöhte Beachtung geschenkt werden sollte. Als maßgeblich und dringlicher wird von den Interviewten die Lösung der Endlagerfrage angesehen.

#### 8.4.4 ZUSAMMENFASSENDE ERGEBNISSE DER ÖKONOMISCHEN, ÖKOLOGISCHEN UND JURISTISCHEN GUTACHTEN ZU P&T

Zur detaillierten Abschätzung von ökonomischen beziehungsweise ökologischen Chancen und Risiken sowie juristischer Aspekte der Partitionierung und Transmutation wurden Gutachten vergeben. Diese Gutachten wurden im Zeitraum Dezember 2012 bis März 2013 angefertigt, Grundlage waren die vier Basisszenarien *Anwendung in Deutschland*, *Europäische Systempartizipation*, *Forschungspartizipation* und *Abstinenz*. Für jedes dieser Szenarien sollten (dort wo es Sinn machte) ökonomische beziehungsweise ökologische Chancen und Risikopotenziale sowie juristische Aspekte abgeschätzt werden. Die nachfolgenden Abschnitte informieren in zusammenfassender Form über die wesentlichen Inhalte der Gutachten.

##### 8.4.4.1 Ökonomische Aspekte der Partitionierung und Transmutation<sup>354</sup>

Aus ökonomischer Sicht handelt es sich bei P&T um eine Art der Abfallbehandlung, bei der wärmeentwickelnde Nuklearabfälle konditioniert und in ihrer Intensität abgeschwächt

<sup>354</sup> Dieser Abschnitt wurde von Herrn Prof. Dr. Tobias Kronenberg verfasst und ist Teil eines im Rahmen des GESI-PT-Projektes in Auftrag gegebenen Gutachtens zu den ökonomischen Chancen und Risiken von P&T.



werden. Zudem kann als Nebenprodukt Strom erzeugt werden. Die etablierten Methoden zur ökonomischen Bewertung von Abfallbehandlungsanlagen sind prinzipiell auch zur Bewertung einer P&T-Anlage geeignet. Da die entsprechenden Technologien noch weit von der *Marktreife* entfernt sind, ist eine Wirtschaftlichkeitsbewertung im betriebswirtschaftlichen Sinn zum gegenwärtigen Zeitpunkt nicht möglich. Dennoch ist es notwendig, sich bereits in einem frühen Stadium mit den ökonomischen Aspekten von P&T auseinanderzusetzen, weil das Endlagerkonzept sich an der Beschaffenheit und der Menge des endzulagernden Abfalls orientieren muss.

Die Frage, ob ein privates Unternehmen mit dem Betrieb einer P&T-Anlage Gewinne erzielen kann, lässt sich aus heutiger Sicht noch nicht abschließend beantworten, da die Antwort von zahlreichen, noch unbekanntem Faktoren abhängt. Die wichtigsten Faktoren sind:

1. die Kapazität der Anlage,
2. die Nachfrage nach P&T-Dienstleistungen,
3. die Produktivität der Anlage,
4. die zukünftigen Strompreise,
5. die räumliche Anordnung der Anlage.

Die *Kapazität* sollte sich aus ökonomischen Gründen in einer ähnlichen Dimension wie die der bestehenden Wiederaufarbeitungsanlagen (WAA) bewegen. Angesichts der eher geringen Abfallmenge in Deutschland wäre eine deutsche Insellösung allerdings sehr kostenintensiv. Aus ökonomischer Sicht empfiehlt sich daher eine europäische Lösung, das heißt eine Partitionierungsanlage mit hoher Kapazität, in welcher der Abfall aus mehreren Ländern verarbeitet wird.

Die *Nachfrage nach den Dienstleistungen einer P&T-Anlage* hängt von der Zahlungsbereitschaft der potenziellen Kunden ab. Diese wiederum wird von den durch P&T ermöglichten Kosteneinsparungen im Bereich der *Endlagerkosten* bestimmt. Wenn durch die Behandlung mit P&T die Wärmeentwicklung und Intensität des Abfalls reduziert wird, ist eine Reduzierung der Endlagerkosten möglich. Ob diese tatsächlich realisiert werden kann, hängt nicht zuletzt vom Stand der Wissenschaft und Technik in diesem Bereich zum Zeitpunkt der Inbetriebnahme eines Endlagers ab. Prinzipiell ist es möglich, den mit P&T behandelten Abfall dichter zu lagern als unbehandelten Abfall. Solange die Grubenräume nicht aufgefahren sind, sind bei jedem möglichen Standort Designänderungen leicht realisierbar. Selbst während des Betriebs des Endlagers sind Anpassungen jederzeit möglich, da die Einlagerungstrecken abschnittsweise aufgefahren werden. Preisvorteile durch Designänderungen könnten vor allem bei einer europäischen Endlagerlösung eine wichtige Rolle spielen, da die insgesamt zu lagernde Abfallmenge dann wesentlich größer ist als die Menge an „deutschem“ Abfall. Neben den standortnahen Zwischenlagern wird bei Anwendung von P&T eine zusätzliche Zwischenlagerung notwendig sein, die zu Kosten führt, die ebenfalls in die Rechnung einbezogen werden müssen.

Die Erlöse aus der Abfallbehandlung sind möglicherweise nicht ausreichend, um die Gesamtkosten (Investitionskosten, Betriebskosten und Rückbaukosten) einer P&T-Anlage zu decken. Wenn die Transmutationsanlage mit einem Sekundärkreislauf ausgestattet ist und Strom ins Netz einspeisen kann, sind weitere Erlöse aus dem Stromverkauf erzielbar, welche die Wirtschaftlichkeit der P&T-Anlage verbessern (allerdings bedingt der Sekundärkreislauf auch höhere Kosten beim Bau der Anlage). Die Höhe der Erlöse aus der Stromerzeugung hängt von der *Produktivität der Anlage* und den *zukünftigen Strompreisen* ab. Da die Menge der Abfälle bekannt ist, lässt sich prinzipiell die mit deutschen Abfällen erzeugbare Elektrizitätsmenge in der Größenordnung abschätzen (unter

Berücksichtigung üblicher Verhältnisse zwischen thermischer und elektrischer Leistung eines Kernkraftwerks, einem unterstellten Stromerzeugungspreis von zum Beispiel fünf Cent pro Kilowattstunde sowie dem Eigenverbrauch der Anlagen inklusive dem Strombedarf für die Wiederaufarbeitung und Brennstoffherstellung).

Der Begriff P&T-Anlage legt die Vorstellung nahe, dass P und T am selben Standort stattfinden. Das muss aber nicht zwangsläufig der Fall sein. Die *räumliche Anordnung* kann so aussehen, dass eine Partitionierungsanlage an einem bestimmten Standort radioaktiven Abfall behandelt und einen Brennstoff für ADS-Reaktoren erzeugt, welcher zu ADS-Anlagen an anderen Standorten transportiert wird. Beispielsweise könnte die WA-Anlage in La Hague mit neuen Anlagen nachgerüstet werden, um zusätzlich zur Abtrennung von Uran und Plutonium (wie bisher) auch die minoren Aktiniden Curium, Americium und Neptunium abzutrennen und daraus Targets für ADS-Reaktoren herzustellen. Diese ADS-Reaktoren könnten sich in Frankreich, Deutschland oder anderen Ländern befinden.

Zusammenfassend lässt sich festhalten, dass die Wirtschaftlichkeit einer P&T-Anlage ebenso wie bei allen anderen Abfallbehandlungsanlagen von den jeweiligen Kosten und Erlösen abhängt. Einige der relevanten Größen lassen sich heute schon einigermaßen gut abschätzen (wie etwa der Erlös aus der Erzeugung zusätzlichen Stroms). Bei anderen Faktoren, wie zum Beispiel den Endlagerkosten, ist hingegen gegenwärtig noch keine zuverlässige Quantifizierung möglich. Demzufolge lässt sich heute noch nicht feststellen, ob der Betrieb einer P&T-Anlage wirtschaftlich sein kann in dem Sinne, dass sich damit betriebswirtschaftliche Gewinne erzielen lassen. Sollte dies nicht der Fall sein, werden private Investoren nicht zum Bau und Betrieb einer solchen Anlage bereit sein.

Allerdings ist die Entwicklung von P&T ebenso wie Bau und Betrieb der entsprechenden Anlagen nicht nur aus betriebswirtschaftlichen Gesichtspunkten zu bewerten. Möglicherweise kann P&T aus gesellschaftlicher Sicht auch bei fehlender Wirtschaftlichkeit sinnvoll sein, wenn ökologische oder ethische Argumente für die Anwendung von P&T sprechen. Zudem sind möglicherweise externe Effekte zu berücksichtigen, die hier nicht weiter aufgeführt werden.

Bei Entscheidungen über die Entwicklung von neuen Technologien wie P&T sind zusätzlich weitere Faktoren zu berücksichtigen, die nicht zu einer Wirtschaftlichkeitsanalyse im eigentlichen Sinne gehören. Dazu gehört unter anderem der Optionswert von Forschung und Entwicklung, also das Offenhalten von bis dato ungewissen Optionen durch P&T. Zudem zeigt sich, dass Deutschland bei der Anwendung von P&T eher ein kleiner *Player* sein wird. Da die Abfallmengen in Deutschland vergleichsweise klein sind, wird sich eine deutsche Insellösung aus wirtschaftlicher Sicht kaum lohnen. Dagegen würde die Nachfrage nach P&T-Dienstleistungen für Europa insgesamt wesentlich größer sein. Aus diesem Grund könnte einer Beteiligung Deutschlands an P&T-Projekten im Rahmen einer europäischen Lösung sinnvoll sein. Eine solche Beteiligung hätte auch den Vorteil, dass sie weitere Forschung im Bereich der Reaktortechnik und im Umgang mit radioaktivem Material beinhalten würde, welche zum Kompetenzerhalt im Inland beitragen würde. Diese Kompetenz ist für eine sichere Endlagerung unabdingbar und stellt einen ökonomischen Wert dar, der sich nicht ohne Weiteres quantifizieren lässt, aber dennoch vorhanden ist.

#### 8.4.4.2 Ökologische Aspekte der Partitionierung und Transmutation<sup>355</sup>

Das ökologische Gutachten zu P&T fußt auf der Erörterung des Ökotoxizitätspotenzials von P&T. Der Begriff Ökotoxizitätspotenzial wird hier in Orientierung an die Basler Konvention, Anlage III<sup>356</sup> verwendet. Danach werden

<sup>355</sup> Dieser Abschnitt basiert auf den Ausformulierungen von Herrn Dipl.-Geol. Jürgen Kreusch und Herrn Dipl.-Phys. Wolfgang Neumann. Er stützt sich auf ein im Rahmen des GESI-PT-Projektes in Auftrag gegebenes Gutachten zu den ökologischen Chancen und Risiken von P&T. Für diesen Bericht wurden Teile aus dem Gutachten entnommen.

<sup>356</sup> Basel 1989.

unter Ökotoxizität Substanzen oder Abfälle verstanden, die – wenn freigesetzt – eine sofortige oder verzögerte schädliche Auswirkung auf die Umwelt durch Bioakkumulation und/oder toxische Wirkungen auf biotische Systeme haben können. Zudem werden andere nichtbiotische Schutzgüter unter dem Begriff subsumiert. Unter Ökotoxizität wird also nicht nur die direkte (krankhafte) Veränderung durch radiologische oder chemische Vorgänge verstanden, sondern alle sich insgesamt auf Mensch und Umwelt (Ökosystem) nachteilig auswirkenden Faktoren. Aussagen zum Ökotoxizitätspotenzial sind beim gegenwärtigen Entwicklungsstand von P&T schwierig. Für viele der Verfahrensschritte ist beispielsweise die Forschung zu den einzusetzenden Materialien noch nicht abgeschlossen. Das bedeutet, bei Forschung und Entwicklung zu P&T steht gegenwärtig nach wie vor die technische Realisierbarkeit im Vordergrund.

Die Literaturrecherche im Rahmen der hier vorgelegten Kurzstudie hat ergeben, dass bisher keine Untersuchungen zur Ökotoxizität bei der Anwendung von P&T durchgeführt worden sind. Lediglich zur Endlagerung gibt es Untersuchungen zu den radiologischen Auswirkungen bezüglich des Gefahrenpotenzials der wärmeentwickelnden Abfälle. Auf Grundlage der im Rahmen dieser Kurzstudie zugänglichen Literatur können nur allgemeine qualitative Aussagen zum radiologischen und nichtradiologischen Ökotoxizitätspotenzial getroffen werden. Für konkretere Aussagen in Teilbereichen wird empfohlen, die Daten bereits betriebener Testeinrichtungen in La Hague (Abtrenntechnik) und Marcoule (Brennelementherstellung) sowie die Genehmigungsunterlagen zum Pilotprojekt MYRRHA auszuwerten.

Als relevant für Aussagen zum nichtradiologischen Ökotoxizitätspotenzial wurden die Wirkfaktoren Ressourcenverbrauch, Einsatz von Gefahrstoffen, Energiebilanz, Flächenverbrauch, Transporte, Abfälle und Störfälle identifiziert. Für diese Faktoren sind Auswirkungen zu erwarten, die über den Einsatz bisheriger Technologien hinausgehen.

Das radiologische Ökotoxizitätspotenzial der für P&T erforderlichen Anlagen ist erheblich. Durch den Umgang mit den abgetrennten Aktiniden, die Alpha-, Gamma- und/oder Neutronenstrahler sind, können erhebliche Strahlenbelastungen von Personal sowie der Bevölkerung im Fall von Störfällen auftreten. Bei den verschiedenen Abtrennungsprozessen und der Brennelementfertigung existiert im Normalbetrieb ein hohes Freisetzungspotenzial für zum Teil stark radiotoxische Stoffe. Das radiologische Ökotoxizitätspotenzial ist bereits für die in Betrieb befindlichen Wiederaufarbeitungsanlagen, die dem ersten Abtrennprozess bei P&T entsprechen, im Normalbetrieb und für Störfälle sehr groß. Zusätzliches Ökotoxizitätspotenzial verursachen die Abtrennungen von Neptunium-237 sowie Americium und Curium. Bei den im P&T-Konzept nach dem Einsatz neu gefertigter Brennelemente in Schnelle-Neutronen-Reaktoren oder beschleunigergesteuerten Reaktoren zur Kernumwandlung folgenden Abtrennschritten ist für die eingesetzten Brennelemente jeweils ein vergleichbares Ökotoxizitätspotenzial gegeben. Außerdem müssen die Abtrennprozesse mehrfach durchlaufen werden.

Insgesamt wird das Ökotoxizitätspotenzial hinsichtlich radioaktiver Abgaben, Direktstrahlung und Störfall im Vergleich zu bisher in Betrieb befindlichen kerntechnischen Anlagen also um ein Vielfaches erhöht. Vor allem für die Abtrennungsprozesse und die Kernumwandlung in Reaktoren sind Störfälle mit katastrophalen Auswirkungen möglich. Für Störfälle mit so hohem Ökotoxizitätspotenzial wird nach dem endgültigen Design der Anlagen zwar eine geringe Wahrscheinlichkeit erreicht werden können, ein Ausschluss wird jedoch nicht möglich sein.

Die neben den für P&T vorgesehenen Brennelementen bei der Kernenergienutzung angefallenen sowie die durch P&T zusätzlich anfallenden radioaktiven Abfälle haben ebenfalls ein zu berücksichtigendes Ökotoxizitätspotenzial. Das gilt für die Targets aus den beschleunigergesteuerten Reaktoren, in denen auch langlebige Radionuklide entstehen,

aber vor allem auch für die nach den Abtrennungsprozessen verbleibenden Lösungen. Die durch P&T neu entstehenden Abfallströme sind zum Teil hochradioaktiv sowie wärmeentwickelnd und enthalten auch langlebige Radionuklide in relevanten Mengen.

Das Ökotoxizitätspotenzial für die Endlagerung wird durch die nach P&T in den Abfällen nur noch in geringem Umfang enthaltenen Aktiniden verringert. Dies hat jedoch keinen gravierenden Einfluss auf die möglichen radiologischen Auswirkungen nach Freisetzungen aus dem Endlager in die Biosphäre, denn diese werden durch langlebige Spaltprodukte bestimmt, die durch P&T nicht beseitigt werden können. Darüber hinaus müssen in der Bundesrepublik Deutschland die in der Vergangenheit bei der Wiederaufarbeitung zu hundert Prozent in den verglasten Abfällen verbliebenen Aktiniden endgelagert werden.

Der durch P&T mögliche geringere Gesamtwärmeeintrag in das Endlager verringert die potenzielle Freisetzung von Radionukliden und sonstigen Schadstoffen ebenfalls nicht nachhaltig. Für die Sicherheit der die Abfälle umgebenden geologischen und technischen Barriere ist der volumenspezifische Wärmeeintrag relevant. Dieser ändert sich je nach Lagerzeit. Durch Nutzung von P&T wird jedoch nicht angenommen, dass eine signifikante qualitative Änderung der Endlagersituation, insbesondere des Inventars, erfolgt. Im Ergebnis muss trotz P&T von Aktiniden in Deutschland ein Endlager für hochradioaktive Abfälle betrieben werden, dessen Isolationsvermögen für radioaktive und chemotoxische Stoffe für größenordnungsmäßig eine Million Jahre gewährleistet werden muss. Darüber hinaus ist zu bedenken, dass wegen der bei P&T anfallenden schwach- und mittelradioaktiven Abfälle in Deutschland ein deutlich größeres Endlager für diese Abfallarten benötigt wird. Auch das bei P&T abgetrennte Uran muss wahrscheinlich überwiegend endgelagert werden.

Positive Auswirkungen kann P&T für den Uranabbau und die Uranaufbereitung haben. Für die Erzeugung der gleichen Elektrizitätsmenge wird mit P&T weniger Natururan benötigt. Nach einer Studie der NEA wird deshalb beispielsweise die Kollektivdosis für das mit Uranabbau und -aufbereitung beschäftigte Personal in erheblichem Umfang verringert.<sup>357</sup> Diese Überlegungen unterstellen jedoch eine zeitlich unbegrenzte Nutzung der Atomenergie. Für die hier in Bezug auf die Bundesrepublik Deutschland durchgeführte Betrachtung ist dies jedoch irrelevant, da wegen der gesetzlich festgelegten Beendigung der Atomenergienutzung kein Natururan mehr benötigt wird.

Im weiteren Sinne gehört auch, wegen der möglichen Folgen der Abzweigung von Kernbrennstoffen, die missbräuchliche Nutzung radioaktiver Stoffe zum Ökotoxizitätspotenzial. Durch P&T werden die atombombentauglichen Stoffe (hauptsächlich Plutonium-239, Plutonium-241, Neptunium-237, Americium-241) weitgehend vernichtet und damit die Gefahr einer missbräuchlichen Nutzung der endgelagerten Stoffe stark verringert. Dem steht aber während der Durchführung von P&T eine drastische Erhöhung der Missbrauchsgefahr gegenüber. Die Kernbrennstoffe liegen in dieser Zeit in leicht zugänglicher und vor allem auch in reiner Form vor. Insgesamt ist deshalb das Missbrauchspotenzial bei P&T höher einzuschätzen als für die direkte Endlagerung.<sup>358</sup>

Abgesehen von den direkten Auswirkungen müssen bei der Entscheidung über P&T unter Berücksichtigung des Ökotoxizitätspotenzials weiterhin die nach Strahlenschutzverordnung notwendige Rechtfertigung der Anwendung und die Einhaltung des Minimierungsgebotes geprüft werden.

#### 8.4.4.3 Auswahl juristischer Aspekte der Partitionierung und Transmutation<sup>359</sup>

Weder die Euratom Grundnormen 1996, das Atomgesetz oder die Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) enthalten

<sup>357</sup> OECD/NEA 1999.

<sup>358</sup> Lyman/von Hippel 2008.

<sup>359</sup> Diese Abschnitte beruhen auf den Ausführungen von Herrn Dr. Norbert Peinsipp und spiegeln gekürzte Teile eines im Rahmen des GESI-PT-Projektes in Auftrag gegebenen Gutachtens zu den rechtlichen Fragestellungen von P&T wider.

eine passförmige Genehmigungsregelung, die alle regelungsbedürftigen Aspekte des Transmutationsverfahrens vereinen könnte. Bei einem Transmutationszyklus finden Vorgänge statt, die für sich betrachtet eigenständigen Genehmigungsstatbeständen zuzuordnen sind, die am Ende jedoch wegen der sich gegenseitig bedingenden Wirkungen in eine Gesamtbetrachtung einbezogen werden müssen. Hierbei handelt es sich um § 7 Abs. 1 AtG Errichtung und Betrieb einer ortsfesten Anlage zur Spaltung von Kernbrennstoffen, § 7 StrlSchV Umgang mit sonstigen radioaktiven Stoffen, § 11 StrlSchV Errichtung und Betrieb von Anlagen zur Erzeugung ionisierender Strahlen und § 7 StrlSchV Umgang mit sonstigen radioaktiven Stoffen.

Die in den Transmutationselementen enthaltenen Isotope Plutonium-239 und 241 und das mit den Isotopen 235 oder 233 angereicherte Uran sind *besondere spaltbare Stoffe* und damit nach der Legaldefinition in § 2 Absatz 1 Atomgesetz Kernbrennstoffe. Die Spaltung dieser Kernbrennstoffe in einer ortsfesten Anlage bedarf der Genehmigung nach § 7 Absatz 1 des Atomgesetzes. Die Genehmigung ist als Anlagen-genehmigung ausgestaltet. Genehmigt werden nicht der einzelne Spaltungsvorgang, sondern die Errichtung und der Betrieb der Anlage. Es handelt sich dabei um zwei Genehmigungen, die zusammengefasst werden könnten. Auch unterkritisch betriebene Anlagen bedürfen der Genehmigung nach § 7 Abs. 1 AtG. Die Spaltung der in den Transmutationselementen enthaltenen Kernbrennstoffe in einem Reaktor (ortsfeste Anlage) mittels einer Neutronenquelle außerhalb des Reaktors bedarf der Genehmigung nach § 7 Abs. 1 AtG.

Jedoch gilt nach § 7 Abs. 1 Satz 2 AtG, dass für die Errichtung und den Betrieb von Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen zur gewerblichen Erzeugung von Elektrizität und von Anlagen zur Aufarbeitung bestrahlter Kernbrennstoffe gegenwärtig keine Genehmigungen erteilt werden (AtG, § 7). Die Genehmigungen dürften nach § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG nur dann erteilt werden, wenn die nach dem Stand der Wissenschaft erforderliche Vorsorge

gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage getroffen ist. Hier werden vor allem die technische Auslegung zur Begrenzung von Ableitungen und die Störfallvorsorge im Vordergrund stehen, da die entsprechenden Dosisbegrenzungen in § 47 StrlSchV für Ableitungen und in § 50 Abs. 1 in Verbindung mit § 117 Abs. 16 StrlSchV für Freisetzungen drittschützend sind. Auch wenn die Anlage unterkritisch betrieben werden soll, wird die Prüfung sich doch weitgehend an den neuen Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke vom 16. November 2012<sup>360</sup> orientieren. Die dort nicht berücksichtigte externe Neutronenquelle zur Aufrechterhaltung des Spaltvorganges sowie die Möglichkeit, diesen Spaltvorgang durch Abschalten der externen Neutronenquelle zu beenden, wird dann Gegenstand besonderer Betrachtung sein. Diese Aspekte sind bereits bei der Genehmigung zur Errichtung der Anlage zur Spaltung von Kernbrennstoffen zu berücksichtigen und nicht erst bei der später zu erteilenden Betriebsgenehmigung.

Das Genehmigungsverfahren nach § 7 Abs. 1 AtG ist nach einem qualifizierten Verfahren unter Einschluss einer Umweltverträglichkeitsprüfung mit Beteiligung der Öffentlichkeit durchzuführen. Das Verfahren ist in der Atomrechtlichen Verfahrensverordnung (AtVfV) konkretisiert. Von der Bekanntmachung und Beteiligung Dritter kann nach § 4 Abs. 5 AtVfV abgesehen werden, wenn der Antrag eine Anlage zur Spaltung von Kernbrennstoffen betrifft, deren Höchstleistung ein Kilowatt thermische Leistung nicht überschreitet. Das Genehmigungsverfahren für die Reaktoranlage erfolgt nach den Anforderungen der Atomrechtlichen Verfahrensverordnung. Für das Verfahren zur Erteilung der Genehmigung nach § 7 des Atomgesetzes zur Spaltung der Kernbrennstoffe im Rahmen des Transmutationsverfahrens ist nach § 24 Absatz 2 AtG die durch die Landesregierung bestimmte oberste Landesbehörde (Ministerium) zuständig.

Für die bei P&T anfallenden, nach der Legaldefinition in § 2 Absatz 1 des Atomgesetzes *sonstigen radioaktiven Stoffe* gelten grundsätzlich die Genehmigungsregelungen

<sup>360</sup> Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke vom 20. 11. 2012.

der Strahlenschutzverordnung. Hierunter fallen auch die minoren Aktiniden. Die Strahlenschutzverordnung stellt bei den Genehmigungsregelungen auf den Umgang mit radioaktiven Stoffen ab. Auch wenn die Begriffsbestimmung für den „Umgang mit radioaktiven Stoffen“ in § 2 Absatz 2 Nr. 34 StrlSchV nicht ausdrücklich die Spaltung minorer Aktiniden erwähnt, so ist dieser auf die Verbesserung der Endlagereigenschaften bezogene Vorgang eine dort aufgeführte „Bearbeitung und Verarbeitung radioaktiver Stoffe“. Die Verarbeitung und Bearbeitung der sonstigen radioaktiven Stoffe mittels Anwendung von Neutronenstrahlung zur Verbesserung deren Endlagereignung ist ein nach § 7 Absatz 1 Strahlenschutzverordnung genehmigungspflichtiger Umgang mit sonstigen radioaktiven Stoffen. Die Strahlenschutzverordnung eröffnet in § 7 Abs. 2 jedoch ausdrücklich selbst die Möglichkeit, eine Genehmigung nach § 7 AtG zur Spaltung von Kernbrennstoffen auf den Umgang mit sonstigen radioaktiven Stoffen zu erstrecken; eine Genehmigung nach § 7 StrlSchV ist dann nicht erforderlich. Die Strahlenschutzanforderungen für den Umgang mit sonstigen radioaktiven Stoffen können dann in die Genehmigung nach § 7 AtG integriert werden.

Die zur Auslösung und Aufrechterhaltung der Spaltung der Kernbrennstoffe und sonstigen radioaktiven Stoffe im Transmutationselement erforderliche Neutronenstrahlung wird durch den Betrieb einer Anlage zur Erzeugung ionisierender Strahlung erzeugt. Die Anlage bedarf nach § 11 Absatz 1 StrlSchV einer Genehmigung für die Errichtung und nach § 11 Absatz 2 StrlSchV der Genehmigung für den Betrieb.

Wie zuvor bedarf es auch hier im Genehmigungsverfahren für den Betrieb nach § 14 Absatz 1 Satz 1 Nr. 5 StrlSchV des Nachweises der entsprechenden Schadensvorsorge; für die Errichtungsgenehmigung gilt die Gewährleistung von § 13 Nr. 3 und Nr. 4 StrlSchV.<sup>361</sup>

Für die Transmutationsanlage ist die europäische Beteiligung nach Artikel 37 Euratom-Vertrag<sup>362</sup> zu berücksichtigen. Die Kommissionsempfehlung 2010/635/ Euratom über die Anwendung dieses Artikels bezieht die Anlage ein. Maßgebend sind hier Nr. 1.1, der den „Betrieb von Kernreaktoren“ erfasst, jedoch Forschungsreaktoren ausschließt, deren Höchstleistung ein Megawatt kontinuierliche thermische Leistung nicht überschreitet, und Nr. 1.8 „die Behandlung radioaktiver Abfälle aus kerntechnischen Anlagen vor der Endlagerung“, mit dem auch die Transmutation der Aktiniden, die nicht unter den engen Kernbrennstoffbegriff fallen, erfasst werden. Allerdings bezieht sich die dort in der deutschen Fassung unter 1.3 unter anderem genannte „...Umwandlung von Uran...“ nicht auf die Transmutation, sondern auf die im Kernbrennstoffherstellungsprozess stattfindende Konversion.

Die auf die Verbesserung der Endlagereigenschaften gerichtete Partitionierung ist keine Wiederaufarbeitung bestrahlter Kernbrennstoffe. Wie bei der Transmutation richten sich auch bei der Partitionierung die Zuordnung des jeweiligen Partitionierungsvorganges zu den Genehmigungsregelungen nach dem AtG oder der StrlSchV nach dem jeweiligen Kernbrennstoffanteil im Transmutationselement – nach § 7 Abs. 1 Satz 1 AtG für die „Bearbeitung und Verarbeitung von Kernbrennstoffen“ als Errichtungs- und Betriebsgenehmigung für entsprechende Anlagen oder nach § 7 Abs. 1 StrlSchV – als Umgangsgenehmigung in Form der „Bearbeitung und Verarbeitung radioaktiver Stoffe“. Auch hier kann die Umgangsgenehmigung nach der Strahlenschutzverordnung in die Betriebsgenehmigung nach dem Atomgesetz integriert werden.

Forschung und Entwicklung in Deutschland sind nach Art. 5 Absatz 3 des Grundgesetzes frei. Die Forschungstätigkeit ist auf Erkenntnisgewinn und nicht auf die gewerbliche Erzeugung von Elektrizität ausgerichtet und

<sup>361</sup> Denkbar wäre auch ein gemeinsamer Genehmigungsbescheid zu Errichtung und Betrieb der Anlage zur Spaltung von Kernbrennstoffen nach § 7 Abs. 1 AtG und der Anlage zur Erzeugung ionisierender Strahlung nach § 11 Absatz 1 und 2 StrlSchV (ausführliche Ausführungen hierzu im juristischen Gesamtgutachten).

<sup>362</sup> Euratom Vertrag 2010.

die Übergabe abgebrannter Brennelemente an eine Forschungseinrichtung für diese Forschungstätigkeit ist keine Abgabe zur schadlosen Verwertung an eine Wiederaufarbeitungsanlage. Eine Anlage wie in Belgien wäre auch in Deutschland grundsätzlich genehmigungsfähig, zumal die Strahlenschutzregelungen in beiden Ländern auf den gleichen Euratom-Richtlinienvorgaben beruhen.

## 8.5 MÖGLICHE ZUKÜNFTIGE ENTWICKLUNG VON P&T

Basierend auf den Ergebnissen des Gruppendelphis, der Interviews mit Umweltschutzgruppen und Bürgerbewegungen sowie den ökologischen, ökonomischen und juristischen Gutachten werden in diesem Abschnitt die drei Ausgangs-Szenarien (siehe Kapitel 2) hinsichtlich ihrer gesellschaftlichen Entwicklungsoptionen näher charakterisiert. Hierbei wird – wie auch später bei der Formulierung der Thesen – zum Teil auf Textbausteine aus den Gutachten zurückgegriffen, um die Stringenz der Argumentation zwischen den Gutachten und den Aussagen in diesem Bericht zu gewährleisten. Die Beschreibung der gesellschaftlichen Entwicklungspfade erfolgt anhand eines qualitativen Vorgehens, das heißt, die zentralen Deskriptoren werden hinsichtlich ihrer Änderung im Vergleich zum Referenz-Szenario beschrieben. Auf die Angabe exakter numerischer Werte (wie in Tabelle 6, siehe Abschnitt 8.4.2) wird hierbei verzichtet, da diese aufgrund der hohen Komplexität und der zu beurteilenden langen Zeiträume kaum aussagekräftig sind.

An dieser Stelle ist außerdem darauf hinzuweisen, dass die in diesem Absatz aufgeführten Aussagen auf dem Wissen der von uns befragten Experten (n = 21) beruhen, welches trotz aller Erfahrung und Systematik selbstredend nicht umfassend sein kann. Daher kann nicht mit Sicherheit gesagt werden, ob die beschriebenen Charakteristika der gesellschaftlichen Entwicklungspfade tatsächlich so eintreffen

werden, wie dargestellt. Es handelt sich hierbei also *nicht* um Prognosen. Die Einschätzung der einzelnen Deskriptoren bezieht sich stets auf den Vergleich des jeweiligen Szenarios und dessen Entwicklungspfad zum Referenz-Szenario auf der Grundlage des verfügbaren Wissens.

Entsprechend der qualitativen Logik werden die numerischen Werte in fünf ordinale Kategorien – stark negative Entwicklung ( $\leq -1,00$ ), negative Entwicklung ( $> -1,00$ ), Konstanz (ungefähr 0), positive Entwicklung ( $< 1,00$ ), stark positive Entwicklung ( $\geq 1,00$ ) – eingeteilt. Diese finden dann bei der Beschreibung der gesellschaftlichen Entwicklungspfade Verwendung. Nicht weiter beschrieben wird in diesem Abschnitt das Referenz-Szenario *Abstinenz*, da es als Vergleichsmaßstab für die Entwicklungspfade der anderen drei gesellschaftlichen Szenarien diente und aus diesem Grund keine empirischen Daten für das Szenario selbst erhoben wurden. Stattdessen wurde in diesem Szenario für jeden Deskriptor der Referenzwert „0“ vorgegeben. Trotzdem stellt es natürlich eine plausible Option für die zukünftige Entwicklung der P&T-Verfahren in Deutschland dar, weshalb dieses Szenario im Abschnitt 8.5.2 nochmals behandelt wird.

### 8.5.1 POTENZIELLE GESELLSCHAFTLICHE ENTWICKLUNGSPFADE ZU P&T IN DEUTSCHLAND

Die nachfolgend beschriebenen gesellschaftlichen Entwicklungspfade geben eine Vorstellung über mögliche, zukünftige Entwicklungen von P&T in Deutschland beziehungsweise Europa wieder und erörtern plausible Auswirkungen in verschiedenen Gesellschaftsbereichen. Es werden jedoch keine Aussagen über die Wahrscheinlichkeit des Eintreffens der einzelnen Entwicklungen gemacht (siehe hierzu die Argumentation im vorherigen Abschnitt 8.5). Die Entwicklungsoptionen stellen somit potenzielle Trends dar, an denen sich politische Entscheidungsträger orientieren können, um im Sinne einer



abwägenden Chancen-Risiken-Bewertung sowie unter Berücksichtigung von gesellschaftlichen Zielen zu rationalen Entscheidungen zu gelangen.

#### 8.5.1.1 Szenario Forschungspartizipation

Das Szenario *Forschungspartizipation* beschreibt eine Situation, in der Deutschland nationale Forschung betreibt, um den Einfluss in internationalen Gremien zu sichern und sich an internationalen und europäischen Forschungsprogrammen beteiligt (siehe auch Ausführungen in Kapitel 1). Im Land selbst werden jedoch keine eigenen P&T-Anlagen gebaut. Dieses Szenario ist von der Ausgangssituation her dem Referenz-Szenario am ähnlichsten. Dies zeigt sich zum Beispiel bei den Auswirkungen auf die Grundrechte und den ökonomischen Effekten. Es ist anzunehmen, dass die Einhaltung der Grundrechte in Deutschland gar nicht beziehungsweise nur schwach beeinflusst wird. Da sich das Land an Planungs- und Bauvorhaben von P&T-Anlagen nicht beteiligt, differieren auch die Kostenschätzungen für die Zwischen- beziehungsweise Endlagerung nur wenig vom Szenario *Abstinenz*. Die volkswirtschaftliche Kosten-Nutzen-Bilanz wird vermutlich keinerlei Veränderungen aufweisen. Allerdings waren sich die Delphi-Teilnehmer in ihrer Beurteilung bei diesem Deskriptor nicht einig.

Positive Abweichungen sind aus Sicht der Delphi-Teilnehmer bezüglich der Einstellung der Endlagerstandortgemeinde in Deutschland sowie der deutschen Bevölkerung zum Thema P&T anzunehmen.<sup>363</sup> Dies kann mit der tendenziell eher wohlwollenden Einschätzung von wissenschaftlicher Forschung ohne Anwendung risikobehafteter Technologien im eigenen Land zusammenhängen. Die Einschätzung der Wohn- und Lebensqualität der Anlagen-Standort-Gemeinden im europäischen Ausland fällt hingegen negativer als im Referenz-Entwicklungspfad aus. Dies könnte sich nach Meinung der befragten Experten zum Beispiel in Form von Lärm, Verkehr und einer Änderung des Landschaftsbildes äußern.<sup>364</sup>

Negative Entwicklungen werden tendenziell auch bei den Umweltauswirkungen und den Auswirkungen auf die menschliche Gesundheit in Deutschland wahrgenommen. Diese werden jedoch voraussichtlich deutlich geringer für die deutsche Bevölkerung ausfallen als im Szenario *Anwendung in Deutschland*. Das kann damit erklärt werden, dass die P&T-Anlage(n) im europäischen Ausland gebaut wird/werden und somit zwar theoretisch gewisse Auswirkungen des Betriebes oder durch Unfälle möglich sind, jedoch aufgrund der räumlichen Distanz wesentlich geringer als im Falle einer Anlage in Deutschland. Außerdem könnten aufgrund der fehlenden Unterstützung Deutschlands auch insgesamt in Europa weniger P&T-Anlagen gebaut werden, was ebenfalls eine Reduktion der Risiken für Mensch und Umwelt zur Folge hätte.

Nach Einschätzung der befragten Delphi-Teilnehmer berichten die deutschen Medien in diesem Szenario positiv über Planung, Bau und Betrieb der Anlagen. Dies kann auf die Annahme zurückgeführt werden, dass sich Deutschland ausschließlich an Forschungsprojekten beteiligt und sich anders als in den Szenarien *Anwendung in Deutschland* und *Europäische Systempartizipation* nicht an den negativ besetzten Bauvorhaben beteiligt. Eine emotional besetzte Berichterstattung über direkt betroffene Bevölkerungsteile oder Gemeinden in Deutschland wird hier nicht angenommen. Die Durchführung von Forschung wird in der Öffentlichkeit und auch bei den Medien als Vermittler von gesellschaftlichen Positionen tendenziell eher positiv gesehen, da hierdurch die Kompetenz und Urteilsfähigkeit im Inland erhalten bleibt, wodurch die effektive Mitarbeit bei Angelegenheiten der internationalen Sicherheit (Ubiquität der kerntechnischen Risiken) möglich ist.

#### 8.5.1.2 Szenario Europäische Systempartizipation

Im Szenario *Europäische Systempartizipation* betreibt Deutschland ein nationales Forschungsprogramm und

<sup>363</sup> Allerdings waren sich die Experten hinsichtlich der Bevölkerungsmeinung nicht ganz einig.

<sup>364</sup> Dieser Deskriptor wurde für den Entwicklungspfad *Forschungspartizipation* nicht im Gruppendelphi diskutiert. Die im Gruppendelphi getroffene Annahme aus dem Entwicklungspfad *Europäische Systempartizipation*, dass eine P&T-Anlage im strukturschwachen Gebiet im Ausland gebaut wird, kann daher für diesen Entwicklungspfad nicht pauschal angenommen werden.



beteiligt sich sowohl aktiv an internationalen Forschungsprogrammen als auch an europäischen Initiativen zur Errichtung von P&T-Anlagen. Im Land selbst werden jedoch keine eigenen P&T-Anlagen gebaut. Im Falle dieser europäischen Lösung wird zwar im Vergleich zum Referenz-Szenario eine negativere Einstellung der P&T-Standortgemeinden im europäischen Ausland angenommen, diese fällt jedoch nicht so deutlich aus wie im weiter unten dargestellten Szenario *Anwendung in Deutschland*.<sup>365</sup> Zu diesem Urteil gelangten die Experten, da sich aus den Erfahrungen in der Vergangenheit bei kerntechnischen Neubauten tendenziell eine eher negative Einstellung der Neubaustandortgemeinden ableiten lässt. Wird hingegen eine bereits bestehende Anlage am Standort entsprechend umgerüstet, so ist nicht von einer negativen Einstellungsbildung der Standortgemeinde auszugehen.

Die rechtlichen Rahmenbedingungen für den Neubau einer P&T-Anlage inklusive der notwendigen Infrastruktur scheinen in Europa, oder zumindest in einzelnen europäischen Ländern, positiver als im Fall der deutschen Lösung zu sein. Für die Erteilung von Genehmigungen zur Errichtung und zum Betrieb einer Trennungsanlage gilt es Artikel 37 des Euratom-Vertrages zu berücksichtigen. So sind entsprechende Beschreibungen und Sicherheitsanforderungen für „die Lagerung von bestrahltem Kernbrennstoff“ (Nr. 1.6) und die Behandlung radioaktiver Abfälle aus kerntechnischen Anlagen vor der Endlagerung (Nr. 1.8), einschließlich der damit verbundenen Lagerung, erforderlich. Eine weitgehende Orientierung erfolgt auch an den Anforderungen der dort unter Nr. 1.2 aufgeführten „Wiederaufarbeitung bestrahlter Kernbrennstoffe“. Eine andere Möglichkeit wäre, dass das jeweilige nationale Regularium im Standortland zur Anwendung kommt. Insofern könnte man von einer Vereinfachung sprechen, da zum Beispiel in Frankreich Errichtung und Betrieb von Partitionierungs-Anlagen und Transmutationsreaktoren nicht grundsätzlich untersagt sind wie dies in Deutschland der Fall ist.

Bei einer Verbringung abgebrannter deutscher Brennelemente zur Bearbeitung in einen EU-Mitgliedstaat oder Drittstaat verbleibt die abschließende Verantwortung für die verantwortungsvolle Endlagerung dieses Materials, einschließlich aller Abfälle, die als Nebenprodukt entstehen, bei dem Staat, aus dem das radioaktive Material versandt wurde. Die Verbringung der abgebrannten Brennelemente in den Mitgliedstaat oder das Drittland bedarf der Genehmigung nach § 5 Abs. 2 der Atomrechtlichen Abfallverbringungsverordnung (AtAV). Allerdings ist nach gegenwärtig geltendem Recht eine Verbringung nicht zulässig (§ 9 AtG). Ein Anspruch auf Durchführung der Verbringung bestünde nach § 8 Abs. 1 AtAV erst dann, wenn unter anderem von der Zustimmung der beteiligten Stellen ausgegangen werden kann oder diese ausdrücklich vorliegt. Sollte das Trennungsverfahren in einem Drittland durchgeführt worden sein, bedürfte die Verbringung der dabei entstandenen radioaktiven Abfälle einer besonderen Genehmigung nach § 9 AtAV. Die gleichartige Ausgestaltung der Verfahren für die Verbringungsverfahren innerhalb der Europäischen Union in den Mitgliedstaaten beruhen auf der hierfür verbindlichen Richtlinie 2006/117/Euratom des Rates vom 20. November 2006 über die Überwachung und Kontrolle der Verbringungen radioaktiver Abfälle und abgebrannter Brennelemente, die in das jeweilige nationale Recht – in Deutschland in der Atomrechtlichen Abfallverbringungsverordnung – umzusetzen waren. Für eine Ausfuhr radioaktiver Abfälle oder abgebrannter Brennelemente in Drittländer hat die Europäische Kommission weiterhin die dabei maßgebenden Kriterien in einer Empfehlung vom 4. Dezember 2008 festgehalten.

Insgesamt findet die P&T-Technologie bisher noch wenig Niederschlag in den nationalen Entsorgungsprogrammen der Europäischen Union; Frankreich stellt hier eine Ausnahme dar. Hier wurden mit dem Loi Bataille vom 30. 12. 1991 und mit der gesetzlichen Regelung zum Entsorgungsprogramm

<sup>365</sup> Für die Einstellung der Endlagerstandortgemeinde wird sogar ein positiver Einstellungswandel erwartet. Gleiches gilt für die allgemeine Einstellung der deutschen Bevölkerung zum Thema P&T. Allerdings herrschte hier bei den Experten in beiden Fällen kein durchgehender Konsens. Für die Kosten-Nutzen-Bilanz sowie die Grundrechte wird hingegen eine negativere Entwicklung als im Referenz-Szenario angenommen, wobei auch hier keine Einigung der Experten erzielt werden konnte bzw. im Fall der Grundrechte die Unsicherheit relativ hoch war.

für radioaktive Stoffe und Abfälle vom 28.06.2006 die Zielsetzungen der Entsorgung erneut festgelegt und die Forschung zur Transmutation miteinbezogen.

Der Neubau einer oder mehrerer P&T-Anlage(n) in Europa wird im Unterschied zum weiter unten beschriebenen Szenario *Anwendung in Deutschland* nach Meinung der befragten Experten eher positive Auswirkungen auf die Wohn- und Lebensqualität haben. Dies ist auf die Annahme zurückzuführen, dass die Anlage(n) im Ausland in strukturschwachen Regionen errichtet werden und sich damit Chancen in Form von neuen Infrastrukturen, Arbeitsplätzen, Steuereinnahmen etc. für die Standortgemeinden ergeben. Wenn P&T auf europäischer Ebene umgesetzt wird, sind die Ausgaben für die Zwischenlagerungsabfälle (Primär- und Sekundärabfälle) sowie die Endlagerung radioaktiver Abfälle in Deutschland zwar höher als im Referenz-Szenario, allerdings nicht ganz so ausgeprägt wie im unten dargestellten Zukunftsbild *Anwendung in Deutschland*. Hier kommt es durch die Verteilung der Kosten auf mehrere Länder sowie die höhere Auslastung der Anlagen zu einem positiven ökonomischen Effekt. Zum Beispiel wäre denkbar, dass die radioaktiven Abfälle aus dem Rückbau der P&T-Anlage(n) nicht nach Deutschland kommen und hier entsorgt werden müssen. Allerdings ist in diesem Fall anzunehmen, dass Kompensationszahlungen erfolgen.

Gleiches wie für die radioaktiven Abfälle gilt für die Umweltauswirkungen und die Folgen für die menschliche Gesundheit der deutschen Bevölkerung. Im Vergleich zum Referenz-Szenario ist hier zwar eine negativere Entwicklung anzunehmen, jedoch in geringerem Maß als beim deutschen Szenario. Ein Grund hierfür ist die wahrscheinliche Positionierung der Anlage im Ausland und die hieraus resultierende räumliche Entfernung zur deutschen Bevölkerung.

Die deutschen Medien berichten in diesem Szenario tendenziell negativ über Planung, Bau und Betrieb der Anlagen. Aufgrund der angenommenen relativ niedrigen Umwelt- und Gesundheitsrisiken für Deutschland in Verbindung mit der Verteilung der Kosten sowie dem Fokus auf Europa fällt diese Tendenz jedoch weniger scharf aus als im Szenario *Anwendung in Deutschland*. Von Relevanz für die mediale Berichterstattung ist die Frage, ob die P&T-Anlage(n) grenznah (zum Beispiel in Frankreich) oder grenzfern (zum Beispiel in Schweden) gebaut werden und ob beispielsweise durch einen Unfall die deutsche Bevölkerung betroffen sein könnte oder nicht. Emotional besetzte Berichterstattung über direkt betroffene Bevölkerungsteile oder Gemeinden in Deutschland wird es im letzteren Fall sehr wahrscheinlich nicht geben.

### 8.5.1.3 Szenario Anwendung in Deutschland

Im Szenario *Anwendung in Deutschland* wurde angenommen, dass Partitionierung und Transmutation in Deutschland aktiv als ein Teil der Entsorgungsstrategie betrieben wird. Hierzu gehören neben Forschung und Entwicklung zu P&T auch der Neubau und Betrieb einer oder mehrerer P&T-Anlagen auf deutschem Boden. Aufgrund der semantischen Nähe zur zivilen Kernenergienutzung für die Stromproduktion wird erwartet, dass die Einstellung der Standortgemeinden zu einem Neubau der P&T-Anlage im Vergleich zum Referenz-Szenario deutlich negativer ausfällt.<sup>366</sup> Auch wenn der Neubau einer solchen Anlage vor dem Hintergrund der Energiewende und der politisch vereinbarten Abkehr von der Kernenergie gesehen wird, überwiegen nach Ansicht der Delphi-Teilnehmer doch die skeptischen Ansichten der Standortbevölkerung und Lokalpolitiker gegenüber einer Technologie, die mit kerntechnischen Risiken assoziiert wird.

Aus demselben Grund fällt nach Meinung der befragten Wissenschaftler auch die generelle Einstellung der deutschen Bevölkerung gegenüber der Erforschung und Anwendung

<sup>366</sup> Die Einstellung der Endlagerstandortgemeinde für radioaktive Abfälle ändert sich hingegen nicht. Allerdings sind sich die Experten bei dieser Einschätzung nicht einig, weshalb sie hier auch nur am Rande erwähnt wird. Ein Grund für die unterschiedliche Bewertung ist die umstrittene Frage, ob die Öffentlichkeit in der Lage ist, die Auswirkungen von P&T auf die verschiedenen Endlagertypen richtig einzuschätzen sowie P&T von Kernenergie zu trennen (Abfallbehandlung vs. Stromproduktion). Bei der negativen Auswirkung einer P&T-Anlage auf die Einhaltung der Grundrechte herrschte eine relativ hohe Unsicherheit der Experten vor, weshalb auch dieser Befund hier nur am Rande erwähnt wird.

von P&T in Deutschland negativ aus, jedoch nicht ganz so negativ wie diejenige der Standortbevölkerung. Dies mag auf die unmittelbare Betroffenheit zurückzuführen sein, welche das *Not in my backyard*- beziehungsweise *Locally Unwanted Land-Use-Syndrom* beschreibt.

Die rechtlichen Rahmenbedingungen sind in diesem Szenario äußerst skeptisch zu betrachten. Für den Neubau einer P&T-Anlage inklusive der notwendigen Infrastruktur scheinen Planungssicherheit und Genehmigungsfähigkeit nach aktuellem Stand der Dinge nicht in ausreichendem Maße gegeben zu sein. Weder die Euratom Grundnormen 1996, das Atomgesetz noch die Strahlenschutzverordnung enthalten eine passförmige Genehmigungsregelung, die alle regelungsbedürftigen Aspekte des Transmutationverfahrens vereinen könnte. Bei der Transmutation finden Vorgänge statt, die für sich betrachtet eigenständigen Genehmigungstatbeständen zuzuordnen sind, die am Ende jedoch wegen der sich gegenseitig bedingenden Wirkungen in eine Gesamtbetrachtung einbezogen werden müssten. Die Kombination von Reaktor und Beschleuniger erfordert auf Betreiberseite einen für den Betrieb und den Strahlenschutz Verantwortlichen und auf Behördenseite eine für die Gesamtanlage zuständige Genehmigungs- und möglichst auch Aufsichtsbehörde. Ein eigener Genehmigungstatbestand, der alle Einzelschritte der Konditionierung abgebrannter Brennelemente durch Transmutation einschließlich der Errichtung und des Betriebes des Beschleunigers zusammenfasst, könnte ein anzustrebender Lösungsansatz sein. Hier bestünde demnach politischer Handlungsbedarf, der sich sowohl auf die nationale wie auch auf die internationale Ebene (EU) beziehen kann.

Von den Delphi-Teilnehmern wird weiterhin angenommen, dass der Neubau einer P&T-Anlage in Deutschland negative Auswirkungen auf die Wohn- und Lebensqualität haben könnte. Diese können sich zum Beispiel in Form von Lärm, Verkehr und einer Änderung des Landschaftsbildes zeigen. Durch an- und abfahrende LKWs oder Transporte aber auch

durch die an- und abfahrende Belegschaft der P&T-Anlage ist in der Tendenz von einem erhöhten Verkehrsaufkommen für die Anwohnerschaft auszugehen. Dieser Verkehr erzeugt gleichzeitig auch Lärm. Der Bau und die Infrastruktur der P&T-Anlage in Deutschland wird darüber hinaus aller Voraussicht nach eine ästhetische Beeinträchtigung der Landschaft zur Folge haben.

Die Erforschung und Anwendung der P&T-Technologie sowie der Neubau und Betrieb von P&T-Anlagen werden voraussichtlich mit erheblichen Kosten verbunden sein. Ein wesentlicher Grund ist hierbei die Kapazität der Partitionierungsanlage. Aufgrund relativ geringer Abfallmengen fallen hohe Kosten pro Tonne Abfall an. Deshalb wird eine deutsche Insellösung vermutlich sehr kostenintensiv sein. Positive Auswirkungen auf die anfallenden Kosten bei den Zwischen- und Endlagern sind nach Ansicht der Experten hingegen eher nicht zu erwarten.

Der Bau einer oder mehrerer P&T-Anlagen birgt Umweltauswirkungen in sich, die insgesamt sehr negativ bewertet werden und in ihrem Ausmaß unter anderem von der Anlagenzahl in Deutschland abhängig sind. Ausschlaggebend ist hierbei das radiologische und nicht-radiologische Ökotoxizitätspotenzial, also alle sich insgesamt auf Mensch und Umwelt nachteilig auswirkenden Faktoren. Beim nicht-radiologischen Ökotoxizitätspotenzial sind zum Beispiel der Rohstoffverbrauch für Errichtung und Betrieb der P&T-Anlagen (Metalle), eine potenzielle Freisetzung von Gefahrenstoffen (zum Beispiel Säuren und Chemikalien), Flächeninanspruchnahme durch Versiegelung des Bodens oder die durch notwendige Transporte freigesetzten Schadstoffe (zum Beispiel Stickoxide) zu berücksichtigen.

Das radiologische Ökotoxizitätspotenzial der Anlagen ist demgegenüber in Form von Emissionen radioaktiver Stoffe im Normalbetrieb (Abluft und Abwasser), durch die Anlage selbst und der Transporte sowie in Form von Störfällen zu betrachten. Hierbei gilt es, zwischen einer möglichen

Strahlenbelastung der allgemeinen Bevölkerung, der Anwohnerschaft sowie dem Personal einer P&T-Anlage zu unterscheiden und darüber hinaus auch die Auswirkungen ionisierender Strahlung auf Boden, Wasser, Luft, Pflanzen und Tiere zu beachten. Das radiologische Ökotoxizitätspotenzial wird als hoch eingestuft, da der bei P&T durchgeführte Abtrennprozess radiologischer Stoffe mehrfach durchlaufen werden muss und auch das Risiko eines potenziellen Störfalles (zum Beispiel bei der Kernumwandlung) aus Sicht der von uns beauftragten Gutachter gegeben ist.

Neben den beschriebenen anzunehmenden Umweltauswirkungen durch die P&T-Anlage selbst sind auch die Konsequenzen durch das im Rahmen der P&T-Anwendung unter Umständen neu zu dimensionierende Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle in Betracht zu ziehen. Dieses kann in Deutschland durch die Verringerung der wärmeentwickelnden Abfälle womöglich kleiner ausfallen. Gleichzeitig fällt aber neuer Abfall als Nebenprodukt von P&T an; dieser muss ebenfalls endgelagert werden. Der Langzeitsicherheitsnachweis für ein Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle wird durch P&T nicht wesentlich entlastet (siehe ausführlich hierzu auch Kapitel 1 und 5).

Die Auswirkungen von Unfällen im Zusammenhang mit der P&T-Anlage auf die menschliche Gesundheit werden, wie auch die Umweltauswirkungen im Vergleich zum Referenzszenario, von den befragten wissenschaftlichen Experten äußerst negativ bewertet. Dabei können Unfälle bei Transporten zu und weg von der Anlage, in der Anlage selbst oder beim Bau und Rückbau der P&T-Anlage Auswirkungen auf die menschliche Gesundheit haben. Zu berücksichtigen sind auch mögliche Todesfälle sowie nicht-tödliche Gesundheitsfolgen und die Belastungen für die menschliche Gesundheit durch potenzielle Evakuierungen.

Die tendenziell relativ hohen Umwelt- und Gesundheitsrisiken in Verbindung mit der negativen Kosten-/Nutzen-Bilanz

sowie der kritischen Haltung von Bevölkerung und Standortgemeinden gegenüber der neuen Technologie P&T machen das Thema für die Medien in Deutschland interessant. Dies gilt umso mehr, als dass die Kernenergie schon immer ein beliebter Aufhänger für die mediale Berichterstattung gewesen ist. Über Planung, Bau und Betrieb der Anlagen könnte in den klassischen und modernen Massenmedien (Print, TV, Rundfunk, Internet) daher überwiegend negativ berichtet werden.

### 8.5.2 AUS DEN SZENARIEN ABGELEITETE THESEN ZUR ANWENDUNG VON P&T IN DEUTSCHLAND UND IM EUROPÄISCHEN AUSLAND UNTER DEUTSCHER BETEILIGUNG<sup>367</sup>

Die Betrachtung der potenziellen Entwicklungsmöglichkeiten der P&T-Verfahren in Deutschland und im europäischen Ausland unter deutscher Beteiligung erfolgte in den vorausgegangenen Abschnitten anhand der Ausführungen zu den Szenarien (siehe Kapitel 2). Diese Szenarien wurden auf der Grundlage eines breiten Methodenmixes um gesellschaftliche Entwicklungspfade erweitert, wobei Literaturrecherchen, Expertenworkshops, Telefoninterviews und Gruppendelphiverfahren kombiniert und mit fachspezifischen Gutachten angereichert wurden.

Die Erstellung der Entwicklungspfade zeigte jedoch, dass diese trotz des breit gestreuten Methodenmixes mit besonders hohen Unsicherheiten behaftet sind. Diese Unsicherheiten fußen zum einen auf der außerordentlich langen Zeitschiene, die für P&T-Anwendungen in Betracht gezogen werden muss (circa 150 Jahre), und zum anderen auf der Unsicherheit bezüglich der Aspekte, die in die Gesamtbewertung zur Umsetzung von Optionen mit und ohne P&T einfließen müssen. Darüber hinaus werden Thesen zu P&T aufgrund der hohen Varianz in den potenziellen Merkmalsausprägungen der verwendeten

<sup>367</sup> Wie im vorangegangenen Abschnitt unter 8.5 angemerkt, sind in diesem Abschnitt Textbausteine aus den ökonomischen, ökologischen und juristischen Gutachten enthalten.

ökonomischen, ökologischen und sozialen Deskriptoren erschwert (zum Beispiel geografische Lage der Anlagen und potenzielle Umweltauswirkungen, Kostenschätzungen oder Auswirkungen auf die Einstellungsbildung der Bevölkerung). Unter Berücksichtigung dieser wesentlichen Unsicherheiten lassen sich auf Basis der um gesellschaftliche Entwicklungspfade erweiterten Szenarien folgende Thesen ableiten:

### Szenario Forschungspartizipation

Da Deutschland in diesem Szenario ausschließlich Forschung betreibt, wird eine überwiegend positive Einstellung der deutschen Bevölkerung gegenüber P&T angenommen. Der Grund hierfür wird zum einen in der prinzipiell eher positiven Bewertung von Forschungs- und Entwicklungsaktivitäten und zum anderen in der nicht vorhandenen direkten Betroffenheit der deutschen Bevölkerung durch Bau und Betrieb der P&T-Anlagen gesehen. Die Forschung und Entwicklung zu P&T erfolgt hierbei in ausländischen Forschungsstätten sowie in inländischen, bereits bestehenden Anlagen. Die Forschungszentren zu P&T in Deutschland sind nicht unumstritten, allerdings fällt das Protestpotenzial von Umweltschutzbewegungen und Bürgerinitiativen bei bereits bestehenden Anlagen erheblich geringer aus als bei potenziellen Neubauten.

Die Medien berichten in diesem Szenario sehr wahrscheinlich eher selten über P&T und wenn, dann überwiegend in einschlägigen Fachzeitschriften. Man kann hierbei mit einem positiven Grundtenor in der Berichterstattung rechnen, der sich an neuen Forschungsergebnissen und -erkenntnissen orientiert. Die Einstellung der Endlagerstandortgemeinde(n) in Deutschland für hochradioaktive Abfälle wird sehr wahrscheinlich ähnlich ausfallen wie die Einstellungsbildung der Bevölkerung in Deutschland allgemein. Ausschlaggebend ist hierfür die allgemein eher positive Bewertung von Forschungsaktivitäten.

Aus ökologischer Perspektive ist in diesem Szenario ein eher negatives Urteil zu fällen, da die Gefahren der radiologischen und nicht-radiologischen Ökotoxizität prinzipiell auch dann bestehen bleiben, wenn im Labormaßstab mit nuklearem Material gearbeitet wird. Allerdings ist der Umfang des Gefährdungspotenzials im Vergleich zum Bau von P&T-Anlagen in Deutschland als wesentlich geringer anzusehen; somit fällt auch die negative Einschätzung deutlich geringer aus.

F&E-Aktivitäten haben kaum Auswirkungen auf die ökonomische Bilanz der nuklearen Abfallbehandlung. So lange die Resultate aus Forschung und Entwicklung keinen Einfluss auf die Kosten der Zwischen- oder Endlagerung von radioaktiven Abfällen haben, wird die Kosten-Nutzen-Bilanz hier nicht tangiert. Allerdings treten durch Forschungs- und Entwicklungspotenziale positive Sekundäreffekte in Form von Arbeitsplatzsicherung und Kompetenzerhalt sowie mögliche Spin-Off-Effekte in andere wissenschaftliche Bereiche auf, wie zum Beispiel in die Medizin. Auch sollte bei einem bilanzierenden ökonomischen Urteil berücksichtigt werden, dass gegenwärtige F&E-Aktivitäten mögliche zukünftige (Handlungs-)Optionen generieren, die ebenfalls positive ökonomische Effekte beinhalten können, gegenwärtig jedoch noch nicht abschätzbar sind. Insofern kann bei diesem Szenario von geringen positiven wirtschaftlichen Effekten ausgegangen werden. Aus rechtlicher Perspektive greift Artikel 5 Absatz 3 des Grundgesetzes, welcher Forschung als prinzipiell frei wägt.

Somit können für das Szenario *Forschungspartizipation* folgende Thesen formuliert werden:

- Forschung und Entwicklung wird in der deutschen Bevölkerung vermutlich prinzipiell wohlwollend aufgenommen. Am Forschungsstandort kann es zwar zu Protesten kommen, allerdings ist anzunehmen, dass Protestaktivitäten bei bereits bestehenden Anlagen weniger intensiv und seltener ausfallen als bei Neubauten.

- Es wird von einer primär selektiven und positiven Berichterstattung über die Erforschung von P&T durch die Medien ausgegangen.
- Die Endlagerstandortgemeinde für hochradioaktive Abfälle wird der Erforschung von P&T voraussichtlich positiv gegenüber eingestellt sein, sofern sie sich davon eine Verringerung der Abfallmenge und eine geringere Gesamtradioaktivität der Abfälle über die Zeit verspricht.
- Die potenziellen ökologischen Auswirkungen der Anwendung von P&T im Labormaßstab werden leicht negativ eingeschätzt, da auch hier ein messbares, wenn auch im Ausmaß wesentlich geringeres, Ökotoxizitätspotenzial besteht als bei umfassenden P&T-Aktivitäten wie im Rahmen des deutschen Szenarios mit Bau von P&T-Anlagen.
- Direkte ökonomische Effekte sind in diesem Szenario für die End- und Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle wohl eher nicht zu erwarten. Es könnten sich jedoch indirekte positive ökonomische Effekte ergeben, die sich im Kompetenz- und Arbeitsplatzerhalt sowie in potenziellen zukünftigen Handlungsoptionen ausdrücken.
- Juristisch betrachtet, tangiert das Szenario *Forschungspartizipation* Artikel 5 Absatz 3 des Grundgesetzes, der die Forschungspartizipation legitimiert.

### Szenario Europäische Systempartizipation

Nach dem Szenario *Europäische Systempartizipation* betreibt Deutschland ein nationales Forschungsprogramm und beteiligt sich sowohl aktiv an internationalen Forschungsprogrammen als auch an europäischen Initiativen zur Errichtung von P&T-Anlagen. Im Land selbst werden jedoch keine eigenen P&T-Anlagen gebaut.

Bezüglich des Einflusses der europäischen Systempartizipation auf die Einstellungsbildung der Endlagerstandortgemeinde für hochradioaktive Abfälle in Deutschland ist kein abschließendes Urteil möglich. Einerseits kann angenommen werden, dass die Einstellung der Endlagerstandortgemeinde

für hochradioaktive Abfälle in diesem Szenario in Deutschland positiver ausfällt als im Referenz-Szenario sowie im Szenario *Anwendung in Deutschland*. Der Grund hierfür könnte die potenzielle Behandlung deutscher Abfälle im Ausland und die hierdurch erzielten geringeren Mengen an wärmeentwickelnden endzulagernden Abfällen im Inland sein. Andererseits ist jedoch auch denkbar, dass die Behandlung der radioaktiven Abfälle im Ausland keine Auswirkung auf die Einstellungsbildung der Endlagerstandortgemeinde zeigen wird, da sich diese eventuell nicht an der Menge der Abfälle orientiert, sondern allein daran, ob ein Endlager in der Nähe ihres Wohnortes gebaut wird oder nicht.

Es wird von einer negativen Einstellung potenzieller P&T-Anlagenstandortgemeinden im Ausland ausgegangen. Die Skepsis dieser Gemeinden ist jedoch nicht so groß, wie im Falle der Anwendung von P&T in Deutschland für die deutschen Standortgemeinden angenommen wird. In vielen Ländern des europäischen Auslands ist die Einstellung zur Kernenergie weniger skeptisch ausgeprägt und es gibt möglicherweise Standorte, bei denen die wirtschaftlichen Vorteile in der Bevölkerung höher wiegen als potenzielle ökologische oder soziale Belastungen.

Mit Bezug auf die Einstellungsbildung wird, wenn überhaupt, mit einer eher positiven Einstellung zur europäischen Systempartizipation in Deutschland gerechnet, da es in diesem Szenario keine Anlagen-Standorte im Land selbst gibt, Deutschland aber von den Dienstleistungen dieses Projektes profitieren könnte. Allerdings herrscht bei dieser Einschätzung kein durchgängiger Konsens unter den befragten Experten. Außerdem ist dieser Effekt auch nur dann zu erwarten, wenn dadurch der Anteil der Kernenergienutzung in den europäischen Nachbarländern nicht ausgedehnt wird. Sollten hingegen P&T-Anlagen in den Nachbarländern grenznah gebaut werden, so ist von deutschen Protestbewegungen auszugehen, die von den Medien aufgegriffen werden und somit Eingang in das kollektive Bewusstsein der Bevölkerung finden könnten.

Der Bau und Betrieb von P&T-Anlagen im Ausland wird wahrscheinlich in strukturschwachen, dünn besiedelten Regionen stattfinden. Hieraus könnten sich Chancen für neue Infrastrukturprojekte, Arbeitsplätze und Steuereinnahmen ergeben. Somit wird von einer leicht positiven Auswirkung durch Bau und Betrieb von P&T-Anlagen im Ausland für die Wohn- und Lebensqualität der Standortgemeinden ausgegangen. Ähnlich wie im deutschen Entwicklungspfad ist auch hier laut Gutachten mit negativen Umweltauswirkungen aufgrund des radiologischen und nicht-radiologischen Ökotoxizitätspotenzials im Normalbetrieb sowie bei Unfällen zu rechnen. Die Umweltauswirkungen für die deutsche Bevölkerung sind hingegen aller Voraussicht nach durch die räumliche Entfernung der P&T-Anlage vernachlässigbar; allerdings immer noch negativer zu beurteilen als im Referenz-Szenario (ausschlaggebend für diese Einschätzung ist die Grenznahe des Standortes). Auch wird sehr wahrscheinlich die Langzeitsicherheit wärmeentwickelnder Abfälle durch P&T nicht stark beeinflusst, weshalb für die Endlagerung wärmeentwickelnder Abfälle in Deutschland weiterhin von den bekannten Umweltrisiken ausgegangen wird.

Aus ökonomischer Perspektive ist davon auszugehen, dass die Wahrscheinlichkeit der Finanzierbarkeit für Bau und Betrieb einer P&T-Anlage im Vergleich zum Szenario *Anwendung in Deutschland* steigt. Als Gründe können hier eine höhere Nachfrage und Kapazitätsauslastung der Anlagen genannt werden sowie die Verteilung der Kosten auf mehrere Länder. Allerdings ist in diesem Szenario auch von einer steigenden Anzahl der Transporte radioaktiven Materials auszugehen. Diese Transporte verursachen Kosten, die höher sein werden als beispielsweise im deutschen Szenario. Da die Kosten nicht genau abgeschätzt werden können, ist in diesem Szenario kein abschließendes bilanzierendes Urteil möglich, obgleich die Chance auf ein positives ökonomisches Bilanzurteil hier eher gegeben ist als im Szenario *Anwendung in Deutschland*.

Werden in Deutschland keine P&T-Anlagen gebaut, sondern P&T lediglich zu Forschungszwecken eingesetzt, so

ist diese Anlage nach Art. 5 Absatz 3 des Grundgesetzes frei und somit prinzipiell genehmigungsfähig. Für etwaige Transporte radioaktiven Materials gilt die Beförderungsgenehmigung nach § 4 des Atomgesetzes beziehungsweise § 16 der Strahlenschutzverordnung.

Zusammenfassend können für das Szenario *Europäische Systempartizipation* folgende Thesen aufgestellt werden:

- Die Akzeptanz der potenziellen P&T-Anlagenstandortgemeinden im Ausland wird im Vergleich zum Szenario *Anwendung in Deutschland* positiver eingeschätzt und leicht negativer gegenüber dem Referenz-Szenario.
- Die Akzeptanz der europäischen Systempartizipation durch die deutsche Bevölkerung wird unter der Voraussetzung, dass die P&T-Anlage(n) nicht grenznah gebaut werden, eher positiv eingeschätzt. Möglich ist aber auch ein Ausbleiben dieser Wirkung.
- Die Einstellung der Endlagerstandortgemeinde für hochradioaktive Abfälle in Deutschland gegenüber P&T könnte durch die mittels P&T im Ausland verursachte Verringerung der Menge endzulagernder wärmeentwickelnder Stoffe leicht positiv ausfallen. Denkbar ist jedoch auch, dass die Einstellung der Endlagerstandortgemeinde durch das Szenario *Europäische Systempartizipation* gar nicht beeinflusst wird.
- Das radiologische sowie nicht-radiologische Ökotoxizitätspotenzial wird auf Basis des Gutachtens für die Anlagenstandortgemeinden im europäischen Ausland als hoch eingestuft. Für die deutsche Bevölkerung wird hingegen angenommen, dass das Ökotoxizitätspotenzial geringer ausfällt, sofern die P&T-Anlagen nicht grenznah gebaut werden.
- Das ökonomisch-bilanzierende Urteil für den Bau und Betrieb einer oder mehrerer europäischer P&T-Anlagen kann nicht abschließend gefällt werden. Es wird aufgrund von höherer Nachfrage und Kapazitätsauslastung der Anlagen sowie der Verteilung von Kosten auf mehrere Länder davon ausgegangen, dass die Wahrscheinlichkeit



der Finanzierbarkeit von P&T-Anlagen steigt. Zu beachten sind jedoch in diesem Szenario Kostensteigerungen durch Transporte mit radioaktiven Materialien.

- Aus juristischer Perspektive verfügt Deutschland über ausreichende gesetzliche Regelungen, um dieses Szenario zu verwirklichen. Diese betreffen in erster Linie die Forschungs- und Transportaspekte.
- Die Beteiligung an europäischen Forschungsaktivitäten ermöglicht sehr wahrscheinlich den Kompetenzerhalt in der Nukleartechnik in Deutschland.
- Die Medien werden wahrscheinlich wohlwollend, jedoch eher selten über deutsche Forschungsaktivitäten im europäischen Verbund berichten. Werden P&T-Anlagen in Grenznähe gebaut werden, so werden sie auch in den Medien verstärkt negativ Erwähnung finden, da die Medien Protestaktivitäten aufgreifen könnten.

### Szenario Anwendung in Deutschland

Wird P&T als Teil der Entsorgungsstrategie in Deutschland angewendet, so besteht aufgrund der semantischen Nähe von P&T zur Kernenergie allgemein die Annahme einer geringen Akzeptanz seitens der Anlagenstandortgemeinden sowie der deutschen Bevölkerung. Eine wesentliche Ursache hierfür wird in den von der Bevölkerung wahrgenommenen Risiken gesehen. Umweltschutzgruppen und Bürgerbewegungen könnten gegen den Anlagenbau und -betrieb protestieren und diese Proteste würden unter anderem über die Medien Eingang in das kollektive Bewusstsein der deutschen Bevölkerung finden. Neben den wahrgenommenen Risiken für Mensch und Umwelt wird in den Protesten aller Voraussicht nach auch die potenzielle Nutzung der P&T-Anlage(n) als *Hintertür* zum Wiedereinstieg in die Kernenergie thematisiert werden. Dieser Aspekt birgt hohe Anforderungen an die Glaubwürdigkeit und Legitimität politischer Behörden in sich, die diese im Falle von Bau und Betrieb von P&T-Anlagen im Inland verstärkt unter Beweis stellen müssten.

Für die Standortgemeinden der P&T-Anlagen werden primär negative Auswirkungen auf die Wohn- und

Lebensqualität erwartet. Obgleich zwar Arbeitsplätze vor Ort geschaffen werden und die Steuereinnahmen für die Kommunen steigen dürften, sind für die Bevölkerung Beeinträchtigungen der Wohn- und Lebensqualität durch ein erhöhtes Verkehrsaufkommen, Lärm und Veränderungen des Landschaftsbildes (Flächennutzung) anzunehmen. Die allgemeinen Umweltauswirkungen sind laut Gutachten aufgrund des radiologischen und nicht-radiologischen Ökotoxizitätspotenzials sowohl im Normalbetrieb als auch bei Unfällen negativ zu beurteilen. Grundlegend für diese These sind der mehrfache Durchlauf radiologischer Stoffe beim Abtrennungsprozess (Abtrennungen zum Beispiel von Neptunium sowie Americium und Curium) sowie das Risiko eines potenziellen Störfalles (zum Beispiel bei der Kernumwandlung).

Für das Endlager für hochradioaktive Abfälle in Deutschland wird eine qualitative Änderung der Endlagersituation durch P&T nicht erwartet. Es wird des Weiteren auch nicht von einem positiven Einfluss durch P&T auf die Langzeitsicherheit des Endlagers ausgegangen (vergleiche auch die Ausführungen hierzu in Kapitel 1 und 5), da nach Ansicht der beauftragten Gutachter die Reduktion des einzulagernden Inventars keine Reduktion der Strahlenexposition um den gleichen Faktor bewirkt. Es ist daher davon auszugehen, dass die langlebigen, die potenziellen Strahlenexpositionen dominierenden Spaltprodukte weiterhin endgelagert werden müssen. Darüber hinaus sind die bereits vorhandenen verglasten wärmeentwickelnden Abfälle endzulagern, deren Behandlung im Rahmen von P&T nicht vorgesehen ist.

Bezüglich der durch P&T anfallenden, vernachlässigbar wärmeentwickelnden Abfälle ist anzunehmen, dass ein größeres oder auch ein weiteres Endlager für diese Abfälle benötigt wird, als dies bei Nicht-Anwendung von P&T der Fall sein dürfte. Auch das bei P&T abgetrennte Uran muss wahrscheinlich überwiegend endgelagert werden, sofern es nicht als Brennstoff in den Stromerzeugungskreislauf



der Kernenergienutzung einbezogen wird. Dies dürfte aber gerade nach dem Ausstiegsbeschluss größere politische Turbulenzen auslösen.

Für die Endlagerstandortgemeinden wird kein eindeutiger Einfluss auf die Einstellungsbildung durch Nutzung von P&T im Inland erkannt. Fraglich ist, ob eine positive Einstellungsänderung der Endlagerstandortgemeinden bewirkt werden kann, wenn sie über umfangreichere Kenntnisse zum P&T-Potenzial im Hinblick auf Reduzierung der Aktivitäten im Endlager verfügen.

Gleichfalls fraglich ist, ob sich der Betrieb einer P&T-Anlage in Deutschland für ein privates Unternehmen aus ökonomischer Perspektive lohnt. Für eine ökonomische Bewertung sind hierbei folgende Aspekte ausschlaggebend: Kapazität der Anlage, Nachfrage nach P&T-Dienstleistungen, Produktivität der Anlage(n), zukünftige Strompreise sowie die räumliche Anordnung der Anlage(n). Es wird angenommen, dass Bau und Betrieb einer P&T-Anlage in Deutschland sehr kostenintensiv sind. Wesentlich hierfür ist die relativ geringe Abfallmenge, die in Deutschland anfällt. Die Erlöse aus der Abfallbehandlung in Deutschland sind möglicherweise nicht ausreichend, um die Gesamtkosten einer P&T-Anlage zu decken. Da in Deutschland eine vergleichbar geringe Menge wärmeentwickelnder Abfälle vorhanden ist, ist von relativ hohen Kosten pro Tonne Abfall auszugehen. Eine deutsche Insellösung scheint sich somit aus wirtschaftlicher Sicht kaum zu lohnen.

Denkbar wäre demgegenüber auch eine Option, in der Deutschland P&T zwar als Teil der Entsorgungsstrategie sieht, die räumliche Anordnung der Anlagen jedoch auf unterschiedliche Länder aufgeteilt wird (zum Beispiel in Deutschland Transmutation, in Frankreich Partitionierung). Hierbei gilt es jedoch, Transportkosten zu beachten, deren Höhe gegenwärtig noch nicht abschätzbar ist. Auch müssten erst entsprechende Genehmigungsregelungen geschaffen werden.

Durch den Bau und Betrieb von P&T-Anlagen im Inland könnten die kerntechnische Expertise sowie hochqualifizierte Arbeitsplätze gesichert werden; einer Abwanderung von hochqualifizierten Arbeitskräften in diesem Bereich würde somit entgegengewirkt.

Im Falle eines möglichen Betriebes von P&T-Anlagen in Deutschland bedarf es entsprechender Genehmigungsregelungen; diese wären jedoch erst zu schaffen. Denn weder die Euratom Grundnormen 1996 noch das Atomgesetz oder die Strahlenschutzverordnung enthalten eine passförmige Genehmigungsregelung, die alle regelungsbedürftigen Aspekte des Transmutationsverfahrens umfassen könnte. Die Genehmigung wäre als Anlagen genehmigung auszugestalten, welche die Errichtung und den Betrieb der Anlage regelt. Hierbei müssten bestimmte Schadensvorsorgen, Schutzbestimmungen und Sicherheitsanforderungen (Strahlenschutzverordnung) eingehalten werden. Das Genehmigungsverfahren nach § 7 Abs. 1 AtG würde nach einem qualifizierten Verfahren unter Einschluss einer Umweltverträglichkeitsprüfung mit Beteiligung der Öffentlichkeit durchzuführen sein. Das Verfahren ist in der Atomrechtlichen Verfahrensverordnung (AtVfV) konkretisiert. Für etwaige Transporte radioaktiven Materials hin zur Trennungsanlage gilt die Beförderungsgenehmigung nach § 4 des Atomgesetzes, die vom Bundesamt für Strahlenschutz zu erteilen wäre beziehungsweise § 16 der Strahlenschutzverordnung, die von einer Landesbehörde zu erteilen wäre. Darüber hinaus ist auch eine verkehrsrechtliche Genehmigung erforderlich. Forschungsanlagen sind in Deutschland grundsätzlich genehmigungsfähig, da Forschung und Entwicklung in Deutschland nach Art. 5 Absatz 3 des Grundgesetzes frei sind.

Resümierend können für das Szenario *Anwendung in Deutschland* als Teil der Entsorgungsstrategie folgende Thesen abgeleitet werden:

- Die Akzeptanz einer P&T-Anlage durch die potenziellen Anlagenstandortgemeinden sowie durch die deutsche Bevölkerung allgemein wird tendenziell gering ausfallen.
- Die Medien berichten über Protestaktivitäten und könnten durch die Berichterstattung die negative Wahrnehmung im kollektiven Bewusstsein der Bevölkerung verstärken.
- Das radiologische sowie nicht-radiologische Ökotoxizitätspotenzial von P&T-Anlagen wird als hoch eingeschätzt.
- Das ökonomische bilanzierende Urteil für den Bau und Betrieb einer P&T-Anlage in Deutschland kann nicht abschließend gefällt werden. Es wird jedoch angenommen, dass aufgrund der innerdeutschen geringen Abfallmengen die Kosten-Nutzen Bilanz negativ ausfällt.

Juristisch betrachtet, gibt es gegenwärtig keine Genehmigungsregelungen für den Bau und Betrieb von P&T-Anlagen. Diese Regelungen müssten erst noch geschaffen werden. Ein eigener Genehmigungstatbestand, der alle Einzelschritte der Konditionierung abgebrannter Brennelemente durch Transmutation einschließlich der Errichtung und des Betriebes des Beschleunigers zusammenfasst, könnte in diesem Fall ein anzustrebender Lösungsansatz sein.

Der Betrieb von P&T-Anlagen in Deutschland ermöglicht sehr wahrscheinlich den inländischen Kompetenzerhalt in der Nukleartechnik.

### Szenario *Abstinenz*

Da im Szenario *Abstinenz* keinerlei Aktivitäten im Bereich von P&T vorgesehen sind, stellen sich in diesem Pfad die Fragen nach veränderter Einstellungsbildung gegenüber den P&T-Anlagen, juristischen Auslegungen oder dem Ökotoxizitätspotenzial nicht. Allerdings ist in diesem Szenario die ökonomische Perspektive von Belang. Falls sich Deutschland nicht an P&T-Forschung und Entwicklung beteiligt, wären indirekte ökonomische Nachteile

durch Arbeitsplatz- und Kompetenzverlust im nukleartechnischen Bereich vorstellbar. Eine Abwanderung von nukleartechnischen Fachkräften ins Ausland, eine dadurch verminderte Kompetenz im Inland und damit einhergehend ein Verlust an Mitspracherechten in internationalen Gremien in diesem Bereich könnten die Folgen sein. Andererseits könnten die nicht anfallenden Forschungsausgaben für F&E zu P&T im Rahmen der Energiewende in andere energiepolitische Projekte investiert werden, zum Beispiel im Bereich erneuerbare Energien oder Netzausbau (Opportunitätskosten). Eine Drittmittelinwerbung zu P&T, insbesondere durch Förderinstrumente von EURATOM ist dann freilich auch nicht mehr möglich.

## 8.6 SCHLUSSFOLGERUNGEN

Die sozialwissenschaftliche Untersuchung der gesellschaftlichen Entwicklungspfade von P&T mittels Experteninterviews, Gruppendelphi und Gutachten ergab ein differenziertes Bild, das mehrere Handlungsmöglichkeiten offenlässt oder nahelegt. Der Verzicht auf P&T ist durchaus eine Option, da lediglich die Forschungspartizipation – über alle Deskriptoreinschätzungen gemittelt – besser bewertet wurde als die Abstinenz. Im Falle ausbleibender P&T-Aktivitäten ergeben sich keine zusätzlichen direkten Kosten durch P&T, kein erhöhtes Ökotoxizitätspotenzial für Mensch und Umwelt sowie kein rechtlicher Regelungsbedarf. Allerdings verzichtet man dann auch auf die Chance des Kompetenzerhalts in der Kerntechnik sowie Mitsprachemöglichkeiten in internationalen kerntechnischen Gremien.

Forschung zu P&T ist mit der Chance verknüpft, die fachlichen Kompetenzen in Deutschland zu erhalten und sich weiterhin in internationalen Organisationen wie der International Atomic Energy Agency zu beteiligen. Gleichzeitig können deutsche Wissenschaftlerinnen und Wissenschaftler durch ihre Forschungen mit dazu beitragen, dass international die ökologischen, ökonomischen und sozialen Risiken der

nuklearen Abfallbehandlung zuverlässiger bewertet werden. Beim Betrieb der Forschungsanlagen besteht jedoch trotzdem ein – wenn auch relativ geringes – Ökotoxizitätspotenzial.

Die Umsetzung von P&T auf europäischer Ebene bedeutet eine nicht unerhebliche finanzielle Beteiligung. Inwieweit sich dieses Engagement letzten Endes rechnet, kann nach derzeitigem Kenntnisstand nicht abschließend geklärt werden. Nichtsdestotrotz verteilen sich die ökonomischen Unwägbarkeiten auf mehrere Schultern, sodass das Risiko vermutlich kalkulierbar bleibt. Inwieweit ökologische Risiken für Mensch und Umwelt in Deutschland bestehen, hängt in großem Maße davon ab, wo die P&T-Anlagen gebaut werden. Eine Errichtung in grenznahen Gebieten würde zu Gefährdungspotenzialen auch für deutsche Grenzorte führen. In diesem Fall wären Akzeptanzprobleme in der deutschen Bevölkerung, begleitet von einem negativen Medientenor in Deutschland sowie Protestaktivitäten von Umweltschutzgruppen und Bürgerinitiativen, zu erwarten.

Die erwähnten Risiken potenzieren sich bei der Anwendung von P&T in Deutschland. Die deutsche Insellösung impliziert aller Voraussicht nach sehr hohe Kosten für Bau, Betrieb und Rückbau der Anlagen sowie nachteilige Auswirkungen auf die Wohn- und Lebensqualität der Standortbevölkerung. Dazu kommen gesundheitliche Risiken für Mensch und Umwelt, eine negative Medienberichterstattung sowie eine äußerst geringe Akzeptanz in der deutschen Öffentlichkeit.

Damit stellt sich die Frage nach dem richtigen Maß an Engagement. Es spricht wenig für eine insulare Anwendung von P&T in Deutschland. Die Option *Forschungspartizipation* (aber keine Anwendung) erscheint dagegen vorteilhaft. Allerdings ergibt es wenig Sinn, Forschung ohne das Ziel der Anwendung zu verfolgen; mögliche Spin-Offs reichen als positive Wirkungen nicht aus.

Diese Überlegung führt letztlich zur Verbindung von Forschung und europäischer Systempartizipation. Durch

intensivere Forschung können die Chancen und Risiken von P&T genauer überprüft werden, ehe dann nach einer rationalen Abwägung der Vor- und Nachteile eventuell der Einstieg in das europäische Szenario erfolgt. Momentan ist jedoch noch nicht absehbar, ob beziehungsweise inwieweit unsere europäischen Nachbarn auf lange Sicht in den Erhalt oder sogar die weitere Ausweitung nuklearer Stromerzeugung investieren und dabei auch speziell P&T-Anlagen als Teil ihrer Strategien integrieren. Außerdem bleibt offen, welche Fortschritte es bei P&T hinsichtlich der Effektivität und Effizienz geben wird. Wie der Stand der Technik aussehen wird, wenn ein Endlager in Deutschland oder in einem anderen europäischen Land in Betrieb gehen wird, lässt sich jetzt kaum vorhersagen. Es ist jedoch zu erwarten, dass die Leistungsfähigkeit von P&T in der Zukunft ansteigt. Deshalb erscheint für einen Zeitraum von beispielsweise 10 bis 15 Jahren eine Kontinuität im bestehenden Forschungsprogramm, verbunden mit dem Ziel der Integration in ein europäisches Forschungsprogramm und der Prüfung einer europäischen Beteiligung, ratsam. Die Aussichten dafür sind durchaus positiv, aber zum jetzigen Zeitpunkt sollte man sich noch nicht darauf festlegen. Verfrühte finanzielle Verpflichtungen, potenzielle ökologische Risiken sowie eine negative Entwicklung der öffentlichen Meinung könnten dadurch vermieden werden.

Durch dieses zeitlich gestaffelte Vorgehen könnten die Vorteile beider Optionen (Forschung und europäische Systempartizipation) kombiniert werden. Einerseits bleiben Kompetenzen in der Kerntechnik und Mitsprachemöglichkeiten in internationalen Gremien erhalten. Zudem wird die praktische Nutzung von P&T-Anlagen für radioaktive Abfälle aus Deutschland für die Zukunft nicht ausgeschlossen. Andererseits werden die oben genannten ökonomischen, ökologischen und sozialen Risiken zunächst vermieden und können dann nach 10 bis 15 Jahren neu abgeschätzt werden. Weitere Forschungsanstrengungen und die Aussicht auf eine mögliche europäische Systempartizipation dürfen jedoch nicht dazu führen, dass die Bemühungen um ein Endlager

zurück gestellt werden. Dabei ist zu berücksichtigen, dass P&T durchaus Auswirkungen auf das Design des Endlagers haben kann.

Zu berücksichtigen ist, dass diese Ergebnisse und Schlussfolgerungen auf einer Studie basieren, die in kurzer Zeit und unter Beteiligung einer begrenzten Anzahl an Experten durchgeführt wurde. Trotz aller wissenschaftlichen Systematik und Sorgfalt sowie der Wahl angemessener Methoden kann das gewählte Forschungsdesign dem komplexen Untersuchungsgegenstand nicht vollständig gerecht werden. Zu neu ist die Technologie, zu weit der Zeithorizont, zu vielfältig die intervenierenden Variablen, als dass verlässliche Prognosen möglich wären. Deshalb hat die vorliegende Analyse eher einen Pilotcharakter. Für umfassendere und fundiertere Aussagen ist deshalb weitere Forschung auf diesem Gebiet dringend nötig.

In den kommenden Dekaden kann sich zudem das politische, wirtschaftliche und soziale Umfeld in Deutschland und auch in Europa in erheblichem Maße verändern. Dies hätte Auswirkungen auf die hier beschriebenen gesellschaftlichen Entwicklungspfade sowie die daraus abgeleiteten Schlussfolgerungen. Aus diesen Gründen erscheint es ratsam, neben der Förderung von P&T-Forschung im naturwissenschaftlich-technischen Bereich auch eine angemessene sozialwissenschaftliche Begleitforschung in Betracht zu ziehen. Durch ein solch interdisziplinäres Forschungsprogramm können in den drei Bereichen Ökologie, Ökonomie und Soziales sowohl die potenziellen Chancen als auch die möglichen Risiken von P&T rechtzeitig erkannt und genutzt bzw. minimiert werden.

### LITERATUR

#### **acatech 2011**

acatech (Hrsg.): Warum Deutschland kerntechnische Kompetenz für Rückbau, Reaktorsicherheit, Endlagerung und Strahlenschutz braucht (acatech Position), Berlin: 2011.

#### **Allen 1998**

Allen, P.: "Public Participation in Resolving Environmental Disputes and the Problem of Representativeness". In: *Risk: Health, Safety and Environment*, 9, 1998, S. 297 – 308.

#### **Atomgesetz 2012**

*Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren* (Atomgesetz in der Fassung vom 15.7.1985 (BGBl. I S. 1565) zuletzt geändert durch Art. 5 Absatz 6 des Gesetzes vom 24. Februar 2012 (BGBl. I S. 212, 249)).

#### **Basel 1989**

Basel 1989: Basler Übereinkommen über die Kontrolle der grenzüberschreitenden Verbringung gefährlicher Abfälle und ihrer Entsorgung, 22. März 1989.

#### **BMU 2011**

Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): *Der Weg zur Energie der Zukunft – sicher, bezahlbar und umweltfreundlich* (Eckpunktepapier der Bundesregierung zur Energiewende). URL: <http://www.bmu.de/energiewende/doc/47465.php> [Stand: 16.08.2011].

#### **Bortz/Lienert 2008**

Bortz, J./Lienert, G.: *Kurzgefasste Statistik für die klinische Forschung: Leitfaden für die verteilungsfreie Analyse kleiner Stichproben*, Berlin: Springer Medizin Verlag 2008.

#### **Deutsches Atomforum 2012**

Deutsches Atomforum: *Sichere Kernenergie*. URL: <http://www.kernenergie.de/kernenergie/themen/sicherheit/sichere-kernenergie.php> [Stand: 18.02.2013], 2012.

#### **DPG 2012**

DPG: *PhysiKonkret Nr. 14*, November 2012.

**Euratom Vertrag 2010**

Euratom Vertrag: *Empfehlung 2010/635/EURATOM der Kommission vom 11. Oktober 2010 über die Anwendung des Artikels 37 des Euratom Vertrags* (Amtsblatt der EU L 279/36 vom 23. 10. 2010 berichtigt durch EU Amtsblatt L 220/24 vom 26. August 2011), 2010.

**Europäische Kommission 2010**

Europäische Kommission (Hrsg.): *Europäer und nukleare Sicherheit* (Bericht, Eurobarometer Spezial 324). URL: [http://ec.europa.eu/public\\_opinion/archives/ebs/ebs\\_324\\_de.pdf](http://ec.europa.eu/public_opinion/archives/ebs/ebs_324_de.pdf) [Stand: 01.02.2013], 2010.

**Frazer et al. 1994**

Frazer, H./Rabe, B./Gunderson, W./Gillroy, J.: "Nimby and Maybe. Conflict and Cooperation in the Siting of Low-level Radioactive Waste". In: *Journal of environmental law*, 24, 1994, S. 65 – 121.

**Gallego Carrera/Schenkel 2009**

Gallego Carrera, D./Schenkel, W.: *Sachplan Geologische Tiefenlager. Kommunikation mit der Gesellschaft* (Wissenschaftlicher Schlussbericht), Zürich: 2009.

**Gallego Carrera 2013**

Gallego Carrera, D.: „Dialog statt Konfrontation. Bürgerbeteiligung beim Aus- und Umbau des Energiesystems“. In: *Energiewirtschaftliche Tagesfragen*, 63, 3, 2013, S. 100 – 103.

**Gallego Carrera/Hampel 2012**

Gallego Carrera, D./Hampel, J.: Die Situation der Kernenergie nach Fukushima – Wahrnehmung der Öffentlichkeit und Politische Entscheide (Nuklearforum), Bern: 2012.

**Gallego Carrera/Hampel 2012**

Gallego Carrera, D./Hampel, J.: „Die Situation der Kernenergie nach Fukushima – Wahrnehmung der Öffentlichkeit und politische Entscheide“. In: *Internationale Zeitschrift für Kernenergie*, 58, 3, 2013, S. 175 – 180.

**GRS mbH et. al 2008**

Buhmann, D./Mönig, J./Wolf, J. (Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit, GRS) mbH/Keller, S./Weber, J. R. (Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR))/Ebert, S./Kreienmeyer, M./Krone, J./Tholen, M. (DBE TECHNOLOGY GmbH) 2008: *Überprüfung und Bewertung des Instrumentariums für eine sicherheitliche Bewertung von Endlagern für HAW*. ISIBEL. FEP-Katalog für einen HAW-Standort im Wirtsgestein Salz. URL: [http://www.bgr.bund.de/DE/Themen/Endlagerung/Downloads/Schriften/4\\_Langzeitsicherheit/10-ISIBEL\\_Abschlussbericht\\_FEP\\_Katalog.pdf?\\_\\_blob=publicationFile&v=2](http://www.bgr.bund.de/DE/Themen/Endlagerung/Downloads/Schriften/4_Langzeitsicherheit/10-ISIBEL_Abschlussbericht_FEP_Katalog.pdf?__blob=publicationFile&v=2), April 2008.

**Hinrichs/Peinsipp 2013**

Hinrichs, O./Peinsipp, N.: *Strahlenschutzrecht. Sammlung von Gesetzen, Verordnungen, Unfallverhütungsvorschriften, Richtlinien, Merkblättern usw. mit Erläuterungen z. Zt. 139* (Ergänzungslieferung, Band 1 Fach A 7b), Heidelberg: Forkel-Verlag 2013.

**Honton et al. 1985**

Honton E./Stacey G./Millet S.: *Future Scenarios – The BASICS Computational Method* (Economics and Policy Analysis Occasional Paper Nr. 44), Columbus, Ohio: Batelle Columbus Division 1985.

**Informationskreis Kernenergie 2007**

Informationskreis Kernenergie (Hrsg.): *Kernenergie Basiswissen*, URL: <http://www.kernenergie.de/kernenergie-wAssets/docs/service/018basiswissen2007.pdf> [Stand: 18.02.2013], 2007.

**Kals/Sirrenberg 2012**

Kals, E./Sirrenberg, M.: „Ist Fukushima schon vergessen?“ In: *AGORA – Magazin der Katholischen Universität Eichstätt-Ingolstadt*, 28, 1, 2012, S. 14 – 15. URL: [http://www.ku.de/fileadmin/190302/Agora/KU\\_Agora\\_2012-1\\_druck.pdf](http://www.ku.de/fileadmin/190302/Agora/KU_Agora_2012-1_druck.pdf) [Stand: 01.02.2013], 2012.

**Kraft/Clary 1991**

Kraft, M./Clary, B.: "Citizen Participation and the Nimby Syndrome: Public Response to Radioactive Waste". In: *The Western Political Quarterly*, 44, 2, 1991, S. 299 – 328.

**Kreusch/Neumann 2013**

Kreusch, J./Neumann, W.: *Ersteinschätzung des Ökotoxizitätspotenzials von P&T* (Kurzstudie), Hannover: 2013.

**Kronenberg 2013**

Kroneberg, T.: *Ökonomische Aspekte der Partitionierung und Transmutation*, Bochum: 2013.

**Linstone/Turoff 2002**

Linstone, H./Turoff, M. (Hrsg.): *The Delphi Method: Techniques and Applications*, New Jersey: Science and Technology University 2002.

**Lyman/von Hippel 2008**

Lyman, E./von Hippel, F.: *Reprocessing Revisited: The International Dimensions of the Global Nuclear Energy Partnership*. URL: [http://www.armscontrol.org/act/2008\\_04/LymanVonHippel.asp](http://www.armscontrol.org/act/2008_04/LymanVonHippel.asp) [Stand: 24.04.2013], 2008.

**Maschewsky 2004**

Maschewsky, W.: *Umweltgerechtigkeit: Gesundheitsrelevanz und empirische Erfassung* (Diskussionspapier), Berlin: WZB 2004.

**Mueller/Abderrahim 2010**

Mueller, A./Abderrahim H.: „Transmutation von radioaktivem Abfall“. In: *Physik Journal*, 9, 11, 2010, S. 33 – 38.

**NBBW 2012**

Nachhaltigkeitsbeirat Baden-Württemberg (NBBW): *Energiewende – Implikationen für Baden-Württemberg*, Stuttgart: 2012.

**OECD/NEA 1999**

Nuclear Energy Agency (OECD/NEA): *Status and Assessment Report on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation*, 1999.

**Nennen/Garbe 1996**

Nennen, H.-U./Garbe, D.: *Das Expertendilemma: Zur Rolle wissenschaftlicher Gutachter in der öffentlichen Meinungsbildung*, Berlin: Springer 1996.

**Peinisipp 2013**

Peinsipp, N.: *Rechtliche Fragestellungen im Zusammenhang mit der Transmutationsforschung*, 2013.

**Phill 1971**

Phill, J.: "The Delphi Method: Substance, Context, a Critique and an Annotated Bibliography". In: *Socio-Economic Planning Sciences*, 5, 1971.

**Renn 1996**

Renn, O.: „Rolle und Stellenwert der Soziologie in der Umweltforschung“. In: Diekmann, A./Jaeger, C. (Hrsg.): *Umweltsoziologie* (Sonderheft der KZfSS), Opladen: 1996, S. 28 – 58.

**Renn 2011**

Renn, O.: „Wissen und Moral – Stadien der Risikowahrnehmung“. In: *Aus Politik und Zeitgeschichte*, 61, 46 – 47, 2011, S. 3 – 7.

**Renn/Gallego Carrera 2010**

Renn, O./Gallego Carrera, D.: „Die Endlagerung hochradioaktiver Abfälle: Plädoyer für eine sozial verträgliche und gerechte Standortbestimmung“. In: Hocke, P./Arens, G.: *Die Endlagerung hochradioaktiver Abfälle. Gesellschaftliche Erwartungen und Anforderungen an die Langzeitsicherheit* (Tagungsdokumentation zum Internationalen Endlager-symposium, Berlin 30.10.–01.11.2008), S. 85 – 95.

**Ruddat 2009**

Ruddat, M.: Kognitive Kompetenz zur Risikobewertung als Vorbedingung der Risikomündigkeit und ihre Bedeutung für die Risikokommunikation (Dissertation an der Fakultät Wirtschafts- und Sozialwissenschaften der Universität Stuttgart), 2009.

**Ruddat/Renn 2012**

Ruddat, M./Renn, O.: „Wie die Energiewende in Baden-Württemberg gelingen kann“. In: *et - Energiewirtschaftliche Tagesfragen*, 11, 2012, S. 59–62.

**Schulz/Renn 2009**

Schulz, M./Renn, O. (Hrsg.): *Das Gruppendelphi: Konzept und Fragebogenkonstruktion*, Wiesbaden: VS Verlag für Sozialwissenschaften 2009.

**Seifert 2003**

Seifert, J.: *Besprechungen erfolgreich moderieren*, Offenbach am Main: GABAL-Verlag 2003.

**Steiner et al. 2000**

Steiner, D./Cheng, E./Miller, R./Petti, D./Tillack, M./Waganer, L.: *The ARIES Fusion Neutron Source Study* (UC San Diego Report, UCSD-ENG-0083). URL: <http://aries.ucsd.edu/LIB/REPORT/ARIES-MISC/FNS-final.pdf> [Stand: 21.05.2012], 2000.

**Strahlenschutzverordnung 2001**

*Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen* (Strahlenschutzverordnung StrlSchV) vom 20. Juli 2001 (BGBl. I S. 1714; ber. 2002 S. 1459), zuletzt geändert durch Artikel 5 Absatz 7 des Gesetzes vom 24. Februar 2012 (BGBl. I, S. 212, 249).

**Turoff 1970**

Turoff, M.: "The Design of a Policy Delphi". In: *Technological Forecasting and Social Change*, 2, 1970, S. 149–171.

**Webler et al. 1991**

Webler, T./Levine, D./Rakel, H./Renn, O.: "The Group Delphi: A Novel Attempt at reducing Uncertainty". In: *Technological Forecasting and Social Change*, 39, 1991, S. 253–263.

**Weimer-Jehle 2010**

Weimer-Jehle, W.: *Methodenblätter zur Cross-Impact Bilanzanalyse - Blatt Nr.1* (Letzte Änderung: 28.04.2012, ZIRN Interdisziplinärer Forschungsschwerpunkt Risiko und Nachhaltige Technikentwicklung, Universität Stuttgart). URL: <http://www.cross-impact.de> [Stand: 17.01.2013], 2012.

**Zilleßen 1998**

Zilleßen, H.: *Mediation: Kooperatives Konfliktmanagement in der Umweltpolitik*, Opladen: Westdeutscher Verlag 1998.

**Zwick/Renn 1998**

Zwick, M./Renn, O.: *Wahrnehmung und Bewertung von Technik in Baden Württemberg*, Stuttgart: Akademie für Technikfolgenabschätzung in Baden Württemberg 1998.

**Zwick/Renn 2002**

Zwick, M./Renn, O.: *Wahrnehmung und Bewertung von Risiken - Ergebnisse des Risikosurvey Baden-Württemberg 2001* (Gemeinsamer Arbeitsbericht der Akademie für Technikfolgenabschätzung und der Universität Stuttgart, Lehrstuhl Technik- und Umweltoziologie), Stuttgart: Akademie für Technikfolgenabschätzung in Baden-Württemberg 2002.

ANHANG 1 ZU KAPITEL 8: DESKRIPTOREN-LISTE NACH DEM GESI-PT-WORKSHOP IN BERLIN AM 15. 11. 2012

<b>1. TECHNIK UND KOMPETENZEN</b>
1.1 Einfluss von P&T auf ausgediente Brennelemente aus deutschen kerntechnischen Anlagen (KKW, P&T, Medizin, Rückbau, sonstige radioaktive Abfälle etc.)
1.1.1 Gesamtmenge/Volumen bis zum Ausstieg
1.1.2 Gesamtinventar
1.1.3 Nachzerfallswärme
1.1.4 Radiotoxizität
1.1.5 Radioaktivität
1.1.6 Inventar an verglasten Abfällen
1.1.7 Spaltprodukte
1.1.8 Löslichkeit
1.2 P&T-Infrastruktur in Deutschland bzw. Europa
1.2.1 P&T-Anlagen
1.2.1.1 zentral
1.2.1.2 dezentral
1.2.2 Zwischenlager
1.2.3 Eigenschaften der Sekundärabfälle
1.2.4 Rückbau der Anlagen
1.2.5 Anwendung der produzierten Energie in der Transmutationsanlage
1.3 Einfluss von P&T auf Endlagerkonzepte in Deutschland bzw. auf internationaler Ebene
1.3.1 Volumenreduktion (Endlager-Footprint)
1.3.2 Intrusionsszenarien
1.3.3 Reduzierung der Unsicherheiten
1.3.4 Effizienz der Reduktion bzw. Abtrennung der Transuranelemente
1.3.5 Wärmeleistung über Zeit
1.3.6 Inbetriebnahmezeitpunkt
1.3.7 Sekundärabfälle
1.4 Einfluss von P&T auf Synergien und Spin-Offs
1.4.1 Spin-Offs
1.4.2 Innovationspotenzial
1.4.3 Synergien (z. B. für EU-Zusammenarbeit)
1.4.4 Kompetenzerhalt in Deutschland



<b>2. UMWELTAUSWIRKUNGEN</b>
2. Umweltauswirkungen
2.1.1 Ökotoxizität
2.1.1.1 Ökotoxizität durch Normalbetrieb
2.1.1.2 Ökotoxizität durch Störfall/Unfall
2.1.2 Kontamination von Land, Wasser und Luft (Umwelt allgemein)
2.1.2.1 Kontamination durch Normalbetrieb
2.1.2.2 Kontamination durch Störfall/Unfall
2.1.3 Ökologischer Footprint
2.1.3.1 Anzahl der Lager mit P&T
2.1.3.2 Anzahl der Lager ohne P&T
2.1.4 Beeinträchtigung der Landschaftsqualität durch Freiflächenbelegung bei Neubau einer P&T-Anlage
<b>3. GESUNDHEIT</b>
3.1 Auswirkungen auf die menschliche Gesundheit
3.1.1 Normalbetrieb
3.1.1.1 Objektive, tödliche Gesundheitsrisiken
3.1.1.2 Nicht-tödliche Gesundheitsrisiken
3.1.2 Störfall/Unfall
3.1.2.1 Todesfälle
3.1.2.2 Verletzte
3.1.2.3 Evakuierte
<b>4. SICHERHEIT</b>
4.1 Safety (technische Sicherheit)
4.2 Security (Schutz vor Terrorismus etc.)
4.3 Proliferation
4.4 Relevanz von P&T für den Langzeitsicherheitsnachweis (Deutschland und International)
4.5 Gewährleistung und Durchsetzung von höchsten Sicherheitsstandards
4.6 Weiterentwicklung von Sicherheitsstandards
4.7 Strahlenschutzbestimmungen mit und ohne P&T (für Personal und Bevölkerung)

<b>5. SOZIALE ASPEKTE</b>
5.1 Akzeptanz
5.1.1 Einfluss von P&T auf die Akzeptanz der Endlagerung radioaktiver Abfälle
5.1.1.1 Einfluss von P&T auf die Akzeptanz der Endlagerung radioaktiver Abfälle durch die Standortgemeinde
5.1.1.2 Einfluss von P&T auf die Akzeptanz der Endlagerung radioaktiver Abfälle durch die regionale Bevölkerung
5.1.1.3 Einfluss von P&T auf die Akzeptanz der Endlagerung radioaktiver Abfälle in der Gesamtbevölkerung
5.1.2 Einfluss der Bevölkerungsakzeptanz auf die Souveränität der Politik
5.1.3 Einfluss der Akzeptanz auf den Neubau einer P&T-Anlage
5.1.3.1 Einfluss der Akzeptanz auf den Neubau einer P&T-Anlage durch die Gesamtbevölkerung
5.1.3.2 Einfluss der Akzeptanz auf den Neubau einer P&T-Anlage durch die regionale Bevölkerung
5.1.3.3 Einfluss der Akzeptanz auf den Neubau einer P&T-Anlage durch die Standortgemeinde
5.1.4 Einfluss des Versorgungssicherheitsaspektes auf die Akzeptanz kerntechnischer Anlagen
5.2 Politisch-rechtliche Rahmenbedingungen
5.2.1 Planungssicherheit bezogen auf den Bau und Betrieb der P&T-Anlage durch die Gesetzgebung
5.2.2 Genehmigungsfähigkeit der P&T-Anlagen bzw. -Infrastruktur (möglich/unmöglich bzw. mittelfristig/langfristig/nie)
5.2.3 Rückwirkung der Realisierung und Betrieb einer P&T-Anlage auf die Grundrechte (z. B. außer Kraft setzen der Grundrechte bei Castortransport)
5.2.4 Robustheit des politischen Systems gegenüber Krisenereignissen
5.3 Ausländische Kerntechnikaktivitäten
5.3.1 Bewertungsfähigkeit ausländischer Kerntechnikaktivitäten
5.3.2 Möglichkeit der Einflussnahme auf ausländische Kerntechnikaktivitäten
5.4 Wohn- und Landschaftsqualität
5.4.1 Beeinträchtigung der Wohnqualität durch Lärm
5.4.2 Beeinträchtigung der Wohnqualität durch ein erhöhtes Verkehrsaufkommen
5.4.3 Symbolwirkung von kerntechnischen Anlagen
5.5 Medien
5.5.1 Einfluss der Medien auf die Meinungsbildung der Bevölkerung zum Thema P&T
<b>6. WIRTSCHAFT</b>
6.1 Finanzielle Anforderungen
6.1.1 Kosten für Forschung und Entwicklung
6.1.1.1 P&T
6.1.1.2 direkte Endlagerung
6.1.2 Kosten der P&T-Anlage
6.1.3 Kosten der Sekundärabfälle (Zwischenlagerabfälle)
6.1.4 Endlagerungskosten
6.1.4.1 mit P&T
6.1.4.2 ohne P&T
6.2 Volkswirtschaftliche Kosten-Nutzen-Bilanz von P&T

Quelle: Literaturrecherche und GESI-PT-Deskriptoren-Workshop am 15. November 2012 in Berlin

## ANHANG 2 ZU KAPITEL 8: FINALE DESKRIPTOREN-LISTE ZUR SZENARIOKONSTRUKTION

1. TECHNIK UND KOMPETENZEN	
1.1 Gesamtmenge der wärmeentwickelnden (hochradioaktiven) Abfälle ohne P&T	Angabe der Art und Anzahl der Abfallgebinde sowie der Mengen und Eigenschaften (Inventar aller Radionuklide, zeitabhängige Wärmeleistung, Abfallmatrix) der wärmeentwickelnden Abfälle unterteilt nach der jeweiligen Abfallart (Brennelemente aus Leistungsreaktoren, Brennelemente aus Forschungsreaktoren, verglaste Spaltproduktkonzentrate aus der Wiederaufarbeitung, verpresste Hülsen- und Strukturteile aus der Wiederaufarbeitung, verglaste Technologieabfälle aus der Wiederaufarbeitung)
1.2 Gesamtmenge der Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung ohne P&T	Angabe der Art und Anzahl der Abfallgebinde sowie der Mengen und Eigenschaften (Inventar aller Radionuklide, soweit zutreffend zeitabhängige Wärmeleistung, Abfallmatrix) der Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung unterteilt nach der jeweiligen Abfallart (Abfälle aus Rückbau der Kernkraftwerke (KKW))
1.3 Gesamtmenge wärmeentwickelnder (hochradioaktiver) Abfälle mit P&T	Angabe der Art und Anzahl der Abfallgebinde sowie der Mengen und Eigenschaften (Inventar aller Radionuklide, zeitabhängige Wärmeleistung, Abfallmatrix) der wärmeentwickelnden Abfälle unterteilt nach der jeweiligen Abfallart (Brennelemente aus Forschungsreaktoren, WWER-Brennelemente, Brennelemente aus letztem P-Zyklus, verglaste Spaltproduktkonzentrate aus der Wiederaufarbeitung, verpresste Hülsen- und Strukturteile aus der Wiederaufarbeitung, verglaste Technologieabfälle aus der Wiederaufarbeitung, Feedklärschlämme aus Wiederaufarbeitung)
1.4 Gesamtmenge der Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung mit P&T	Angabe der Art und Anzahl der Abfallgebinde sowie der Mengen und Eigenschaften (Inventar aller Radionuklide, zeitabhängige Wärmeleistung, Abfallmatrix) der Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung unterteilt nach der jeweiligen Abfallart (weitere Sekundärabfälle aus P&T, Abfälle aus Rückbau der P&T-Anlagen, Abfälle aus Rückbau der KKW)
1.5 Benötigte P&T-Infrastruktur in Deutschland	Die benötigte Infrastruktur für P&T umfasst die (1) Partitionierungsanlagen aus (1a) LWR und (1b) ADS; (2) die Anlage für die Herstellung der Transmutationsbrennstoffe; (3) die Transmutationsanlagen und (4) das/die Zwischenlager. Zusätzlich sind Aspekte wie Transporte, Genehmigung und Rückbau zu berücksichtigen. Die Anzahl/Kapazität der Anlagen ist abhängig von der Menge der Transurane, die zu transmutieren sind.
1.6 Benötigte P&T-Infrastruktur in Europa/Ausland	Die benötigte Infrastruktur für P&T umfasst die (1) Partitionierungsanlagen aus (1a) LWR und (1b) ADS; (2) die Anlage für die Herstellung der Transmutationsbrennstoffe; (3) die Transmutationsanlagen und (4) die Zwischenlager. In einem regionalen Ansatz kann sowohl Aufbau als auch Nutzung der Anlagen geteilt werden. Aspekte wie Transporte, Genehmigung und Rückbau sind ebenfalls zu berücksichtigen. Die Anzahl/Kapazität der Anlagen ist abhängig von der Menge der Transurane, die zu transmutieren sind – im Regionalen Ansatz kann die Anzahl der Anlagen optimiert werden.
1.7 Benötigte F&E-Aktivitäten	Art und Umfang der Forschungs- und Entwicklungsaktivitäten für Partitionierung und Transmutation, die in Deutschland umgesetzt werden müssen, um die verschiedenen, festgelegten Ziele zu erreichen. Hierbei sind sowohl die notwendigen Personalkapazitäten, als auch Investitionen in den Aufbau und den Betrieb der benötigten Forschungsinfrastruktur, aber auch eventuell benötigter Experimentaleinrichtungen zu betrachten sowie der dafür abgeschätzter Zeitrahmen.

### 1.8 Endlagerkonzepte in Deutschland ohne P&T

Beschreibung, wie die langfristig sichere Lagerung radioaktiver Abfälle im tiefen geologischen Untergrund technisch umgesetzt wird. Das Referenzendlagerkonzept sieht die rückholbare Einlagerung hoch radioaktiver Abfälle und ausgedienter Brennelemente in horizontalen Strecken oder vertikalen Bohrlöchern eines Endlagerbergwerkes in Salz vor. Im Rahmen der Vorläufigen Sicherheitsanalyse Gorleben (VSG) /xy/ wurden derartige Endlagerkonzepte für konkrete Standortbedingungen am Salzstock Gorleben entwickelt. Für eine vergleichende Betrachtung im Rahmen der P&T-Studie werden diese Endlagerauslegungen zugrunde gelegt. Ein Referenzendlagerkonzept für ein HAW-Endlager in Tonstein für Deutschland wurde im Rahmen der sogenannten ERATO-Studie erarbeitet. Für einen Vergleich im Rahmen der P&T-Studie können diese Planungsergebnisse herangezogen werden.

### 1.9 Endlagerkonzepte in Deutschland mit P&T

Beschreibung, wie die langfristig sichere Lagerung radioaktiver Abfälle im tiefen geologischen Untergrund nach Änderungen des Referenzendlagerkonzeptes in Salz oder Tonstein im Falle der Umsetzung von P&T in Deutschland technisch umgesetzt wird. Die Änderungen beziehen sich dabei auf die Art und Menge der endzulagernden ausgedienten Brennelemente respektive der davon nach P&T verbleibenden wärmeentwickelnden Abfallstoffe und Sekundärabfälle.

### 1.10 Mögliche Synergien und Spin-Offs aus P&T

Mögliche Spin-Offs aus dem Bereich P&T sind zum Beispiel neuartige Extraktionsmittel, die in der chemischen Industrie für nichtnukleare Anwendungen genutzt werden können; oder Simulationstools, die auch in nichtnuklearen Bereichen eingesetzt werden können. Mögliche Synergien: zum Beispiel ähnliche Ansätze für die Rezyklierung der seltenen Erden; Entwicklung von Hochtemperaturmaterialien und Grundlagenforschung der Materialwissenschaften; Beschleunigerentwicklung, um Leistung und Zuverlässigkeit zu erhöhen; Entwicklungen aus der P&T-Forschung können auch in anderen Bereichen angewendet werden (zum Beispiel Sicherheitskonzepte für kerntechnischen Anlagen).

## 2. SICHERHEITSTECHNISCHE ANFORDERUNGEN

### 2.1 Technische Sicherheit: Gewährleistung und Durchsetzung von höchsten Sicherheitsstandards

Für die Auslegung der Sicherheitssysteme ist das Defence-in-Depth-Prinzip maßgebend. Die grundlegenden Sicherheitsfunktionen, die von P&T-Anlagen zu gewährleisten sind, sind durch die folgenden drei Schutzziele (Fundamental Safety Functions) gegeben: Kontrolle der Reaktivität bzw. Unterkritikalität, Sicherstellung der Nachwärmeabfuhr und Einschluss radioaktiven/toxischen Materials. Darüber hinaus sind Kriterien anzulegen, die an Systeme der Generation-IV gestellt werden, insbesondere inhärente Sicherheit und Auslegung der Sicherheitseinrichtungen als passive Systeme. Hierbei ist zu beachten, dass in Zusammenhang mit P&T-Anlagen neue Phänomene hinzukommen, die in die Bewertung der verschiedenen Risikopfade aufzunehmen sind. Bei ADS impliziert zum Beispiel die Kopplung mit einem Beschleuniger und die Spallationsquelle die physikalische Durchdringung von Sicherheitsbarrieren.

### 2.2 Security (Schutz vor Terrorismus etc.) und Proliferation

Schutz gegen Proliferation, Schutz und Sicherung von Transporten, Schutz vor Terrorismus

### 2.3 Auswirkung von P&T für den Langzeitsicherheitsnachweis des Endlagers (Deutschland)

Der Langzeitsicherheitsnachweis (safety case) für ein Endlager mit radioaktiven Abfällen besteht aus numerischen Analysen und weiteren, zum Teil qualitativen Bewertungen und Argumenten, mit denen der sichere Einschluss der Radionuklide in einem einschlusswirksamen Gebirgsbereich gezeigt wird. P&T führt zu einer Änderung der einzulagernden Mengen und Zusammensetzungen radioaktiver Stoffe und deren Wärmeproduktion, wodurch das Endlagerkonzept anzupassen ist und der Langzeitsicherheitsnachweis beeinflusst werden kann.

### 2.4 Weiterentwicklung von Sicherheitskriterien

Für die Sicherheitsbewertung von P&T-Anlagen ist die Weiterentwicklung von Sicherheitskriterien zu berücksichtigen. Relevant ist insbesondere das Euratom-SARGEN-IV-Projekt, welches die Identifizierung neuer sicherheitsrelevanter Phänomene zum Ziel hat und darauf basierend Sicherheitsnachweismethoden für Generation-IV-Systeme (weiter-)entwickelt, benötigten F&E-Bedarf ermittelt und eine sHarmonisierung von Sicherheitskriterien und Nachweismethoden anstrebt.

## 2.5 Anforderungen an den Strahlenschutz

Anforderungen an den Strahlenschutz betreffen sowohl den Betrieb von Transmutationsanlagen als auch die Prozesse bei der Herstellung von Bestrahlungsproben wie z. B. Materialien und Transmutationsbrennstoffe (insbesondere Neutronenquellen, Abschirmung, Nachwärme). Bestrahlungseinrichtungen mit Blei-Wismut-Legierung als Kühlmittel (Bildung von Polonium) erfordern besondere Maßnahmen, etwa die Einstufung des Raums über dem Reaktor als heiße Zelle.

## 3. SOZIALE ASPEKTE

### 3.1 Einstellung der Endlagerstandortgemeinde bei Nutzung von P&T

Der Deskriptor betrachtet die etwaigen Auswirkungen der Nutzung von P&T auf die Einstellung einer Endlagerstandortgemeinde für hochradioaktive Abfälle in Deutschland. Es ist anzunehmen, dass durch Nutzung von P&T-Verfahren der Platzbedarf der nötigen Endlager hinsichtlich der Größe des Endlagers sowie der Anzahl der Lager für hochaktive Abfälle um den Faktor 10 bis 50<sup>368</sup> reduziert werden kann. Darüber hinaus wird davon ausgegangen, dass durch P&T-Verfahren die Radiotoxizität der Radionuklide von gegenwärtig circa einer Million Jahre auf einige hundert Jahre reduziert werden kann. Insofern könnte es sein, dass die Anwendung von P&T positive Effekte auf die Einstellung der Gemeinde und damit auch auf die Akzeptanz eines Endlagers in Deutschland durch die Standortgemeinde hat oder aber dass das Verfahren keinerlei Effekte auf Einstellung und Akzeptanz hat. Die Einstellung wird bei diesem Deskriptor in Bezug zur Standortgemeinde gesetzt, da hier die Akzeptanz durch Betroffenheit erheblich von der Akzeptanz in der allgemeinen Bevölkerung variieren kann.

### 3.2 Einstellung gegenüber Neubau einer P&T-Anlage in Deutschland

Die Einstellung gegenüber dem Neubau einer P&T-Anlage wird in Bezug zu einer Standortgemeinde in Deutschland gesetzt. Der Deskriptor betrachtet das Ausmaß der negativen bzw. positiven Einstellung gegenüber dem Neubau einer kerntechnischen Anlage vor dem Hintergrund der Energiewende und der politisch vereinbarten Abkehr von der Kernenergie. Die Einstellung wird hier in Bezug zur Standortgemeinde gesetzt, da diese durch Betroffenheit erheblich von der allgemeinen Bevölkerungseinstellung variieren kann.

### 3.3 Einstellung der Bevölkerung in Deutschland gegenüber der P&T-Forschung und -Anwendung

Die Kernenergie wird als externe Großtechnologie mit erheblichem Katastrophenpotenzial und weitreichenden Auswirkungen (zum Beispiel durch die Endlagerung des radioaktiven Abfalls) in weiten Teilen der deutschen Bevölkerung kritisch gesehen. Die Frage ist, inwieweit P&T als neue Technologie die Einstellungen eher positiv (Verringerung des Volumens sowie der Aufbewahrungszeit des Atommülls) oder eher negativ (Bau und Betrieb neuer kerntechnischer Anlagen) beeinflussen könnte.

### 3.4 Rechtliche Rahmenbedingungen für Neubau und Betrieb einer P&T-Anlage

Der Deskriptor betrachtet die Auswirkungen der rechtlichen Rahmenbedingungen in Deutschland für den Neubau und Betrieb einer P&T-Anlage. Unter rechtlichen Rahmenbedingungen sind sowohl Aspekte der Planungssicherheit als auch der Genehmigungsfähigkeit einer P&T-Anlage und deren Infrastruktur zu verstehen. Hierbei sollte auch das europäische Recht, wenn es einen Einfluss auf die deutsche Gesetzgebung hat, berücksichtigt werden. Die rechtlichen Rahmenbedingungen können in ihrer Ausprägung entweder positiv, das heißt förderlich für den Neubau und Betrieb einer P&T-Anlage oder negativ, das heißt nicht förderlich für den Neubau und Betrieb einer P&T-Anlage sein.

### 3.5 Auswirkungen des Baus und Betriebes von P&T-Anlagen auf die Wohn- und Lebensqualität der Standortgemeinde

Mit den Auswirkungen des Bau und Betriebes von P&T-Anlagen auf die Wohn- und Lebensqualität der Standortgemeinde in Deutschland sind Beeinträchtigungen durch Lärm, Verkehr und im Landschaftsbild gemeint. Durch anfahrende LKW's oder Transporte, aber auch durch die an- und abfahrende Belegschaft der P&T-Anlage kann von einem erhöhten Verkehrsaufkommen für die Anwohnerschaft ausgegangen werden. Dieser Verkehr erzeugt gleichzeitig auch Lärm. Der Bau und die Infrastruktur der P&T-Anlage kann darüber hinaus eine ästhetische Beeinträchtigung der Landschaft erzeugen.

### 3.6 Auswirkungen der Medienberichterstattung

Der Deskriptor bezieht sich auf die Berichterstattung in den klassischen und modernen Massenmedien (Print, TV, Rundfunk, Internet) über F&E sowie den Bau und Betrieb von P&T-Anlagen. Die Berichterstattung kann unter anderem Auswirkungen auf Einstellungen in der Bevölkerung gegenüber P&T, der Kernenergie allgemein sowie auf die öffentliche Diskussion in diesem Bereich haben.

#### 4. WIRTSCHAFTLICHE ASPEKTE

##### 4.1 Kosten der Endlagerung hochradioaktiver Abfälle mit vorheriger P&T-Behandlung im Vergleich zur Endlagerung ohne vorheriger P&T-Behandlung in Deutschland

Der Deskriptor bezieht sich auf den Vergleich der beiden Optionen *Endlagerung hochradioaktiver Abfälle mit vorheriger P&T-Behandlung* und *Endlagerung hochradioaktiver Abfälle ohne vorherige P&T-Behandlung* in Deutschland. Dem Vergleich liegen die erwarteten ökonomischen Kosten für beide Optionen der Endlagerung zugrunde. Die Kosten können durch einen vorherigen Einsatz der P&T-Technik entweder höher sein (zum Beispiel infolge neu anfallender Abfallstoffe, die ihrerseits endgelagert werden müssen), gleich bleiben (die P&T-Technik zeigt keinen ökonomischen Effekt auf die Endlagerung hochaktiver Stoffe) oder sinken (infolge sinkender Menge und Volumen der endzulagernden hochaktiven Stoffe).

##### 4.2 Kosten der Zwischenlagerungsabfälle (Sekundär- und Primärabfälle) in Deutschland

Der Deskriptor fokussiert auf die Frage, inwieweit P&T durch die Reduzierung der Mengen an wärmeentwickelnden Abfällen zu einer Reduzierung der Zwischenlager beitragen kann. Falls dem so ist, kann von niedrigeren Kosten für die Zwischenlagerung ausgegangen werden als ohne P&T. Falls dem nicht so ist, muss von gleichen (P&T hat keinen Einfluss auf die Kosten der Zwischenlagerung) oder sogar höheren Kosten ausgegangen werden. Höhere Kosten können durch die Produktion von neuem Abfall als Nebenprodukt von P&T entstehen.

##### 4.3 Volkswirtschaftliche Kosten/Nutzen-Rechnung für den Neubau und Betrieb von P&T-Anlagen in Deutschland

Der Deskriptor beschreibt die bilanzierende Abwägung aller Kosten und Nutzen, die mit Planung, Bau, Betrieb und Rückbau von P&T-Anlagen in Deutschland zusammenhängen. Dies schließt ökonomische Kosten für Planung, Bau, Wartung, Personal etc. genauso ein wie positive Auswirkungen in Form von Stromproduktion, Schaffung von Arbeitsplätzen, Erhalt von technischem Know-how, Exportmöglichkeiten für neuen Technologien etc. Überwiegen bei einer bilanzierenden Abwägung die Kosten, so fällt die volkswirtschaftliche Abschätzung negativ aus. Überwiegen die Vorteile, so fällt die Bilanzierung positiv aus.

#### 5. ÖKOLOGISCHE UND GESUNDHEITLICHE ASPEKTE

##### 5.1 Umweltauswirkungen durch Nutzung von P&T (Anlage/Endlager/Zwischenlager)

Der Bau einer oder mehrerer P&T-Anlagen bedeutet nicht unerhebliche Umweltauswirkungen. Zum einen kommt es voraussichtlich zu einer relativ großen Flächenbeanspruchung. Dies ist vor dem Hintergrund der generellen Flächenknappheit in Deutschland und konkurrierender Nutzungsansprüche durch Siedlungsentwicklung, Verkehr, Naturschutzbelange etc. kritisch zu sehen. Die Frage ist, in welcher Region die Anlage gebaut wird (Ballungsgebiet, ländlicher Raum etc.) und welche Art von Flächen für den Bau einer entsprechenden Anlage genutzt werden (Brachflächen, landwirtschaftlich genutzte Flächen etc.). Zum anderen kann der Bau und Betrieb einer P&T-Anlage negative Folgen im Bereich Ökotoxizität und Umweltkontamination nach sich ziehen. Hierbei sind sowohl Auswirkungen des Normalbetriebs als auch eines Störfalls oder Unfalls zu berücksichtigen.

Neben den beschriebenen Umweltauswirkungen durch die P&T-Anlage selbst sind auch die Konsequenzen durch die im Rahmen der P&T-Anwendung unter Umständen neu dimensionierten Zwischen- und Endlager für radioaktive Abfälle in Betracht zu ziehen. Diese können durch die Verringerung der hochradioaktiven Abfälle kleiner ausfallen. Gleichzeitig fällt aber neuer Abfall als Nebenprodukt von P&T an. Dieser muss wiederum endgelagert werden. Hinzu kommen außerdem spezielle chemische Abfälle. Es wäre also bilanzierend festzuhalten, inwieweit die Lager anders zu dimensionieren sind.

##### 5.2 Auswirkungen auf die menschliche Gesundheit durch Unfall im Zusammenhang mit der P&T-Anlage

Der Deskriptor betrachtet die Auswirkungen von Unfällen im Zusammenhang mit der P&T-Anlage auf die menschliche Gesundheit. Unfälle bei Transporten zu und weg von der Anlage, in der Anlage selbst oder beim Bau und Rückbau der P&T-Anlage können Auswirkungen auf die menschliche Gesundheit haben. Zu berücksichtigen sind sowohl mögliche letale Folgen durch unmittelbare Todesfälle als auch latente Todesfälle. Darüber hinaus gilt es auch, mögliche negative nicht-tödliche Gesundheitsfolgen sowie die Belastungen für die menschliche Gesundheit durch potenzielle Evakuierungen zu berücksichtigen. Die Ausprägungen des Deskriptors sind keine Auswirkungen für die menschliche Gesundheit durch Unfälle im Zusammenhang mit der P&T-Anlage sowie negative Auswirkungen durch Unfälle für die menschliche Gesundheit.

Quelle: Literaturrecherche, GESI-PT-Deskriptoren-Workshop und Abstimmung in Modul A und B

## ANHANG 3 ZU KAPITEL 8: AGENDA DES DESKRIPTOREN-WORKSHOPS AM 15. 11. 2012 IN BERLIN

TAGESORDNUNGSPUNKTE	
09.00 – 09.15 Uhr	Begrüßung der Teilnehmer, (Kurz-)Vorstellung des Projektes und Ziele des Workshops ( <i>O. Renn</i> )
09.15 – 09.45 Uhr	Beschreibung der Rahmenbedingungen und Forschungsoptionen der P&T-Technologie im nationalen und internationalen Kontext (Ist-Zustand) sowie speziell der in Modul A erarbeiteten Deskriptoren ( <i>C. Fazio</i> )
09.45 – 10.15 Uhr	Vorstellung der Deskriptoren aus Modul B ( <i>D. Gallego Carrera/M. Ruddat</i> )
10.15 – 10.30 Uhr	Gliederung der Deskriptoren aus Modul A und Modul B in Input, Output- und Kontext-Deskriptoren ( <i>O. Renn</i> )
10.30 – 10.45 Uhr	Kaffeepause
10.45 – 12.00 Uhr	Podiumsdiskussion: Vollständigkeit, Angemessenheit und Anwendbarkeit der präsentierten Deskriptoren ( <i>Moderation: O. Renn</i> ) Auf dem Podium: Nils Gottschalk-Mazouz (Univ. Bayreuth), Alex C. Mueller (CNRS-IN2P3), Wolfgang Neumann (intac GmbH, Hannover), Volker Noack (RWE), Hans G. Riotta (OECD Nuclear Energy Agency/NEA), Armin Seubert (GRS)
12.00 – 13.00 Uhr	Mittagessen
13.00 – 14.30 Uhr	Gruppenarbeit: Deskriptoren diskutieren, eventuell modifizieren und ergänzen
14.30 – 15.15 Uhr	Vorstellung der Ergebnisse der Gruppenarbeit im Plenum mit Diskussion
15.15 – 15.30 Uhr	Kaffeepause
15.30 – 17.00 Uhr	Versuch einer Synthese der Diskussionen ( <i>O. Renn</i> )
17.00 Uhr	Ende

**ANHANG 4 ZU KAPITEL 8: FRAGEBOGEN DER SCHRIFTLICHEN DELPHI-BEFragung SEITE 1  
(OHNE SICHERHEITSURTEILE)**

Fragebogen zu Chancen und Risiken der P&T-Forschung bzw. -Anwendung im GESI-PT-Projekt	RS	<b>Basis-Szenario Anwendung in Deutschland:</b> Partitionierung und Transmutations-Forschung und Bau von P&T Anlagen wird in Deutschland aktiv als ein Teil der Entsorgungsstrategie betrieben.							
--	----	--	--	--	--	--	--	--	--

Hinweis: Falls Sie eine Frage nicht beantworten können, lassen Sie das Feld bitte leer.

Frage/Skala	RW	-3 = negativer als im RS	-2	-1	0	1	2	3 = positiver als im RS	99 = trifft nicht zu
1. Die Einstellung potenzieller Endlagerstandortgemeinden zur Endlagerung hochradioaktiver Abfälle in Deutschland ist durch den Einfluss von P&T ...	0								
Frage/Skala		-3 = negativer als im RS	-2	-1	0	1	2	3 = positiver als im RS	99 = trifft nicht zu
2. Die Einstellung der Anlagenstandortgemeinde in Deutschland gegenüber dem Neubau der P&T-Anlage ist ...	0								
Frage/Skala		-3 = negativer als im RS	-2	-1	0	1	2	3 = positiver als im RS	99 = trifft nicht zu
3. Die Einstellung der Bevölkerung in Deutschland gegenüber P&T ist im Allgemeinen ...	0								
Frage/Skala		-3 = negativer als im RS	-2	-1	0	1	2	3 = positiver als im RS	99 = trifft nicht zu
4. Der Einfluss durch den Bau und Betrieb einer P&T-Anlage auf die Grundrechte ist ...	0								
Frage/Skala		-3 = negativer als im RS	-2	-1	0	1	2	3 = positiver als im RS	99 = trifft nicht zu
5. Die Auswirkungen der rechtlichen Rahmenbedingungen auf Neubau, Betrieb und Rückbau einer P&T-Anlage in Deutschland sind ...	0								
Frage/Skala		-3 = negativer als im RS	-2	-1	0	1	2	3 = positiver als im RS	99 = trifft nicht zu
6. Die Auswirkungen von P&T-Anlagen auf die Wohn- und Lebensqualität der Anlagenstandortgemeinden durch nicht-radiologische Faktoren sind ...	0								



**Basis-Szenario Europäische Systempartizipation:** Deutschland betreibt ein nationales Forschungsprogramm und beteiligt sich sowohl aktiv an internationalen Forschungsprogrammen als auch an europäischen Initiativen zur Errichtung von P&T Anlagen in Europa.

**Basis-Szenario Forschungspartizipation:** Deutschland betreibt nationale Forschung, um den Einfluss in internationalen Gremien zu sichern und beteiligt sich an internationalen und europäischen Forschungsprogrammen.

	-3	-2	-1	0	1	2	3	99		-3	-2	-1	0	1	2	3	99
	-3	-2	-1	0	1	2	3	99		-3	-2	-1	0	1	2	3	99
	-3	-2	-1	0	1	2	3	99		-3	-2	-1	0	1	2	3	99
	-3	-2	-1	0	1	2	3	99		-3	-2	-1	0	1	2	3	99
	-3	-2	-1	0	1	2	3	99		-3	-2	-1	0	1	2	3	99
	-3	-2	-1	0	1	2	3	99		-3	-2	-1	0	1	2	3	9

Fragebogen zu Chancen und Risiken der P&T-Forschung bzw. -Anwendung im GESI-PT-Projekt	RS	Basis-Szenario <i>Anwendung in Deutschland:</i> Partitionierung und Transmutations-Forschung und Bau von P&T Anlagen wird in Deutschland aktiv als ein Teil der Entsorgungsstrategie betrieben.								
<b>Hinweis: Falls Sie eine Frage nicht beantworten können, lassen Sie das Feld bitte leer.</b>										
Frage/Skala		-3 = niedriger als im RS	-2	-1	0	1	2	3 = höher als im RS	99 = trifft nicht zu	
7. Die Kosten der Endlagerung hochradioaktiver Abfälle mit P&T im Vergleich zu den Kosten der Endlagerung hochradioaktiver Abfälle ohne P&T in Deutschland sind ...	0									
Frage/Skala		-3 = niedriger als im RS	-2	-1	0	1	2	3 = höher als im RS	99 = trifft nicht zu	
8. Die Kosten der Zwischenlagerungsabfälle (Sekundär- und Primärabfälle) in Deutschland durch Einsatz von P&T sind ...	0									
Frage/Skala		-3 = negativer als im RS	-2	-1	0	1	2	3 = positiver als im RS	99 = trifft nicht zu	
9. Die volkswirtschaftliche Kosten/Nutzen-Rechnung für den Neubau und Betrieb von P&T-Anlagen ist ...	0									
Frage/Skala		-3 = negativer als im RS	-2	-1	0	1	2	3 = positiver als im RS	99 = trifft nicht zu	
10. Die Umweltauswirkungen durch den Bau, Betrieb und Rückbau einer P&T-Anlage sind ...	0									
Frage/Skala		-3 = negativer als im RS	-2	-1	0	1	2	3 = positiver als im RS	99 = trifft nicht zu	
11. Die Auswirkungen auf die menschliche Gesundheit der deutschen Bevölkerung durch einen Unfall in der P&T-Anlage sind ...	0									
Frage/Skala		-3 = negativer als im RS	-2	-1	0	1	2	3 = positiver als im RS	99 = trifft nicht zu	
12. Die Haltung der Medien zum Thema P&T ist ...	0									

**Basis-Szenario Europäische Systempartizipation:** Deutschland betreibt ein nationales Forschungsprogramm und beteiligt sich sowohl aktiv an internationalen Forschungsprogrammen als auch an europäischen Initiativen zur Errichtung von P&T Anlagen in Europa.

**Basis-Szenario Forschungspartizipation:** Deutschland betreibt nationale Forschung, um den Einfluss in internationalen Gremien zu sichern und beteiligt sich an internationalen und europäischen Forschungsprogrammen.

	-3	-2	-1	0	1	2	3	99		-3	-2	-1	0	1	2	3	99
	-3	-2	-1	0	1	2	3	99		-3	-2	-1	0	1	2	3	99
	-3	-2	-1	0	1	2	3	99		-3	-2	-1	0	1	2	3	99
	-3	-2	-1	0	1	2	3	99		-3	-2	-1	0	1	2	3	99
	-3	-2	-1	0	1	2	3	99		-3	-2	-1	0	1	2	3	99
	-3	-2	-1	0	1	2	3	99		-3	-2	-1	0	1	2	3	99

ANHANG 5 ZU KAPITEL 8: AGENDA DES GRUPPENDELPHIS AM 15.03.2013 IN STUTTGART

AGENDA DELPHI WORKSHOP 15.03.2013	
10.00 – 10.15 Uhr	Begrüßung der Teilnehmer sowie Einführung in die Delphi-Methode (Schetula)
10.15 – 10.45 Uhr	Vorstellung der Ergebnisse der schriftlichen Befragung (Gallego/Ruddat)
10.45 – 11.00 Uhr	Rückfragen/Diskussion der Befragungsergebnisse
11.00 – 12.30 Uhr	Kleingruppenarbeit
12.30 – 13.30 Uhr	Mittagspause
13.30 – 14.30 Uhr	Plenumsdiskussion
14.30 – 16.00 Uhr	Kleingruppenarbeit
16.00 – 16.15 Uhr	Kaffeepause
16.15 – 17.00 Uhr	Abschließende Plenumsdiskussion

## ANHANG 6 ZU KAPITEL 8: LEITFADEN DER TELEFONINTERVIEWS MIT UMWELTSCHUTZ- UND BÜRGERBEWEGUNGSGRUPPEN

Frage-Nr.	Fragetext
1	Wie ist Ihre generelle Meinung zu P&T?
2	Worin sehen Sie die Chancen von P&T?
2.1	Wie bewerten Sie speziell das Potenzial zur Reduzierung der Endlagerung von radioaktiven Abfallprodukten?
2.2	Wie bewerten Sie speziell das Potenzial zur Minderung des Proliferationsrisikos bei der Endlagerung?
2.3	Wie bewerten Sie speziell das Potenzial zur Erschließung zusätzlicher Energiequellen?
2.4	Wie bewerten Sie speziell das Potenzial zum Erhalt von technischem Know-how auf hohem Niveau?
3	Worin sehen Sie Risiken der Erforschung und Anwendung von P&T?
3.1	Wie beurteilen Sie die gesundheitlichen Risiken von P&T für Mensch und Umwelt?
3.2	Wie bewerten Sie die Risiken des Transports von radioaktiven Abfällen zu den P&T-Anlagen?
3.3	Wie schätzen Sie die Akzeptanz der Bevölkerung von P&T ein?
4	Welche Alternativen sehen Sie im Umgang mit radioaktiven Abfällen zu P&T?
4.1	Inwieweit ist aus Ihrer Sicht ein konventionelles Endlager für langlebige radioaktive Abfälle eine Alternative?
5	Unter welchen Umständen wäre für Sie Partitionierung und Transmutation akzeptabel?
6	Welche Position sollte Ihrer Meinung nach die deutsche Politik zu P&T einnehmen?
7	Haben Sie sonst noch etwas zum Thema Forschung, Entwicklung und Anwendung von P&T anzumerken?



# ABKÜRZUNGSVERZEICHNIS

<b>ADS</b>	Accelerator-Driven System, beschleunigergetriebenes System
<b>ALFRED</b>	Advanced Lead Fast Reactor European Demonstrator
<b>AM</b>	Arithmetisches Mittel
<b>ASTRID</b>	Advanced Sodium Technical Reactor for Industrial Demonstration
<b>AtAV</b>	Atomrechtliche Abfallverbringungsverordnung
<b>AtG</b>	Atomgesetz
<b>AtVfV</b>	Atomrechtlichen Verfahrensverordnung
<b>BGR</b>	Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe
<b>BMBF</b>	Bundesministerium für Bildung und Forschung
<b>BMU</b>	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit
<b>BMWi</b>	Bundesministerium für Wirtschaft und Energie (vormals Bundesministerium für Wirtschaft und Technologie)
<b>BN-800</b>	Natriumgekühlter Schneller Reaktor mit 800 Megawatt elektrischer Leistung; derzeit in Beloyarsk, Russland im Bau
<b>BN-1200</b>	Natriumgekühlter Schneller Reaktor mit 800 Megawatt elektrischer Leistung in Designstatus, Russland
<b>BOC</b>	Begin Of Cycle
<b>BSK-R</b>	Brennstabkille, rückholbar
<b>CDA</b>	Core Disruptive Accident
<b>CFBR</b>	Commercialized Fast Breeder Reactor in Designstatus, Indien
<b>Core</b>	(Reaktor-)Kern
<b>CR</b>	Konversationsrate, Conversion Ratio
<b>CSD-B</b>	Colis Standard des Déchets Boues
<b>CSD-C</b>	Colis Standard des Déchets Compactés
<b>CSD-V</b>	Colis Standard des Déchets Vitriifiés
<b>DEC</b>	Design Extension Condition
<b>DiD</b>	Defence in Depth
<b>DPG</b>	Deutsche Physikalische Gesellschaft
<b>DWR</b>	Druckwasserreaktor
<b>EBR-II</b>	Experimental Breeder Reactor-II, USA
<b>EFIT</b>	European Facility For Industrial Transmutation
<b>EOC</b>	End Of Cycle
<b>ESNII</b>	European Sustainable Nuclear Industrial Initiative
<b>EU</b>	Europäische Union
<b>EURATOM</b>	EUropäische ATOMgemeinschaft
<b>ewG</b>	Einschlusswirksamer Gebirgsbereich
<b>F&amp;E</b>	Forschung und Entwicklung
<b>FCI</b>	Fuel Clad Interaction
<b>GAU</b>	Größter anzunehmender Unfall
<b>GESI-PT</b>	Gesellschaftliche Implikationen der Transmutations- und Partitionierungsforschung

<b>GFR</b>	Gas cooled Fast Reactor
<b>GRS</b>	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH
<b><math>\text{GWd}/t_{\text{SM}}/\text{GWd}/t_{\text{HM}}</math></b>	Gigawatt-Tage pro Tonne Schwermetall/Gigawatt-Tage pro Tonne Heavy Metal
<b>HAW</b>	High Active Waste
<b>HLW</b>	High Level Waste
<b>HWA</b>	Hochradioaktiver Wärmeentwickelnder Abfall
<b>HX</b>	Heat Exchanger
<b>IAEA</b>	International Atomic Energy Agency
<b>ICPR</b>	Internationale Strahlenschutzkommission
<b>ILW</b>	Intermediate Level Waste
<b>IMF</b>	Inert Matrix Fuel, Inert-Matrix-Brennstoff
<b>IRF</b>	Instant Release Fraction
<b>KALLA</b>	Karlsruher Bleilabor; Karlsruhe Lead Laboratory
<b>KKW</b>	Kernkraftwerk
<b>LBE</b>	Lead-Bismuth Eutectic
<b>LFR</b>	Lead cooled Fast Reactor
<b>LOCA</b>	Loss Of Coolant Accident
<b>LOF</b>	Loss Of Flow
<b>LOHS</b>	Loss Of Heat Sink
<b>LULU</b>	Locally-Unwanted-Land-Use
<b>LWR</b>	Leichtwasserreaktor; Light Water cooled Reactor
<b>MA</b>	Minore Aktinide
<b>MBIR</b>	Multifunktionaler Testreaktor, Russland; im Bau
<b>MDEP</b>	Multinational Design Evaluation Programme
<b>MONJU</b>	Schneller Reaktor, Japan
<b>MOX</b>	MischOXid
<b>MSFR</b>	Salzschmelzenreaktor mit schnellem Neutronenspektrum, Molten Salt Fast Reactor
<b>MSR</b>	Salzschmelzenreaktor, Molten Salt Reactor
<b>MVA</b>	Müllverbrennungsanlage
<b>MW</b>	Megawatt
<b>MYRRHA</b>	Multi-purpose hYbrid Research Reactor for High-tech Applications
<b>n</b>	Fallzahl
<b>NBBW</b>	Nachhaltigkeitsbeirat Baden-Württemberg
<b>NEA</b>	Nuclear Energy Agency
<b>NIMBY</b>	Not-In-My-Backyard
<b>ODS</b>	Oxide dispersion strengthened
<b>OECD</b>	Organization for Economic Co-operation and Development
<b>P&amp;T</b>	Partitionierung und Transmutation
<b>PCI</b>	Pellet Clad Interaction



<b>PFBR</b>	Prototype Fast Breeder Reactor; derzeit in Kalpakkam, Indien im Bau
<b>PHENIX</b>	Experimenteller Schneller Reaktor, Frankreich
<b>Pi</b>	Urteilerübereinstimmung nach Fleiss
<b>PLOF</b>	Protected Loss Of Flow
<b>PLOHS</b>	Protected Loss Of Heat Sink
<b>PUREX</b>	Plutonium Uranium Recovery by Extraction
<b>PWR</b>	Pressurized Water Reactor
<b>SA</b>	Sub Assembly
<b>SAS-SFR</b>	Simulationscode für Störfälle in Schnellen Reaktoren
<b>SFR</b>	Sodium cooled Fast Reactor
<b>SGTR</b>	Steam Generator Tube Rupture
<b>SH</b>	Sicherheit des Urteils
<b>SIMMER</b>	Simulationscode für schwere Störfälle in Schnellen Reaktoren
<b>SINQ-Anlage</b>	Spallationsneutronenquelle am Paul Scherrer Institut, Schweiz
<b>SNR-300</b>	Natriumgekühlter Schneller Reaktor, Kalkar
<b>StrISchV</b>	Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen
<b>SWR</b>	Siedewasserreaktor
<b>TI</b>	Telefoninterview
<b>TOP</b>	Transient Over Power
<b>TRU</b>	Transurane
<b><math>t_{SM}/a</math></b>	Tonnen Schwermetall pro Jahr
<b>TV</b>	Television
<b>TWh<sub>el</sub></b>	Terrawattstunden (elektrisch)
<b>UBA</b>	Unprotected Blockage of Assembly
<b>ULOF</b>	Unprotected Loss Of Flow
<b>ULOHS</b>	Unprotected Loss Of Heat Sink
<b>UTOP</b>	Unprotected Transient Overpower
<b>VSG</b>	Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben
<b>WA/WAA</b>	Wiederaufarbeitung/Wiederaufarbeitungsanlage
<b>WENRA</b>	Western European Nuclear Regulator's Association
<b>WWER</b>	Reaktorblöcke russischer Bauart
<b>ZIRIUS</b>	Zentrum für interdisziplinäre Risiko- und Innovationsforschung der Universität Stuttgart

> BISHER SIND IN DER REIHE acatech STUDIE UND IHRER VORGÄNGERIN acatech BERICHTET UND EMPFIEHLT FOLGENDE BÄNDE ERSCHIENEN:

Buchmann, J. (Hrsg.): *Internet Privacy. Options for adequate realisation* (acatech STUDY), Heidelberg u. a.: Springer Verlag 2013.

Albers, A./Denkena, B./Matthiesen, S. (Hrsg.): *Faszination Konstruktion. Berufsbild und Tätigkeitsfeld im Wandel* (acatech STUDIE), Heidelberg u. a.: Springer Verlag 2012.

Buchmann, J. (Hrsg.): *Internet Privacy. Eine multidisziplinäre Bestandsaufnahme/A multidisciplinary analysis* (acatech STUDIE), Heidelberg u. a.: Springer Verlag 2012.

Geisberger, E./Broy, M. (Hrsg.): *agendaCPS. Integrierte Forschungsagenda Cyber-Physical Systems* (acatech STUDIE), Heidelberg u. a.: Springer Verlag 2012.

Spath, D./Walter, A. (Hrsg.): *Mehr Innovationen für Deutschland. Wie Inkubatoren akademische Hightech-Ausgründungen besser fördern können* (acatech STUDIE), Heidelberg u. a.: Springer Verlag 2012.

Hüttl, R. F./Bens, O. (Hrsg.): *Geoessource Wasser – Herausforderung Globaler Wandel. Beiträge zu einer integrierten Wasserressourcenbewirtschaftung in Deutschland* (acatech STUDIE), Heidelberg u. a.: Springer Verlag 2012.

Appelrath, H.-J./Kagermann, H./Mayer, C. (Hrsg.): *Future Energy Grid. Migrationspfade ins Internet der Energie* (acatech STUDIE), Heidelberg u. a.: Springer Verlag 2012.

acatech (Hrsg.): *Organische Elektronik in Deutschland*. (acatech BERICHTET UND EMPFIEHLT, Nr. 6), Heidelberg u. a.: Springer Verlag 2011.

acatech (Hrsg.): *Monitoring von Motivationskonzepten für den Techniknachwuchs* (acatech BERICHTET UND EMPFIEHLT, Nr. 5), Heidelberg u. a.: Springer Verlag 2011.

acatech (Hrsg.): *Wirtschaftliche Entwicklung von Ausgründungen aus außeruniversitären Forschungseinrichtungen* (acatech BERICHTET UND EMPFIEHLT, Nr. 4), Heidelberg u. a.: Springer Verlag 2010.

acatech (Hrsg.): *Empfehlungen zur Zukunft der Ingenieurpromotion. Wege zur weiteren Verbesserung und Stärkung der Promotion in den Ingenieurwissenschaften an Universitäten in Deutschland* (acatech BERICHTET UND EMPFIEHLT, Nr. 3), Stuttgart: Fraunhofer IRB Verlag 2008.

acatech (Hrsg.): *Bachelor- und Masterstudiengänge in den Ingenieurwissenschaften. Die neue Herausforderung für Technische Hochschulen und Universitäten* (acatech BERICHTET UND EMPFIEHLT, Nr. 2), Stuttgart: Fraunhofer IRB Verlag 2006.

acatech (Hrsg.): *Mobilität 2020. Perspektiven für den Verkehr von morgen* (acatech BERICHTET UND EMPFIEHLT, Nr. 1), Stuttgart: Fraunhofer IRB Verlag 2006.

#### > acatech – DEUTSCHE AKADEMIE DER TECHNIKWISSENSCHAFTEN

acatech vertritt die deutschen Technikwissenschaften im In- und Ausland in selbstbestimmter, unabhängiger und gemeinwohlorientierter Weise. Als Arbeitsakademie berät acatech Politik und Gesellschaft in technikwissenschaftlichen und technologiepolitischen Zukunftsfragen. Darüber hinaus hat es sich acatech zum Ziel gesetzt, den Wissenstransfer zwischen Wissenschaft und Wirtschaft zu unterstützen und den technikwissenschaftlichen Nachwuchs zu fördern. Zu den Mitgliedern der Akademie zählen herausragende Wissenschaftler aus Hochschulen, Forschungseinrichtungen und Unternehmen. acatech finanziert sich durch eine institutionelle Förderung von Bund und Ländern sowie durch Spenden und projektbezogene Drittmittel. Um den Diskurs über technischen Fortschritt in Deutschland zu fördern und das Potenzial zukunftsweisender Technologien für Wirtschaft und Gesellschaft darzustellen, veranstaltet acatech Symposien, Foren, Podiumsdiskussionen und Workshops. Mit Studien, Empfehlungen und Stellungnahmen wendet sich acatech an die Öffentlichkeit. acatech besteht aus drei Organen: Die Mitglieder der Akademie sind in der Mitgliederversammlung organisiert; das Präsidium, das von den Mitgliedern und Senatoren der Akademie bestimmt wird, lenkt die Arbeit; ein Senat mit namhaften Persönlichkeiten vor allem aus der Industrie, aus der Wissenschaft und aus der Politik berät acatech in Fragen der strategischen Ausrichtung und sorgt für den Austausch mit der Wirtschaft und anderen Wissenschaftsorganisationen in Deutschland. Die Geschäftsstelle von acatech befindet sich in München; zudem ist acatech mit einem Hauptstadtbüro in Berlin und einem Büro in Brüssel vertreten.

Weitere Informationen unter [www.acatech.de](http://www.acatech.de)