

**HZDR-052**

**STUDIE ZUR PARTITIONIERUNG  
UND TRANSMUTATION (P&T)  
HOCHRADIOAKTIVER ABFÄLLE**

**STAND DER GRUNDLAGEN-  
UND TECHNOLOGISCHEN FORSCHUNG**

Abschlussbericht

Bruno Merk, Varvara Glivici-Cotruță

Wissenschaftlich-Technische Berichte  
HZDR-052 · ISSN 2191-8708

**WISSENSCHAFTLICH-  
TECHNISCHE BERICHTE**

**hzdr**



**HELMHOLTZ  
| ZENTRUM DRESDEN  
| ROSSENDORF**

Wissenschaftlich-Technische Berichte  
HZDR-052

Bruno Merk, Varvara Glivici-Cotruță

**STUDIE ZUR PARTITIONIERUNG  
UND TRANSMUTATION (P&T)  
HOCHRADIOAKTIVER ABFÄLLE**

**STAND DER GRUNDLAGEN-  
UND TECHNOLOGISCHEN FORSCHUNG**

Abschlussbericht

**HZDR**

 **HELMHOLTZ**  
| ZENTRUM DRESDEN  
ROSSENDORF

Druckausgabe: ISSN 2191-8708

Elektronische Ausgabe: ISSN 2191-8716

Die elektronische Ausgabe erscheint unter Creative Commons License (CC BY-NC-ND):

Qucosa: <http://fzd.qucosa.de/startseite/>

2014

Herausgegeben vom

Helmholtz-Zentrum Dresden - Rossendorf

Bautzner Landstr. 400

01328 Dresden

Germany



B- 2014/408

**Bruno Merk, Varvara Glivici-Cotruță**

# **Studie zur Partitionierung und Transmutation (P&T) hochradioaktiver Abfälle**

**Stand der Grundlagen- und technologischen Forschung**

**Abschlussbericht**

Gefördert durch:



**Bundesministerium  
für Wirtschaft  
und Technologie**

aufgrund eines Beschlusses  
des Deutschen Bundestages

**Abschlussbericht (Schlussbericht / Sachbericht), Fachbericht  
Final Report, Technical Report**

**Reaktorsicherheitsforschung - Vorhaben-Nr.: 1501446  
Reactor Safety Research-Project No. : 1501446**

## **Studie zur Partitionierung und Transmutation (P&T) hochradioaktiver Abfälle**

**Stand der Grundlagen- und technologischen Forschung**

## **Study on Partitioning and Transmutation (P&T) of high-level waste**

**Status of R&D**

**Bruno Merk, Varvara Glivici-Cotruța**

**Institut für Ressourcenökologie  
Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf**

**09.05.2014**

Das diesem Bericht zugrunde liegende Vorhaben wurde mit Mitteln  
des Bundesministeriums für Wirtschaft und Energie unter dem  
Förderkennzeichen 1501446 gefördert.

## Kurzfassung

Das, dem Teilprojekt zu Grunde liegende, Gesamtprojekt gliederte sich in zwei Module: In Modul A (Förderung durch das BMWi, Federführung durch KIT) und Modul B (Förderung durch das BMBF, Federführung durch acatech). Projektpartner im Modul A waren DBE TECHNOLOGY GmbH, die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH (GRS), das Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf (HZDR), das Karlsruher Institut für Technologie (KIT) und die Rheinisch-Westfälische Technische Hochschule (RWTH) Aachen zusammen mit dem Forschungszentrum Jülich (FZJ). Modul B wurde vom Zentrum für Interdisziplinäre Risiko- und Innovationsforschung der Universität Stuttgart (ZIRIUS) bearbeitet. Die Gesamtkoordination der beidem Module erfolgte durch die Deutsche Akademie der Technikwissenschaften (acatech). Auf Grundlage einer Analyse der wissenschaftlich-technischen Aspekte durch Modul A wurden die gesellschaftlichen Implikationen bewertet und daraus in Modul B Kommunikations- und Handlungsempfehlungen für die zukünftige Positionierung von P&T formuliert.

Im, vom HZDR koordinierten, Teilprojekt „Stand der Grundlagen- und technologischen Forschung“ wird eine Übersicht über den genannten Bereich gegeben. Eingeführt wird das Thema mit einer Kurzbeschreibung möglicher Reaktorsysteme für die Transmutation. Danach wird der Entwicklungsstand der Spezialbereiche Trennchemie, Sicherheitstechnologie, Beschleunigertechnologie Flüssigmetalltechnologie, Entwicklung von Spallationstargets, Transmutationsbrennstoffen und Werkstoffkonzepten sowie Konditionierung von Abfällen, beschrieben. Dies wird ergänzt durch Spezifika von Transmutationsanlagen beginnend bei physikalischen Grundlagen und Kerndesigns, über Reaktorphysik von Transmutationsanlagen, Simulationstools und die Entwicklung von Safety Approaches. Im Anschluss wird der Stand existierender Bestrahlungseinrichtungen mit schnellem Spektrum beschrieben. Nachfolgend werden basierend auf dem derzeitigen Stand von F&E die offenen Fragen und Forschungslücken in den einzelnen Teilbereichen – Wiederaufbereitung und Konditionierung, Beschleuniger und Spallationstarget, Reaktor – zusammengestellt und sowohl eine Strategie, als auch ein Fahrplan zur Schließung der Technology Gaps entwickelt.

Zusätzlich werden die Hauptbeiträge, des HZDR zur Gesamtstudie beschrieben. Dies sind insbesondere die Beschreibungen der Möglichkeiten und Grenzen von P&T, die Herausforderungen an Bestrahlungseinrichtungen zur Transmutation und deren Effektivität, sowie Sicherheitsmerkmale beschleuniger-getriebener unterkritischer Systeme inclusive grundlegender Störfallbetrachtungen und Sicherheitscharakteristik.

Dr. Bruno Merk wirkte zusätzlich, sowohl in Modul B als Fachmann für Transmutation als auch bei der Erstellung der acatech POSITION als fachlicher Berater mit.

## **Abstract**

The main project, where this sub project contributed to, has been structured into two modules: module A (funded by the federal ministry of economics, managed by KIT) and module B (funded by the federal ministry of education and research, managed by acatech). Partners in module A were DBE TECHNOLOGY GmbH, the Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH (GRS), the Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf (HZDR), the Karlsruher Institute of Technology (KIT) and the Rheinisch-Westfälische Technische Hochschule (RWTH) Aachen, in co-operation with the Forschungszentrum Jülich (FZJ). Modul B has been executed by the Zentrum für Interdisziplinäre Risiko- und Innovationsforschung der Universität Stuttgart (ZIRIUS). The overall coordination has been carried out by the Deutsche Akademie der Technikwissenschaften (acatech). The social implications have been evaluated in module B based on the analysis of the scientific and technological aspects in module A. Recommendations for communication and actions to be taken for the future positioning of P&T have been developed.

In the project part, coordinated by HZDR – status of R&D – an overview on the whole topic P&T is given. The topic is opened by a short description of reactor systems possible for transmutation. In the following the R&D status of separation technologies, safety technology, accelerator technology, liquid metal technology, spallation target development, transmutation fuel and structural material development, as well as waste conditioning is described. The topic is completed by the specifics of transmutation systems, the basic physics and core designs, the reactor physics, the simulation tools and the development of Safety Approaches. Additionally, the status of existing irradiation facilities with fast neutron spectrum is described. Based on the current R&D status, the research and technology gaps in the topics: separation and conditioning, accelerator and spallation target, and reactor are characterized and a strategy as well as a roadmap for closing these gaps has been developed.

In addition the major contributions of HZDR to the main project are described. The major parts are the description of the potential and the limits of P&T, the requirements and challenges for transmutation systems and the related efficiency, as well as the safety features of accelerator driven subcritical systems including the transient behavior and the safety characteristics.

Dr. Bruno Merk additionally contributed to module B as specialist for transmutation and acted as scientific advisor for the preparation of the acatech POSITION.

# Inhaltsverzeichnis

<b>I. ZIELE .....</b>	<b>6</b>
1. GESAMTZIEL DES VORHABENS .....	6
2. BEZUG DES VORHABENS ZU FÖRDERPOLITISCHEN ZIELEN.....	7
3. WISSENSCHAFTLICHE UND TECHNISCHE ARBEITZIELE DES VORHABENS.....	8
<b>II. STAND VON WISSENSCHAFT UND TECHNIK UND BISHERIGE ARBEITEN DER ANTRAGSTELLER .....</b>	<b>11</b>
<b>III. AUSFÜHRLICHE BESCHREIBUNG DES ARBEITSPANS .....</b>	<b>12</b>
1. VORHABENBEZOGENE RESSOURCENPLANUNG.....	16
2. MEILENSTEINPLANUNG .....	17
3. PROJEKTMANAGEMENT .....	19
<b>IV. VERWERTUNGSPLAN.....</b>	<b>20</b>
1. WISSENSCHAFTLICHE ERFOLGSAUSSICHTEN .....	20
2. WISSENSCHAFTLICHE UND WIRTSCHAFTLICHE ANSCHLUSSFÄHIGKEIT.....	21
<b>V. SCHNITTSTELLEN DER MODULE A UND B (ZUSAMMENARBEIT MIT DRITTEN) .....</b>	<b>21</b>
<b>VI. DURCHFÜHRUNG DES VORHABENS .....</b>	<b>22</b>
<b>VII. ERZIELTE ERGEBNISSE .....</b>	<b>24</b>
A. KOORDINIERTES ARBEITSPAKET .....	24
B. ARBEITEN ZU ANDEREN ARBEITSPAKETEN .....	68

## **I. Ziele**

### **1. Gesamtziel des Vorhabens**

Das Ziel der „Studie zur Partitionierung und Transmutation (P&T) hochradioaktiver Abfälle“, ist es, die Option P&T unter den wesentlichen wissenschaftlichen und technologischen Aspekten zu beleuchten und die Chancen und Risiken dieser Option zu analysieren. Die Studie bezieht sich auf die spezifisch deutsche Situation, jedoch werden auch relevante Punkte aus der internationalen Perspektive betrachtet. Sie liefert die fachliche Grundlage zur Information der Entscheidungsträger zu einem komplexen Thema und damit für die weitere Zukunftsplanung der Technologieoption Partitioning & Transmutation

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 mbH (GRS), das Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf (HZDR), das Karlsruher Institut für Technologie (KIT) und 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).

In der Studie werden im ersten Teil die wissenschaftlichen und technologischen Aspekte der Technologieoption Partitionierung und Transmutation (P&T), die einen wichtigen Beitrag zum nuklearen Abfallmanagement leisten kann, bearbeitet. Parallel dazu, werden in einem zweiten Teil der soziowissenschaftliche, ökologische und ökonomische Gesichtspunkt analysiert und schließlich beide Teilstudien zusammengeführt. Ziel ist es, das Potential von P&T, den Stand von Wissenschaft und Technik, sowie die Chancen und Risiken dieser Technologien detailliert herauszuarbeiten. Hierfür wurden mehrere Szenarien entwickelt und miteinander verglichen. Außerdem wurde analysiert, welche Auswirkungen P&T auf die deutsche Entsorgungsstrategie für radioaktive Abfälle haben kann, aber auch welche Beiträge Deutschland zu einem europäischen P&T - Konzept leisten kann. In diesem Zusammenhang wurde das Potential einer möglichen deutschen Beteiligung an der Entwicklung des europäischen P&T-Konzepts unter dem Aspekt der Förderung und Erhaltung der Kompetenzen in der deutschen Nuklearforschung analysiert. Darüber hinaus wurde auch der Transfer von P&T-Technologien in nicht-nukleare Anwendungsbereiche evaluiert und dargestellt.

Neben der wissenschaftlichen Beurteilung der Machbarkeit großtechnischer Partitionierungs- und Transmutationsanlagen unter Berücksichtigung verschiedener Teilaspekte (Abtrennungsverfahren, Brennstoffentwicklung, Beschleunigerkonzepte, Spallationstarget, Thermohydraulik, Materialien und Werkstoffe etc.) war die Bewertung dieser Technologie in Hinblick auf verschiedene Entsorgungsstrategien (mit Berücksichtigung von Aspekten wie mehrfache Wiederaufarbeitung der ausgedienten Brennelemente, der entsprechender Transporte, notwendige Zwischenlagerung - und der Endlagerung, etc.) ebenfalls Bestandteil dieses Vorhabens.

Die Aktivitäten wurden, wie oben beschrieben, in zwei Module unterteilt. Das Modul A befasste sich mit den natur-, den ingenieurwissenschaftlichen und den technologischen Aspekten, wohingegen im Modul B auf die sozialwissenschaftlichen, ökologischen und ökonomischen Aspekte eingegangen wurde, um auch die Fragen nach Chancen und Risiken der P&T-Technologie zu beantworten. Die Integration der beiden Module erfolgte durch die gemeinsame Definition und Bearbeitung von möglichen Szenarien. Wobei im Modul A die Ausarbeitung wichtiger wissenschaftlicher Aspekte im Vordergrund stand, die sich von den Grundlagen bis hin zu der anwendungsorientierten Forschung und Entwicklung erstrecken.

Die Konsortialpartner des Modul A stellen Forschungs- und Lehrkapazitäten dar, die mit ihrem Know-how und ihren Forschungsinfrastrukturen die Durchführung der Arbeiten im Modul übernehmen können. Die genannten Konsortialpartner sind auch in entsprechenden EU-Projekten und OECD Arbeitsgruppen bereits intensiv, teilweise als Koordinator, eingebunden.

Ein intensiver Austausch der Daten und der erzielten Ergebnisse zwischen den beiden Modulen A und B wird durch eine Gesamtkoordination gewährleistet, die von ACATECH durchgeführt wird.

Der vorliegende Abschlussbericht befasst sich mit der Durchführung der Arbeiten im Modul A.

## 2. Bezug des Vorhabens zu förderpolitischen Zielen

Ein wesentlicher Aspekt der Nutzung der Kernenergie ist die sichere Behandlung und Entsorgung der **langlebigen hochradioaktiven Abfälle**, die beim Betrieb von Kernkraftwerken anfallen. Eine Entsorgungsstrategie ist die direkte Endlagerung der abgebrannten Brennelemente in tiefen geologischen Formationen. Als mögliche und zukünftige **technologische Option** zur direkten Endlagerung, wird das Verfahren zur Abtrennung und Umwandlung der langlebigen radioaktiven Abfälle (Partitionierung und Transmutation) betrachtet. Diese Option wird in internationalen und nationalen Fachdiskussionen über Lösungsstrategien zur Entsorgung hochradioaktiver Abfälle erörtert. P&T bedeutet die maßgebliche Verringerung der endzulagernden langlebigen radioaktiven Stoffe durch Abtrennung (*Partitionierung*) und anschließende Umwandlung (*Transmutation*). Damit kann P&T einen wichtigen Beitrag zur Debatte über anspruchsvolle Lösungsstrategien zur Entsorgung der hochradioaktiven Abfälle liefern.

Im Rahmen des **Energieforschungsprogramms** der Bundesregierung wird sowohl der aktiven Mitgestaltung internationaler Entwicklungen, als auch der Partizipation an den wesentlichen internationalen Ergebnissen entscheidende Bedeutung beigemessen. Im Energiesektor gilt dies insbesondere dann, wenn grundsätzlich Abfälle vermieden werden, oder ihre Mengen entscheidend verringert werden können. Solche neuen Technologien können einen wichtigen Beitrag zur Generationengerechtigkeit bei der Nutzung der energetischen Ressourcen liefern.

Die Technologieoption P&T will neue Lösungsansätze für die Entsorgung langlebiger radioaktiver Abfälle aufzeigen, die in der deutschen Gesellschaft sehr kontrovers diskutiert wird. Die Vermeidung und / oder Minimierung solcher Abfälle kann für das nationale Entsorgungskonzept, aber auch für die Lösung der Entsorgungsfrage in Europa und weltweit von großer Bedeutung sein. Ziel dieser Studie ist es, Szenarien

zu analysieren, die es ermöglichen die Auswirkung die P&T auf ein Endlager haben kann zu bewerten. Ferner, werden in diesen Szenarien Aspekte wie Wiederaufarbeitung, Transporte, Sicherheit der Anlagen etc. mit betrachtet, um eine Bewertung der Chancen und Risiken dieser Option durchzuführen.

Demgegenüber sind für die Umsetzung einer P&T-Strategie noch weitere Schritte und Erfolge in der Grundlagenforschung erforderlich. Die hier durchgeführte Studie wird auch den notwendigen weiteren Forschungsbedarf aufzeigen und mit dem internationalen Kenntnisstand abgleichen.

### **3. Wissenschaftliche und technische Arbeitsziele des Vorhabens**

Das Ziel dieser Studie ist es, die Option P&T unter den wesentlichen wissenschaftlichen und technologischen Aspekten zu beleuchten und die Chancen und Risiken dieser Option zu analysieren. Die Studie wird sich auf die deutsche Situation beziehen, jedoch werden auch relevante Punkte aus der internationalen Perspektive betrachtet. Ein weiteres Ziel dieser Studie ist es, die notwendigen weiteren Forschungsarbeiten aufzuzeigen und mit dem internationalen Kenntnisstand abzugleichen. Die Studie wird die folgenden Themengebiete bearbeiten:

1. Ausgangspunkt und Randbedingungen (aus deutscher und internationaler Sicht)
2. Festlegung und Ausarbeitung der Szenarien die der Bewertung zu Grunde liegen
3. Anforderungen und Herausforderungen für Partitionierung und Transmutation
4. Stand der Grundlagen- und technologischen Forschung
5. Sicherheitsaspekte
6. Internationale Projekte
7. Kompetenzen in Deutschland
8. Chancen und Risiken

Die Festlegung und Ausarbeitung der Szenarien soll dazu dienen, die Option P&T durch eine gegenüberstellende Analyse, auf der Basis von vereinbarten Kriterien, zu bewerten. Hierzu wird zu jedem der obengenannten Themengebiete der Stand der Technik erfasst und analysiert. Diese Analyse wird auch dafür dienen, angemessene Deskriptoren zu definieren um eine quantitative Bewertung der Chancen und Risiken zu ermöglichen.

#### 1. Ausgangspunkt und Randbedingungen

In diesem Arbeitspaket (AP) werden die Ausgangspunkte vor dem Hintergrund der Randbedingungen in Deutschland aber unter Berücksichtigung internationaler Perspektiven zusammengestellt. Diese betreffen folgende Punkte:

- Generelle Perspektive zur Minderung der Langzeitradiotoxizität von Endlagern und der Minimierung der Abfallströme hochradioaktiver Produkte in Deutschland und im sonstigen Europa. In diesem Rahmen werden auch die internationalen Arbeiten von OECD, IAEA und EURATOM sowie aus USA, Japan, zusammengefasst.

- Aktueller Stand der Konzeption und Planung für die Endlagerung von wärmeentwickelnden hochradioaktiven Abfällen (High Active Waste – HAW)
- Wesentliche Aspekte des Sicherheitskonzeptes für ein HAW-Endlager
- Wichtige Bestimmungsgrößen für die Bewertung der Langzeitsicherheit des Endlagersystems

## 2. Festlegung und Ausarbeitung der Szenarien

Die Definition der Szenarien und deren detaillierte Ausarbeitung bildet die Grundlage für die sozialwissenschaftlichen Untersuchungen. Es werden bis zu vier Szenarien definiert. Für die Untersuchung der Szenarien werden Kriterien und dazugehörige Deskriptoren der technischen- und sozialwissenschaftliche Aspekte etabliert und ausgewählte Deskriptoren werden soweit wie möglich quantifiziert.

## 3. Anforderungen und Herausforderungen für Partitionierung und Transmutation

Das P&T- Verfahren sieht zunächst die Wiederaufarbeitung des abgebrannten Brennstoffs aus den Leichtwasserreaktoren und die Abtrennung von Plutonium und den Minoren Aktiniden Neptunium, Americium und Curium vor, die dann der Transmutation zugeführt werden. Wegen den notwendigen mehrfachen Bestrahlungszyklen sind auch mehrfache Partitionierungsschritte für die jeweils verbleibenden Aktiniden notwendig. Diese mehrfachen Zyklen werden in den Szenarienstudien berücksichtigt. Ergebnisse nationaler und internationaler Studien (zum Beispiel Partitioning and Transmutation European Roadmap for Sustainable nuclear energy (PATEROS), RED-IMPACT, OECD-WPFC) werden zusammengefasst und die Anforderungen an P&T wie:

- Effektive Abtrennung der Aktiniden aus dem abgebrannten Brennstoff
- Mehrfachzyklisierung von Aktinidem (Minimierung der bei P&T auftretenden Sekundärabfälle).
- Spezielle Bestrahlungseinrichtungen zur Transmutation und deren Effektivität
- Brennstoffe mit hoher Aktinidenbeladung
- Herstellung endlagergerechter Produkte (auch abhängig vom Wirtsgestein)
- Bilanzierung der verbleibenden Radionuklidinventare nach der Transmutation
- Herstellung endlagergerechter Produkte für die verbleibenden Abfälle

hervorgehoben.

Teilaspekte der einzusetzenden Technologien werden beschreiben, und der Stand von Wissenschaft und Technik zu erfasst.

## 4. Stand der Grundlagen- und technologischen Forschung

Die wesentlichen Ergebnisse der Grundlagen- und technologischen Forschung, die im Bereich P&T erzielt worden sind, werden hier zusammengeführt. Ziel ist es, eine Analyse durchzuführen, um die Forschungsgebiete zu identifizieren, in denen noch Lücken vorhanden sind und eine Strategie zu entwickeln, um diese Lücken zu füllen. Die wesentlichen Themengebiete in denen diese Analyse durchgeführt wird, sind:

- Chemische Trennverfahren
- Bestrahlungseinrichtungen mit schnellem Neutronenspektrum (ADS oder schnelle Reaktoren )
- Brennstoffentwicklungen

- Werkstoffkonzepte
- Thermofluidynamik der Transmutationselemente in allen Betriebssituationen
- Flüssigmetalltechnologie (Überwachungs- und Steuereinrichtungen, Pumpen, Wärmeüberträger etc.)
- Mess-, Prüf- und Handhabungstechniken

Die hier durchgeführte Analyse wirkt unterstützend sowohl zur Definition der Kriterien und Deskriptoren als auch der Quantifizierung der Unsicherheiten in den Szenarienanalysen.

## 5. Sicherheitsaspekte

Zusammen mit den technologischen Herausforderungen der Option P&T werden hier die Sicherheitsaspekte der P&T Prozesse und deren Auswirkung auf Endlagerkonzepte bewertet. Die Bewertung wird sich auf die folgenden Prozesse beziehen:

- Energetische Stabilität der Trennprozesse
- Kritikalitätsaspekte bei der Partitionierung
- Nukleare Sicherheit von Transmutationsanlagen, insbesondere Bewertung der Sicherheitsmerkmale beschleunigergetriebener, unterkritischer Anordnungen (u. A. Sicherheitsaspekte, Passive Nachkühleigenschaften, Analysen von Störfällen im Primärkühlsystem wie Loss Of Flow, partial blockage etc.)
- Thermomechanische und chemische Stabilität des Brennstoffs
- Störfallbetrachtungen und Störfalllasten für Strukturen und Brennstoff
- Stilllegung und Rückbau
- Auswirkungen auf Endlagerkonzepte und Langzeitsicherheit von Endlagern
- Risikovergleich (Belastung Personal, technisches Risiko – aller P&T Anlagen) Mehrfachzyklisierung vs. Endlagerung

## 6. Internationale Projekte

Internationale Projekte zu P&T werden hier beschrieben (zum Beispiel im Zusammenhang mit MYRRHA) unter Berücksichtigung der wesentlichen Herausforderungen und Stand von Wissenschaft und Technik bewertet. Es wird besonderer Bezug zu Projekten genommen, die unter dem Rahmenprogramm der Europäischen Kommission gelaufen sind und aktuell noch laufen (z.B. ACSEPT, EUROTRANS etc). Des Weiteren werden die relevanten Entwicklungen, die im Rahmen der „Sustainable Nuclear Energy Technology Platform (SNETP)“ durchgeführt werden dargestellt. Die Zusammenstellung der internationalen Projekte wird auch dazu dienen, den technischen, zeitlichen und auch finanziellen Rahmen einer großtechnischen Umsetzung abschätzen zu können.

## 7. Kompetenzen in Deutschland

Die erforderlichen und vorhandenen Kompetenzen für die Umsetzung von Partitionierung und Transmutation werden hier gegenübergestellt. Insbesondere werden die Kompetenzen der deutschen Universitäten und Forschungseinrichtungen, sowie der deutschen Industrie beschrieben. Dadurch wird eine Einschätzung möglich, in welchem Umfang sich deutsche Institutionen an internationalen Projekten beteiligen können.

## II. Stand von Wissenschaft und Technik und bisherige Arbeiten der Antragsteller

Unter Partitionierung und Transmutation versteht man die Abtrennung (Partitionierung) und Umwandlung (Transmutation) der langlebigen, radioaktiven Isotope aus den abgebrannten Brennstoffen. **Ziel von P&T** ist es, die Radioaktivität der langlebigen Abfälle soweit zu reduzieren, dass sie – je nach Effizienz der einzelnen Prozesse - bereits nach einigen hundert bis wenigen tausend Jahren anstatt von mehreren hunderttausend Jahren auf das Niveau von Natururan gefallen ist. In diesem Zusammenhang ist zu untersuchen, welche Auswirkungen P&T auf den Langzeitsicherheitsnachweis eines Endlagers im bestimmungsgemäßen und auslegungüberschreitenden Zustand haben kann. Ein weiteres Ziel von P&T ist es, die Wärmemenge der verbleibenden hochradioaktiven Abfälle langfristig zu reduzieren mit dem möglichen Ergebnis eines reduzierten Raumbedarfs in einem Endlager.

In diesem Zusammenhang können auch die Ergebnisse des EU Projekts RED-IMPACT betrachtet werden. RED-IMPACT hat die Auswirkung von P&T auf das Abfallmanagement und die Endlagerung analysiert. Fünf repräsentative Szenarien wurden in diesem Projekt betrachtet, die sich von der direkten Endlagerung der ausgedienten Brennelemente bis zu geschlossenen Brennstoffkreisläufen, die schnelle Reaktoren oder ADS-Systeme einsetzen, erstrecken. Die Ergebnisse aus dem RED-IMPACT Projekt bestätigen, dass ein Endlager durch P&T nicht ersetzbar ist. Jedoch werden durch P&T die Menge an Aktiniden reduziert und entsprechend auch die Wärmemenge und die Langzeitradiotoxizität. Ferner hat P&T keine Auswirkung auf den Langzeitsicherheitsnachweis eines Endlagers im normalen Zustand. Jedoch konnte festgestellt werden, dass P&T bei weniger wahrscheinlichen Zuständen eines Endlagers (zum Beispiel bei „human intrusion“) die eventuellen radiologischen Folgen reduzieren könnte.

Das P&T Verfahren sieht die Abtrennung und die Umwandlung der Aktiniden wie Pu, Am, Cm und Np vor. Die Abtrennung von Pu aus dem abgebrannten Brennstoff wird bereits großtechnisch durchgeführt. Auch der schwierigste Schritt der Partitionierung, die selektive chemische Abtrennung der Aktiniden von den Spaltlanthaniden wurde in mehreren europäischen Verbundprojekten (NEWPART, PARTNEW, EUROPART, ACSEPT) untersucht und konnte im Labormaßstab demonstriert werden.

Nach der Abtrennung der langlebigen Radionuklide aus dem abgebrannten Brennstoff, speziell Plutonium und Minore Aktiniden, können diese in einer **Transmutationsmaschine** zum Beispiel vom Typ einer beschleunigergetriebenen Anlage (**Accelerator-Driven System ADS**) in kurzlebigere Nuklide umgewandelt werden. Entsprechende internationale Studien und Projekte (u.a. OECD, IAEA, EURATOM) haben gezeigt, dass eine ADS-basierte Transmutation grundsätzlich möglich ist, eine großtechnische Nutzung aber noch zu belegen ist.

Im Rahmen des nationalen Forschungsprojekts AGATE – Advanced Gas-cooled Accelerator-driven Transmutation Experiment – (RWTH Aachen, FZJ, FIAS, Siemens AG) wurden grundlegende wissenschaftliche Gesichtspunkte und die technische Machbarkeit einer **gasgekühlten** ADS-Anlage untersucht. Wesentliches Ziel dieser Studie war, neben dem Kompetenzerhalt, die Darstellung der Transmutation als ein möglicher Baustein der deutschen Entsorgungsstrategie und welchen Beitrag P&T dazu leisten kann.

Von besonderer Bedeutung ist das im Jahre 2010 im Rahmen des europäischen Forschungsrahmenprogramms EURATOM abgeschlossene **Integrated Project EUROTRANS** (Gesamtvolumen 43 Mio. €; 46 Partner aus 16 europäischen Ländern plus Japan und USA), an dem aus Deutschland die AREVA NP, die vier Helmholtz-Zentren FZJ, GSI, HZDR, KIT und die Universitäten Frankfurt, Bochum und Hannover teilgenommen haben. Die Koordination von EUROTRANS erfolgte durch das KIT. Die im Projekt EUROTRANS entwickelte Transmutationsanlage besteht im Wesentlichen aus einem Protonenbeschleuniger, einem Spallationstarget sowie einem neutronenphysikalisch unterkritischen Bereich mit den zu transmutierenden langlebigen Nukliden (u.a. Plutonium und Minore Aktiniden). **Hauptergebnis** von EUROTRANS war die Darstellung der grundsätzlichen technischen Machbarkeit einer mit flüssigem Schwermetall gekühlten Transmutationsanlage. Die Machbarkeit wurde durch die Erarbeitung eines qualifizierten Designs für einen experimentellen Demonstrator, sowie die Formulierung technologischer Grundlagen für Protonenbeschleuniger, Brennstoffe, Flüssigmetalltechnologie und Kerndaten der zu behandelnden Nuklide untermauert. Insbesondere die Aspekte Flüssigmetallthermo-hydraulik und Sicherheitsanalysen zu schwermetallgekühlten ADS werden auch in den gegenwärtig laufenden EU-Programmen THINS und SEARCH untersucht, an denen deutsche Forschungseinrichtungen, insbesondere KIT, maßgeblich beteiligt sind.

### ***Planung eines experimentellen Demonstrators***

Im Rahmen von ESFRI (European Strategy Forum on Research Infrastructures) soll eine Mehrzweck-Forschungsanlage, genannt MYRRHA (Multi-purpose hYbrid Research Reactor for High-tech Applications), am belgischen Forschungszentrum SCK•CEN in Mol entstehen. Unter anderem dient MYRRHA der technologischen Demonstration einer Transmutationsmaschine vom Typ ADS. Die Ergebnisse von EUROTRANS, THINS und SEARCH sowie die darüber hinaus in Deutschland (speziell in den Helmholtz-Zentren) vorhandene wissenschaftliche Kompetenz und die umfangreiche Forschungsinfrastruktur (u.a. Aktinidenlabore, Material- und Thermohydraulik-Labore, Simulationsprogramme, High Performance Computing) sollen einen essentiellen Beitrag zu MYRRHA liefern.

### **III. Ausführliche Beschreibung des Arbeitsplans**

Der Arbeitsplan sah sieben Arbeitspakete vor die von unterschiedlichen Institutionen federführend verantwortet werden, die aber zusammenhängend durchgeführt und vom KIT koordiniert wurden.

#### **Arbeitspaket 1 (AP A1): Ausgangspunkt und Randbedingungen**

Der Ausgangspunkt und die Randbedingungen werden hier beschrieben, um die Darstellung der Option P&T im nationalen und internationalen Rahmen perspektivisch zu betrachten. Der Ausgangspunkt, die Randbedingungen und die wesentlichen Daten für die Bearbeitung dieser Rahmenbedingungen wurden gemeinsam im Auftaktworkshop besprochen. Das Ergebnis des Auftaktworkshops diente als Grundlage für die Entwicklung der Szenarien. Die Arbeiten in diesem Arbeitspaket befassten sich auch mit der erwarteten Art und Menge an ausgedienten Brennelementen bis zum festgelegten Ausstieg aus der friedlichen Nutzung der

Kernenergie in 2022 in Deutschland, den Abfallströmen im sonstigen Europa, sowie mit den wichtigen Bestimmungsgrößen zur Bewertung der Langzeitsicherheit eines Endlagers. Das Arbeitspaket fasst auch Studien, die im Rahmen der OECD und der IAEA durchgeführt wurden, zusammen, die wesentliche Anhaltspunkte für diese Studie vorgeben. Die internationalen Berichte, die hier berücksichtigt wurden, wurden in Abstimmung mit Arbeitspaket 6 definiert.

### **Arbeitspaket 2 (AP A2): Festlegung und Ausarbeitung der Szenarien**

Um die wesentlichen Aspekte zu bearbeiten, die im Modul A und B dieser Studie betrachtet werden, wurden vier Szenarien definiert. Eines der vier Szenarien wurde als „Referenzszenario“ betrachtet und die anderen drei Szenarien wurden dann im Vergleich zu diesem „Referenzszenario“ bewertet. Die Festlegung der Szenarien sowie deren Ausarbeitung erfolgte in einem „Szenarien und Deskriptoren Workshop“, durchgeführt vom Modul B. Die Darstellung der Szenarien erfolgt in einer Form, die es ermöglichte die Kriterien und die Deskriptoren zu definieren. Zur Bewertung der Kriterien und Deskriptoren wurden die Ergebnisse der fünf folgenden Arbeitspakete betrachtet.

### **Arbeitspaket 3 (AP A3): Anforderungen und Herausforderungen für Partitionierung und Transmutation**

Die technologischen Anforderungen an die Option P&T wurden hier analysiert. Ausgangspunkt dieser Analyse waren sowohl die Szenarien, die in AP2 festgelegt wurden, als auch die Ergebnisse aus AP1. Im Wesentlichen wurden die Auswirkung des mehrfachen Rezyklierens im P&T Kreislauf bewertet und die für die Umsetzung von P&T notwendigen Anlagen beschrieben. Zusätzlich wurde versucht, für diese Anlagen die Anforderungen und Herausforderungen aus technologischer Sicht und deren Umsetzung im industriellen Maßstab zu quantifizieren. Aspekte wie die sichere Entsorgung der anfallenden und verbleibenden Abfälle wurden ebenso bewertet. Die hier erstellte Bewertung diente dazu, im „Szenarien und Deskriptoren Workshop“ die relevanten Deskriptoren zu identifizieren.

### **Arbeitspaket 4 (AP A4): Stand der Grundlagen- und technologischen Forschung**

Im Arbeitspaket 4 wurde eine Übersicht über verschiedene zur Transmutation einsetzbare Reaktorsysteme entwickelt. In Analogie zum Arbeitspaket 3 wurden die aktuellen Forschungsergebnisse in den Forschungsbereichen der Trennchemie, der Brennstoffentwicklung, der Thermo-hydraulik und der Werkstoffkonzepte, sowie in den Bereichen der Reaktorphysik und der Neutronik zusammengefasst. Als Ergebnis wurde eine Liste der offenen Fragestellungen erarbeitet, die u.a. aufzeigt, in welchen Bereichen noch konkreter Forschungsbedarf besteht. Durch diese Zusammenfassung und mit Hilfe der Ergebnisse aus den Arbeitspaketen 2 und 3 wurde eine Strategie erarbeitet, um die ermittelten Forschungslücken zu füllen. Besonderes Augenmerk wurde auf eine, auf den Kernenergieausstieg abgestimmte, Strategie gelegt. Die Ergebnisse des AP4 dienten auch zur Bewertung der Unsicherheiten der Deskriptoren.

## **Arbeitspaket 5 (AP A5): Sicherheitsaspekte**

Die Sicherheitsaspekte der Anlagen, die in den Arbeitspaketen 2 und 3 beschrieben sind, wurden im AP5 bewertet. Die zu betrachtenden Sicherheitsaspekte ergeben sich aus den drei wesentlichen Prozessabschnitten des P&T Verfahrens. Dies sind der verfahrenstechnische Teil mit den chemischen Trennverfahren und die Herstellung der Brennstoffe und Bestrahlungsproben. Hier wurden die Gefahren und Risiken der chemischen Prozesse zur Abtrennung und Verarbeitung von radiotoxischen und z. T. spaltbaren Stoffen identifiziert und bewertet. Analog wurden spezielle Risiken und Sicherheitsaspekte der Bestrahlungseinrichtungen wie unterkritische ADS-Anlagen oder ggf. schnelle Reaktorsysteme im Vergleich zu den bekannten kerntechnischen Anlagen auf Basis des vorhandenen Kenntnisstandes bewertet. Die wesentlichen Sicherheitsaspekte und Gefährdungspotenziale wurden identifiziert und beschrieben. Identifizierter F&E-Bedarf wurde angesprochen. Die Sicherheitsbewertung erfolgte durch Einschätzung auf der Grundlage der vorhandenen Fachkompetenz und Erfahrung in den beteiligten Institutionen. Detaillierte Sicherheitsanalysen und Berechnungen wurden nicht durchgeführt.

Hierzu zählen neben den Sicherheitscharakteristiken der Transmutationsanlage auch die Sicherheitseigenschaften des Brennstoffes. Dieser darf letztendlich nicht nur eine optimale Transmutationsbilanz aufweisen, sondern muss vor allem handhabbar sein und den Kritikalitätsaspekten genügen. Bei den Sicherheitscharakteristika wurde auch das Thema Nachzerfallswärme (Fukushima-Daiichi) betrachtet und mögliche Gefahren diskutiert.

Hier wurde auch verbal argumentativ und - sofern hinreichend Daten bereit stehen - auch quantitativ beschrieben, welche Auswirkungen P&T unter Berücksichtigung der in AP2 entwickelten Szenarien auf die endzulagernden Produkte hat. Es wurde untersucht, in welcher Weise sowohl die Endlagerauslegung (Art und Größe des Endlagerbergwerkes und dessen Betrieb) als auch der Langzeitsicherheitsnachweis durch P&T beeinflusst wird.

## **Arbeitspaket 6 (AP A6): Internationale Projekte**

In diesem Arbeitspaket wurden die internationalen Entwicklungen in dem Forschungsbereich zu P&T dargestellt. Seit Mitte der 90er Jahre des letzten Jahrhunderts hat es eine Reihe von internationalen Projekten zum Thema P&T gegeben. In der überwiegenden Zahl wurden diese im Rahmen des europäischen Rahmenprogramm (Framework Programm, FP) durchgeführt. Das größte Forschungsvorhaben in diesem Zusammenhang war EUROTRANS, ein Verbundvorhaben, in dem neben experimentellen Transmutationsanlagen (XT-ADS), auch industrielle Anlagen (EFIT) auf ihre Machbarkeit hin untersucht wurden. Aktuelle Projekte (FP7) befassen sich vornehmlich mit der Werkstoff- und Brennstoffentwicklung zukünftiger Reaktorsysteme (Generation IV), Partitionierungsprojekten, sowie konkret mit dem MYRRHA-Projekt in Belgien.

## **Arbeitspaket 7 (AP A7): Kompetenzen in Deutschland**

Eine vernünftige und ernsthafte Forschung, nicht nur im Fall von P&T, kann nur durch Institutionen mit einer nach Stand von Wissenschaft und Technik vorhandenen Einrichtung (Labors) und dem dafür ausgebildeten und qualifizierten Personal durchgeführt werden. In diesem Arbeitspaket wurde die noch vorhandene deutsche

Kompetenz in der Kernforschung/Kerntechnik und Nuklearchemie, insbesondere mit Bezug auf P&T, aufgelistet und deren Zusammenspiel dargestellt. Neben den Helmholtz-Zentren, der GRS, einigen Universitäten und wenigen Unternehmen gibt es nur noch eine geringe Anzahl von Institutionen, die ein entsprechendes know-how vorweisen können. Es konnte festgestellt werden, sich diese Situation weiter zuspitzen und verschlechtern könnte, insbesondere bedingt durch den Ausstiegsbeschluss der Bundesregierung. Es wurde daher in diesem Arbeitspaket auch ein Ausblick auf die möglichen Konsequenzen dieser Entwicklung gegeben.

## 1. Vorhabenbezogene Ressourcenplanung

		Personen*Monate/Partner						Gesamt
		KIT	GRS	HZDR	JARA	DBE TEC	GRS Brauns.	
AP A1	Ausgangspunkt und Randbedingungen	4	0	1	0.5	1.3	1.4	7.2
AP A2	Festlegung und Definition der Szenarien	3	0	3	2	0.2	0.6	8.8
AP A3	Anforderungen und Herausforderungen an Partitionierung und Transmutation	4	0	2	2	0	0	9
AP A4	Stand der Grundlagen- und technologischen Forschung	4	1.5	5	1.5	0	0	12
AP A5	Sicherheitsaspekte	4	6.5	3	2.5	0.6	0.8	17.4
AP A6	Internationale Projekte	0	0	1	2	0	0	3
AP A7	Kompetenzen in Deutschland	0	0	0	2.5	0	0	2.5
<b>Gesamt</b>		<b>19</b>	<b>8</b>	<b>15</b>	<b>13</b>	<b>2.1</b>	<b>2.8</b>	<b>59.9</b>

## 2. Meilensteinplanung

Die drei wichtigsten Meilensteine dieser Studie sind:

- M G1: Auftakttreffen Gesamtprojekt (t0+2)
- M G7: Übergabe des Manuskripts der Gesamtstudie an BMWi und BMBF – Veröffentlichung als Entwurf (t0+9)
- M G8: Veröffentlichung der Studie und Drucklegung (t0+14)

Im Auftaktworkshop werden die Grundlagen für die Studie besprochen und der Austausch der Zwischenergebnisse innerhalb des Moduls A sowie zwischen den Modulen A und B abgestimmt. Zusätzlich werden während des Workshops die Daten und Informationen, die für die Bearbeitung der Module A und B notwendig sind, besprochen und ausgetauscht. Ein zusätzlicher Schwerpunkt des Workshops besteht in der Diskussion der Szenarienentwicklung, wie auch der notwendigen Kriterien und Deskriptoren, die im Modul B definiert und aus den Arbeitspaketen des Modul A erzeugt werden. Der Auftaktworkshop dient somit auch als Vorbereitung zum Workshop „Szenarien und Deskriptoren“.

Weitere Meilensteine sind

- M A1: Auftakttreffen Modul A (t0+1)
- M A2: Arbeitstreffen Modul A (t0+3)
- M G2: Szenarien und Deskriptoren Workshop (t0+3)
- M A3: Treffen Modul A und Besprechung vorliegender Ergebnisse in den Arbeitspaketen 1-7 (t0+5)
- M G4: Arbeitstreffen mit Austausch der Rohfassung der Einzelkapitel (t0+7)
- M G6: Ergebnisworkshop (t0+8)

Im folgenden Gantt Chart sind die Verläufe aller Arbeitspakete (Modul A und Modul B) und die Meilensteine des gesamten Projekts (Modul A und Modul B) angegeben.

		Monate											
		t <sub>0</sub>	t <sub>0</sub> +1	t <sub>0</sub> +2	t <sub>0</sub> +3	t <sub>0</sub> +4	t <sub>0</sub> +5	t <sub>0</sub> +6	t <sub>0</sub> +7	t <sub>0</sub> +8	t <sub>0</sub> +9	t <sub>0</sub> +10	t <sub>0</sub> +14
t <sub>0</sub> ist nach jetzigem Stand 1. August 2012, t <sub>0</sub> +9 bedeutet dann Mai 2013		1.8.12	1.9.12	1.10.12	1.11.12	1.12.12	1.1.13	1.2.13	1.3.13	1.4.13	1.5.13	1.6.13	
	Modul A												
AP A1	Ausgangspunkt und Randbedingungen												
AP A2	Festlegung und Ausarbeitung der Szenarien												
AP A3	Anforderungen und Herausforderungen an Partitionierung und Transmutation												
AP A4	Stand der Grundlagen- und technologischen Forschung												
AP A5	Sicherheitsaspekte												
AP A6	Internationale Projekte												
AP A7	Kompetenzen in Deutschland												
	Modul B												
AP B1	Ermittlung Deskriptoren												
AP B2	Erstellung von Gesellschaftsszenarien												
AP B3	Organisation und Durchführung Szenario- und Deskriptoren-Workshop												
AP B4	Bewertung gesellschaftlich relevanter Deskriptoren												
	Gesamtkoordination												
AP G1	Gesamtkoordination												
AP G2	Bündelung der Ergebnisse in einem Endbericht												
	<b>Meilensteine</b>		M A1		M A2	M G3	M A3	M B2		M G5	M G7		M G8
			M B1		M G2			M G4		M G6			
			M G1										

M A1 Auftakttreffen Modul A  
M A2 Arbeitstreffen Modul A  
M A3 Arbeitstreffen Modul A

M B1 Auftakttreffen Modul B  
M B2 Delphi-Workshop

**M G1 Auftakttreffen Gesamtprojekt**  
**M G2 Szenario- und Deskriptoren-Workshop**  
**M G3 Arbeitstreffen zu Szenarios und Deskriptoren**  
**M G4 Arbeitstreffen mit Austausch der Rohfassungen der Einzelkapitel**  
**M G5 Ergebnisworkshop**  
**M G6 Manuskripte der Einzelkapitel liegen vor und gehen in die Redaktion**  
**M G7 Übergabe Manuskript Gesamtstudie BMWi und BMBF**  
**M G8 Veröffentlichung der Studie und Position im Druck**

### 3. Projektmanagement

Die Gesamtstudie (Modul A und Modul B) wird von ACATECH koordiniert. Die Arbeiten im „Modul A“ werden vom KIT koordiniert. In Abbildung 3.1 und Tabelle 3.1 ist die Projektstruktur aufgezeigt: jedes Arbeitspaket im Modul A wird von einem Projektpartner koordiniert. Die Projektpartner werden auf der Basis der Beschreibung III.1 auch an den anderen Themengebieten beitragen, wobei eine genauere Arbeitsbeschreibung im Annex 1 angegeben ist.

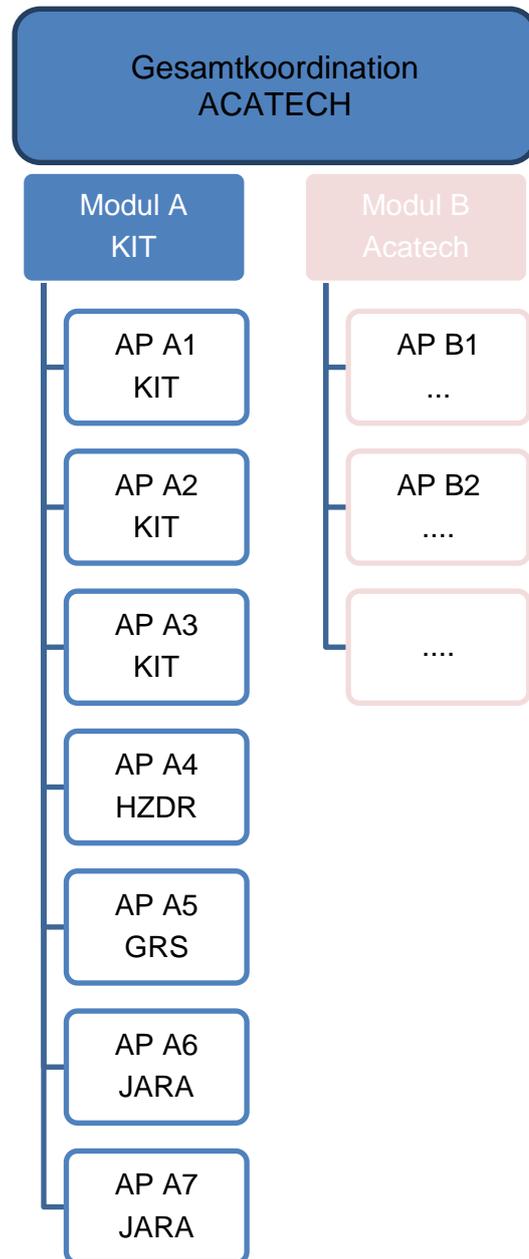


Abb. 1: Projektstruktur und Management

Tabelle 3.1: Arbeitspakete und Koordination

AP No	Titel der AP	Koordination
AP A1	Ausgangspunkt und Randbedingungen	KIT (NUKLEAR)
AP A2	Festlegung und Ausarbeitung der Szenarien	KIT (IKET)
AP A3	Anforderungen und Herausforderungen an Partitionierung und Transmutation	KIT (INE)
AP A4	Stand der Grundlagen- und technologischen Forschung	HZDR
AP A5	Sicherheitsaspekte	GRS
AP A6	Internationale Projekte	JARA
AP A7	Kompetenzen in Deutschland	JARA

#### IV. Verwertungsplan

##### 1. Wissenschaftliche Erfolgsaussichten

Die Erstellung der „Studie zur Partitionierung und Transmutation (P&T) hochradioaktiver Abfälle“, die von den Partner KIT, HZDR, GRS, JARA, DBE TECHNOLOGY GmbH und durch die Gesamtkoordination von ACATECH durchgeführt wird, dient zur Darstellung der P&T-Technologien, deren Beitrag zu Endlagerung hochradioaktiver Abfälle in Deutschland und den möglichen Forschungsbeiträgen, die daraus erwachsen. Das Verbundprojekt soll entscheidende wissenschaftliche **Fragestellungen** zu Partitionierung & Transmutation im Allgemeinen und MYRRHA im Besonderen beantworten. In der Studie werden damit die Grundlagen für ein nationales Verbundprojekt geschaffen, politische Entscheidungshilfen für die mögliche Teilnahme an europäischen Großprojekten vorbereitet und die Entscheidungsträger umfangreich informiert.

Durch die Evaluierung der Forschungslücken wird auch ein Fahrplan aufgezeigt zur Schließung dieser Technology Gaps. Dieser Fahrplan kann auch als erster Schritt betrachtet werden zur Vorbereitung eines Institutions- und Themenübergreifenden deutschen Verbundprojekts, um den möglichen Beitrag der deutschen Forschungs- und Industrielandschaft zum Thema P&T zu identifizieren.

Ferner wird durch die hier durchgeführte Studie aufgezeigt, wie durch ein mögliches nationales Verbundprojekt das in Deutschland existierende know-how gebündelt und die notwendige Grundlage für die Vertiefung einer technologische Option für die nukleare Abfallbehandlung geschaffen werden könnte. Diese Betrachtung kann eng eingebunden werden in erforderliche und/oder gewünschte **Nachwuchsförderung** und den **Kompetenzerhalt** in der Kerntechnik.

Wesentliche Fragestellungen zu P&T, die ein deutsches Verbundprojekt strukturieren könnte, sind:

- (1) Unterschiedliche (regionale) Entsorgungs- sowie Brennstoffkreislaufkonzepte;
- (2) Entwicklung und Auswahl hocheffizienter Liganden und Abtrennungsprozesse für Minore Aktiniden;
- (3) Erforderliche hochzuverlässige Beschleunigerkomponenten;

- (4) Aufbau und Betrieb unterschiedlicher Transmutationssysteme, speziell hinsichtlich:
- Blanketauslegung,
  - Transmutationspotenzial,
  - Spallationstarget,
  - Transmutations-Brennstoff,
  - Sicherheit und Anlagenintegrität für alle Betriebszustände,
  - Sicherheits- und Betriebsinstrumentierung,
  - Struktur- und Hüllrohrmaterialien,
  - Kernreaktionsdaten;
- (5) Vergleich einer ADS-basierten Transmutationsmaschine mit der Transmutation in einem kritischen schnellen Reaktor;
- (6) Strahlenschutzaspekte;
- (7) Auswirkungen von P&T auf Endlagerkonzepte und deren öffentliche Akzeptanz;
- (8) Erweiterung, Anpassung und Untersuchung der Kriterien und Deskriptoren für die Option P&T zur Bewertung der sozialwissenschaftlichen, ökonomischen und ökologischen Aspekte auf der Basis der Projektauslegung und der erzielten Ergebnisse.

## 2. Wissenschaftliche und wirtschaftliche Anschlussfähigkeit

Das Ziel der „Studie zur Partitionierung und Transmutation (P&T) hochradioaktiver Abfälle“, war es, die Option P&T unter den wesentlichen wissenschaftlichen und technologischen Aspekten zu beleuchten und die Chancen und Risiken dieser Option zu analysieren. Sie liefert die fachliche Grundlage zur Information der Entscheidungsträger zu einem komplexen Thema und damit für die weitere Zukunftsplanung der Technologieoption Partitioning & Transmutation

Hinsichtlich der einer möglichen Planung eines koordinierten institutionsübergreifenden Verbundprojekts in **Kombination mit Forschung, Lehre, Innovation und technischer Begutachtung unter Genehmigungsaspekten**, soll diese Studie einen wesentlichen Ausgangspunkt für die politischen Entscheidungsträger und die Verbundprojektpartner darstellen.

Die Bedeutung eines koordinierten institutionsübergreifenden Verbundprojekts liegt in den Aspekten der Grundlagen- und der technologieorientierten Forschung, diese könnten mit der Aus- und Weiterbildung von Nachwuchskräften, sowie der Integration von Industrieunternehmen gekoppelt werden und zu einer verbesserten Koordinierung der Forschungsarbeiten zu P&T führen. Durch ein derartiges Verbundprojekt würde die internationale Wahrnehmbarkeit der deutschen Transmutationsforschung signifikant gesteigert. Damit würde auch die wissenschaftliche Positionierung deutscher Experten in internationalen Gremien erleichtert und der Einfluss deutscher Experten in den Gremien gesichert.

## V. Schnittstellen der Module A und B (Zusammenarbeit mit Dritten)

Die Studie zur Partitionierung und Transmutation hochradioaktiver Abfälle wird in zwei Module durchgeführt. Das Modul A ist hier ausführlich beschrieben und das

Vorhaben zu Modul B wurde von ACATECH vorbereitet und beschrieben. Die Arbeitsgruppen der beiden Module werden sich regelmäßig treffen, um die gemeinsamen Themen zu bearbeiten. Die identifizierten Themen, die als Schnittstellen zu betrachten sind, sind:

- Grundlagen für die Szenarien: Bearbeitung der Ausgangspunkte und der Randbedingungen
- Definition der Szenarien und Kriterien
- Bearbeitung der Deskriptoren
- Bewertung der Risiko-Chancen Analyse
- Gemeinsame Erstellung des Berichts

## VI. Durchführung des Vorhabens

In diesem Bereich wird insbesondere auf das vom HZDR koordinierte Arbeitspaket AP4 eingegangen.

### Arbeitspaket AP A4 “ Stand der Grundlagen- und technologischen Forschung ”

<b>Arbeitspaket no.:</b>	AP A4	<b>Begin: t0</b>						
<b>Koordination:</b>	HZDR							
<b>Teilnehmer:</b>	KIT	HZDR	JARA	GRS				
<b>Personen Monate:</b>	4	5	1,5	1,5				

<b>Arbeitsbeschreibung:</b>	
T4.1	<p>Erarbeitung einer Übersicht zum Stand von Wissenschaft und Technik in der Grundlagen- und technologischen Forschung für die einzelnen Bereiche:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• Trennchemie</li> <li>• Brennstoffentwicklung</li> <li>• Thermohydraulik</li> <li>• Flüssigmetalltechnologien</li> <li>• Werkstoffkonzepte</li> <li>• Reaktorphysik</li> <li>• Neutronik</li> </ul>
T4.2	<p>In dieser Task wird ein “Status Report“ erstellt, in dem alle gegenwärtig existierenden Bestrahlungseinrichtungen mit schnellem Neutronenspektrum zusammengefasst und verglichen werden (KIT, HZDR, JARA, GRS)</p>
T4.3	<p>Zusammenstellung der offenen Fragen und Forschungslücken in den einzelnen Teilbereichen (Technology Gaps)</p>

T4.4	Entwicklung einer Strategie und eines Fahrplans zur Schließung der Technology Gaps
------	--

Zwischenberichte:		
ZB 3	Rohfassung Kapitel 4 der Studie: Stand der Grundlagen und technologischen- Forschung	T0+5
ZB 4	Manuskript Kapitel 4	T0+8

Meilensteine:		
M2	Szenarien und Deskriptoren Workshop (Identifizierung von Deskriptoren)	T0+3
M5	Austausch der Rohfassung mit Modul B	T0+6
M8	Übergabe Manuskript	T0+9

Im Laufe des Vorhabens wurden aufgrund der zwischenzeitlichen Verlängerung des Vorhabenszeitraums folgende Anpassungen vorgenommen.

AP4 „Stand der Grundlagen- und technologischen Forschung“	t0	t1	t2	t3	t4	t5	t6	t7	t8	t9	t10-t13.5
<b>Task 4.1</b>											
Erarbeitung einer Übersicht zum Stand von Wissenschaft und Technik in der Grundlagen- und technologischen Forschung für die einzelnen Bereiche											
a) Trennchemie											
b) Brennstoffentwicklung											
c) Beschleuniger und Target											
d) unterkritischer/kritischer Kern											
Bearbeitung der Rohfassung zu den Punkte a) - d)											
Gegenlesen und Diskussion der Rohfassung											
<b>Task 4.2</b>											
Erstellen des "Status Report", in dem alle gegenwärtig existierenden Bestrahlungseinrichtungen mit schnellem Neutronenspektrum zusammengefasst und verglichen werden											
Erstellen der Rohfassung											
Bearbeitung der Rohfassung zu Task 4.2											
Gegenlesen und Diskussion der Rohfassung											
<b>Task 4.3</b>											
Zusammenstellung der offenen Fragen und Forschungslücken in den einzelnen Teilbereichen (Technology Gaps)											
Erstellen der Rohfassung											



## 4 Stand der Grundlagen- und technologischen Forschung

### Liste der Beitragenden

Texte:

HZDR – Bruno Merk, Gunter Gerbeth

GRS – Armin Seubert, Frederico Puente Espel, Bernhard Gmal

RWTH Aachen – John Kettler

FZJ – Giuseppe Modolo, Stefan Neumeier

KIT – Andrei Rineiski, Werner Maschek, Thomas Wetzel, Georg Müller, Andreas Geist

Kommentare:

GRS – Jörg Mönig, Dieter Buhmann

DBE-Tec – Wilhelm Bollingerfehr

KIT – Victor Sanchez-Espinoza, Alfons Weisenburger

FZJ – Andreas Wilden

HZDR – Varvara Glivici-Cotruță

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>1</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

---

<sup>1</sup> Im gesamten Kapitel werden lediglich die wichtigsten Aspekte angesprochen. Zusätzlich werden dem interessierten Leser zur weiteren Information wichtige Übersichtsreferenzen an die Hand gegeben.

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 [siehe Kapitel 3 der Studie], die jedoch durch ein spezielles Reaktordesign eliminiert werden könnten. Dies sind insbesondere:

- Herstellung der Transmutationsbrennstoffpellets,
- Mehrfachrecycling,
- Verschlechterung der inhärenten Sicherheitseffekte bei hoher Transuranbeladung sowie
- begrenzte Verweilzeit im Kern und lange Lagerzeit vor der Partitionierung.

Auf den ersten Blick liegt es nahe, auf bewährte Technologien mit Langzeiterfahrung<sup>2</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.

#### **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 1200 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<sup>1</sup>. Darüber hinaus kann auf umfangreiche Erfahrungen im Brennstoffproduktionsprozess zurückgegriffen werden sowie auf eine umfassende experimentelle Erfahrung für das Brennstoffverhalten während Transienten, falls der TRU-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>3</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>4</sup> Weltweit wurden bis zur Jahrtausendwende bereits mehr als fünfzig Milliarden Dollar in die Entwicklung von natriumgekühlten Reaktoren investiert.<sup>2</sup> 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

---

<sup>1</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>2</sup> Merk et al. 2013.

<sup>3</sup> IAEA 2012

<sup>4</sup> NED 1987.

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 TRU-Anteil ist durch den negativen Einfluss der TRU 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 TRU-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 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 TRU-Anteil ist nicht wie im kritischen Reaktor durch den negativen Einfluss der TRU 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>5</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>6</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 Transuranmengen im Brennstoff. Die erreichbare Transurankonzentration ist lediglich durch die Löslichkeit des Transuransalzes 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>7</sup>, basierend auf dem Design der EVOL-Benchmark, zeigt, dass bei der Verwendung von uranbasiertem Brennstoff nach rund 50 Jahren 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.

---

<sup>5</sup> Waldrop 2012.

<sup>6</sup> EVOL 2010.

<sup>7</sup> Merk et al. 2013a.

## 4.2 Übersicht zum Stand von Wissenschaft und Technik in der Grundlagen- und technologischen Forschung

### 4.2.1 Kenntnisstand der Trennchemie

Die Abtrennung von Aktiniden aus den verschiedenen Arten von abgebrannten Brennstoffen kann auf zwei Wegen erfolgen, zum einen durch

- hydrometallurgische (wässrig/organische) Verfahren, also durch Verfahren, wie sie im PUREX-Prozess verwendet werden, und zum anderen durch
- pyrometallurgische (trockene) Verfahren, folglich zum Beispiel durch in Salzschnmelzen (das heißt ohne wässrige oder organische Flüssigphasen) ablaufende elektrochemische Prozesse.

Für die Aktinidenabtrennung aus kommerziellen LWR-Brennstoffen scheinen die hydrometallurgischen Verfahren aufgrund des weiter fortgeschrittenen Entwicklungsstandes besser geeignet. Allerdings könnten pyrometallurgische Verfahren für die Aufarbeitung von Transmutationsbrennstoffen mit hohem Abbrand und kurzer Kühlzeit infolge der besseren radiolytischen Stabilität vorteilhaft sein; auch sind sie kritikalitätssicherer.

#### 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, TRUEX, TRPO geschehen. Schließlich müssen Americium und Curium von den Lanthaniden getrennt werden.

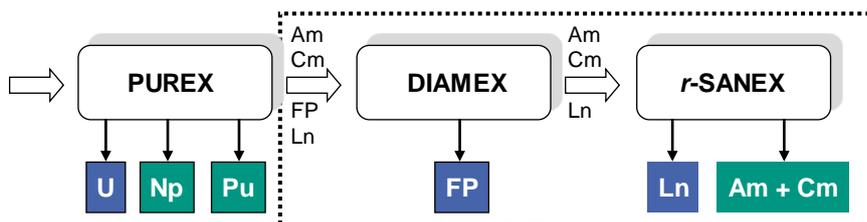


Abbildung 1: DIAMEX-SANEX-Konzept zur Aktinidenabtrennung <sup>8</sup>

Dazu wurden in Europa eine Reihe sogenannter *r*-SANEX-Prozesse entwickelt und im Labormaßstab getestet.<sup>9</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.

<sup>8</sup> Geist, Modolo im Rahmen des Projektes

<sup>9</sup> Modolo et al. 2012.

Um den DIAMEX Prozessschritt zu eliminieren, wurden zwei Vereinfachungen des in Abbildung 1 gezeigten DIAMEX-SANEX-Konzepts entwickelt: der sogenannte *1c SANEX*-Prozess und der *i-SANEX*-Prozess. Im *1c-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, 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).



**Abbildung 2: Anlage zur Durchführung von hydrometallurgischen Trennprozessen im Labormaßstab in einer Heißen Zelle am JRC-ITU (Institut für Transurane), Foto: JRC-ITU**

## Pyrometallurgie

Pyrometallurgische Verfahren basieren auf elektrochemischen Methoden wie Elektrolyse, Elektroraffination oder reduktiver Extraktion in Hochtemperatur-Salzschmelzen.

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>10</sup> und im Rahmen von EU-Projekten (PYROREP, EUROPART, ACSEPT, SACSESS) durchgeführt. Eine Übersicht wird von der OECD-NEA zweijährlich veröffentlicht.<sup>11</sup>

## Inert-Matrix-Brennstoffe

Die hydrometallurgische Wiederaufarbeitung von Magnesiumoxid-, Molybdän- und Zirkondioxid-basierten Inert-Matrix-Brennstoffen ist mit einigen Schwierigkeiten verbunden. Eine Studie<sup>12</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>12</sup>

---

<sup>10</sup> Malmbeck et al. 2011.

<sup>11</sup> OECD-NEA.

<sup>12</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 Beschleunigertechnologie

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 fortgeschritten 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 Megaelektronenvolt. 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 100 Megaelektronenvolt beschleunigt, um dann in verschiedenen großen supraleitenden elliptischen Kavitäten -auf die Endenergie von 600 Megaelektronenvolt 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 Megaelektronenvolt 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.

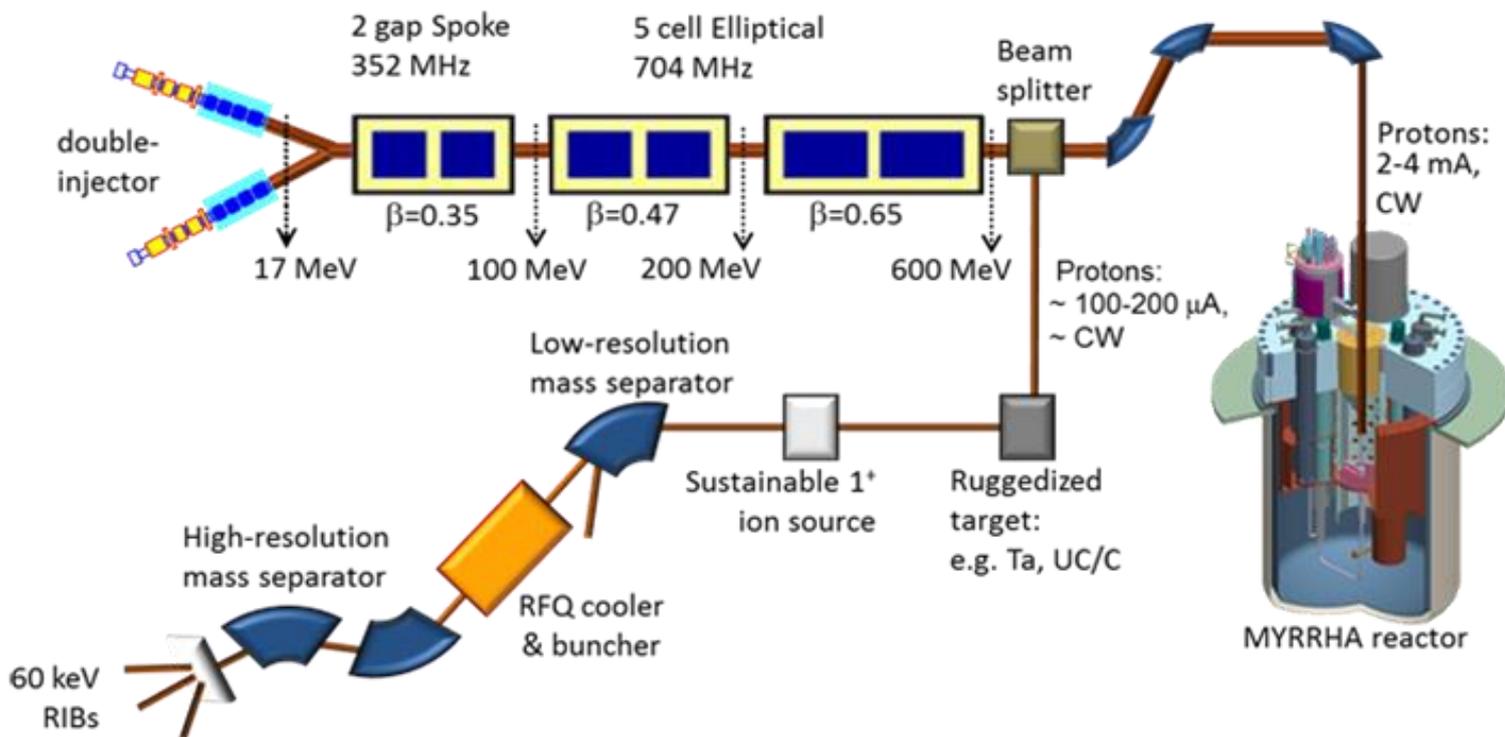


Abbildung 3: Aufbau des Linearbeschleunigers für die MYRRHA Anlage<sup>13</sup>

#### 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.

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 Spallationstargets

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.

<sup>13</sup> Ratzinger 2013.

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.



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>14</sup>

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-Bismutgekühlten 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

<sup>14</sup> vom Paul Scherrer Institut im Rahmen des Projektes MEGAPIE zur Verfügung gestellt

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.

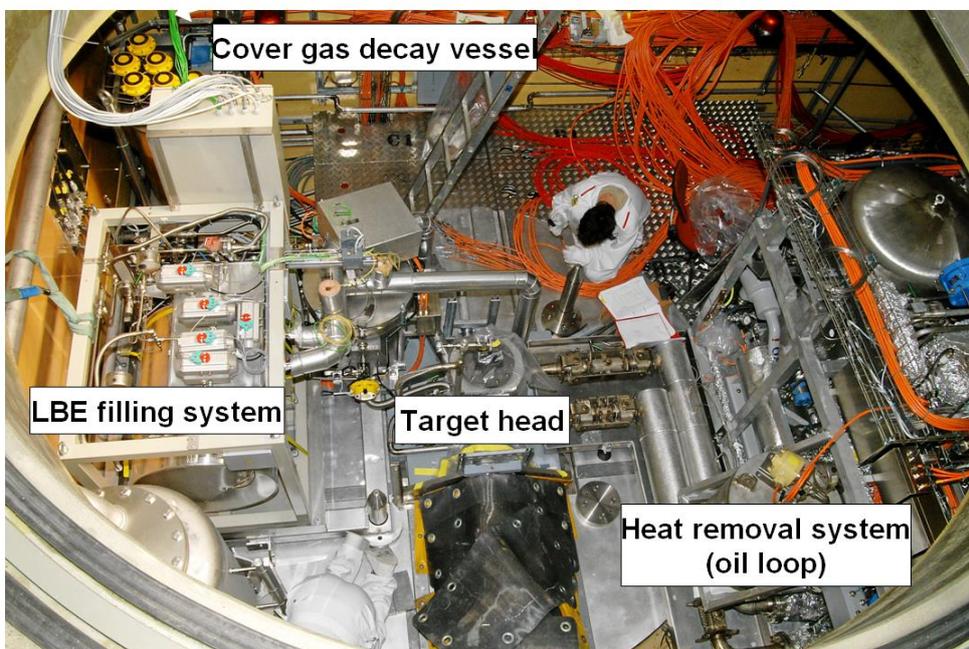


Abbildung 5: Einbau des MEGAPIE Targets in den Targetkopf-Einschluss (TKE) der Spallationsneutronenquelle SINQ am Paul Scherrer Institut in der Schweiz <sup>15</sup>

#### 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 Produktion als auch in der Anwendung von

<sup>15</sup> vom Paul Scherrer Institut im Rahmen des Projektes MEGAPIE zur Verfügung gestellt

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;
- heterogenen: spezielle Targets, eine sehr hohe MA-Beladung von 20 bis 30 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 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>16</sup> und SIMMER<sup>17</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 Kernausslegung 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,

---

<sup>16</sup> Pfrang/ Struwe 2008.

<sup>17</sup> Tobita et al. 2006.

- 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 Physikalischen Grundlagen und Kerndesigns

### 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 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.

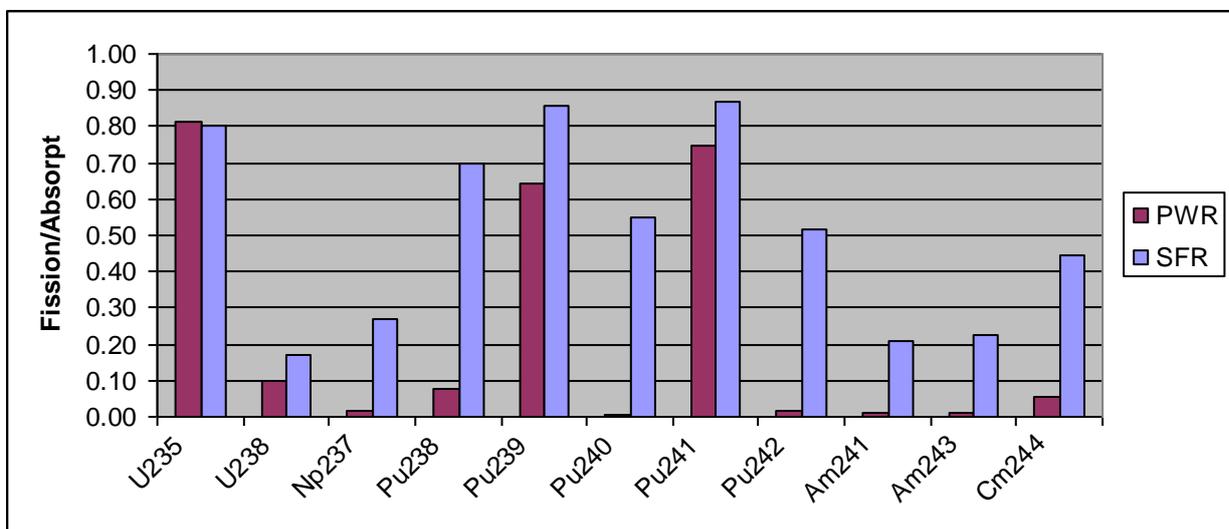


Abbildung 6: Verhältnis von Spalt- zu Absorptionsrate für PWR (Druckwasserreaktor) und SFR (natriumgekühlter Schneller Reaktor)<sup>18</sup>

Der Nachweis der Transmutation, sowohl von Plutonium als auch von Americium und Curium, wurde im Labormaßstab im französischen Schnellen Reaktor PHENIX geführt.<sup>19</sup>

<sup>18</sup> Salvatores 2008.

<sup>19</sup> Guidez 2004.

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 geradzahligen Transuranisotope aufgrund ihres Thresholdverhaltens fast nur von schnellen Neutronen gespalten werden können. Das Verhältnis des Spalt- zum Absorptionswirkungsquerschnitt verändert sich bei einigen Isotopen ab ungefähr 500 Kilo-Elektronenvolt bis 1 Mega-Elektronenvolt Neutronenenergie deutlich. Damit ist für einige der zu spaltenden Transuranisotope 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 geradzahligen Isotopen treten bei einer transmutationsoptimierten Auslegung eines schnellen Reaktors nicht auf.

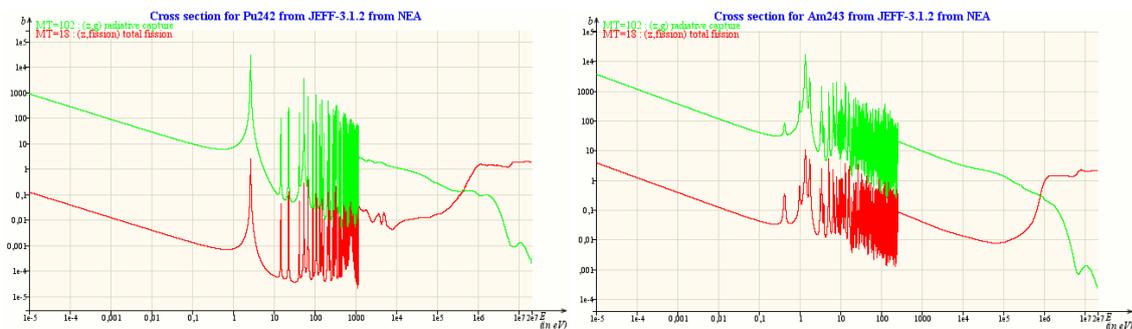


Abbildung 7: Vergleich der energieabhängigen Spalt- (rot) und Absorptionswirkungsquerschnitte (grün) für Plutonium 242 (links) und Americium 243 (rechts) zur Veranschaulichung der Veränderung des relevanten Reaktionspfandes bei hohen Neutronenenergien (Quelle: JANIS, NEA)<sup>20</sup>

## Grundlagen des Kerndesigns

Das Design eines Reaktorkerns in Kernreaktoren unterliegt wichtigen Anforderungen, sowohl um die Sicherheit 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 Kernauflegung 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 Strömungsstreifen

<sup>20</sup> JANIS, NEA 2013.

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 Kühlmittelleffekt 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 Kernentwürfe 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 Transuranbestände, 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>21</sup> erarbeitet. Zusätzlich wurde im Rahmen des IP EUROTRANS<sup>22</sup> eine umfangreiche Arbeit zur Entwicklung eines transmutationsoptimierten Kerndesigns für einen ADS mit Bleikühlung in der Designstudie EFIT<sup>23</sup> durchgeführt und durch einige Bestrahlungstests für neue Brennstoffkonfigurationen ergänzt. Im Rahmen des MYRRHA-Projektes wird derzeit an einer detaillierten Kernauslegung für einen ADS gearbeitet, wobei im derzeitigen Projektstatus die Auslegung von Kernen ohne Anteil an minoren Aktiniden im Vordergrund steht.

---

<sup>21</sup> Languille 1995.

<sup>22</sup> ERP 2005.

<sup>23</sup> Maschek 2008.

#### **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 Fehlverhalten eines 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 Transurangehalt 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 Transuranen 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 Transuranbeladung sicherheitstechnisch beherrschbar.

#### 4.2.8 Stand der Entwicklung von Simulationstools

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 Begrenzungssysteme. Grundsätzlich müssen diese numerischen Simulationstools umfassend, anhand relevanter Experimente validiert werden. Hinzu kommt der Einsatz von Rechencodes zur Simulation von Steuerung und Regelung bereits in der Konzipierungsphase.

Bei der Sicherheitsbewertung werden Betriebstransienten und Störfälle mit Rechencodes simuliert und hinsichtlich der Integrität der Sicherheitsbarrieren (Brennstab, Reaktordruckbehälter, 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 Beladepanung, 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 Wärmeübergangsmechanismen, 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 Systemsimulationsprogrammen, 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>24</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>25</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>26</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 hoch transiente Phase einer Kernschmelze in schweren Störfällen mit Kernzerstörung mit SIMMER<sup>27</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 Problembereich 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 Rechen-codeentwicklung 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<sup>20</sup>, 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-

---

<sup>24</sup> IAEA 2013.

<sup>25</sup> Rimpault 2002.

<sup>26</sup> Pfrang/ Struwe 2008.

<sup>27</sup> Tobita et al. 2006.

Technologie können jedoch für die Anwendung auf Schnelle Reaktoren erweitert werden; solche Erweiterungen sind zurzeit in Arbeit.

#### 4.2.9 Safety Approach für Transmutationssysteme

Die Sicherheitsstrategie ist der erste, wichtige Grundstein für die Entwicklung jedes Reaktorsystems und der darin angewandten Sicherheitssysteme, -konzepte und -prozeduren. Die Sicherheitsstrategie für Schnelle 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 Kernausslegungen 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 Transurananteil 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 Kühlmittel-einflusses 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>28</sup> In wissenschaftlichen Fachzeitschriften, wie zum Beispiel dem Journal of Nuclear Materials and Corrosion Science und anderen, werden wissenschaftliche Untersuchungen<sup>29</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 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

---

<sup>28</sup> OECD/NEA 2007; IAEA 1567.

<sup>29</sup> Weisenburger et al 2011.

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>30</sup>. Neben spannungsinduzierter Korrosion besteht ein weiteres großes Problem im schnellen Salzschnmelzenreaktor aber durch die starke Strahlenschädigung des Materials, insbesondere bei Temperaturen über 500 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 500 Grad Celsius sogar durch thermische Neutronen hervorgerufen, führt zur Heliumbildung und stellt damit ein großes Problem für den Sicherheitsbehälter dar<sup>31</sup>.

---

<sup>30</sup> MacPherson 1985.

<sup>31</sup> Merk/Konheiser 2013.

## 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 zielt das vor allem auf die Kühlung der Transmutationselemente 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 Impulstransport. 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 Stabbündel 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 (4.2.4) 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-Bismut-gekühlten 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.

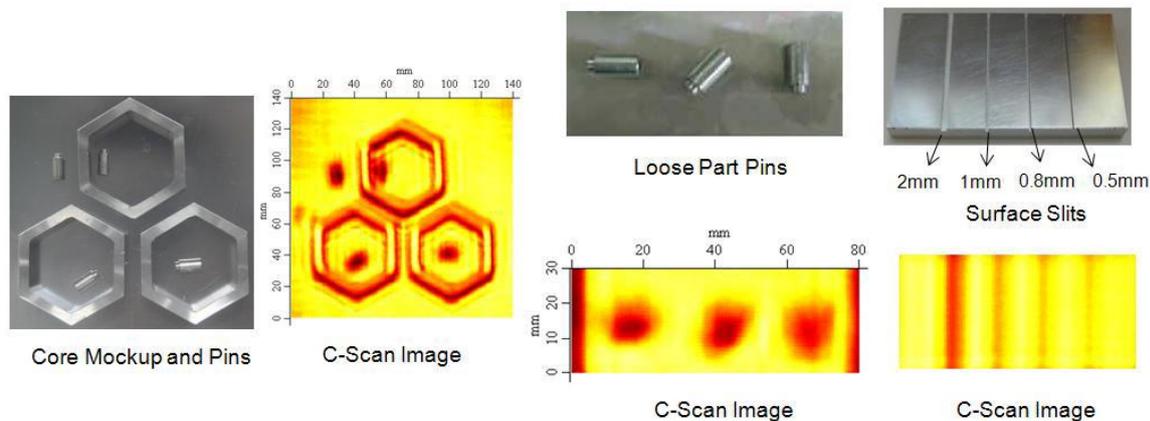


Abbildung 8: Beispiele zur Ortung von Gegenständen unter flüssigem Natrium mithilfe von Ultraschall<sup>32</sup>

#### 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 Abfallgebinden deutlich zu verringern. Dieser 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

<sup>32</sup> Kim et al. 2013.

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 jedoch 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 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 Brennelementumlademaschine ausgesetzt; ein Weiterbetrieb ist aufgrund der Kernenergiesituation in Japan bislang ungeklärt. Im Prototyp Fast Breeder

Reaktor (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 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 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.

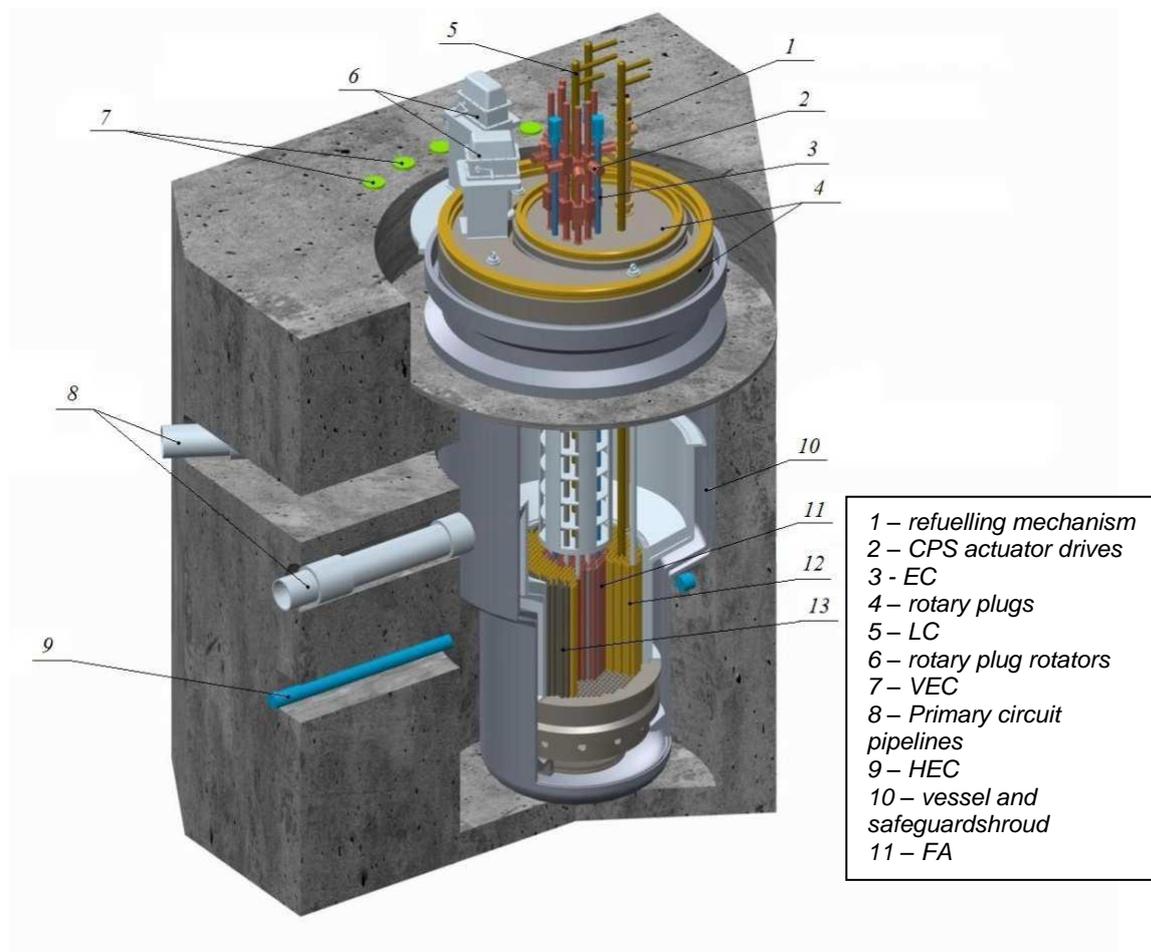


Abbildung 9: Reaktor des MBIR-Forschungsreaktors<sup>33</sup>

<sup>33</sup> Dragunov et al. 2013.

## **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 hydrometallurgischen Verfahren im Langzeitbetrieb? Hierbei sind insbesondere Aspekte der chemischen und radiolytischen 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 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, durchzuführenden Kernausslegung 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 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.

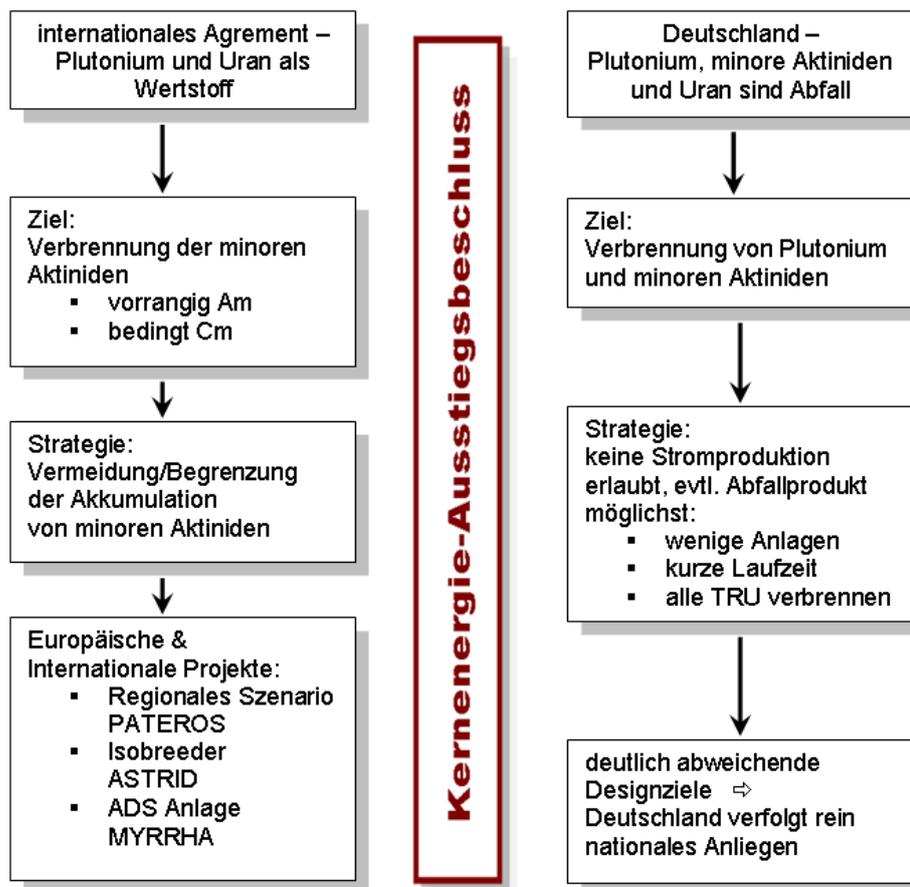


Abbildung 10: Derzeitige Situation der P&T-Forschung in Deutschland

#### 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 Transuranmenge 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 reaktorspezifische Kerndesigns entwickelt werden.

Für die Entwicklung beschleunigergetriebener Systeme bietet die Teilnahme am MYRRHA-Projekt, insbesondere am Kerndesign für den Reaktorkern mit Americiumbeladung, 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

transmutationsoptimierte 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 Transmutationsbrennstoffen werden derzeit im EU-Projekt ASGARD 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 Umladeplanung 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 DRESHDYN 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

#### 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].

#### 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: eingereicht *PlosOne*, 2013.

#### 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: eingereicht *PlosOne*, 2012.

#### 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.

## **NED 1987**

*Nuclear Engineering and Design (NED)*, Special Issue, Volume 101, Issue 1, 1987.

### **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**

##### **Guidez 2004**

Guidez, J./, Chauchepat, 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.**

<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./Kiefhaber, 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.

##### **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].

##### **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].

### **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.

### **Pfrang/ Struwe 2008**

Pfrang, W./Struwe, D.: SAS-SFR Ref 2008 Rel 1.0 Input Data Documentation (August 2008), 2008.

### **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**

#### **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].

#### **IAEA 2006**

IAEA: *Fast Reactor Database.*, IAEA Tecdoc 1531

#### **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-Célièrier, 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 *Journal of Nuclear Materials*, Volume 415, Issue 3, 31. August 2011, S. 260-269.

### **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.

### **Zu 4.2.11**

### **Kim et al. 2013**

Kim, Y.-i./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 Lenza, 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 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 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

## **b. Arbeiten zu anderen Arbeitspaketen**

Für eine Übersicht über die Arbeiten zu den Arbeitspaketen die von den anderen teilnehmenden Institutionen koordiniert wurden wird zunächst das Inhaltsverzeichnis der Studie wiedergegeben.

## > 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 Deskriptorauswahl	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>
------------------------------	------------

Zusätzlich zum koordinierten Arbeitspaket 4 wurden Beiträge zu den Arbeitspaketen

- AP1 – Kapitel 1
- AP3 – Kapitel 3
- AP5 – Kapitel 5
- AP6 – Kapitel 6
- AP7 – Kapitel 7

geleistet und sowohl an Einleitung und Zusammenfassung mitgewirkt. Zusätzlich wurden die Manuskripte aller Arbeitspakete, einschließlich Modul B, gegengelesen und diskutiert.

Haupttextbeiträge wurden geleistet zu:

- Zusammenfassung (P&T Studie S. 9 ff<sup>34</sup>)
- Einleitung (P&T Studie S. 19 ff<sup>34</sup>)
- 1.6 Möglichkeiten und Grenzen von P&T (P&T Studie S. 75 ff<sup>34</sup>)
- 3.4 Spezielle Bestrahlungseinrichtungen zur Transmutation und deren Effektivität (P&T Studie S. 126 ff<sup>34</sup>)
- 5.3 Sicherheitsmerkmale beschleuniger-getriebener unterkritischer Systeme (P&T Studie S. 180 ff<sup>34</sup>)
- 5.5 Grundlegende Störfallbetrachtungen und Diskussion von Störfalllasten für Strukturen und Brennstoff von Transmutationsanlagen (P&T Studie S. 188 ff<sup>34</sup>)
- 5.7 Sicherheitscharakteristik abgeschalteter Transmutationsanlagen (P&T Studie S. 209 ff<sup>34</sup>)
- 6 Internationale Projekte (P&T Studie S. 227 ff<sup>34</sup>)
- 7 Kompetenzen in Deutschland (P&T Studie S. 255 ff<sup>34</sup>)

Der wichtigste Beitrag zur Beurteilung der Chancen und Risiken von P&T wird hier kurz dargestellt.

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.

---

<sup>34</sup> Renn, Ortwin (Hrsg.): Partitionierung und Transmutation. Forschung – Entwicklung – Gesellschaftliche Implikationen (acatech STUDIE), München: Herbert Utz Verlag 2014, Entwurfsfassung unter : [http://www.acatech.de/fileadmin/user\\_upload/Baumstruktur\\_nach\\_Website/Acatech/root/de/Projekte/Laufende\\_Projekte/Transmutation/PuT\\_Studie\\_komplett\\_2013-10-22.pdf](http://www.acatech.de/fileadmin/user_upload/Baumstruktur_nach_Website/Acatech/root/de/Projekte/Laufende_Projekte/Transmutation/PuT_Studie_komplett_2013-10-22.pdf)

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 siebenzig bis einhundert Jahren signifikant. Findet die Endlagerung nach diesem Zeitraum statt, können die aus Gründen der Betriebs- und Langzeitsicherheit erforderlichen Mindestabstände der Einlagerungsstrecken 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.

Zusätzlich wurde das HZDR durch Dr. Bruno Merk als Fachmann für Transmutation im Gruppendelphi vertreten. Das HZDR unterstützte die Erarbeitung der acatech Position<sup>35</sup> fachlich, ebenfalls durch Dr. Bruno Merk.

---

<sup>35</sup> acatech (Hrsg.): Partitionierung und Transmutation nuklearer Abfälle. Chancen und Risiken in Forschung und Anwendung (acatech POSITION), München: Herbert Utz Verlag 2014.

## VIII. Zusammenfassung

Im Gesamtvorhaben wurde eine Studie zu Partitionierung und Transmutation  
> Forschung – Entwicklung – Gesellschaftliche Implikationen erarbeitet.

In der Studie wurden im ersten Teil die wissenschaftlichen und technologischen Aspekte der Technologieoption Partitionierung und Transmutation (P&T), die einen wichtigen Beitrag zum nuklearen Abfallmanagement leisten kann, bearbeitet. Parallel dazu wurden in einem zweiten Teil der soziowissenschaftliche, ökologische und ökonomische Gesichtspunkt analysiert und schließlich beide Teilstudien zusammengeführt. Ziel ist die Darstellung des Potentials von P&T, des Standes von Wissenschaft und Technik, sowie der Chancen und Risiken dieser Technologien.

Neben der wissenschaftlichen Beurteilung der Machbarkeit großtechnischer Partitionierungs- und Transmutationsanlagen unter Berücksichtigung verschiedener Teilaspekte (Abtrennungsverfahren, Brennstoffentwicklung, Beschleunigerkonzepte, Spallationstarget, Thermohydraulik, Materialien und Werkstoffe etc.) war die Bewertung dieser Technologie in Hinblick auf verschiedene Entsorgungsstrategien (mit Berücksichtigung von Aspekten wie mehrfache Wiederaufarbeitung der ausgedienten Brennelemente, der entsprechender Transporte, notwendige Zwischenlagerung - und der Endlagerung, etc.) ebenfalls Bestandteil dieses Vorhabens.

Das HZDR leitete im Rahmen eines Vorhabens das Arbeitspaket AP4 „Stand der Grundlagen- und technologischen Forschung“. Dies umfasste die Erarbeitung weiter Teile des Textes und die Einarbeitung von Beiträgen der Partnerinstitute. Darüber hinaus trug das HZDR durch eigne Texte zu den Arbeitspaketen AP1, AP3, AP5, AP6 und AP7 bei. Weiterhin gab es Beiträge zur Diskussion und Ergänzung des Gesamttextes einschließlich Einleitung und Zusammenfassung. Im Nachgang zur Studie unterstützte das HZDR die Erarbeitung der acatech Position fachlich.

Anlage:

Abkürzungsverzeichnis der Studie

# 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>BMUB</b>	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit
<b>BMWi</b>	Bundesministerium für Wirtschaft und Energie
<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>	Brennstabkockille, 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>	Konversionsrate, 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

GFR	Gas cooled Fast Reactor
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH
$\text{GWd}/t_{\text{SM}}/\text{GWd}/t_{\text{HM}}$	Gigawatt-Tage pro Tonne Schwermetall/Gigawatt-Tage pro Tonne Heavy Metal
HAW	High Active Waste
HLW	High Level Waste
HWA	Hochradioaktiver Wärmeentwickelnder Abfall
HX	Heat Exchanger
IAEA	International Atomic Energy Agency
ICPR	Internationale Strahlenschutzkommission
ILW	Intermediate Level Waste
IMF	Inert Matrix Fuel, Inert-Matrix-Brennstoff
IRF	Instant Release Fraction
KALLA	Karlsruher Bleilabor; Karlsruhe Lead Laboratory
KKW	Kernkraftwerk
LBE	Lead-Bismuth Eutectic
LFR	Lead cooled Fast Reactor
LOCA	Loss Of Coolant Accident
LOF	Loss Of Flow
LOHS	Loss Of Heat Sink
LULU	Locally-Unwanted-Land-Use
LWR	Leichtwasserreaktor; Light Water cooled Reactor
MA	Minore Aktinide
MBIR	Multifunktionaler Testreaktor, Russland; im Bau
MDEP	Multinational Design Evaluation Programme
MONJU	Schneller Reaktor, Japan
MOX	MischOXid
MSFR	Salzschmelzenreaktor mit schnellem Neutronenspektrum, Molten Salt Fast Reactor
MSR	Salzschmelzenreaktor, Molten Salt Reactor
MVA	Müllverbrennungsanlage
MW	Megawatt
MYRRHA	Multi-purpose hYbrid Research Reactor for High-tech Applications
n	Fallzahl
NBBW	Nachhaltigkeitsbeirat Baden-Württemberg
NEA	Nuclear Energy Agency
NIMBY	Not-In-My-Backyard
ODS	Oxide dispersion strengthened
OECD	Organization for Economic Co-operation and Development
P&T	Partitionierung und Transmutation
PCI	Pellet Clad Interaction

PFBR	Prototype Fast Breeder Reactor; derzeit in Kalpakkam, Indien im Bau
PHENIX	Experimenteller Schneller Reaktor, Frankreich
Pi	Urteilerübereinstimmung nach Fleiss
PLOF	Protected Loss Of Flow
PLOHS	Protected Loss Of Heat Sink
PUREX	Plutonium Uranium Recovery by Extraction
PWR	Pressurized Water Reactor
SA	Sub Assembly
SAS-SFR	Simulationscode für Störfälle in Schnellen Reaktoren
SFR	Sodium cooled Fast Reactor
SGTR	Steam Generator Tube Rupture
SH	Sicherheit des Urteils
SIMMER	Simulationscode für schwere Störfälle in Schnellen Reaktoren
SINQ-Anlage	Spallationsneutronenquelle am Paul Scherrer Institut, Schweiz
SNR-300	Natriumgekühlter Schneller Reaktor, Kalkar
StrlSchV	Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen
SWR	Siedewasserreaktor
TI	Telefoninterview
TOP	Transient Over Power
TRU	Transurane
$t_{SM}/a$	Tonnen Schwermetall pro Jahr
TV	Television
$TWh_{el}$	Terrawattstunden (elektrisch)
UBA	Unprotected Blockage of Assembly
ULOF	Unprotected Loss Of Flow
ULOHS	Unprotected Loss Of Heat Sink
UTOP	Unprotected Transient Overpower
VSG	Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben
WA/WAA	Wiederaufarbeitung/Wiederaufarbeitungsanlage
WENRA	Western European Nuclear Regulator's Association
WWER	Reaktorblöcke russischer Bauart
ZIRIUS	Zentrum für interdisziplinäre Risiko- und Innovationsforschung der Universität Stuttgart