

**Auswirkungen von  
Partitionierung und  
Transmutation auf  
Endlagerkonzepte und  
Langzeitsicherheit  
von Endlagern für  
Wärme entwickelnde  
radioaktive Abfälle**

Erstellt von:

**DBE-TEC**  
DBE TECHNOLOGY GmbH

The logo for GRS, consisting of the letters 'G', 'R', and 'S' in a stylized, rounded font. The 'G' and 'R' are connected, and the 'S' is separate.



## **Auswirkungen von Partitionierung und Transmutation auf Endlagerkonzepte und Langzeitsicherheit von Endlagern für Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle**

Beiträge zur Studie von KIT und  
Universität Stuttgart zu Partitio-  
nierung und Transmutation (P&T)  
von hochradioaktiven Abfällen

Wilhelm Bollingerfehr (DBETEC)  
Dieter Buhmann (GRS)  
Wolfgang Filbert (DBETEC)  
Jörg Mönig (GRS)

August 2014

### **Anmerkung:**

Die diesem Bericht zugrunde  
liegenden Arbeiten wurden im  
Auftrag des Bundesministeri-  
ums für Wirtschaft und Energie  
(BMWi) über den Projektträger  
Karlsruhe, Wassertechnologie  
und Entsorgung (PTKA-WTE)  
unter den Förderkennzeichen  
02 E 11162 und 02 E 11172 ge-  
fördert.

Die Arbeiten wurden von der DBE  
Technology GmbH (DBETEC)  
und der Gesellschaft für Anlagen-  
und Reaktorsicherheit (GRS) mbH  
durchgeführt.

Die Verantwortung für den Inhalt  
der Veröffentlichung liegt alleine  
bei den Autoren.

**GRS - 318  
TEC-18-2013-AB  
ISBN 978-3-939355-97-7**

## **Deskriptoren**

Endlager, Langzeitsicherheit, Partitionierung, Transmutation, Wärme entwickelnder Abfall

## Zusammenfassung

Durch die Abtrennung (Partitionierung) langlebiger Radionuklide (vor allem der Aktiniden) und deren anschließender Transmutation in überwiegend kurzlebige Radionuklide ließe sich im Prinzip von Anfang an das Aktivitätsinventar in einem Endlager für Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle vermindern. Ob und in welchem Maße sich damit auch die potenziell von diesem Endlager ausgehenden langzeitigen Auswirkungen verringern lassen und welche weiteren endlagerungsbezogenen Aspekte bei einer umfassenden Bewertung der Technologieoption Partitionierung und Transmutation (P&T) berücksichtigt werden müssen, wird im vorliegenden Bericht betrachtet.

Eine Anwendung von P&T käme allenfalls für die bereits vorhandenen bzw. zukünftig noch entstehenden ausgedienten Brennelemente deutscher Leichtwasserreaktoren sowie die ausgedienten Brennelemente aus Versuchs- und Prototyp-Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren und damit nur für einen Teil der zukünftig in Deutschland endzulagernden radioaktiven Abfälle in Frage. Die bereits vorhandenen Abfälle aus der Wiederaufarbeitung (verglaste hochradioaktive Abfälle sowie kompaktierte Strukturteile) würden unverändert in das Endlager gelangen und ihr Aktivitätsinventar kann nicht durch P&T beeinflusst werden.

Ausgehend von dem Beschluss der Bundesregierung, aus der Nutzung der Kernenergie auszusteigen, wurde in einer vorangehenden Studie (vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben) das zu erwartende Aktivitätsinventar eines Endlagers für Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle ermittelt und dieser Analyse zugrunde gelegt. Die vorliegenden Informationen zu den Inventaren der Wärme entwickelnden Abfälle ohne P&T wurden zusammengestellt und die nach einer Anwendung von P&T zu erwartenden Inventare an radioaktiven Abfällen abgeschätzt. Dabei zeigte sich, dass P&T dazu führt, dass zwar das Inventar der Wärme entwickelnden Abfälle abnimmt, dass dabei aber ein zusätzliches Inventar an Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung entsteht.

Für Endlager für Wärme entwickelnde Abfälle in Salz und Tonformationen wurden mögliche Endlagerkonzepte aus bereits vorliegenden Studien zusammengestellt. Anhand dieser Konzepte wurde abgeschätzt, wie sich die durch P&T veränderten Inventare an Wärme entwickelnden Abfällen auf die Größe der Endlager auswirken. Je nach Einlagerungskonzept (Bohrloch- oder Streckenlagerung) verringert sich der

Flächenbedarf des Endlagers für Wärme entwickelnde Abfälle um maximal 50 %. Gleichzeitig erhöht sich aber durch die Anwendung von P&T die Menge an vernachlässigbar Wärme entwickelnden Abfällen deutlich. Für diese Abfallmengen ist nach derzeitiger Genehmigungslage ein weiteres Endlager für vernachlässigbar Wärme entwickelnde Abfälle erforderlich, über dessen Größe zurzeit keine genaueren Angaben gemacht werden können.

Ausgehend von vorliegenden Studien wurde untersucht, welche Radionuklide für die Langzeitsicherheit von Endlagern für Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle von Bedeutung sind. Es zeigte sich, dass im Wesentlichen Spalt- und Aktivierungsprodukte relevant sind, die Aktiniden dagegen weniger. Dies liegt an der Rückhaltung vieler Radionuklide im Endlagersystem, von der die Aktiniden besonders betroffen sind. Viele Spalt- und Aktivierungsprodukte (zum Beispiel Iod, Selen, Chlor und Kohlenstoff) sind im Endlagersystem sehr mobil und daher für die Auswirkungen der Endlagerung in tiefen geologischen Formationen von hoher Relevanz.

Anhand der Ergebnisse zu den Endlagerauslegungen und zur Langzeitsicherheit wurden Aussagen zur Relevanz des potenziell für Deutschland möglichen P&T-Verfahrens abgeleitet. Die vorliegende Studie kommt zu dem Ergebnis, dass die Anwendung von P&T für das Endlager für Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle kaum Auswirkungen haben wird. Einerseits wird das Abfallvolumen an Wärme entwickelnden radioaktiven Abfällen nicht wesentlich reduziert und andererseits werden nur solche Radionuklide effektiv transmutiert, die für die Langzeitsicherheit des Endlagers wenig relevant sind. Außerdem wird ein weiteres Endlager für die zusätzlichen großen Volumina an radioaktiven Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung erforderlich, über dessen Langzeitsicherheit derzeit keine Aussage getroffen werden kann, das aber bei einer umfassenden Bewertung der Chancen und Risiken von P&T mit betrachtet werden muss.

## Inhaltsverzeichnis

	<b>Vorwort</b> .....	<b>1</b>
<b>1</b>	<b>Zielsetzung</b> .....	<b>3</b>
1.1	Zielsetzung der Studie P&T .....	3
1.2	Wissenschaftliche und technische Arbeitsziele des Vorhabens .....	5
<b>2</b>	<b>Abfallaufkommen ohne P&amp;T</b> .....	<b>7</b>
2.1	Mengengerüst der ausgedienten Brennelemente und radioaktiven Abfälle in Deutschland .....	7
2.2	Radionuklidinventar .....	9
2.3	Radioaktivität .....	14
2.4	Wärmeentwicklung .....	15
<b>3</b>	<b>Endlagerung</b> .....	<b>17</b>
3.1	Anforderungen an die Endlagerung .....	17
3.2	Sicherheits- und Nachweiskonzept .....	18
3.3	Abfallgebindetypen .....	22
3.4	Endlagerung Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle (WA-Abfälle und ausgediente Brennelemente) in Salzformationen .....	24
3.4.1	Geologische Gesamtsituation .....	25
3.4.2	Endlagerkonzepte.....	26
3.5	Endlagerung Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle (WA-Abfälle und ausgediente Brennelemente) in Tonformationen.....	29
3.6	Bestimmungsgrößen für die Bewertung der Langzeitsicherheit eines Endlagersystems .....	31
<b>4</b>	<b>Betrachtete gesellschaftliche Entwicklungsszenarien</b> .....	<b>37</b>
<b>5</b>	<b>Auswirkung von P&amp;T auf Endlagerkonzepte und Langzeit- sicherheit von Endlagern</b> .....	<b>43</b>
5.1	Auswirkungen von P&T auf die Ausgangssituation .....	43
5.2	Einzulagernde Inventare einschließlich der Sekundärabfälle aus Rezyklierung und Transmutation .....	44

5.3	Endlagerkonzept mit P&T .....	46
5.4	Langzeitsicherheit mit P&T .....	48
5.4.1	Sicherheitsmerkmale der verschiedenen Konzepte .....	49
5.4.2	Vergleichende Bewertung der zu erwartenden Konsequenzen .....	51
<b>6</b>	<b>F&amp;E-Bedarf aus Sicht von Endlagerung und Langzeitsicherheitsanalyse .....</b>	<b>57</b>
<b>7</b>	<b>Schlussfolgerungen .....</b>	<b>59</b>
	<b>Literaturverzeichnis.....</b>	<b>61</b>
	<b>Abbildungsverzeichnis.....</b>	<b>67</b>
	<b>Tabellenverzeichnis.....</b>	<b>69</b>
	<b>Abkürzungen.....</b>	<b>70</b>

## **Vorwort**

Die in diesem Bericht zusammenfassend dargestellten Ergebnisse des Vorhabens über die Auswirkungen von Partitionierung und Transmutation (P&T) auf Endlagerkonzepte und Langzeitsicherheit sind Teil einer Studie /REN 14/, die unter Koordination des Karlsruher Instituts für Technologie (KIT) und der Universität Stuttgart von mehreren Forschungsinstitutionen in Deutschland erarbeitet worden ist und in der der Stand von Wissenschaft und Technik und das Potential sowie die Chancen und Risiken einer Nutzung der Technologieoption P&T detailliert herausgearbeitet wurden. Hierfür wurden gesellschaftliche Entwicklungsszenarien erstellt und deren Auswirkungen im Hinblick auf die übergeordnete Fragestellung miteinander verglichen. Ein wesentlicher Aspekt war dabei die Analyse, welche Relevanz und welche Auswirkungen P&T auf die Entsorgung und Endlagerung von radioaktiven Abfällen haben kann, insbesondere vor dem Hintergrund der Randbedingungen in Deutschland. Ferner sollte betrachtet werden, welche Beiträge Deutschland in einem europäisch angelegten P&T-Forschungskonzept leisten könnte. In diesem Zusammenhang wurden in der Studie auch die Aspekte der Förderung und des Erhalts der Kompetenzen in der deutschen Nuklearforschung sowie der Transfer von P&T-Technologien in nicht-nukleare Anwendungsbereiche evaluiert und dargestellt. Die Machbarkeit großtechnischer Partitionierungs- und Transmutationsanlagen unter Berücksichtigung verschiedener Teilaspekte (Abtrennungsverfahren, Brennstoffentwicklung, Beschleunigerkonzepte, usw.) wurden beurteilt. Ferner war die Bewertung dieser Technologie in Hinblick auf verschiedene Entsorgungsstrategien (mit Berücksichtigung von Aspekten wie mehrfache Wiederaufarbeitung der ausgedienten Brennelemente, entsprechende Transporte, erhöhtes Aufkommen von zusätzlichen Abfallformen, notwendige Zwischenlagerung und Endlagerung, usw.) Bestandteil der Studie. Die Studie wurde von acht Institutionen in zwei fachlich unterschiedlich orientierten Modulen durchgeführt.

Die DBE TECHNOLOGY GmbH und die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH mit ihrem Bereich Endlagersicherheitsforschung in Braunschweig waren in die Arbeiten im Modul A und darin in die Bewertung von P&T bezüglich der Auswirkungen auf die Endlagerkonzepte und die Langzeitsicherheit von Endlagern für radioaktive Abfälle eingebunden. Der vorliegende Bericht fasst die dabei erzielten Ergebnisse und Erkenntnisse zusammen.



# **1 Zielsetzung**

## **1.1 Zielsetzung der Studie P&T**

In der aus zwei Modulen bestehenden Studie wurden im ersten Teil die wissenschaftlichen und technologischen Aspekte der Technologieoption Partitionierung und Transmutation (P&T), die einen Beitrag zum nuklearen Abfallmanagement leisten könnten, dargestellt. Parallel dazu wurden in einem zweiten Teil die sozialwissenschaftlichen, ökologischen und ökonomischen Gesichtspunkte analysiert und schließlich beide Teile zusammengeführt.

Ziel der Arbeit war es, erstens den Stand von Wissenschaft und Technik, zweitens das Potential sowie die Chancen und Risiken dieser Technologien detailliert herauszuarbeiten. Hierfür wurden mehrere gesellschaftliche Entwicklungsszenarien abgeleitet und deren Konsequenzen miteinander verglichen. Ein wesentlicher Aspekt war dabei die Analyse, welche Relevanz und welche Auswirkungen P&T auf die Entsorgung und Endlagerung von radioaktiven Abfällen haben kann, hier insbesondere gezielt vor dem Hintergrund der deutschen Randbedingungen bezüglich des Ausstiegs aus der Nutzung der Kernenergie zur Stromerzeugung.

Von Interesse war ferner, welche Beiträge Deutschland in einem europäisch angelegten Konzept zur P&T-Forschung leisten könnte. In diesem Zusammenhang wurde das Potential einer deutschen Beteiligung an der Entwicklung des europäischen P&T-Konzepts unter dem Aspekt der Förderung und des Erhalts 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 entsprechenden Transporte radioaktiven Materials, erhöhtes Aufkommen von zusätzlichen Abfallformen, notwendige Zwischenlagerung und Endlagerung, etc.) ebenfalls Bestandteil dieses Vorhabens.

Wie bereits erwähnt, wurden die Arbeiten in zwei Modulen durchgeführt. Das Modul A befasste sich mit den wissenschaftlichen und technologischen Aspekten im Zusammenhang mit P&T (von den Grundlagen bis hin zu der anwendungsorientierten Forschung und Entwicklung). Die Projektpartner Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf, Karlsruhe Institut für Technologie und Forschungszentrum Jülich GmbH zusammen mit der RWTH Aachen sowie der GRS und der DBE TECHNOLOGY GmbH haben die technologischen und wissenschaftlichen Aspekte der Studie bearbeitet. Diese Partner repräsentieren Institutionen aus Forschung und Lehre; sie waren mit ihrem Know-how und der ihnen zur Verfügung stehenden Forschungsinfrastruktur für die Durchführung der Arbeiten im Modul A geeignet. Die Partner sind auch in entsprechenden EU-Projekten und OECD-Arbeitsgruppen bereits intensiv, teilweise als Koordinator, eingebunden.

Im vom BMBF geförderten Modul B wurden die sozialwissenschaftlichen, ökologischen und ökonomischen Aspekte im Hinblick auf die Fragen nach Chancen und Risiken einer Nutzung der P&T-Technologie bearbeitet. Die Chancen und Risiken wurden im Hinblick auf ihre gesellschaftlichen Implikationen bewertet und dienten als Grundlage für die Ableitung von Empfehlungen für eine angemessene Kommunikations- und Handlungsstrategie für politische Entscheidungsträger.

Die Forschungsarbeiten zwischen den Modulen A und B wurden miteinander verzahnt: Dazu wurden auf mehreren gemeinsamen Workshops und Arbeitstreffen die Szenarien zu potentiellen gesellschaftlichen Entwicklungswegen in Bezug auf die P&T-Forschung und -Implementierung erstellt und dazugehörige Deskriptoren für die Bewertung der Szenarien definiert. In diesem Zusammenhang wurden im Modul A die technischen und wissenschaftlichen Deskriptoren quantifiziert, während im Modul B die sozialen, ökonomischen und ökologischen Deskriptoren behandelt wurden.

Die Ergebnisse der Arbeiten in den Modulen A und B wurden in einem Endbericht gebündelt, der als acatech-Publikation (Studie) veröffentlicht worden ist /REN 14/.

Das Modul B sowie die Gesamtkoordination der Studie wurden von der deutschen Akademie der Technikwissenschaften (acatech) übernommen. Gesamtkoordinator der Studie war Prof. Dr. Dr. h. c. Ortwin Renn und Koordinator des Moduls B war Dr. Marc-Denis Weitze.

## **1.2            Wissenschaftliche und technische Arbeitsziele des Vorhabens**

Die wissenschaftlichen und technischen Arbeitsziele des Vorhabens, die von der DBE TECHNOLOGY GmbH und der GRS bearbeitet wurden und Teil der oben genannten Studie zu P&T sind, betreffen Untersuchungen zu den Auswirkungen von P&T auf Endlagerkonzepte und Langzeitsicherheit von Endlagern für Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle. Dazu sollten zunächst die Grundlagen zusammengestellt werden in Form von Daten zu den zu erwartenden Mengen und Arten radioaktiver Abfälle und ausgehender Brennelemente gemäß Ausstiegsbeschluss aus der friedlichen Nutzung der Kernenergie in Deutschland. Abschätzungen zu Änderungen dieser Abfallmengen bei angenommener Umsetzung von P&T in Deutschland wurden der Bewertung der Auswirkungen auf aktuelle Endlagerkonzepte für Endlager in Salz und Tonstein zugrundegelegt. Es sollte darauf aufbauend untersucht werden, in welchem Umfang sich Änderungen für die Endlagerkonzeption ergeben, in wie weit ein Beitrag zur Verbesserung der Langzeitsicherheit ableitbar ist und in welchen Zeiträumen dabei zu planen ist. Schließlich wurde analysiert, welche F&E-Themen sich für die Entsorgungsplanung bei einer Anwendung von P&T in Deutschland ergäben.



## **2 Abfallaufkommen ohne P&T**

Nachfolgend wird das Aufkommen an Wärme entwickelnden radioaktiven Abfällen zusammengestellt, das in Deutschland anfallen wird, wenn in Zukunft diese Abfälle endgelagert werden. Zum einen werden damit Randbedingungen für die beiden gesellschaftlichen Entwicklungsszenarien beschrieben, bei denen darauf verzichtet wird, die Technologieoptionen Partitionierung und Transmutation auf den deutschen Abfall anzuwenden. Zum anderen werden dadurch auch die Abfallmengen bestimmt, für die P&T prinzipiell infrage kommt, sowie die Abfallmengen, auf die P&T nicht anwendbar ist.

Nach dem Beschluss des Bundestages vom Juli 2011, die friedliche Nutzung der Kernenergie bis zum Jahr 2022 zu beenden, und nach der Festlegung von verbindlichen Restlaufzeiten für die Leistungsreaktoren lassen sich die Art und Menge an Wärme entwickelnden radioaktiven Abfällen und ausgedienten Brennelementen in guter Näherung ermitteln. Zu den radioaktiven Abfällen, die in einem Endlager für Wärme entwickelnde Abfälle zu berücksichtigen sind, gehören

- bestrahlte Brennelemente aus Leistungsreaktoren (direkte Endlagerung),
- radioaktive Abfälle aus der Wiederaufarbeitung im Ausland sowie aus der Wiederaufarbeitungsanlage in Karlsruhe und
- bestrahlte Brennelemente aus Prototyp- und Forschungsreaktoren.

Auf dieser Grundlage wurden im Rahmen der Vorläufigen Sicherheitsanalyse Gorleben (VSG) /FIS 13/ das insgesamt in Deutschland zu erwartende Aufkommen dieser Abfälle ermittelt und ihr Radionuklidinventar anhand von realistischen Abbrandrechnungen abgeschätzt. Die in /SCH 04/ und /SCH 13/ aufgeführten und vom Bundesamt für Strahlenschutz /BFS 13/ genannten Mengengerüste für die Anzahl an Brennelementen entsprechen weitgehend diesen Zahlen.

### **2.1 Mengengerüst der ausgedienten Brennelemente und radioaktiven Abfälle in Deutschland**

In den nachfolgenden Tabellen 2.1 bis 2.3 sind die entsprechenden Mengen an ausgedienten Brennelementen und anderen Wärme entwickelnden (hochradioaktiven) Abfällen wie im Vorhaben VSG zusammengestellt. Dabei wurde zwischen den drei oben

genannten Abfallströmen unterschieden. (Die Einheit  $t_{SM}$  steht für Tonne Schwermetall.)

**Tab. 2.1** Mengengerüst der ausgedienten Brennelemente (BE) aus Leistungsreaktoren bei Betrieb der Kernkraftwerke bis 2022 /BOL 12/

Abfallstrom: Leistungsreaktoren		Anzahl BE	Schwermetallmasse [ $t_{SM}$ ]
DWR	UO <sub>2</sub>	12.450	6.415
	MOX	1.530	765
SWR	UO <sub>2</sub>	14.350	2.465
	MOX	1.250	220
WWER-DWR	UO <sub>2</sub>	5.050	580
Gesamt		34.630	10.445

**Tab. 2.2** Mengengerüst der hochradioaktiven und Wärme entwickelnden Wiederaufarbeitungsabfälle /BOL 12/

Abfallstrom: Wiederaufarbeitungsabfälle		Anzahl Kokillen
Kokillenform (siehe Text)	aus Anlage...	
CSD-V (HAW-Kokillen)	AREVA NC (F)	3.025
	Sellafield Ltd. (UK)	570
	VEK (D)	140
	<i>Summe</i>	<i>3.735</i>
CSD-B	AREVA NC (F)	308
CSD-C	AREVA NC (F)	4.104

Insgesamt sind ungefähr 25.000 Brennelemente mit etwa 6.700  $t_{SM}$  zu den Wiederaufarbeitungsanlagen in La Hague, Frankreich, Sellafield (UK) und Karlsruhe transportiert worden. Die dabei in Sellafield entstandenen Abfälle aus der Wiederaufarbeitung (WA) sind noch nicht nach Deutschland zurückgeführt worden.

Die Konditionierung der WA-Abfälle erfolgte in dünnwandigen Standard-Edelstahl-Kokillen mit einem Durchmesser von 43 cm in folgenden drei Formen:

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

Für die ausgedienten Brennelemente und Brennstäbe aus Versuchs- und Prototyp-Kernkraftwerken sowie aus Forschungsreaktoren liegen die Angaben zu den Schwermetallmengen nicht in vergleichbarer Form wie für Tabelle 2.1 vor, sodass sie in Tabelle 2.3 nicht aufgeführt sind.

**Tab. 2.3** Mengengerüst der ausgedienten Brennelemente (BE) und Brennstäbe (BS) aus Versuchs- und Prototyp-Kernkraftwerken sowie aus Forschungsreaktoren /BOL 12/

Abfallstrom: Versuchs- und Prototyp-Kernkraftwerke/ Forschungsreaktoren	Anzahl BE bzw. BS
AVR	288.161 BE-Kugeln
THTR	617.606 BE-Kugeln
KNK II	2.484 BS
Otto-Hahn	52 BS
FRM II	120 – 150 MTR-BE
BER II	circa 120 MTR-BE

## 2.2 Radionuklidinventar

Für die folgenden Betrachtungen zu den Auswirkungen von P&T auf die Menge der endzulagernden ausgedienten Brennelemente und die Gesamtmenge der verglasten Abfälle sind insbesondere Radionuklide interessant, die langlebig und damit in den Langzeitsicherheitsanalysen zu berücksichtigen sind, oder die aufgrund ihrer radiologischen Eigenschaften bei der Handhabung der Abfälle problematisch sein können. Für

die weiteren Betrachtungen im Rahmen der vorliegenden Studie werden das in /PEI 11/ beschriebene Abfallaufkommen sowie die dortigen Angaben zu den Radionuklidinventaren zugrunde gelegt und in den nachfolgenden Kapiteln beschrieben.

Die Darstellungen in diesem Kapitel dienen als Grundlage für die Bewertung der vier in der Studie berücksichtigten gesellschaftlichen Entwicklungsszenarien, die im Kapitel 4 beschrieben werden. Die Angaben kennzeichnen die Szenarien, bei denen keine Anwendung von P&T auf ausgediente Brennelemente aus deutschen Kernkraftwerken erfolgt. Auf die Inventare nach Anwendung von P&T wird im Kapitel 5 eingegangen.

In Tabelle 2.4 sind die Gesamtinventare (in Becquerel [Bq] und Kilogramm [kg]) der ausgedienten Brennelemente aus Druckwasserreaktor (DWR)- und Siedewasserreaktor (SWR)-Anlagen sowie der Abfälle aus der Wiederaufarbeitung (CSD-V und CSD-C) für ausgewählte, für die Langzeitsicherheit relevante Radionuklide zum Zeitpunkt 2075 zusammengestellt. Die Inventare wurden aus den Angaben in /PEI 11/ berechnet. Geringe Abweichungen der angegebenen Daten im Vergleich zu den Daten in /SCH 13/, können auf unterschiedliche Annahmen der Abbrände, der Lagerungszeiten und der Verluste bei der Wiederaufarbeitung zurückgeführt werden. Die Angaben zu den Inventaren der ausgedienten DWR- und SWR-Brennelemente basieren auf Abbränden von 55 beziehungsweise 50 GWd/t<sub>SM</sub> (Gigawatttage pro Tonne Schwermetall). Die Angaben zu den Inventaren der Abfälle aus der Wiederaufarbeitung basieren auf Abbrand- und Aktivierungsrechnungen für einen Abbrand von 33 GWd/t<sub>SM</sub> (Uranoxid-Brennstoff mit einer Anreicherung von 3,5 % im Uran-235) sowie unterstellten Abtrennfaktoren für Uran von 0,998 und für Plutonium von 0,994 innerhalb des Wiederaufarbeitungsprozesses. Wie neuere Untersuchungen zu gemessenen Inventaren an verglasten Abfällen aus der Wiederaufarbeitungsanlage in La Hague zeigen, stimmen die realen mit den berechneten Inventaren nicht immer überein. Insbesondere für die leicht flüchtigen Elemente wie Iod und Chlor liegen die realen Werte erheblich niedriger /MEL 12/. Der Grund hierfür ist, dass in /PEI 11/ aus Gründen der Konservativität in Bezug auf langzeitsicherheitsanalytische Betrachtungen unterstellt wurde, dass keine gasförmigen Radionuklide während der Auflösung der ausgedienten Brennelemente entweichen und somit von einer vollständigen Überführung dieser leicht flüchtigen Nuklide in den verglasten Abfall auszugehen ist. Im Gegensatz zu dieser Modellannahme gelangen die leicht flüchtigen Elemente während der Wiederaufarbeitung in andere Abfallströme oder sie werden in die Umwelt abgeleitet. Auf Basis von Messwerten zur Ableitung von Iod-129 aus der Wiederaufarbeitungsanlage La Hague über den Kamin und in das Meer sowie auf Basis von gemessenen Aktivitäten von Iod-129 in Hüllrohren und

Strukturteilen, die in CSD-C-Kokillen endgelagert werden, wurden die Iod-129-Aktivitäten ermittelt, die in den CSD-V-Kokillen zu erwarten sind /NEA 10/. Diese Werte betragen ungefähr ein Vierzigstel der hier in Tabelle 2.4 angegebenen Menge an Iod-129.

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

Die Zusammensetzung von 1  $t_{SM}$  ausgedientem Brennstoff (Abbrand 55 GWd/ $t_{SM}$ , zehn Jahre nach Entnahme) aus einem DWR gemäß /SCH 13/ ist in Tabelle 2.5 wiedergegeben. Daraus errechnet sich die prozentuale Massenverteilung in Abbildung 2.1.

Die Gesamtmenge an ausgedienten Brennstoffen im Jahr 2075 umfasst circa 170 Tonnen Plutonium und minore Aktiniden (MA); in den verglasten Abfällen befinden sich 0,3 Tonnen Plutonium und 4 Tonnen MA.

Uran hat mit 9710 Tonnen den größten Anteil an der Gesamtmenge der ausgedienten Brennstoffe; der Gesamtanteil an Spaltprodukten im ausgedienten Brennstoff beträgt etwa 620 Tonnen und in den verglasten Abfällen ca. 210 Tonnen.

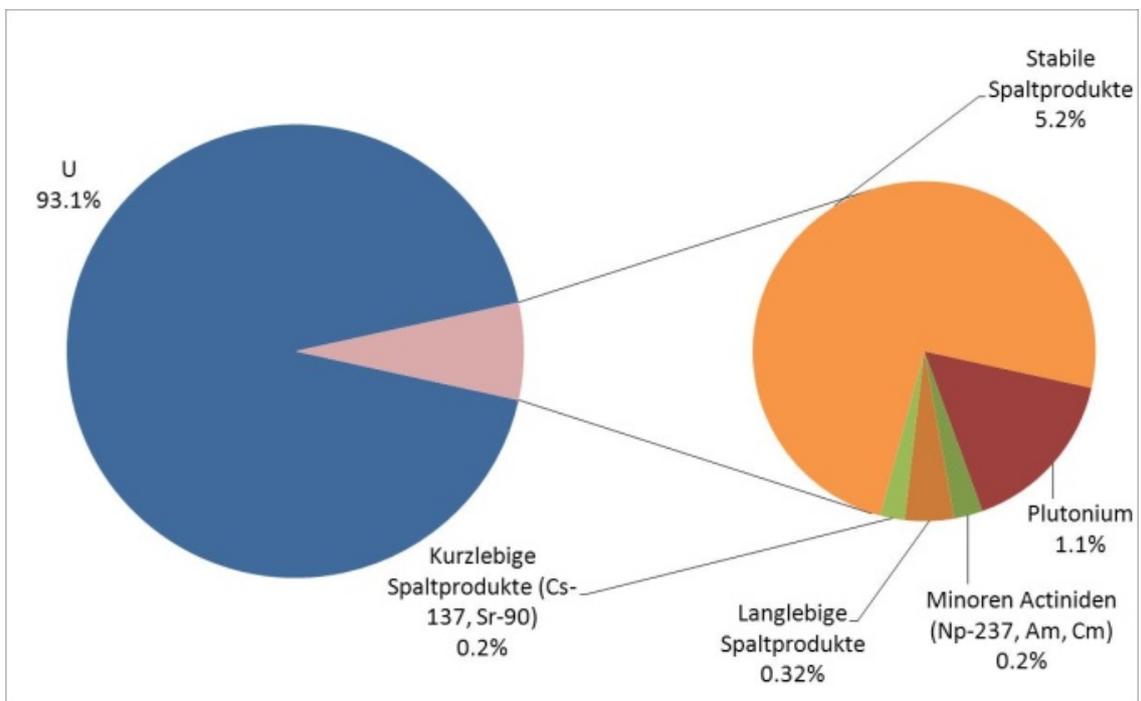
**Tab. 2.4** Halbwertszeiten und ausgewählte Inventare ([Bq] und [kg]) von ausgedienten Brennelementen und Abfällen aus der Wiederaufarbeitung (CSD-V und CSD-C) zum Ende der Betriebsphase des Endlagers<sup>1</sup>

Isotop	Halbwertszeit [a]	DWR+SWR [Bq]	DWR+SWR [kg]	CSD-V/C [Bq]	CSD-V/C [kg]	Summe [Bq]	Summe [kg]
C-14	5,73E+03	3,15E+14	1,91E+00	1,22E+14	7,43E-01	4,38E+14	2,66E+00
Cl-36	3,00E+05	9,07E+12	7,43E+00	3,92E+12	3,21E+00	1,30E+13	1,06E+01
Se-79	6,50E+04	2,53E+13	9,80E+00	8,53E+12	3,31E+00	3,38E+13	1,31E+01
Sr-90	2,91E+01	8,47E+18	1,68E+03	1,87E+18	3,70E+02	1,03E+19	2,05E+03
Tc-99	2,13E+05	7,74E+15	1,23E+04	2,64E+15	4,21E+03	1,04E+16	1,66E+04
I-129	1,57E+07	1,65E+13	2,52E+03	4,97E+12	7,61E+02	2,14E+13	3,28E+03
Cs-135	2,30E+06	2,66E+14	6,23E+03	8,21E+13	1,93E+03	3,48E+14	8,16E+03
Cs-137	3,00E+01	1,44E+19	4,47E+03	2,89E+18	8,99E+02	1,73E+19	5,37E+03
Pb-210	2,23E+01	1,93E+09	6,84E-07	3,55E+08	1,26E-07	2,29E+09	8,10E-07
Ra-226	1,60E+03	4,46E+09	1,22E-04	5,45E+08	1,49E-05	5,00E+09	1,37E-04
Th-229	7,34E+03	5,75E+09	7,31E-04	2,78E+08	3,54E-05	6,03E+09	7,66E-04
Th-230	7,71E+04	3,54E+11	4,74E-01	1,56E+10	2,09E-02	3,70E+11	4,95E-01
Th-232	1,41E+10	2,02E+08	4,97E+01	1,09E+08	2,69E+01	3,11E+08	7,66E+01
Pa-231	3,28E+04	2,79E+10	1,60E-02	7,53E+09	4,31E-03	3,55E+10	2,03E-02
U-232	7,20E+01	1,82E+13	2,29E-02	7,96E+09	1,01E-05	1,82E+13	2,29E-02
U-233	1,59E+05	9,94E+11	2,77E+00	2,19E+10	6,11E-02	1,02E+12	2,84E+00
U-234	2,45E+05	8,04E+14	3,48E+03	9,30E+11	4,02E+00	8,05E+14	3,48E+03
U-235	7,04E+08	4,31E+12	5,38E+04	6,15E+09	7,69E+01	4,31E+12	5,39E+04
U-236	2,34E+07	1,16E+14	4,85E+04	7,73E+10	3,23E+01	1,16E+14	4,86E+04
U-238	4,47E+09	1,12E+14	9,03E+06	9,11E+10	7,32E+03	1,12E+14	9,04E+06
Np-237	2,14E+06	2,39E+14	9,18E+03	6,30E+13	2,42E+03	3,02E+14	1,16E+04
Pu-238	8,78E+01	2,12E+18	3,35E+03	1,97E+15	3,12E+00	2,12E+18	3,35E+03
Pu-239	2,41E+04	1,65E+17	7,19E+04	4,10E+14	1,78E+02	1,66E+17	7,20E+04
Pu-240	6,54E+03	3,72E+17	4,41E+04	1,21E+15	1,44E+02	3,73E+17	4,42E+04
Pu-241	1,44E+01	4,70E+18	1,23E+03	2,84E+15	7,45E-01	4,70E+18	1,23E+03
Pu-242	3,87E+05	2,32E+15	1,64E+04	2,14E+12	1,52E+01	2,33E+15	1,65E+04
Pu-244	8,27E+07	9,92E+08	1,51E+00	3,44E+05	5,25E-04	9,92E+08	1,51E+00
Am-241	4,33E+02	3,05E+18	2,40E+04	1,54E+17	1,21E+03	3,20E+18	2,52E+04
Am-242m	1,52E+02	9,80E+15	2,73E+01	8,31E+14	2,31E+00	1,06E+16	2,96E+01
Am-243	7,39E+03	2,96E+16	4,02E+03	2,76E+15	3,75E+02	3,24E+16	4,39E+03
Cm-244	1,81E+01	5,63E+17	1,88E+02	1,16E+16	3,89E+00	5,74E+17	1,92E+02
Cm-245	8,51E+03	1,18E+15	1,86E+02	2,41E+13	3,79E+00	1,20E+15	1,89E+02
Cm-246	4,73E+03	2,11E+14	1,86E+01	3,41E+12	3,00E-01	2,14E+14	1,89E+01
Cm-247	1,56E+07	1,13E+09	3,30E-01	8,89E+06	2,59E-03	1,14E+09	3,32E-01
Cm-248	3,39E+05	3,00E+09	1,91E-02	1,70E+07	1,08E-04	3,02E+09	1,92E-02

<sup>1</sup> In den ausgedienten Brennelementen aus Hochtemperatur-Reaktoren (AVR und HTHR) befinden sich größere Mengen Thorium als in ausgedienten Brennelementen aus Leichtwasserreaktoren (LWR). Auf Thorium wird im vorliegenden Bericht nicht weiter eingegangen.

**Tab. 2.5** Zusammensetzung einer Tonne Schwermetall ( $t_{SM}$ ) ausgedienten Brennstoffs aus einem DWR bei einem Abbrand von 55 GWd /SCH 13/

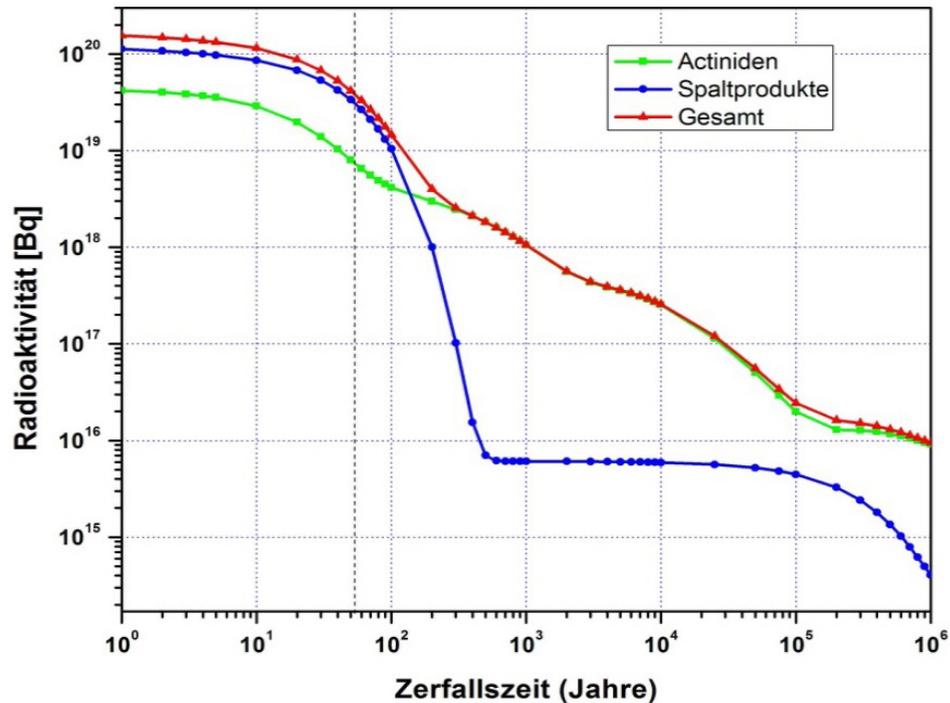
Element		Masse [kg]
U		930,7
Plutonium		11,1
Minore Aktinide	Np-237	0,79
	Am	0,99
	Cm	0,1
Langlebige Spaltprodukte	I-129	0,26
	Tc-99	1,23
	Zr-93	1,12
	Cs-135	0,6
Kurzlebige Spaltprodukte	Cs-137	1
	Sr-90	0,6
Stabile Isotope	Lanthaniden	15,87
	andere Stabile	35,64



**Abb. 2.1** Prozentualer Massenanteil des aus einem DWR entladenen bestrahlten Brennstoffs /SCH 13/

## 2.3 Radioaktivität

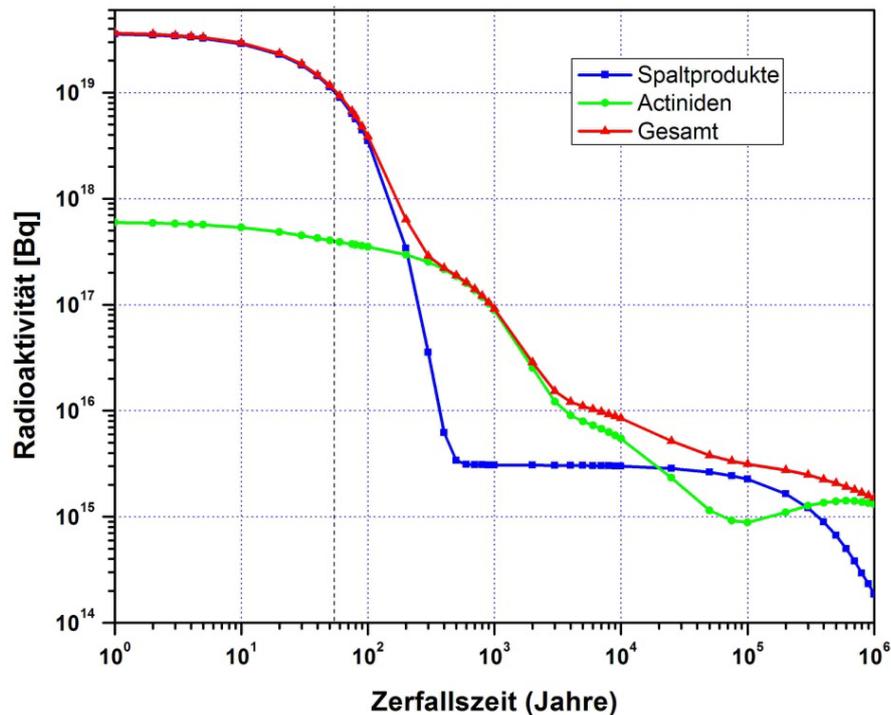
Abbildung 2.2 zeigt die Änderung der Radioaktivität über die Zerfallsdauer für das eingelagerte gesamte deutsche Brennstoffinventar. Die logarithmische Zeitskala beginnt mit dem Wert 1 für das Jahr 2023.



**Abb. 2.2** Radioaktivitätsinventar [Bq] des gesamten deutschen Brennstoffinventars /SCH 13/

Während der ersten 100 Jahre wird die Gesamtradioaktivität von den Spaltprodukten dominiert (mit einem Anteil von 80 %). In dem Zeitraum zwischen 100 und 300 Jahren haben die Spaltprodukte und die Aktiniden einen etwa gleich großen Anteil an der Gesamtaktivität. Langfristig (nach 300 Jahren) wird die Radioaktivität von den langlebigen Aktiniden bestimmt. Die thermische Leistung und die Radiotoxizität (Ingestion) verhalten sich ähnlich, siehe Kapitel 2.4.

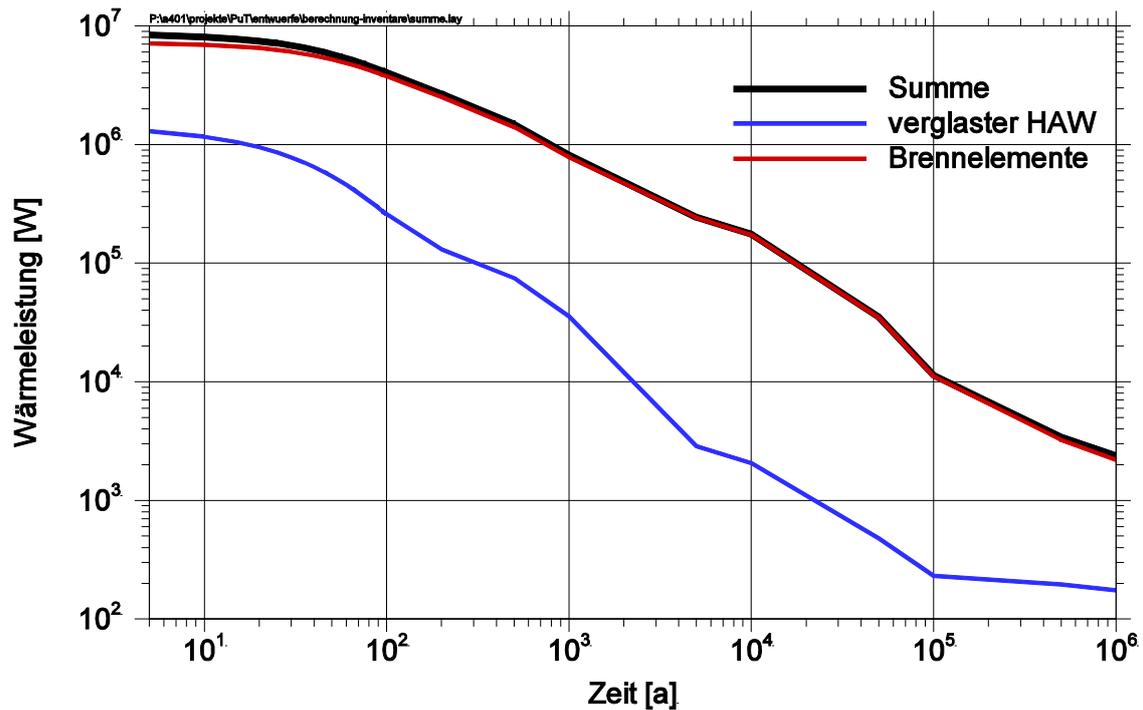
In Abbildung 2.3 ist die Änderung des Radioaktivitätsinventars [Bq] des verglasten Abfalls angegeben. Dieses Inventar ist niedriger, weil die verglasten Abfälle hauptsächlich Spaltprodukte und minore Aktiniden enthalten. Der Beitrag von Plutonium entfällt, da Plutonium im Wiederaufarbeitungsprozess zusammen mit Uran abgetrennt wird.



**Abb. 2.3** Radioaktivitätsinventar [Bq] des verglasten Abfalls aus der Wiederaufarbeitung /SCH 13/

## 2.4 Wärmeentwicklung

In Abbildung 2.4 ist die zeitliche Entwicklung der auf Basis der Nuklidinventare (siehe Kapitel 2.2) errechneten thermischen Leistung des gesamten einzulagernden Abfalls über den für diese Abfälle gesetzlich vorgeschriebenen Betrachtungszeitraum von einer Million Jahre ab dem Zeitpunkt 2075 dargestellt. Die jeweiligen Beiträge der direkt eingelagerten Brennelemente und der verglasten Spaltproduktkonzentrate (CSD-V-Kokillen) sind ebenfalls abgebildet. Alle anderen Abfallarten sind in Bezug auf die thermische Leistung in einem Endlager irrelevant. Die Wärmeleistung wird durch die Brennelemente über den gesamten Zeitraum dominiert. Durch Wiederaufarbeitung der Brennelemente würde die thermische Leistung der radioaktiven Abfälle im Endlager im gesamten Betrachtungszeitraum um ein bis zwei Größenordnungen abnehmen. Bei Abtrennung und Transmutation der Transurane aus dem ausgedienten Kernbrennstoff würde nach ungefähr 200 Jahren die Wärmeleistung im Endlager durch die verglasten Abfälle bestimmt, die, wie in Abbildung 2.4 gezeigt, nach 200 Jahren nur ein Zehntel der Wärmeleistung von ausgedienten Brennelementen beträgt und über die Jahre stärker abnimmt.



**Abb. 2.4** Thermische Leistung des Gesamtabfallaufkommens (verglaster Abfall und ausgediente Brennelemente) mit Einzelbeiträgen; berechnet gemäß /PEI 11/

Die thermische Leistung des Brennstoffs sowie der verglasten Abfälle wird ohne Berücksichtigung einer Abtrennung von Uran und Transuranen in den ersten 200 Jahren im Wesentlichen von den kurzlebigen Spaltprodukten Strontium-90 und Caesium-137 bestimmt. Im Anschluss tragen vor allem die minoren Aktiniden zur thermischen Leistung bei /SCH 13/. Somit kann durch Wiederaufarbeitung der Brennelemente und Transmutation der Transurane vor allem der langfristige Wärmeeintrag in das Endlagersystem beeinflusst werden.

### **3 Endlagerung**

In Deutschland ist die Endlagerung aller Arten von radioaktiven Abfällen im tiefen geologischen Untergrund vorgesehen. Für die Endlagerung Wärme entwickelnder verglaste Abfälle und ausgedienter Brennelemente wurde dabei von Beginn an eine Endlagerung in einem Salzstock favorisiert – und zwar aufgrund der für die Endlagerung positiven Eigenschaften des Salzes als Wirtsgestein und der mehr als 150 Jahre Bergbauerfahrung im Salz. Seit einigen Jahren werden in Deutschland auch Forschungs- und Entwicklungsarbeiten für ein solches Endlager in einer Tonformation durchgeführt. Granit ist in Deutschland ebenfalls als mögliches Wirtsgestein betrachtet worden. Nach Einschätzung des Arbeitskreises Auswahlverfahren Endlagerstandorte (AkEnd) ist bei Kristallingesteinen wie „*Granit und Gneis [...] der Nachweis eines für die Errichtung des Endlagers ausreichend großen Gesteinskörpers mit geringer Wasserdurchlässigkeit, also ohne störende Trennfugen, methodisch schwierig und aufwändig. Bei diesen beiden Gesteinstypen bestehen daher erhebliche Probleme hinsichtlich der Identifizierung und der geforderten guten Beschreibbarkeit der günstigen geologischen Gesamtsituation*“ /AKE 02/. Darüber hinaus wird die Auswahl potenziell möglicher Kristallin-gesteinsvorkommen dadurch eingeschränkt, dass diese verstärkt in Erdbebenzonen der Klassen > 1 anzutreffen sind /AKE 02/. Deshalb wird eine Endlagerung in diesem Wirtsgestein nicht intensiv verfolgt. Im Rahmen von Verbundprojekten auf EU-Ebene gibt es Forschungsk Kooperationen, in denen grundlegende Phänomene und Prozesse einer Endlagerung in Granit untersucht werden.

Im Folgenden wird hauptsächlich auf das vorhandene Wissen zur Endlagerung im Salinar eingegangen; Aspekte zur Endlagerung in Ton werden an den jeweiligen Stellen zu Vergleichszwecken kurz skizziert. Die Darstellung ist jeweils so aufgebaut, dass das Wissen zur Endlagerung ohne Berücksichtigung von P&T beschrieben wird. Im Kapitel 5 werden dann die möglichen Änderungen des Endlagerkonzeptes skizziert, die sich aus einer Anwendung von P&T ergäben.

#### **3.1 Anforderungen an die Endlagerung**

Die Endlagerung radioaktiver Abfälle wird in Deutschland im Atomgesetz /ATG 11/ geregelt. Zur Beurteilung der Auswirkungen eines Endlagers auf Mensch und Umwelt sind Aspekte des Strahlenschutzes, des Umwelt- und Gewässerschutzes, etc. zu beachten, die beispielsweise in der Strahlenschutzverordnung /STV 08/ und der Allge-

meinen Verwaltungsvorschrift /AVV 12/ geregelt sind. Für jedes zu errichtende Endlager für Wärme entwickelnde Abfälle ist ein Nachweis der Sicherheit für die Betriebs- und die Nachverschlussphase zu führen. Hierfür hat das Bundesministerium für Umwelt und Reaktorsicherheit (BMU) im Jahr 2010 Sicherheitsanforderungen aufgestellt, die in zukünftigen Verfahren einzuhalten sind /BMU 10/. Um die internationalen Standards einzuhalten, werden bei der Beurteilung der Langzeitsicherheit von Endlagern Vorgaben und Vorschläge der Internationalen Atomenergiebehörde (IAEA) /IAEA 11/ und der Nuclear Energy Agency (NEA) /NEA 13/ der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (OECD) berücksichtigt. Die Sicherheitsanforderungen des BMU verlangen die Endlagerung radioaktiver Abfälle im tiefen geologischen Untergrund in einer Zone, die ein hohes Einschlussvermögen aufweist. Diese Zone wird einschlusswirksamer Gebirgsbereich (ewG) genannt.

### **3.2 Sicherheits- und Nachweiskonzept**

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

Im Rahmen des Vorhabens VSG /FIS 13/ wurden die Sicherheitsanforderungen erstmals auf einen konkreten Standort angewendet und es wurde ein Sicherheits- und Nachweiskonzept erarbeitet /MÖN 12/.

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

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

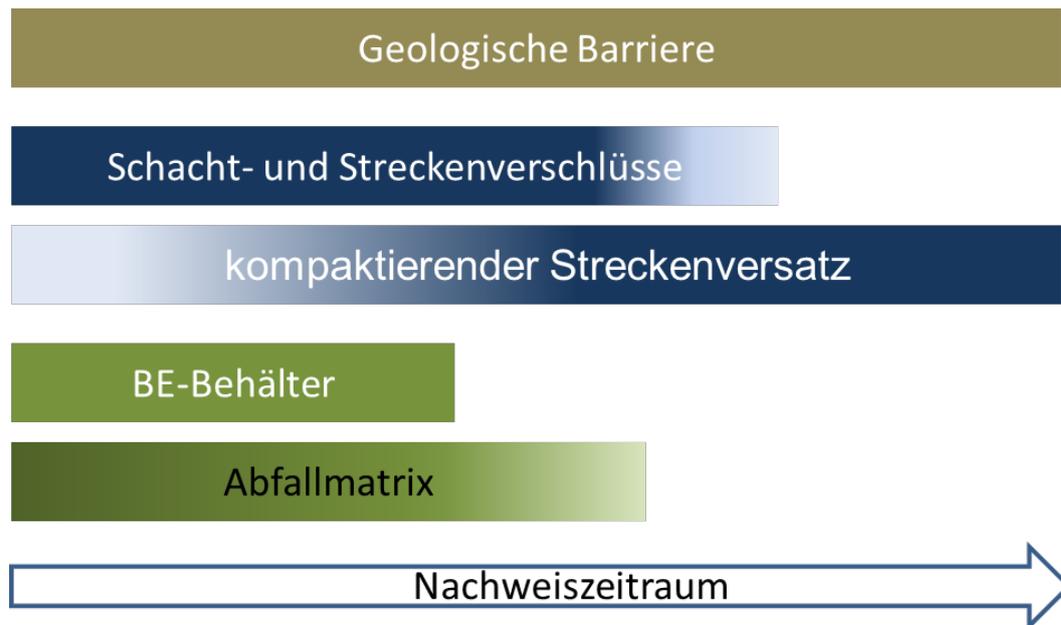
Das Sicherheitskonzept in /MÖN 12/ basiert, ausgehend von den allgemeinen Vorgaben im BMU-Sicherheitskonzept /BMU 10/, auf folgenden Leitgedanken:

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

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

Im konkreten Fall eines Endlagers in einer Salzformation ist die geologische Barriere praktisch dicht gegenüber Fluiden, solange die Integrität der geologischen Barriere sichergestellt ist. Dies muss durch die Eigenschaften des Salzgesteins im einschlusswirksamen Gebirgsbereich gewährleistet werden. Eine Durchfahung der geologischen Barriere ist bei der Errichtung des Endlagerbergwerks unvermeidlich, wodurch eine potenzielle Wegsamkeit für den Zutritt von Lösungen zu den eingelagerten Abfällen nach Verschluss des Endlagers geschaffen wird. Durch Kriechprozesse des viskoplastischen Steinsalzes können die aufgefahrenen Hohlräume wieder verschlossen und die Schädigungen der geologischen Barriere geheilt werden. Das Einbringen von Versatz kann diesen Prozess unterstützen, wobei das Versatzmaterial langfristig und dauerhaft möglichst ähnliche hydraulische sowie thermo- und geomechanische Eigenschaften wie das unverritzte Steinsalz aufweisen sollte. Da dieser Prozess aber über einen langen Zeitraum abläuft, müssen zusätzlich geotechnische Verschlussbauwerke wie Schachtverschlüsse und Streckenverschlüsse eingebaut werden, die sofort nach Verschluss des Endlagers eine spezifizierte Dichtwirkung aufweisen. In Abbildung 3.1

ist schematisch dargestellt, wie die einzelnen Barrieren zeitlich wirken und sich in ihrer Wirkung ergänzen. Die Zeitachse beginnt zu dem Zeitpunkt, an dem das Endlagerwerk verschlossen wird. Die Farbintensität spiegelt für die einzelnen Barrieren jeweils die Zu- beziehungsweise Abnahme ihrer Barrierenwirkung wider. Neben den geotechnischen Verschlussbauwerken wirken auch die Brennelementbehälter und die jeweilige Abfallmatrix (Glasmatrix bei verglasten Abfällen und Brennstoffmatrix bei direkt endgelagerten Brennelementen) als Barrieren.



**Abb. 3.1** Schematische Darstellung der zeitlichen Wirkung der verschiedenen Barrieren im Endlagersystem für den Nachweiszeitraum von 1 Million Jahre, in logarithmischer Darstellung (nicht maßstäblich) /MÖN 12/

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

Für die Konkretisierung des Sicherheitskonzeptes wurden – ausgehend von den oben genannten Leitgedanken – zunächst drei Grundanforderungen definiert. Aus diesen wiederum konnten dann konkrete Zielsetzungen abgeleitet und strategische, planerische Maßnahmen festgelegt werden /MÖN 12/. Die Gesamtheit dieser strategischen Maßnahmen bildet die Basis für die standortspezifische Auslegung des technischen Endlagerkonzeptes.

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

Im Nachweiskonzept werden unter anderem Indikatoren für den Sicherheitsnachweis definiert und Vorgehensweisen festgelegt, wie mit Ungewissheiten und zukünftigen menschlichen Einwirkungen umgegangen werden soll. Der Einfluss von Ungewissheiten in den Eingangsdaten auf die Ergebnisse der Modellrechnungen wird vor allem durch Parametervariationen untersucht; Ungewissheiten in Bezug auf die zukünftige Entwicklung am Standort werden durch Betrachtung verschiedener plausibler Szenarien abgedeckt. Im Hinblick auf ein unbeabsichtigtes menschliches Eindringen in den einschlusswirksamen Gebirgsbereich haben /BEU 12/ systematisch auf Basis heutiger technologischer Gegebenheiten drei prinzipielle Ereignisabläufe identifiziert: Abteufen einer Bohrung, Auffahrung eines Bergwerks und Solung einer Kaverne. Alle Ereignisabläufe sind zunächst durch das Niederbringen einer Erkundungsbohrung gekennzeichnet.

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

Die Integrität der geologischen Barrieren wird mithilfe des Dilatanz- und des Fluidruckkriteriums bewertet: „Die zu erwartenden Beanspruchungen dürfen die Dilatanzfestigkeiten der Gesteinsformationen des einschlusswirksamen Gebirgsbereichs außerhalb der Auflockerungszonen nicht überschreiten“; „Die zu erwartenden Fluiddrücke dürfen die Fluiddruckbelastbarkeiten der Gesteinsformationen des einschlusswirksamen Gebirgsbereichs nicht in einer Weise überschreiten, die zu einem erhöhten Zutritt von Grundwässern in diesen einschlusswirksamen Gebirgsbereich führt“ /BMU 10/. Außerdem wird gefordert, dass die Temperaturentwicklung durch die eingelagerten Abfälle die Barrierenwirkung des einschlusswirksamen Gebirgsbereichs nicht unzulässig beeinflussen darf.

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

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

### **3.3 Abfallgebindetypen**

Für die in Kapitel 2 aufgeführten Arten und Mengen an ausgedienten Brennelementen und Wärme entwickelnden verglasten Abfällen sind je nach Endlagerkonzept und Wirtsgestein, in dem das Endlager angelegt wird, spezifische Behälterkonzepte zu entwickeln.

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

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

Für die Einlagerung der Abfälle in horizontalen Strecken eines Endlagerbergwerkes in Salz wurden folgende POLLUX®- und CASTOR®-Behälter ausgewählt /BOL 11/:

- POLLUX®-10-Behälter zur Aufnahme von Brennstäben ausgedienten Brennelemente aus DWR, SWR und WWER

- POLLUX®-9-Behälter zur Aufnahme von CSD-V (HAW-Kokillen), CSD-B und CSD-C
- Verschiedene CASTOR®-Behälter zur Aufnahme von ausgedienten Brennelementen aus Versuchs- und Prototyp-Kernkraftwerken sowie Forschungsreaktoren

Für die im Kapitel 2 genannten Mengengerüste der radioaktiven Abfälle werden die in Tabelle 3.1 aufgeführten Stückzahlen an Abfallgebinden benötigt.

**Tab. 3.1** Anzahl der Endlagerbehälter für die Variante Streckenlagerung /BOL 12/

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

Für die Einlagerungsvariante Bohrlochlagerung wurde im Rahmen der Arbeiten zum Vorhaben VSG eine Kokille entworfen und ausgelegt (BSK-R), die auch die Sicherheitsanforderungen des BMU hinsichtlich der Rückholbarkeit erfüllt /NSE 12/.

In Tabelle 3.2 ist für die Variante Bohrlochlagerung die Anzahl an erforderlichen BSK-R zusammengestellt.

**Tab. 3.2** Anzahl der Endlagerbehälter für die Variante Bohrlochlagerung /BOL 12/

Abfallart		Endlagerbehälter	
		Bezeichnung	Anzahl
Ausgediente Brennelemente aus Leistungsreaktoren	DWR	BSK-R	4.660
	SWR		1.734
	WWER-DWR		674
	Summe		<b>7.068</b>
CSD-V	AREVA NC (F)	BSK-R	1.245
	Sellafield Ltd. (UK)		
	VEK (D)		
CSD-B	AREVA NC (F)	BSK-R	103
CSD-C	AREVA NC (F)	BSK-R	1.368
Ausgediente Brennelemente aus Versuchs- und Prototyp-KKW's und Forschungsreaktoren	AVR	BSK-R	152
	THTR		305
	KNK II	BSK-R	5
	Otto-Hahn		
	FRM II	BSK-R	30
	BER II		26
	Summe	BSK-R	290
Brennelement-Strukturteile	Summe	BSK-R	874

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

### 3.4 Endlagerung Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle (WA-Abfälle und ausgediente Brennelemente) in Salzformationen

Die aktuellen Vorstellungen für die Konzeption eines Endlagers für Wärme entwickelnde verglaste Abfälle und ausgediente Brennelemente sind im Vorhaben VSG beschrieben. Dort sind auch grundlegende Überlegungen zur Vorgehensweise sowie für den Bau, den Betrieb und den Verschluss eines Endlagers für Wärme entwickelnde verglaste Abfälle und ausgediente Brennelemente dargestellt, die auf dem Sicherheits-

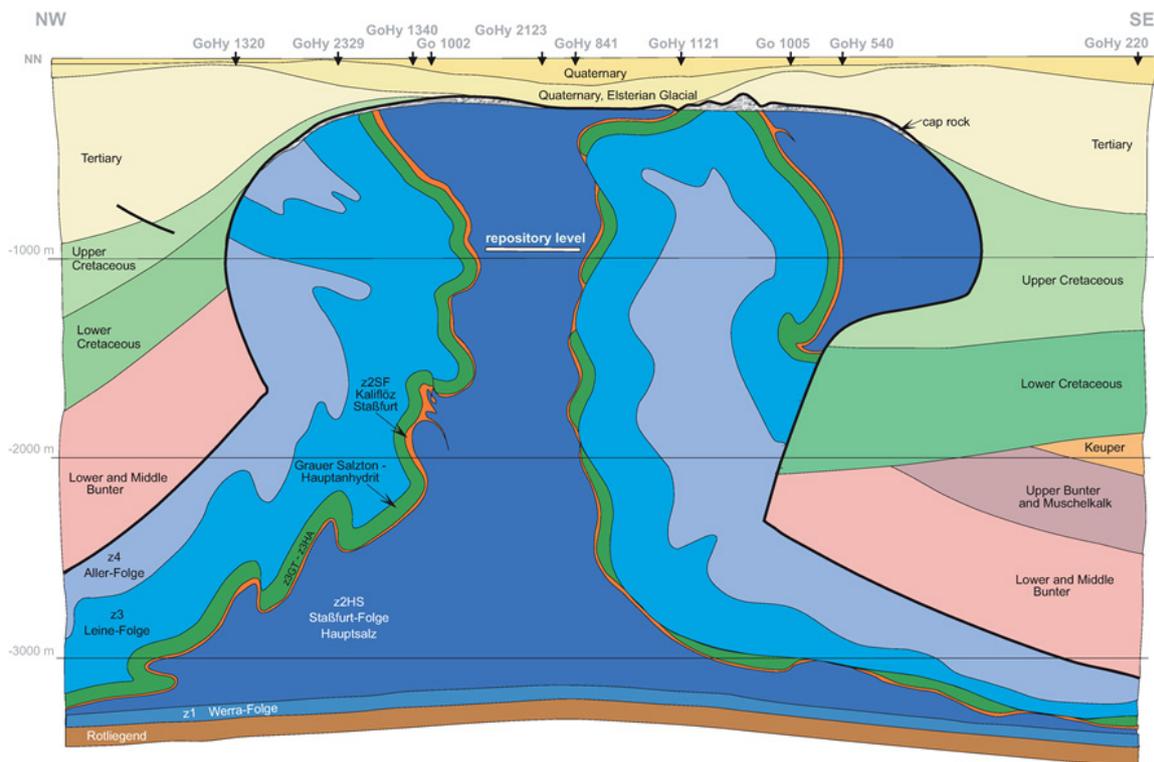
und Nachweiskonzept basieren. Das darin skizzierte Sicherheitskonzept für die Betriebsphase und die Nachverschlussphase soll mit dem Endlagerkonzept und den dazu geplanten technischen Komponenten, Systemen und Prozessen umgesetzt werden. Dies beinhaltet zum einen den sicheren Einschluss der radioaktiven Stoffe in dafür geeigneten Endlagerbehältern sowie entsprechende Transport- und Handhabungssysteme für den Endlagerbetrieb, zum anderen ein auf den langfristig sicheren Einschluss der Endlagerbehälter durch das Wirtsgestein ausgelegtes Endlagerbergwerk und ein dafür konzipiertes Verfüll- und Verschlusskonzept.

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

Für die Planung und Auslegung eines Endlagers für Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle sind zwei Aspekte von grundlegender Bedeutung: Einerseits werden Kenntnisse über die geologischen Bedingungen am Standort für das geplante Endlager benötigt. Andererseits müssen hinreichende Kenntnisse über Art und Menge der einzulagernden Wiederaufarbeitungsabfälle und ausgedienten Brennelemente vorliegen. Letzteres wurde bereits im Kapitel 2 zusammenfassend dargestellt. Art und Anzahl der für die beiden Einlagerungsvarianten in einer Salzformation vorgesehenen Endlagerbehälter sind in Kapitel 3.3 aufgeführt.

#### **3.4.1 Geologische Gesamtsituation**

Die geologische Situation am Standort Gorleben ist übertägig und für den bisher aufgefahrenden Erkundungsbereich 1 auch unter Tage umfangreich erkundet. In vier Berichten der Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR) sind die Erkundungs- und Untersuchungsergebnisse mit Stand 2000 dokumentiert /BGR 00/; /BGR 02/; /BGR 03a/; /BGR 03b/. Außerdem wurde im Rahmen des Vorhabens VSG eine geologische Langzeitprognose zur Entwicklung am Standort Gorleben erstellt /MRU 11/. Als Grundlage für die Endlagerauslegung diente das BGR-Arbeitsmodell zum strukturellen Aufbau des Salzstockes Gorleben. In Abbildung 3.2 ist ein Vertikalschnitt durch den gesamten Salzstock Gorleben und in rund 900 m Tiefe das Niveau des möglichen Endlagerbergwerkes schematisch dargestellt.



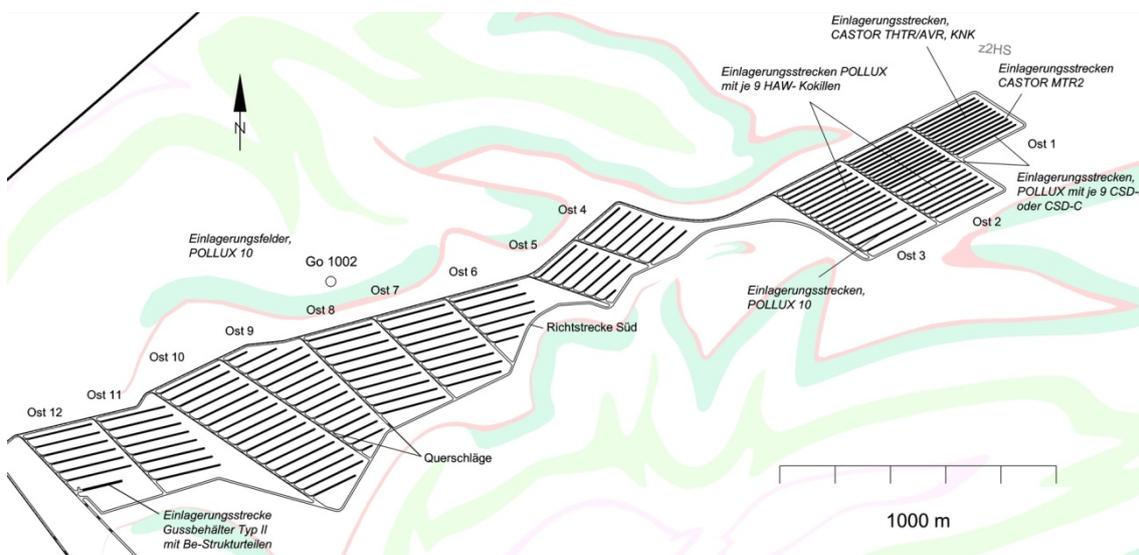
**Abb. 3.2** Vereinfachter schematischer Vertikalschnitt durch den Salzstock Gorleben /BOR 91/

### 3.4.2 Endlagerkonzepte

Unter Berücksichtigung des Sicherheitskonzeptes wurden auf der Grundlage der vorliegenden geologischen Kenntnisse des Standortes Gorleben, der vorher beschriebenen Abfalldaten und der ausgewählten Endlagerbehälter sowie der thermischen Randbedingungen die Endlagerplanungen erstellt. Dabei wurden für die beiden Einlagerungsvarianten (Streckenlagerung und Bohrlochlagerung) entsprechende Auslegungen des Grubengebäudes vorgenommen. Mittels thermischer Berechnungen (Auslegungstemperatur 200 °C) und unter Berücksichtigung bergbaulicher Erfordernisse wurden geometrische Planungsvorgaben zur Dimensionierung von Grubenräumen und deren räumlicher Distanz untereinander und zu bestimmten geologischen Formationen ermittelt. In den folgenden Abbildungen 3.3 und 3.4 sind die Ergebnisse dargestellt.

## Endlagerkonzept: Streckenlagerung

In Abbildung 3.3 ist die Struktur des Endlagerbergwerkes auf dem Einlagerungsniveau von 870 m maßstäblich gezeichnet. Die zwölf Einlagerungsfelder (Ost 1 bis Ost 12) bestehen aus parallelen Einlagerungstrecken, in denen in vorher ermitteltem Abstand die POLLUX<sup>®</sup>-Behälter respektive CASTOR<sup>®</sup>-Behälter eingelagert werden. Rund zwei Drittel der gesamten Einlagerungsfläche werden mit POLLUX<sup>®</sup>-10-Behältern befüllt, die die ausgedienten Brennstäbe von Leistungsreaktoren enthalten.

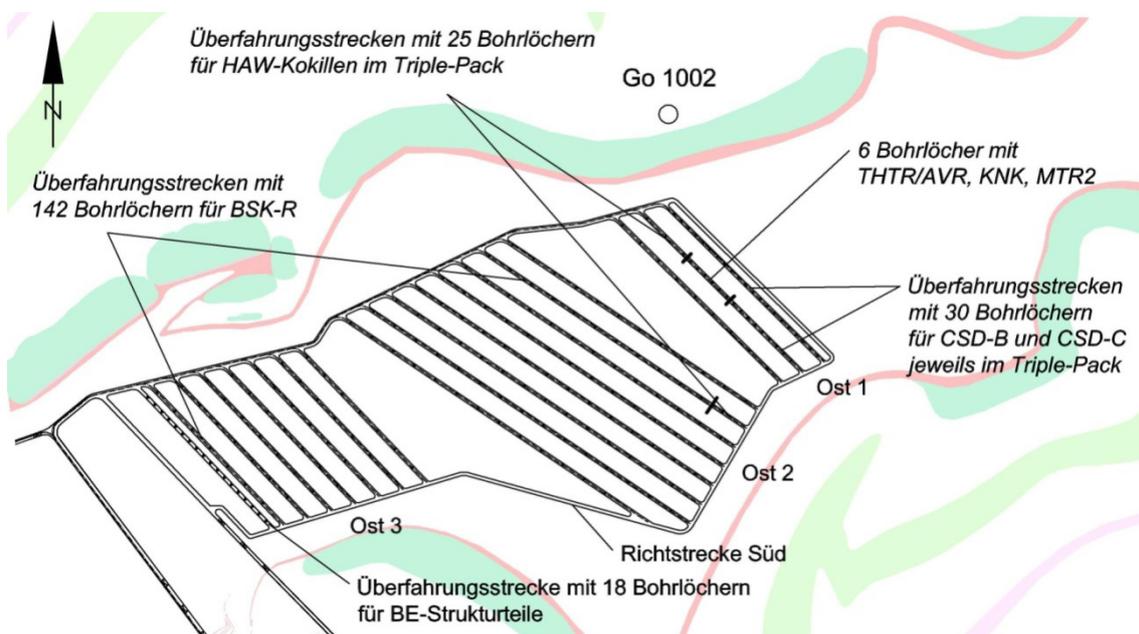


**Abb. 3.3** Endlagerauslegung für das Konzept der Streckenlagerung für ausgediente Brennelemente (von Leistungsreaktoren und von Versuchs- und Prototypkraftwerken sowie von Forschungsreaktoren), Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle aus der Wiederaufarbeitung sowie Brennelement-Strukturteile aus der Konditionierung /BOL 12/

Der Zugang zu den Einlagerungsfeldern erfolgt über eine nördliche und eine südliche Richtstrecke, die die Einlagerungsfelder umhüllen. Die nördliche Richtstrecke dient dem Transport der Endlagerbehälter und die südliche Richtstrecke wird für den Abtransport von aufgefahretem Haufwerk zum Schacht genutzt. Der Flächenbedarf für diese Einlagerungsvariante beträgt insgesamt etwa zwei Quadratkilometer, das heißt inklusive Infrastrukturbereich mit den beiden Schächten und Werkstätten unter Tage sowie weiteren, für den Endlagerbetrieb benötigten Grubenbauen. Davon beträgt die Einlagerungsfläche allein für die ausgedienten Brennelemente aus Leistungsreaktoren rund 1,1 Quadratkilometer.

### **Endlagerkonzept: Bohrlochlagerung**

Die Einlagerung von ausgedienten Brennelementen und Wiederaufarbeitungsabfällen ist bei der Bohrlochlagerung mittels rückholbarer Kokillen (BSK-R) in bis zu 300 m tiefen verrohrten Bohrlöchern vorgesehen. Der Zugang zu den Einlagerungsstrecken, die hier Überfahrungsstrecken genannt werden, weil sie eine direkte Zufahrt zu den Einlagerungsbohrlöchern in den Strecken ermöglichen, erfolgt ebenfalls über Richtstrecken, die die Einlagerungsfelder umhüllen. In Abbildung 3.4 ist für das Konzept Bohrlochlagerung die gesamte Endlagerstruktur der 870-m-Sohle dargestellt.



**Abb. 3.4** Endlagerauslegung für das Konzept der Bohrlochlagerung für ausgediente Brennelemente (Leistungsreaktoren und Prototyp-, Versuchs- und Forschungsreaktoren), Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle aus der Wiederaufarbeitung sowie Brennelement-Strukturteile aus der Konditionierung /BOL 12/

Insgesamt werden 221 Einlagerungsbohrlöcher für die Gesamtmenge an Wärme entwickelnden radioaktiven Abfällen benötigt; etwa zwei Drittel davon (142) werden mit BSK-R gefüllt, die Brennstäbe aus Leistungsreaktoren enthalten. Der Flächenbedarf für diese Einlagerungsvariante beträgt insgesamt, das heißt inklusive Infrastrukturbereich mit den beiden Schächten und Werkstätten unter Tage sowie weiteren für den Endlagerbetrieb benötigten Grubenbauen etwa 1,1 Quadratkilometer. Davon beträgt die Einlagerungsfläche nur für die ausgedienten Brennelemente aus Leistungsreaktoren rund 0,4 Quadratkilometer.

### **3.5 Endlagerung Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle (WA-Abfälle und ausgediente Brennelemente) in Tonformationen**

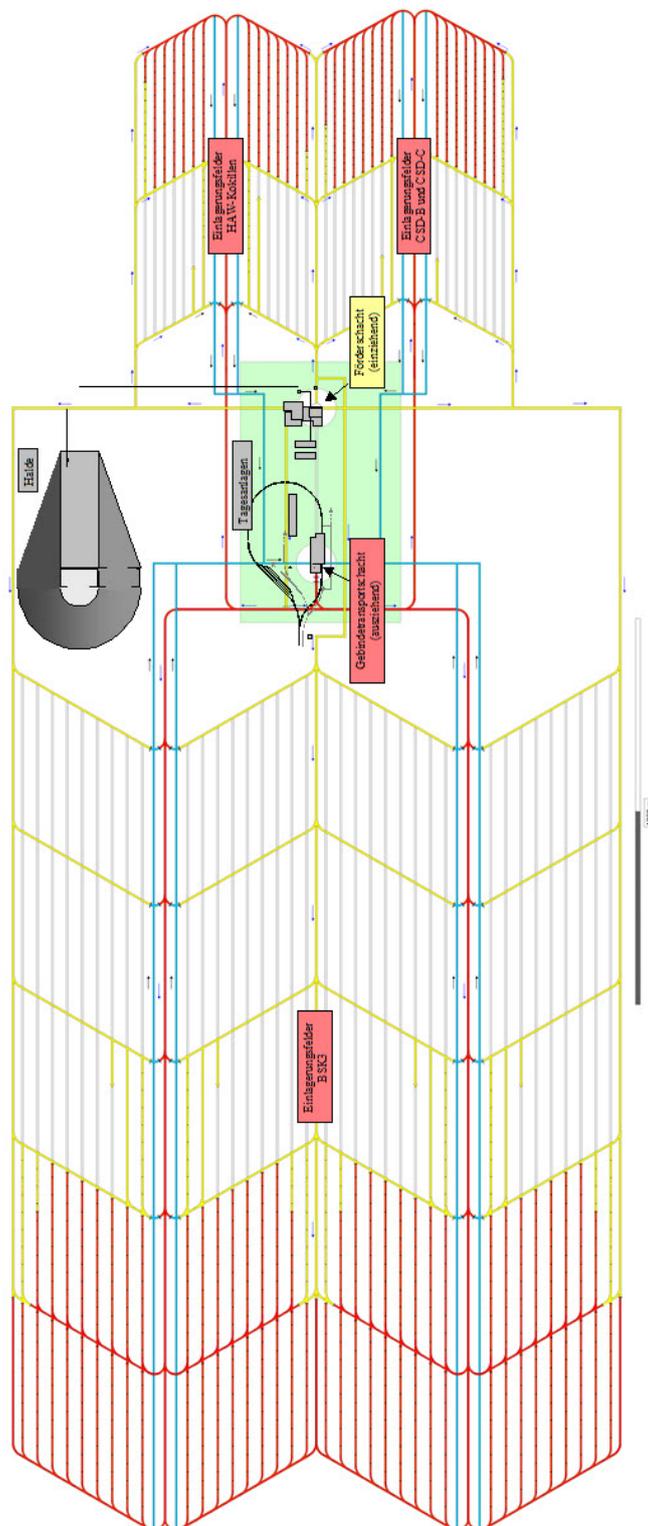
Nachdem seitens der Bundesregierung Ende der 1990er Jahre entschieden wurde, neben Salz auch alternative Wirtsgesteine zu untersuchen, traten Überlegungen zur Endlagerung in Tonformationen weiter in den Vordergrund. Mit dem Vorhaben ERATO /PÖH 10/ wurden weitere Grundlagen für eine Endlagerauslegung im Tonstein erarbeitet und es wurde erstmalig ein Referenzendlagerkonzept vorgelegt. Diese generische Studie ist vor Veröffentlichung der Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle /BMU 10/ durchgeführt worden und berücksichtigt daher nicht explizit die Anforderungen an die Rückholbarkeit der Abfallgebände während der Betriebsphase beziehungsweise deren Bergbarkeit in den ersten 500 Jahren der Nachverschlussphase.

Für die Beschreibung der geologischen Gesamtsituation für ein solches Endlagerkonzept wurden zum einen Daten der BGR zu aussichtsreichen Tonformationen /HOT 07/ und zum anderen Daten aus veröffentlichten Untersuchungen zum Endlager Konrad und aus dem Untertagelabor Mont Terri (Schweiz) verwendet. Konkrete Standortdaten wie bei der Vorläufigen Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben lagen für einen Tonstandort oder eine Region nicht vor.

Aufgrund der im Vergleich zu Salz geringeren Auslegungstemperatur von maximal 100 °C (Wasserdampffreisetzung aus Tonstein und beschleunigte Umwandlung von quellfähigen Tonmineralen in nicht-quellfähige) wurden Endlagerbehälterkonzepte ausgewählt, die eine Beladung mit den Brennstäben von drei DWR-Brennelementen vorsehen. Als Einlagerungskonzept (Referenzkonzept) wurde nach einem systematischen Vergleich die Einlagerung von Kokillen in verrohrte, kurze vertikale Einlagerungsbohrlöcher gewählt. Im Vergleich zum vorbeschriebenen Bohrloch-lagerungskonzept in Salz ergibt sich ein ungefähr zehnmal höherer Flächenbedarf für ein solches Endlager – im Wesentlichen aufgrund der niedrigeren Temperaturgrenze und der um den Faktor Sechs (50 m statt bis zu 300 m) kürzeren Bohrlochtiefe.

In Abbildung 3.5 wird ein Grubengebäude gezeigt, das unter den vorgenannten Randbedingungen alle Wiederaufarbeitungsabfälle und ausgedienten Brennelemente aufnehmen kann. Die unterschiedlichen Abfälle respektive ausgedienten Brennelemente werden in getrennten Feldern eingelagert. Der Flächenbedarf für das hier dargestellte

gesamte Endlagerbergwerk beträgt ungefähr 6,5 Quadratkilometer. Davon nimmt die Einlagerungsfläche für ausgediente Brennelemente rund 3,5 Quadratkilometer ein.



**Abb. 3.5** Schematische Darstellung des gesamten Grubengebäudes für ein Endlager für Wiederaufarbeitungsabfälle und ausgediente Brennelemente in Tonstein /PÖH 10/

### **3.6 Bestimmungsgrößen für die Bewertung der Langzeitsicherheit eines Endlagersystems**

Für ein Endlager für Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle in Deutschland wird gemäß den Sicherheitsanforderungen des BMU der sichere Einschluss der eingelagerten Abfälle im einschlusswirksamen Gebirgsbereich (ewG) gefordert. Für den Nachweis des sicheren Einschlusses ist einerseits zu zeigen, dass die Integrität des ewG über den Nachweiszeitraum von 1 Million Jahre gewährleistet ist und andererseits, dass eine potenzielle Freisetzung von Radionukliden aus dem ewG die zulässigen Grenzwerte nicht überschreitet. Als Bestimmungsgröße für den radiologischen Langzeitsicherheitsnachweis dienen die Individualdosis beziehungsweise daraus abgeleitete Indikatorwerte. Deren Berechnung orientiert sich an den Vorgaben des Strahlenschutzes /STV 08/ und den zugehörigen Verwaltungsvorschriften /AVV 12/ sowie an den Vorgaben der Sicherheitsanforderungen /BMU 10/.

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

Der Nachweis der geringfügigen Freisetzung von Radionukliden erfolgt ebenfalls über Modellrechnungen. Hierzu werden plausible Möglichkeiten für die wahrscheinlichen und weniger wahrscheinlichen Entwicklungen des Endlagersystems zugrunde gelegt. Für diese Entwicklungsmöglichkeiten werden zunächst die potenziellen Radionuklidfreisetzungen am Rand des ewG ermittelt. Sind die errechneten Auswirkungen für diese Freisetzungen unterhalb eines zuvor definierten Wertes, gilt der Nachweis als erbracht (sogenannte vereinfachte radiologische Langzeitaussage). Ist der Nachweis mittels der vereinfachten radiologischen Langzeitaussage nicht möglich, wird der Transport der Radionuklide vom ewG bis in die Biosphäre berechnet und die dortige potenzielle Strahlenexposition untersucht. Bleiben die Strahlenexpositionen dort unter den geforderten Grenzwerten des BMU /BMU 10/, gilt der Nachweis der radiologischen Langzeitsicherheit als erbracht. Der Nachweis ist unter Berücksichtigung aller

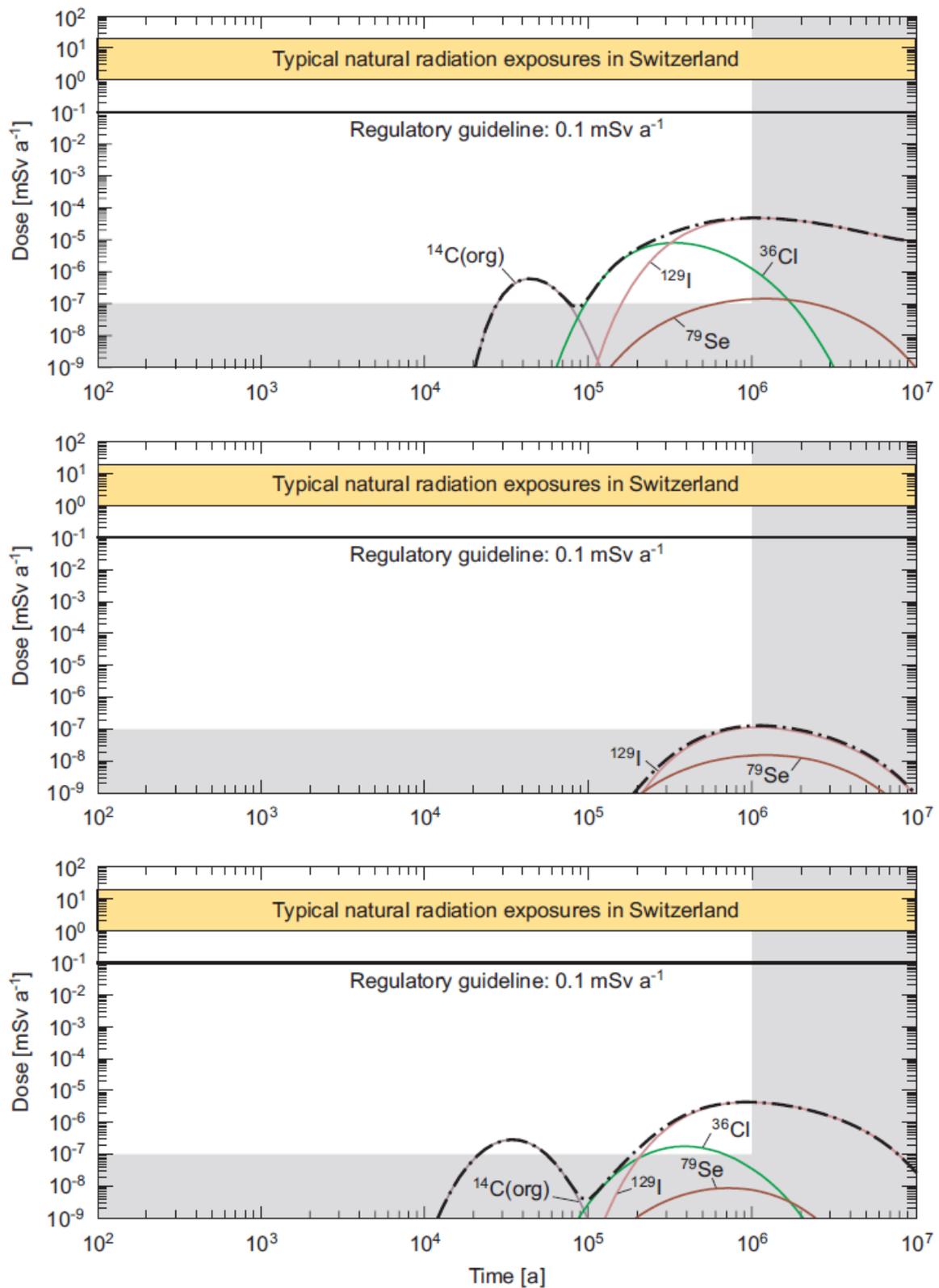
Radionuklide im Endlager sowohl für deren Freisetzung in Lösung als auch für deren Freisetzung als gasförmige Radionuklide zu führen.

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

- bei einem Endlager im Salzgestein: Kohlenstoff-14, das ausschließlich auf dem Gaspfad freigesetzt wird und aus den Strukturteilen der Brennelemente stammt /LAR 13/
- und bei einem Endlager im Tonstein /AND 05/; /NAG 02/: Kohlenstoff-14, Chlor-36, Selen-79, Iod-129.

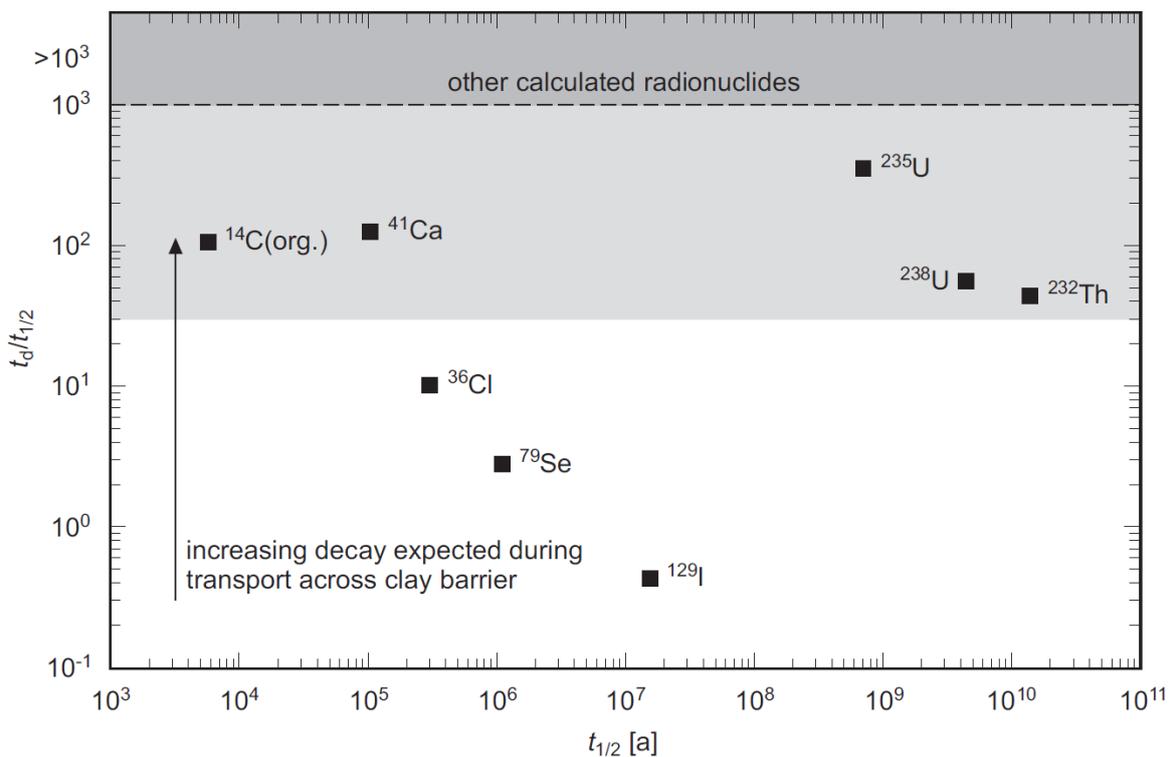
Dabei handelt es sich im Wesentlichen um Spaltprodukte und Aktivierungsprodukte aus den Werkstoffen der Hüllrohre und Strukturteile. In der Vergangenheit wurde im Rahmen von generischen Betrachtungen für ein Endlager im Salzgestein aufgrund eines andersartigen Konzeptes zum Nachweis der Langzeitsicherheit ein sehr frühzeitiger Lösungszutritt unterstellt /KEE 05/. Bei einem derartigen Szenario tragen die Radionuklide Selen-79, Iod-129 und Caesium-135 für den gesamten betrachteten Zeitraum bis 10 Millionen Jahre wesentlich zur Dosis bei; die aus den Zerfallsreihen der Aktiniden stammenden Radionuklide tragen im Zeitraum 60.000 bis 700.000 Jahre insbesondere durch Radium-226 und Neptunium-237 zu maximal 40 % zur errechneten Strahlenexposition in der Biosphäre bei.

In Abbildung 3.6 sind als Beispiel die potenziellen Strahlenexpositionen dargestellt, die für ein Endlager im Opalinuston in einer schweizerischen Untersuchung ermittelt wurden /NAG 02/. Bei den Inventaren an Iod-129 in den verglasten Abfällen aus der Wiederaufarbeitung wurden realistische Werte verwendet, wie sie bei der Wiederaufarbeitung in La Hague ermittelt wurden (siehe Kapitel 2.2).



**Abb. 3.6** Potenzielle Strahlenexpositionen in einem Endlager im Opalinuston /NAG 02/. Oben: direkt endgelagerte Brennelemente; Mitte: verglaster hochaktiver Abfall (HAW); unten: mittelaktive Abfälle (ILW)

Ein anderes Beispiel /NAG 02/ betrachtet das Verhältnis der Halbwertszeit  $t_{1/2}$  der einzelnen Radionuklide zur Transportzeit  $t_d$  durch die Geosphäre, siehe Abbildung 3.7. Da der Transport in diesem Beispiel (Ton-Endlager) durch diffusive Prozesse dominiert wird, gelangen nur Radionuklide mit einer großen Halbwertszeit in die Biosphäre. Die Abbildung zeigt, welche Radionuklide potenziell in diesem Beispiel zur Strahlenexposition beitragen können. Außer den bereits erwähnten Spalt- und Aktivierungsprodukten sind allenfalls Thorium-232, Uran-238 und Uran-235 wegen ihrer großen Halbwertszeiten von potenzieller Relevanz.



**Abb. 3.7** Verhältnis der Transportzeit zur Halbwertszeit in einem Endlager im Opalinuston /NAG 02/. Je geringer der Wert, desto größer der potenzielle Einfluss in der Biosphäre

Für Endlager in Salz sind solche Betrachtungen zur Transportzeit nicht aussagekräftig, da dort der Einschluss der Radionuklide im einschlusswirksamen Gebirgsbereich von größerer Relevanz ist, siehe auch Kapitel 5. Jedoch zeigen Überlegungen zur Halbwertszeit der Radionuklide und deren Dosiskonversionsfaktoren, dass die in Abbildung 3.7 angegebenen Radionuklide auch für ein Endlager im Salz relevant sein können.

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

Von besonderer Bedeutung für die Ergebnisse sind die unterschiedlichen Freisetzungsraten der Radionuklide aus den verschiedenen Abfallströmen. Sowohl die Glasmatrix als auch die Brennstoffmatrix der Brennelemente führen zu einer sehr wirksamen Immobilisierung, wodurch es nur zu einer sehr langsamen Freisetzung von Radionukliden kommt. Bei den direkt endgelagerten ausgedienten Brennelementen kann aber nach einem Kontakt der Abfälle mit wässrigen Lösungen die sogenannte Instant Release Fraction (IRF) je nach Radionuklid zu einer sehr schnellen Freisetzung eines bestimmten Anteils der jeweiligen Radionuklidmenge führen, welcher bis zu zehn Prozent betragen kann /NAG 02/. Daneben würden über einen Zeitraum von einigen Hundert Jahren die Aktivierungsprodukte aus den Hüllrohren und Strukturteilen der Brennelemente vollständig freigesetzt.

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



## 4 Betrachtete gesellschaftliche Entwicklungsszenarien

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

Für Deutschland lassen sich mehrere mögliche gesellschaftliche Entwicklungsszenarien beschreiben; vor dem Hintergrund des deutschen Ausstiegs aus der Nutzung der Kernenergie bis 2022 lassen sich auf deren Basis die Chancen und Risiken einer Nutzung der Technologieoption P&T bewerten.

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

Im **ersten Szenario Abstinenz** (keine Anwendung von P&T) werden für die bis zum Ausstieg anfallenden ausgedienten Brennstoffe keinerlei Maßnahmen bezüglich P&T vorgesehen. Für dieses Szenario können die Mengen an Wärme entwickelnden radioaktiven Abfällen, die in einem Endlager in Deutschland entsorgt werden müssen, in sehr guter Näherung heute bereits abgeschätzt werden. Die entsprechenden Angaben sind zusammen mit dem Radionuklidinventar, aufgeschlüsselt nach den Abfallströmen, in Kapitel 2 zu finden. Zu ergänzen sind sie um Angaben zur zeitlich abnehmenden Wärmeleistung und Radiotoxizität. Dieses Szenario dient als Bezugspunkt für den Vergleich mit den anderen Szenarien.

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

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

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

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

Durch Analysen dieser vier Szenarien lassen sich mögliche nationale Strategien für eine Anwendung von P&T im Vergleich zum Szenario des Verzichts auf weitere Arbeiten zu P&T charakterisieren und quantifizierbare Größen für weitere Bewertungen und Entscheidungen bestimmen. Da das Bezugsszenario im Folgenden immer das Szenario 1 ist, wird dieses als erstes vorgestellt. Eine strukturierte Vorgehensweise, beginnend beim Szenario 2, gefolgt von Szenarien mit einer Durchführung von P&T, verdeutlicht die wichtigsten Merkmale einer jeden Strategie und ihrer Planung.

Die verschiedenen Szenarien wurden anhand von Indikatoren untersucht. Die Indikatoren entsprechen zumeist denen im europäischen Projekt RED-IMPACT /LEN 08/; sie sind in Tabelle 4.1 am Ende des Kapitels zusammengefasst. Außerdem werden die Zeiträume von 50, 500, 10.000 und 1 Million Jahren als repräsentative Zeiträume für die Charakterisierung der ausgedienten Brennstoffe nach Lagerung in einem Zwischenlager beziehungsweise nach kurzer, mittlerer und langer Lagerung in einem Endlager betrachtet.

### **Indikatoren**

- Menge an hochradioaktivem Wärme entwickelndem Abfall (HAW, High Active Waste)
- Thermische Leistung des HAW nach 50 Jahren Abklingzeit (Zwischenlagerung)
- Thermische Leistung des HAW in einem Endlager nach 500 Jahren

- Radiotoxizität nach 50 Jahren Abklingzeit (Zwischenlagerung)
- Radiotoxizität im Endlager nach 500, 10.000 beziehungsweise 1 Million Jahren
- Sekundärabfälle bei der Umsetzung von P&T
- Erforderliche Anlagen und deren Kapazitäten
- Anforderungen an Anlagen zur Einhaltung der Dosisgrenzwerte
- Erforderliche F&E-Arbeiten
- Uraninventar
- Verfügbares Know-how

Alle Szenarien und ihre Indikatoren sind in Tabelle 4.1 zusammengestellt. Anhand der Indikatoren lassen sich die Szenarien miteinander vergleichen, auch wenn die Zahlenangaben noch vorläufigen Charakter haben. Bei den Zahlen handelt es sich nicht um zuverlässige absolute Werte; zur Bestätigung dieser Zahlen und zur Abschätzung ihrer Unsicherheiten sind genauere Untersuchungen und Berechnungen für die einzelnen Szenarien erforderlich. Allerdings kann man davon ausgehen, dass die hier dargestellten allgemeinen Tendenzen als Grundlage für Vergleiche dienen können.

**Tab. 4.1** Vergleich der Szenarien auf der Grundlage ausgewählter Indikatoren

Indikator	Abstinenz (ein P&T)	Forschungs- partizipation (kein P&T, aber F&E)	Europäische System- partizipation (regionale Umsetzung von P&T)	Anwendung in Deutschland (P&T in Deutsch- land)
Menge an <i>HWA</i> (nur Schwermetalle)	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 212 t verglaster HAW</li> <li>• ~10500 t ausgediente Brennstoffe im Jahre 2022</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 212 t verglaster HAW</li> <li>• ~10500 t ausgediente Brennstoffe im Jahre 2022</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 212 t verglaster HAW</li> <li>• 2-3 t: TRU Schwermetalle aufgrund von Wiederaufarbeitungsverlusten</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 212 t verglaster HAW</li> <li>• 3-4 t: TRU Schwermetalle aufgrund von Wiederaufarbeitungsverlusten</li> <li>• 3 t aus der letzten Transmutationsanlage</li> </ul>
Thermische Leistung nach 50 a	~ 7,0×10 <sup>6</sup> W	~ 7,0×10 <sup>6</sup> W	~ 6,45×10 <sup>6</sup> W	~ 6,45×10 <sup>6</sup> W
Thermische Leistung nach 500 a	~ 2×10 <sup>6</sup> W	~ 2×10 <sup>6</sup> W	Verringerung um 1 bis 2 Größenordnungen	Verringerung um 1 bis 2 Größenordnungen
Radiotoxizität nach 50 a (z. B. wenn man mit der P&T im Jahr 2075 anfangen kann)	~ 1,4×10 <sup>12</sup> Sv	~ 1,4×10 <sup>12</sup> Sv	~ 1,4×10 <sup>12</sup> Sv + relativ kleiner Anteil aus 30-40 Tonnen Spaltprodukten aufgrund von Transmutation	~ 1,4×10 <sup>12</sup> Sv + relativ kleiner Anteil aus 170 (ADS) oder 525 (FR) Tonnen Spaltprodukten aufgrund von Transmutation

Indikator	Abstinenz (ein P&T)	Forschungs- partizipation (kein P&T, aber F&E)	Europäische System- partizipation (regionale Umsetzung von P&T)	Anwendung in Deutschland (P&T in Deutsch- land)
Radiotoxizi- tät nach 500, 10.000, 1.000.000 a	~ 5,0×10 <sup>11</sup> Sv ~ 7,0×10 <sup>10</sup> Sv ~ 9,0×10 <sup>8</sup> Sv	~ 5,0×10 <sup>11</sup> Sv ~ 7,0×10 <sup>10</sup> Sv ~ 9,0×10 <sup>8</sup> Sv	1-2 Größenordnungen geringer	1-2 Größenordnun- gen geringer
Sekundärab- fälle auf- grund von P&T	Entfällt	Entfällt	Kurzlebige mittelaktive Abfälle aus dem Be- trieb  Langlebige Abfälle aus der Wiederaufarbei- tung in Abhängigkeit von den genutzten Technologien  Sehr leicht erhöhtes Aufkommen an Abfäl- len aus der Stilllegung der P&T-Anlagen Gemeinsame Entsor- gung der Sekundär- abfälle aus dem Be- trieb, der Wiederaufarbeitung und der Stilllegung im Rahmen des regiona- len Szenarios	Kurzlebige mittelakti- ve Abfälle aus dem Betrieb  Langlebige Abfälle aus der Wiederauf- arbeitung in Abhän- gigkeit von den ge- nutzten Technologien  Leicht erhöhtes Auf- kommen an Abfällen aus der Stilllegung der P&T-Anlagen
Anzahl und Kapazität der Anlagen	Zwischen- lagerung – geologisches Endlager für die oben ge- nannten Men- gen	Zwischen- lagerung – geologisches Endlager für die oben ge- nannten Men- gen	Bestrahlung: 6-7 <b>Anla- gen (Deutscher Anteil im regionalen Ver- bund, nur für MA Verbrennung) mit Be- trieb über 30-40 Jahre</b> (z. B. 400 MWth EFIT)  Wiederaufarbeitung und Fabrikation: Bei Beseitigung der MA innerhalb ~ 30-40 a 15 t Schwermetalle/a für EFIT-ähnliche An- lagen Bei längerer Dauer (~ 150 a) geringere Kapazitäten erforder- lich  Geologisches Endlager in Deutschland für die Lagerung von Spalt- produkten und Wieder- aufarbeitungsverluste	Bestrahlung: 7-8 <b>An- lagen über einen Zeitraum von 150 Jahren</b> (400 MWth EFIT-ähnliche Anla- gen oder 1200 MWth ASTRID-ähnliche An- lagen) <b>für Pu und MA Verbrennung</b>  Wiederaufarbeitung und Fabrikation: 9-10 t Schwermetal- le/a für EFIT-ähnliche bzw. 24 t Schwerme- talle/a für ASTRID- ähnliche Anlagen  Geologisches Endla- ger in Deutschland für die Lagerung von Spaltprodukten und Wiederaufarbeitungs- verluste
Anforderun- gen an Anla- gen zur Ein- haltung der	Betrifft Zwi- schen- lagerung	Betrifft Zwi- schen- lagerung	Bei Wiederaufarbei- tungs-, Fabrikations- und Bestrahlungsanla- gen: Ad-hoc-Lösungen	Bei Wiederaufarbei- tungs-, Fabrikations- und Bestrahlungsan- lagen:

Indikator	Abstinenz (ein P&T)	Forschungs- partizipation (kein P&T, aber F&E)	Europäische System- partizipation (regionale Umsetzung von P&T)	Anwendung in Deutschland (P&T in Deutsch- land)
Dosisgrenz- werte			zur Begrenzung der Strahlenbelastung des Personals können im Rahmen der zusätzlichen Kosten von P&T berücksichtigt werden	Ad-hoc-Lösungen zur Begrenzung der Strahlenbelastung des Personals können im Rahmen der zusätzlichen Kosten von P&T berücksichtigt werden
Erforderliche F&E- Arbeiten	Zwischen- lagerung – geologische Endlagerung	Zwischen- lagerung – geologische Endlagerung + spezifische F&E-Arbeiten im internatio- nalen Kontext zum besseren Verständnis der P&T-The- menbereiche	Zwischenlagerung – geologische Endlage- rung + F&E zu P&T: z. B. Auslegung der Transmutationsanlage und Brennstofffabrika- tion, Werkstoffe, Ther- mohydraulik, Sicher- heit, Stilllegung, Wiederaufarbeitung	Zwischenlagerung – geologische Endla- gerung + F&E zu P&T: z. B. Auslegung der Transmutations- anlage und Brenn- stofffabrikation, Werkstoffe, Ther- mohydraulik, Sicher- heit, Stilllegung, Wiederaufarbeitung
Uraninventar	9710 t	9710 t	9710 t oder weniger, falls rückgewonnenes U von Ländern mit weiterer Kernenergie- nutzung verwendet wird	9710 t
Verfügbares Know-how	Gegenwärtig liegen Er- kenntnisse aus F&E in al- len relevanten technischen Bereichen vor, sie könnten allerdings all- mählich verlo- ren gehen	Know-how in ausgewählten technischen Bereichen soll- te entwickelt werden	F&E-Kenntnisse in al- len relevanten techni- schen Bereichen; ge- meinsame Nutzung des Know-hows zu Auslegung, Bau, Be- trieb und Stilllegung auf EU-Ebene	F&E-Kenntnisse in allen relevanten technischen Berei- chen sowie weiteres Know-how zu Ausle- gung, Bau, Betrieb und Stilllegung sind zu entwickeln

Die Verringerung der Menge an Wärme entwickelnden Abfällen, der thermischen Leistung und der Radiotoxizität in Folge einer Durchführung von P&T in Deutschland kann signifikant sein, auch wenn die Menge an Sekundärabfällen ansteigt. Der Anstieg des Spaltproduktinventars aufgrund des Betriebs der Transmutationsreaktoren hat nur einen relativ geringen Einfluss auf das Endlager für Wärme entwickelnde Abfälle in langfristiger Sicht (mehr als 300 Jahre). Von größerer Bedeutung sind hohe thermische Leistungen und Strahlenbelastungen in den Anlagen des Brennstoffkreislaufes. Um die Strahlenbelastung des Personals unterhalb der gesetzlich zulässigen Werte zu halten, sind zusätzliche Maßnahmen und Kosten vorzusehen. Anzahl und Kapazität der ver-

schiedenen, zur Durchführung von P&T benötigten Anlagen des Brennstoffkreislaufs (Brennstoffherstellung und -verarbeitung, Transmutationsreaktoren) wurden in /REN 14/ abgeschätzt. Die mit einem regionalen Szenario in Europa mit gemeinsamer Nutzung von Anlagen und Teilung der Kosten verbundenen Potenziale wurden ebenso beschrieben wie mögliche Vorteile für Deutschland, zum Beispiel: geringere Investitionen, anteilige Betriebs- und Stilllegungskosten an den Gesamtkosten, Anteile F&E-Kosten, kein erforderlicher Bau neuer Anlagen in Deutschland. Allerdings sind weitere detaillierte Studien erforderlich, um die erwarteten Vorteile und Unsicherheiten genauer zu quantifizieren.

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

## **5            Auswirkung von P&T auf Endlagerkonzepte und Langzeit-sicherheit von Endlagern**

In Deutschland wurden seit Anfang der 1980er Jahre hauptsächlich generische Planungen für Endlager im Salz durchgeführt und in der Folge ein sogenanntes Referenzendlagerkonzept entwickelt. Dieses sieht die direkte Einlagerung von ausgedienten Brennelementen in POLLUX<sup>®</sup>-Behältern in horizontalen Strecken eines Endlagerbergwerkes in Salz in einer Teufe von rund 900 m vor und die Einlagerung von Abfällen aus der Wiederaufarbeitung in Kokillen in vertikalen bis zu 300 m tiefen Bohrlöchern. Mit dem Vorhaben VSG /FIS 13/ wurden erstmalig für einen konkreten Standort in Salz eine Endlagerauslegung und eine Sicherheitsanalyse durchgeführt. Für andere Formationen gibt es in Deutschland weit weniger intensive Planungen und Analysen. Seit Ende der 1990er Jahre wurden zum Beispiel Planungen für ein Endlager in Ton angestellt. In dem F&E-Vorhaben Entwicklung eines Referenzkonzeptes für ein Endlager für radioaktive Abfälle in Tongestein mit dem Akronym ERATO /PÖH 10/ wurde erstmalig ein Referenzkonzept für ein solches Endlager entwickelt. In weiteren F&E-Arbeiten; /WOL 08/ wurden auch die Grundlagen für entsprechende Sicherheitsanalysen erarbeitet.

Die Planungen und Analysen für Endlager im Salz basierten im Vorhaben VSG auf einem Sicherheits- und Nachweiskonzept, das in einem Endlagerkonzept umgesetzt wurde und dabei umfangreiche Daten zu Abfallaufkommen, Abfallzusammensetzung und zur konkreten geologischen Gesamtsituation berücksichtigte. Im Folgenden wird auf die Auswirkungen von P&T auf das in Kapitel 3.2 beschriebene Sicherheits- und Nachweiskonzept sowie auf das Endlagerkonzept eingegangen.

### **5.1            Auswirkungen von P&T auf die Ausgangssituation**

Die aus den WA-Anlagen in Sellafield, Großbritannien, und La Hague, Frankreich, nach Deutschland zurückgeführten bzw. noch zurückzuführenden Abfälle (CSD-V, CSD C, CSD-B) sowie die Kokillen der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe existieren bereits heute ebenso wie die ausgedienten Brennelemente aus Versuchs- und Prototypkernkraftwerken sowie Forschungsreaktoren. Diese in der Vergangenheit bereits angefallenen hochradioaktiven Abfälle repräsentieren rund 40 % (ca. 6.670  $t_{SM}$ ) des einzulagernden Abfalls (gemessen an den Schwermetallmengen aller in Deutschland aus Reaktoren entladenen Brennelementen; ca. 10.500  $t_{SM}$  werden im Jahr 2022 noch

in ausgedienten Brennelementen enthalten sein, siehe Kapitel 2.1). Von dem insgesamt für die bereits bestehenden Abfälle unter Tage notwendigen Flächenbedarf (Infrastruktureinrichtungen wie Schächte, Werkstätten, Lagerräume und Transportstrecken sowie Einlagerungstrecken) des Endlagerbergwerkes ist damit je nach Einlagerungskonzept etwa die Hälfte der Gesamtfläche (Streckenlagerung) oder zwei Drittel (Bohrlochlagerung) nicht durch P&T beeinflussbar. Veränderbar bleiben die derzeit für eine direkte Endlagerung vorgesehenen, ausgedienten Brennelemente aus den Leistungsreaktoren. Durch P&T werden für diesen Abfallstrom gegenüber der in Kapitel 2.1 erläuterten Ausgangssituation die Inventare der MA sowie von Uran und Plutonium reduziert, die Inventare der Spalt- und Aktivierungsprodukte jedoch erhöht. Im Folgenden werden die zu erwartenden Inventare unter Berücksichtigung von P&T diskutiert. Diese Angaben und darüber hinaus die Abfallströme aus dem Rückbau aller P&T-Anlagen bestimmen die Auswirkungen auf die Endlagerkonzepte, die im Anschluss daran diskutiert werden.

## **5.2 Einzulagernde Inventare einschließlich der Sekundärabfälle aus Rezyklierung und Transmutation**

In der Tabelle 2.4 sind die Aktivitätsinventare der wesentlichen Wärme produzierenden Abfallströme gemäß dem aktuellen Kenntnisstand für den angenommenen Zeitpunkt des Endes des Endlagerbetriebes im Jahr 2075 /PEI 11/ zusammengestellt. Es handelt sich um direkt endgelagerte Brennelemente mit  $\text{UO}_2$ - oder MOX-Brennstoff sowie um Abfälle aus der Wiederaufarbeitung, d. h. verglaste hochradioaktive Abfälle in CSD-V und verpresste Hülsen und Strukturteile in CSD-C.

Als Bestimmungsgröße für den radiologischen Langzeitsicherheitsnachweis dienen die Individualdosis bzw. daraus abgeleitete Indikatorwerte. In jüngsten Langzeitsicherheitsanalysen für Endlager mit hochradioaktiven Abfällen, zum Beispiel im Vorhaben VSG, hat sich gezeigt, dass bei Transportrechnungen zur Freisetzung von Radionukliden aus den Abfällen, in denen zukünftige plausible Entwicklungen des Endlagersystems zugrunde gelegt aber keine Szenarien des unbeabsichtigten menschlichen Eindringens betrachtet worden sind, nur einige wenige Radionuklide jeweils die errechneten Indikatorwerte dominieren. Diese sind Kohlenstoff-14, Chlor-36, Selen-79, Caesium-135 und Iod-129. Es ist gut zu erkennen, dass von diesen Radionukliden in den Abfällen aus der Wiederaufarbeitung nur geringfügig weniger Inventare (ca. Faktor 2) enthalten sind als in den direkt endgelagerten Brennelementen. Dieses Verhält-

nis spiegelt die Anzahl der wiederaufgearbeiteten Brennelemente und der direkt endzulagernden Brennelemente wider. Die bei der Wiederaufarbeitung abgetrennten Radioelemente sind Uran und Plutonium, deren Inventare folglich in Abfällen aus der Wiederaufarbeitung sehr viel geringer sind.

In einer aktuellen Studie zu den Inventaren der verglasten hochradioaktiven Abfälle aus der Wiederaufarbeitungsanlage in La Hague wurde gezeigt, dass in /PEI 11/ die ermittelten Inventare nicht für alle Radionuklide deren tatsächliche Aktivitäten in diesen Abfällen angemessen widerspiegeln, da in /PEI 11/ aus Gründen der Konservativität in Bezug auf langzeitsicherheitsanalytische Betrachtungen kein Entweichen von gasförmigen Radionukliden wie Iod-129 während der Auflösung der ausgedienten Brennelemente unterstellt wurde. Dadurch liegt beispielsweise die Aktivität von Iod-129 um einen Faktor 40 zu hoch. Da in /MEL 12/ nur die Inventare aus der Anlage in La Hague berücksichtigt werden und Angaben aus der Wiederaufarbeitung in Sellafield fehlen, wird an dieser Stelle bei der Betrachtung aller Inventare für ein deutsches Endlager nicht weiter darauf eingegangen.

Durch P&T werden die Aktivitätsinventare der Transurane reduziert. Aus der Aufzählung der oben angegebenen, für die Langzeitsicherheit relevanten Radionuklide ist ersichtlich, dass auch eine erhebliche Reduktion der Inventare der Transurane nur unwesentlich zu einer Reduktion der potenziellen Strahlenexpositionen führen kann, weil sich die Transurane in bisherigen Analysen nicht als dosisrelevant herausgestellt haben. Allerdings besteht nach der Abtrennung die Möglichkeit, diejenigen Spaltprodukte in einer Matrix zu fixieren, die bisher in direkt endgelagerten Brennelementen in der instant release fraction enthalten sind und dadurch, nach Kontakt der Abfälle mit Lösungen, leicht freigesetzt werden können. Dies würde in einem Endlager zu einer langsameren Mobilisierung dieser Radionuklide führen.

Durch P&T fallen die Aktivitätsinventare für direkt endzulagernde Brennelemente weg, allerdings erhöhen sich die bereits vorhandenen Inventare in den Abfallströmen „verglaster HAW (CSD-V)“ und „verpresste Hülsen und Strukturteile (CSD-C)“ und es entstehen auch neue Abfallströme durch die Sekundärabfälle des P&T-Prozesses, siehe auch Tabelle 5.1. Das bedeutet, dass sich die Gesamtinventare der insgesamt endzulagernden Abfälle und in Transportrechnungen zur Langzeitsicherheit dosisbestimmenden Radionuklide durch P&T nicht verringern, sondern durch die bei der Transmutation entstehenden Spaltprodukte und die Sekundärabfälle aus den P&T-Prozessen eher vergrößern (z. B. aus dem Abriss von P&T-Anlagen). Welche Arten und Mengen

von Sekundärabfällen entstehen, lässt sich zurzeit nicht genau abschätzen, da dies neben vielen Ungewissheiten auch von der Art des Transmutationsprozesses abhängt. Es ist mit einer Volumenzunahme der Sekundärabfälle aus dem P&T-Prozess und dem späteren Abriss der P&T-Anlagen zu rechnen.

Radioaktive Abfälle, die während der Transmutationsprozesse entstehen (Spalt- und Aktivierungsprodukte), werden zum großen Teil bei der Rezyklierung in einer Wiederaufarbeitungsanlage in den Abfallstrom „verglaste Abfälle (CSD-V)“ und gegebenenfalls in weitere Abfallströme gelangen. Abschätzungen zu den Abfallmengen für die verschiedenen Abfallströme sind in der Studie /REN 14/ zu finden.

**Tab. 5.1** Sekundärabfälle nach P&T

Quelle des Abfalls	Endprodukt	Endlagerart
Rezyklierung von Targets in Wiederaufarbeitungsanlage	Verglaster HAW (CSD-V); ggf. weitere Abfallströme	Wärme entwickelnde Abfälle
Abriss von P&T-Anlagen (Beschleuniger, Wiederaufarbeitungsanlage)	Zementierte Abfälle	Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung und Wärme entwickelnde Abfälle
Betriebsabfälle aus P&T-Anlagen	Zementierte Abfälle	Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung

### 5.3 Endlagerkonzept mit P&T

Der aktuelle Stand der Endlagerkonzepte ohne Berücksichtigung von P&T für die Wirtsgesteine Salz und für das Wirtsgestein Tonstein wurde in Kapitel 3 beschrieben. Für ein Endlager in Salz ist inzwischen eine konkrete Planung mit Bezug zu einem möglichen Standort entwickelt worden, für ein Endlager in Tonstein gibt es solche Planungen in Deutschland bisher nur auf generischer Basis.

Der Gesamtflächenbedarf eines Endlagers wird durch die Einlagerungsflächen und den Infrastrukturbereich bestimmt, dessen Flächenbedarf kaum von der Gesamtmenge an einzulagernden Abfällen oder der verwendeten Einlagerungsvariante beeinflusst wird. Im Fall der Einlagerungsvariante Streckenlagerung entsprechen die Einlagerungsflächen für ausgediente Brennelemente etwa der Hälfte des Gesamtflächenbedarfs, bei der Einlagerungsvariante Bohrlochlagerung etwa 35 %. Nur dieser Teil des Flächen-

bedarfs des jeweiligen Endlagerbergwerkes ist durch P&T beeinflussbar. In welchem Maße die Anzahl von Einlagerungsfeldern oder Einlagerungsbohrlöchern reduziert werden kann, hängt direkt von der Art und Menge von radioaktiven Abfällen ab (Wärme entwickelnd oder nicht), die durch den P&T-Prozess und durch die Stilllegung und den Rückbau der dafür erforderlichen industriellen Anlagen entstehen werden. In der Studie /REN 14/ wurden die Mengen solcher Abfälle unter der Annahme bestimmter P&T-Techniken abgeschätzt. Unter den betrachteten Abfällen sind verglaste Abfälle aus der Wiederaufarbeitung, Hülsen und Strukturteile, andere Wärme entwickelnde Abfälle sowie große Mengen an Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung.

Unter der Annahme, dass etwa 2 Wiederaufarbeitungsanlagen und bis zu sechs Transmutationsanlagen bis zum Jahr 2050 zur Verfügung stünden, um den gesamten Brennstoff (ca. 10.500 t<sub>SM</sub>), der nach bisherigem Konzept direkt endgelagert werden soll, in rund 150 Jahren zu verarbeiten, muss auch angenommen werden, dass dennoch Wärme entwickelnde Abfälle (z. B. aus der für P&T erforderlichen Wiederaufarbeitung sowie zusätzliche Hülsen und Strukturteile aus der Zerlegung der Brennelemente und aus der letzten Beladung des Transmuters) entstehen werden und sehr große Mengen an Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung. Die Folge für die zu erwartende Größe des Endlagers wäre zum einen, dass Einlagerungsflächen im Endlager für bisher vorgesehene direkte Endlagerung von LWR-BE entfielen und gleichzeitig Flächen für die durch P&T neu entstehenden Wärme entwickelnden Abfälle benötigt würden. Zum anderen wäre aller Voraussicht nach ein zusätzliches Endlager für die bei P&T anfallenden sogenannten Sekundärabfälle (radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung) zu planen, zu errichten und zu betreiben. Das seit 2007 in der Errichtung befindliche Endlager Konrad steht auf Grund der mit der Planfeststellung /KON 02/ festgeschriebenen Mengen und Inventare an radioaktiven Abfällen dafür nicht zur Verfügung. In dem Planfeststellungsbeschluss heißt es im Kapitel C I Verfahrensrechtliche Begründung unter Punkt C I. 6 Präzisierung des endlagerbaren Abfallgebinderolumens: „Die Planfeststellungsbehörde legt ihrer Entscheidung zur Klarstellung ein Abfallgebinderolumen in Höhe von maximal 303.000 m<sup>3</sup> als den nationalen Bedarf für die Endlagerung radioaktiver Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung in der Bundesrepublik Deutschland zugrunde.“ Eine rein theoretisch denkbare Erweiterung der Aufnahmekapazität des Endlagers Konrad würde zwangsläufig eine wesentliche Änderung bedeuten und dem entsprechend eine Überprüfung der Grundlagen des Planfeststellungsverfahrens nach sich ziehen.

Für das durch Partitionierung abgetrennte Uran (ca. 90 % der Masse des Brennstoffs eines ausgedienten Brennelementes) ist eine industrielle Verwertung zu prüfen; andernfalls ist auch dafür eine Entsorgungsmöglichkeit (Endlagerung) zu planen.

Zusammenfassend ist festzuhalten, dass sich der Flächenbedarf eines Endlagers mit Wärme entwickelnden Abfällen durch P&T verringern wird, wobei sich die Fläche maximal auf rund 50 % der bisherigen beschränken wird. Nicht eingeschlossen in diese Betrachtung sind die Sekundärabfälle.

Hinsichtlich des Betriebs des Endlagers für Wärme entwickelnde Abfälle bei Berücksichtigung von P&T lässt sich feststellen, dass für die noch nicht spezifizierten Wärme entwickelnden Abfälle ggf. neue Endlagerbehälter zu entwickeln, zu erproben und zu genehmigen wären. Im Moment wird davon ausgegangen, dass diese neuen Wärme entwickelnden Abfälle wie die bisherigen Wiederaufarbeitungsabfälle verglast werden und dass hierfür Gebindekonzepte bestehen. Für das weitere benötigte Endlager für Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung wären alle Anlagen und Einrichtungen neu zu entwickeln, zu planen und zu erproben. Wenn genauere Kenntnisse über die Art und Menge der entstehenden Abfälle vorliegen, kann geprüft werden, ob und in welchem Umfang Kredit von den Planungen für das Endlager Konrad genommen werden kann.

Für das Endlager für Wärme entwickelnde Abfälle, so wie es im Rahmen des Vorhabens VSG für ein Endlager in Salz geplant wurde, konnte nachgewiesen werden, dass eine Kritikalität ausgeschlossen werden kann über den gesamten Nachweiszeitraum von 1 Million Jahre. Wenn der Brennstoff durch P&T vollständig in weiter nutzbaren Brennstoff und Abfälle umgewandelt wird, dann ergibt sich für das Endlager bezüglich der Kritikalität kein anderer Zustand. Die Sicherheit wurde auch bei Anwesenheit von Brennstoff, sicher in POLLUX<sup>®</sup>-Behältern oder Brennstabkokillen gelagert, nachgewiesen.

#### **5.4 Langzeitsicherheit mit P&T**

Wie im Kapitel 5.3 angedeutet, muss die Langzeitsicherheit unter Berücksichtigung von P&T für ein Endlager für Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle und ggf. ein weiteres Endlager betrachtet werden. Im Fall ohne Berücksichtigung von P&T ist nur ein einziges Endlager vorgesehen, das alle Arten von Wärme entwickelnden Abfällen aufnimmt.

Für ein solches Endlager in einer Salzformation gibt es verschiedene Einlagerungskonzepte, zum Beispiel eine reine Bohrlochlagerung oder eine reine Streckenlagerung (s. Kapitel 3.4.2). Im Folgenden wird für diese Einlagerungskonzepte der Aspekt der Langzeitsicherheit diskutiert, wobei die Auswirkungen von P&T auf die Ergebnisse von Transportrechnungen zur Freisetzung von Radionukliden aus den Abfällen, in denen zukünftige plausible Entwicklungen des Endlagersystems zugrunde gelegt werden, betrachtet werden. Auf Auswirkungen von P&T auf ein Endlager für Wärme entwickelnde, hochradioaktive Abfälle in einer Tonformation wird ebenfalls eingegangen.

Als Grundlage der Bewertungen der Langzeitsicherheit werden abdeckend von den vier im Projekt diskutierten Basis-Szenarien die folgenden berücksichtigt:

- Referenzfall, das heißt ohne P&T (Basis-Szenario 1: „Abstinenz“),
- Transmutation aller in Deutschland zu behandelnden Brennelemente mit maximal möglichen Umwandlungsraten (Basis-Szenario 4: „Anwendung in Deutschland“).

Auf den Aspekt des zukünftigen menschlichen Eindringens in ein Endlager (Human Intrusion) wird ebenfalls eingegangen. Gemäß den Sicherheitsanforderungen des BMU /BMU 10/ soll dieser Aspekt zwar betrachtet, aber nur zur Optimierung von Endlagerkonzepten verwendet werden und nicht zur Berechnung von langzeitsicherheitlichen Konsequenzen. In diesem Bericht wird jedoch auf das zukünftige menschliche Eindringen detaillierter eingegangen, u. a. unter dem Aspekt der Radiotoxizität der insgesamt eingelagerten Abfälle.

#### **5.4.1 Sicherheitsmerkmale der verschiedenen Konzepte**

In diesem Kapitel werden die verschiedenen Konzepte für ein Endlager für Wärme entwickelnde Abfälle im Salz qualitativ nach folgenden Merkmalen bewertet:

- Behältertypen: welchen Einfluss haben sie auf die Langzeitsicherheit?
- Anzahl der Endlager: welche Arten von Abfällen müssen endgelagert werden und wie wirkt sich dies auf die Langzeitsicherheit aus?

Eine Bewertung der Konsequenzen für verschiedene Endlagerkonzepte und Varianten folgt im Anschluss.

## **Streckenlagerung**

Die Einlagerung von Abfallbehältern in Strecken ist bei einem potentiellen Endlager in Salz die derzeit am weitesten fortgeschrittene Option. Die dabei vorgesehenen POLLUX<sup>®</sup>-Behälter sind mechanisch stabil und tragen dazu bei, dass Radionuklide an den Einlagerungsorten verbleiben. Durch die Anordnung der Behälter in der Fläche bewirkt die Streckenlagerung einen im Vergleich mit der Bohrlochlagerung größeren „Footprint“<sup>2</sup> des Endlagers (rund 60 % größere horizontale Ausdehnung der Einlagerungsflächen). Im Vorhaben VSG hat sich gezeigt, dass in einem Salzstock, wie beispielsweise in Gorleben, genügend Platz für die Einlagerung aller Behälter ist /BOL 11/. Durch P&T würde sich der Footprint des Endlagers für Wärme entwickelnde Abfälle verkleinern, da die Behälter mit ausgedienten Brennelementen entfallen würden. Stattdessen müssen die Wärme entwickelnden Abfälle aus der für P&T erforderlichen Wiederaufarbeitung (die ein geringeres Volumen einnehmen als die ursprünglichen Brennelemente) sowie zusätzliche Hülsen und Strukturteile aus der Zerlegung der Brennelemente eingelagert werden. Je nach Art und Menge der bei P&T entstehenden Abfälle würde eventuell ein weiteres Endlager für Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung erforderlich, um die Sekundärabfälle aus P&T aufzunehmen. Dieses zusätzliche Endlager könnte ggf. auch das bei der Wiederaufarbeitung abgetrennte Uran aufnehmen, wenn dieses keiner industriellen Verwertung zugeführt wird.

## **Bohrlochlagerung**

Bei einem Endlager im Salz ist die Bohrlochlagerung das Konzept mit dem geringsten Footprint, da die Abfallbehälter in bis zu 300 m tiefen vertikalen Bohrlöchern gelagert werden sollen. Wegen der Forderung nach Rückholbarkeit sind die derzeit geplanten Bohrlöcher verrohrt und die Hohlräume zwischen den Abfallgebinden (Kokillen) und dem Rohr sind mit Sand verfüllt. Die Kombination aus dickwandigen Kokillen und Verrohrung sorgt für mechanische Stabilität der Abfallgebinde gegenüber dem Gebirgsdruck.

Durch P&T wird sich der Footprint des Endlagers im Vergleich zur Streckenlagerung relativ wenig verkleinern, da der Flächenbedarf bei Bohrlochlagerung insgesamt kleiner ist als bei Streckenlagerung. Auch hierbei sind die durch die Umsetzung von P&T ent-

---

<sup>2</sup> Horizontale Ausdehnung eines Endlagerbergwerks

stehenden zusätzlichen Wärme entwickelnden Abfälle sowie die Sekundärabfälle zu berücksichtigen.

Für ein Endlager in einer Tonformation in Deutschland ist zu erwarten, dass unabhängig vom Einlagerungskonzept die technische Umsetzung von P&T vergleichbare Auswirkungen auf die Größe des Endlagers hat wie bei einem Endlager im Salinar. Obwohl zu einem solchen Endlager nur generische Planungen vorliegen, lässt sich anhand der niedrigeren Auslegungstemperatur abschätzen, dass der Flächenbedarf mit P&T deutlicher als bei einem Endlager in einer Salzformation abnehmen wird, siehe auch die Ergebnisse des Projekts RED-IMPACT 2008 /LEN 08/.

#### **5.4.2 Vergleichende Bewertung der zu erwartenden Konsequenzen**

##### ***Endlager im Salz***

Gemäß den Sicherheitsanforderungen des BMU /BMU 10/ soll die Langzeitsicherheit eines Endlagers für Wärme entwickelnde Abfälle vorrangig anhand des Einschlussvermögens des einschlusswirksamen Gebirgsbereichs (ewG) bewertet. Dazu werden Integritätsanalysen und Konsequenzenanalysen durchgeführt. Die folgenden Aussagen wurden aus der aktuellsten Studie zu einem Endlagerstandort im Salz, dem Vorhaben VSG /FIS 13/, abgeleitet.

Die Integritätsanalysen für ein Endlager ohne P&T zeigen, dass die Anforderungen an die geologische Barriere (Wirtsgestein, usw.) und an die geotechnischen Barrieren (Verschlüsse, usw.) für die Dauer des Betrachtungszeitraums von 1 Million Jahren eingehalten werden /KOC 12/; /MÜL 12/. Das bedeutet auch, dass der ewG über den Betrachtungszeitraum funktionsfähig bleibt.

Für die wahrscheinliche Entwicklung des Endlagersystems ist mit keinem Lösungszutritt zu den Abfallbehältern zu rechnen; für die weniger wahrscheinlichen Entwicklungen ist der Zufluss von Lösungen aus dem Deckgebirge über die Schächte und andere Wegsamkeiten in die Grube gemäß den Ergebnissen des Vorhabens VSG gering /LAR 13/. Dementsprechend gering – zum Teil verschwindend – ist auch die Freisetzung von Radionukliden aus den eingelagerten Abfällen über den Lösungspfad, d. h. über einen Transportweg, der auf wässrigen Lösungen beruht. Gasförmige und leicht flüchtige Radionuklidverbindungen können jedoch bereits aufgrund der Restfeuchte im Grubengebäude mobilisiert und in der Grube transportiert werden. Dabei handelt es

sich im Wesentlichen um Kohlenstoff-14 in Form von Methan oder Kohlendioxid, gegebenenfalls in geringen Mengen um Iod-129 und andere gasförmige Radionuklide. Die Modellierung der Freisetzung von Radionukliden bei geringer Restfeuchte basiert auf sehr konservativen Annahmen, z. B. der schnellen Korrosion der Abfallbehälter und damit verbunden der schnellen Freisetzung der Gase aus allen Behältern.

Bei Anwendung von P&T wird sich das Volumen des Wärme entwickelnden Abfalls im Endlager, wie erwähnt, verringern. Trotzdem wird es einen ähnlich strukturierten einschlusswirksamen Gebirgsbereich geben wie im Referenzfall, siehe oben.

Die Temperaturentwicklung im Endlager für die Wärme entwickelnden Abfälle wird sich mit Berücksichtigung von P&T ändern. Dies betrifft insbesondere Americium-241, das den Hauptbeitrag zur thermischen Leistung im Zeitraum zwischen etwa 200 und 1000 Jahren liefert und durch P&T eliminiert wird. Unter der Annahme, die P&T-Anlagen stünden bis 2050 zur Verfügung, wird die Anzahl der verglasten Gebinde aus der Wiederaufarbeitung zunehmen und, je nach Dauer der Zwischenlagerung der neuen Abfälle, damit möglicherweise auch die Temperatur in dem Teil des Endlagers mit den verglasten Abfällen. Langfristig wird die Temperatur des gesamten Endlagers früher abnehmen, da die direkt endgelagerten Brennelemente fehlen und damit ein großer Teil der für die langfristige Wärmeentwicklung verantwortlichen Aktiniden. Insgesamt wird der Wärmeeintrag durch die Abfälle eher abnehmen, so dass sich prognostizieren lässt, dass die Integritätsanalysen für die geologische und die geotechnischen Barrieren ebenfalls geführt werden können. Zu der Diskussion der Wärmeentwicklung ist anzumerken, dass P&T einen hohen Zeitbedarf (150 Jahre) hat und dass beim Referenzfall (ohne P&T) eine entsprechend lange Zwischenlagerzeit aller Abfälle kurz- und mittelfristig auch zu einer starken Reduktion des Wärmeeintrags führen würde.

Die radiologischen Konsequenzen mit Berücksichtigung von P&T können kleiner sein als im Referenzfall, wenn die direkt endgelagerten Brennelemente für die maximalen Strahlenexpositionen verantwortlich sind. Falls die verglasten Abfälle (CSD-V) die maximalen Strahlenexpositionen verursachen, können sich durch P&T die radiologischen Konsequenzen eventuell erhöhen. Für den Lösungspfad sind wie im Referenzfall sehr geringe Konsequenzen zu erwarten; das heißt, dass diese auch bei Berücksichtigung von P&T vernachlässigbar klein sind. Für den Gaspfad sind die Konsequenzen voraussichtlich geringer als im Referenzfall, weil die Freisetzung von gasförmigen und leicht flüchtigen Radionuklidverbindungen hauptsächlich aus den direkt endgelagerten Brennelementen – und hier aus der Instant Release Fraction (IRF) – erfolgt, die bei Be-

rücksichtigung von P&T fehlen. Andererseits entstehen durch P&T zusätzlich Sekundärabfälle mit mobilen Spaltprodukten, die ebenfalls endgelagert werden müssen. Inwiefern diese zu weiteren gasförmigen Radionuklidverbindungen beitragen und zu welchen Konsequenzen sie führen, ist noch zu klären. Bei der Betrachtung der gasförmigen und leicht flüchtigen Radionuklidverbindungen ist zu beachten, dass diese nach der Wiederaufarbeitung (Abtrennung; d. h. ohne Transmutation) in Filtern aufgefangen und in einer Abfallmatrix fixiert werden können. Insofern können sich die Konsequenzen für diese Radionuklide verringern, wenn die Mobilisierung verlangsamt wird. Wenn durch die Wiederaufarbeitung aller ausgedienten Brennelemente der Großteil der gasförmigen und leicht flüchtigen Radionuklidverbindungen immobilisiert werden könnte, hätte dies einen positiven Einfluss auf die radiologischen Konsequenzen für den Gaspfad.

Für eine Beurteilung der Auswirkungen von P&T ist eine alleinige Betrachtung des Endlagers für die Wärme entwickelnden Abfälle nicht ausreichend. Da die Sekundärabfälle aus P&T aller Voraussicht nach in einem separaten Endlager für Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung eingelagert werden müssen und für ein solches Endlager noch keine Konsequenzenanalyse vorliegt, ist die Gesamtbewertung der Konsequenzen aus P&T derzeit schwierig. Als Abschätzung könnten die für das Endlager Schacht Konrad berechneten Konsequenzen dienen, sofern die Abfallströme, Abfallmengen und Nuklidinventare vergleichbar sind. Es muss noch ein Maßstab ermittelt werden, um die Konsequenzen der Freisetzungen aus mehreren Endlagern angemessen bewerten zu können. Die Angabe der zeitabhängigen Radiotoxizität des radioaktiven Abfalls ohne und mit P&T reicht hierzu nicht aus, da in einem Endlager mit Wärme entwickelnden Abfällen im Salz praktisch keine Freisetzung auftritt und die Integrität der Barrieren gezeigt werden kann. Für ein aller Voraussicht nach zusätzliches Endlager für die bei P&T anfallenden Sekundärabfälle (radioaktiven Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung) müsste außerdem gezeigt werden, dass es ebenfalls zu keinen Freisetzungen kommt.

### ***Andere Formationen (Ton)***

Für ein Endlager mit Wärme entwickelnden Abfällen in anderen als Salzformationen liegen in Deutschland, wie erwähnt, bisher nur generische Studien vor. Diese generischen Studien orientieren sich an internationalen Studien, so dass die hier gezeigten Ergebnisse im Wesentlichen durch die internationalen Studien abgesichert sind.

Für Endlager in Tonformationen ist nach derzeitigen Überlegungen im Rahmen eines F&E-Vorhabens ebenfalls eine Ausweisung eines ewG vorgesehen. Allerdings sind in diesen Formationen die eingelagerten Abfälle langfristig immer im Kontakt mit Wasser (ca. 10 % natürlicher Wassergehalt in Tonstein), so dass es im Gegensatz zu Salzformationen nach der Wiederaufsättigung der Barrieren mit Wasser immer zu einem (langsamen) Transport von Radionukliden über den Lösungspfad kommt. Dieser Transport ist im Allgemeinen diffusiv, weil advektiver Transport nur über Klüfte oder Störungen im Gestein möglich ist, die bei der Auffahrung des Grubengebäudes umgangen werden können. Anhand der NAGRA-Studie /NAG 02/ ist zu sehen, dass bei der diffusiven Freisetzung auf dem Lösungspfad hauptsächlich Spalt- und Aktivierungsprodukte, die unter den geochemischen Bedingungen im Endlagersystem anionisch vorliegen, relevant sind.

Die Temperaturentwicklung im Endlager für Wärme entwickelnde Abfälle wird sich mit Berücksichtigung von P&T ändern. Es gelten die gleichen Aussagen wie vorstehend für Endlager im Salinar.

Mit Berücksichtigung von P&T wird sich der Anteil der direkt endgelagerten Brennelemente verringern (Ausnahmen sind dann z. B. die ausgedienten Brennelemente aus Versuchsreaktoren und WWER) und dadurch der Anteil der Radionuklide aus diesem Abfallstrom. Da die Radionuklide, welche die Strahlenexposition dominieren, bis auf wenige Ausnahmen nicht durch P&T beeinflussbar sind, werden sie auch weiterhin die Strahlenexposition dominieren. Die Radionuklide aus der Wiederaufarbeitung der ausgedienten Brennelemente (im P&T-Prozess) werden dabei zum Teil verglast und zum Teil als Sekundärabfälle in diesem oder in einem weiteren Endlager eingelagert werden. Wie bei der Endlagerung im Salz ist die Betrachtung nur des Endlagers mit den Wärme entwickelnden Abfällen für eine Beurteilung der Auswirkungen von P&T nicht ausreichend.

### ***Human Intrusion***

Eine Beurteilung des Einflusses von P&T unter dem Gesichtspunkt des zukünftigen menschlichen Eindringens in ein Endlager ist ohne die Betrachtung der dabei möglicherweise ablaufenden Vorgänge nicht möglich. Wenn als alleiniges Kriterium die gesamte Radiotoxizität des eingelagerten Abfalls herangezogen würde, wird nicht die gesamte Bandbreite der zu erwartenden Konsequenzen abgedeckt. Die gesamte Radiotoxizität nimmt durch P&T schneller ab als ohne P&T. Man kann daraus aber

nicht ableiten, dass das Risiko bei einem menschlichen Eindringen durch P&T generell verringert wird. Durch P&T verringert sich der „Footprint“ des Endlagers für Wärme entwickelnde Abfälle, es wird aber aller Voraussicht nach ein zusätzliches Endlager für die bei P&T anfallenden Sekundärabfälle (radioaktiven Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung) zu planen, zu errichten und zu betreiben sein. Insgesamt ist daher zu erwarten, dass sich durch P&T die Wahrscheinlichkeit nicht wesentlich ändern wird, einen Abfallbehälter in einem Endlager z. B. durch eine zukünftige Bohrung oder die Errichtung eines Bergwerks anzutreffen.

Ein menschliches Eindringen wird in den meisten Fällen mit einer Erkundungsbohrung beginnen /BEU 12/. Dabei ist die Wahrscheinlichkeit, dass mehrere Abfallgebinde getroffen werden, gering. Dass alle Gebinde getroffen werden, ist ausgeschlossen. Das gilt auch für andere Formen des menschlichen Eindringens, wie z. B. bei einer Einrichtung eines Bergwerks. Es werden stets nur einzelne Abfallgebinde oder eine begrenzte Anzahl angetroffen werden, und es ist davon auszugehen, dass von den Konsequenzen nur einzelne Personen des Betriebspersonals betroffen sein werden.

Im Falle einer zukünftigen Erkundungsbohrung sind von den Konsequenzen eines Anbohrens von Abfallbehältern zunächst die Bohrmannschaften betroffen, wobei sich eine verringerte Radiotoxizität durch P&T positiv auswirkt. Es ist davon auszugehen, dass die handelnde Gesellschaft die Auswirkungen auf die Bohrmannschaft bemerkt, entsprechend sicherheitsgerichtet handelt und das Bohrloch nach Stand von Wissenschaft und Technik verschließt, so dass keine weitere Gefährdung für die übrige Bevölkerung von dem Endlager ausgeht. Würde im Falle eines menschlichen Eindringens die Existenz und das Gefährdungspotenzial des Endlagers nicht erkannt, wird die handelnde Gesellschaft keine besonderen Vorkehrungen zum Wiederverschluss des Endlagers treffen. In diesem Fall sind Ereignisabläufe denkbar, die zu Konsequenzen für die übrige Bevölkerung führen. Diese müssten aber, wie im Fall der Konsequenzenanalyse für das verschlossene Endlager, abgeschätzt werden, wobei dieselben Prozesse wirksam sind, die zur Freisetzung der Radionuklide in die Biosphäre führen, z. B. Begrenzung der Radionuklidmobilisierung durch Löslichkeitsgrenzen, Sorption der Radioelemente entlang des Transportpfads und Ausbreitung in der Biosphäre. Zu berücksichtigen ist allerdings, dass sich durch das menschliche Eindringen ein oxidierendes geochemisches Milieu in Abfallnähe einstellen kann, wodurch die Freisetzung von Radionukliden aus dem Brennstoff um ca. eine Größenordnung schneller erfolgt. Ob dies dazu führen kann, dass andere Radionuklide als Indikator für die Sicherheit dosisbestimmend sind, als diejenigen für das verschlossene Endlager, ist nicht geklärt.

Es gibt derzeit keine aktuellen Berechnungen für zukünftige Entwicklungsmöglichkeiten des Endlagersystems unter Berücksichtigung von Human Intrusion, so dass auch keine belastbaren Vergleiche ohne und mit P&T angestellt werden können. Dies ist eine Aufgabe für zukünftige Untersuchungen.

## **6 F&E-Bedarf aus Sicht von Endlagerung und Langzeitsicherheitsanalyse**

Eine wesentliche Einflussgröße bei der Beurteilung der Auswirkungen von P&T auf die Langzeitsicherheit eines Endlagers für Wärme entwickelnde Abfälle ist der Quellterm. Damit ist die zeitlich veränderliche Konzentration von Radionukliden gemeint, die sich am Einlagerungsort der Abfälle in Abhängigkeit von der Abfallart (Matrix, Gebindetyp) und dem chemischen Milieu ausbildet. Für einige Radioelemente, auch die MA, sind unter den chemischen Bedingungen eines Endlagers die Löslichkeiten begrenzt, so dass eine Verringerung von eingelagerten Inventaren durch P&T nicht notwendigerweise zu einer Verringerung der Freisetzung (das heißt des Quellterms) für diese Radionuklide führt. Für den Fall, dass die Auswirkungen von P&T auf ein Endlager präziser zu untersuchen wären, ist ein wichtiges F&E-Thema daher die Absicherung und ggf. Ermittlung des Quellterms für die wesentlichen Radionuklide für verschiedene chemische Milieus, Endlagerformationen und Abfallgebindetypen.

Für die Abfallströme nach einer Anwendung von P&T sollten verschiedene Endlagerkonzepte entwickelt werden, je nach Einlagerungsformation sowie Art und Menge der einzulagernden Radionuklide bzw. Abfallarten. Dabei ist auch zu klären, welche Arten von radioaktiven Abfällen in ein gemeinsames Endlager kommen, das heißt, gemeinsam mit den verglasten hochradioaktiven Abfällen und den Wärme entwickelnden Hülsen und Strukturteilen sowie den ausgedienten Brennelementen aus den Versuchs- und Prototypkraftwerken sowie Forschungsreaktoren. Ohne eine genauere Abschätzung des einzulagernden Inventars sind zuverlässige Vergleiche der Endlageroptionen ohne und mit P&T nicht möglich. Außerdem ist festzulegen, wie die zusätzlich bei P&T erzeugten Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung (Sekundärabfälle) bei diesem Vergleich berücksichtigt werden können.

Der Aspekt des zukünftigen menschlichen Eindringens in ein Endlager (Human Intrusion) sollte bezüglich des Einflusses von P&T noch einmal systematisch untersucht werden, in Ergänzung zu der Vorgehensweise im Vorhaben VSG /BEU 12/.



## 7 Schlussfolgerungen

Bezüglich der Auswirkungen einer Nutzung von P&T auf die Endlagerung radioaktiver Abfälle lassen sich zusammenfassend die folgenden Schlussfolgerungen für die deutsche Situation ableiten:

- Ein Endlager für Wärme entwickelnde Abfälle ist auch bei Nutzung der Technologieoption P&T erforderlich für die heute bereits existierenden Wiederaufarbeitungsabfälle und die ausgedienten Brennelemente aus den Versuchs- und Prototypkraftwerken sowie Forschungsreaktoren, für die Wärme entwickelnden Abfälle aus der für P&T erforderlichen Wiederaufarbeitung sowie für zusätzliche Hülsen und Strukturteile aus der Zerlegung der Brennelemente und aus der letzten Beladung des Transmuters. Die Hälfte (bei Streckenlagerung) oder zwei Drittel (bei Bohrlochlagerung) der bisher in einer vorläufigen Sicherheitsanalyse geplanten Gesamtendlagerfläche bleibt von P&T gänzlich unberührt. Für die durch P&T anfallenden sogenannten Sekundärabfälle (radioaktiven Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung) muss aller Voraussicht nach ein zusätzliches Endlager geplant, errichtet und betrieben werden.
- Die Angabe eines Footprints (Gesamtflächenbedarf des Endlagers inklusive Infrastrukturbereich mit den Schächten und Werkstätten unter Tage sowie weiteren für den Endlagerbetrieb benötigten Grubenbauen) für ein Endlager ist nur für den Vergleich von Endlagern mit Wärme entwickelnden Abfällen sinnvoll. Wenn Endlager mit Wärme entwickelnden Abfällen und Endlager für Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung verglichen werden müssen oder wenn die Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung gar nicht berücksichtigt werden, ist diese Angabe nicht aussagekräftig. Durch P&T nimmt der Footprint eines Endlagers mit Wärme entwickelnden Abfällen um maximal 50 % ab.
- Für Endlager in Salz ergeben sich für den Lösungspfad in den bisher vorliegenden Modellrechnungen des Vorhabens VSG keine relevanten Freisetzungen von Radionukliden. Dann ist von der Anwendung von P&T auch kein Vorteil zu erwarten.
- Bei der Freisetzung von gasförmigen und leicht flüchtigen Radionuklidverbindungen sind im Vorhaben VSG geringe Konsequenzen gemäß der vereinfachten radiologischen Langzeitaussage für den Rand des einschlusswirksamen Gebirgsbereichs errechnet worden. Hier ist für ein Endlager mit Wärme entwickelnden

Abfällen bei Berücksichtigung von P&T zu erwarten, dass weniger dieser Radionuklide freigesetzt werden, da insgesamt weniger dieser Radionuklide in den Abfällen vorhanden sind oder weil sie nach der Abtrennung in einer stabilen Matrix gebunden werden können.

- Durch P&T werden hauptsächlich Radionuklide transmutiert, die sich in bisherigen Transportrechnungen als für die Langzeitsicherheit von Endlagern in Deutschland weniger relevant gezeigt haben. Die Mengen der in den Langzeitsicherheitsanalysen relevanten Spalt- und Aktivierungsprodukte werden durch eine Nutzung von P&T nicht verringert, sondern gegebenenfalls sogar vergrößert.
- Vor allem bei den Endlagern in Ton müssen zur Beurteilung der Konsequenzen von P&T auch die Endlager mit den Sekundärabfällen aus P&T betrachtet werden. Falls die Sekundärabfälle aus P&T in einem Endlager gemeinsam mit den Wärme entwickelnden Abfällen eingelagert werden, ist zu erwarten, dass diese Abfälle relevant bezüglich der Freisetzung sein können. Hier hängt es davon ab, inwieweit die gasförmigen und leicht flüchtigen Radionuklidverbindungen immobilisiert werden können. Eine gemeinsame Einlagerung von Wärme entwickelnden und Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung in einem gemeinsamen Endlager ist aber aus Gründen der Langzeitsicherheit wenig sinnvoll.

## Literaturverzeichnis

- /AKE 02/ Arbeitskreis Auswahlverfahren Endlagerstandorte (AkEnd): Auswahlverfahren für Endlagerstandorte. Empfehlungen des AkEnd, 2002.
- /AND 05/ Dossier 2005 Argile. Architecture and management of a geological repository (Report series), Andra, France 2005.
- /ATG 11/ Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz) vom 23. Dezember 1959 (BGBl. I S. 814) in der Fassung der Bekanntmachung vom 15. Juli 1985 (BGBl. I S. 1565) (BGBl. III S. 751-1), zuletzt geändert durch Art. 1 des Gesetzes vom 31. Juli 2011 (BGBl. I S. 1704).
- /AVV 12/ Allgemeine Verwaltungsvorschrift zu § 47 der Strahlenschutzverordnung. Ermittlung der Strahlenexposition durch die Ableitung radioaktiver Stoffe aus Anlagen oder Einrichtungen. Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit; Bundesanzeiger AT 05.09.2012.
- /BEU 12/ Beuth, T.; Baltés, B.; Bollingerfehr, W.; Buhmann, D.; Charlier, F.; Filbert, W.; Fischer-Appelt, K.; Mönig, J.; Rübél, A.; Wolf, J.: Untersuchungen zum menschlichen Eindringen in ein Endlager. Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben (GRS-280), Köln: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH 2012.
- /BFS 13/ Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Abfallprognosen. URL: <http://www.bfs.de/de/endlager/abfaelle/prognose.html> [Stand: 22.04.2013].
- /BGR 00/ Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR): Erkundungsbergwerk Gorleben – Gebirgsmechanische Beurteilung der Integrität der Salzbarriere im Erkundungsbereich EB1 für das technische Endlagerkonzept 1 (Bohrlochlagerung, BSK3). Ergebnisbericht, Hannover 2000.
- /BGR 02/ Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR): Endlagerprojekt Gorleben – Geologische Bearbeitung der Erkundungssohle (Geologie, Mineralogie, Geochemie). 2. Geologischer Fachbericht (Geologische Schnitte zur untertägigen Erkundung), Hannover 2002.

- /BGR 03a/ Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR): Projekt Gorleben – Das natürliche Temperaturfeld im Erkundungsbereich 1. Abschlussbericht, Hannover 2003.
- /BGR 03b/ Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR): Projekt Gorleben – Erkundungsbegleitende großräumige gebirgsmechanische Berechnungen. Abschlussbericht, Hannover 2003.
- /BMU 10/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle (Stand: 30. September 2010). URL: [http://www.bmu.de/fileadmin/bmu-import/files/pdfs/allgemein/application/pdf/sicherheitsanforderungen\\_endlagerung\\_bf.pdf](http://www.bmu.de/fileadmin/bmu-import/files/pdfs/allgemein/application/pdf/sicherheitsanforderungen_endlagerung_bf.pdf) [Stand: 23.09.2013].
- /BOL 11/ Bollingerfehr, W.; Filbert, W.; Lerch, C.; Tholen, M.: Endlagerkonzepte. Bericht zum Arbeitspaket 5, Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben (GRS-272), Köln: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH 2011.
- /BOL 12/ Bollingerfehr, W.; Bracke, G.; Burgwinkel, P.; Charlier, F.; Dörr, S.; Filbert, W.; Herold, P.; Lerch, C.; Kilger, R.; Thomauske, B.: Endlagerauslegung und -optimierung. Bericht zum Arbeitspaket 6, Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben (GRS-281), Köln: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH 2012.
- /BOR 91/ Bornemann, O.: Zur Geologie des Salzstockes Gorleben nach den Bohrergebnissen. Vereinfachter schematischer Schnitt C-C (BfS-Schriften 4/91), Salzgitter: Bundesamt für Strahlenschutz 1991.
- /DATF 12/ Deutsches Atomforum (DATF): Kernenergie.de – Informationen zur friedlichen Nutzung der Kernenergie. Kernkraftwerke: Zahlen und Fakten. URL: <http://www.kernenergie.de/kernenergie/themen/kernkraftwerke/kernkraftwerke-in-deutschland.php> [Stand: 23.09.2013].
- /DIC 92/ Dickens, J.K. et al.: Current status and proposed improvements to the ANSI/ANS-5.1 American National Standard for decay heat power in Light Water Reactors, Nuclear Safety, 32 (1992) 209, 2009.

- /DIN 04] DIN 25463-2: Deutsches Institut für Normung, Berechnung der Zerfallsleistung der Kernbrennstoffe von Leichtwasserreaktoren – Teil 2: Uran-Plutonium-Mischoxid (MOX)-Kernbrennstoff für Druckwasserreaktoren, 2004.
- /FER 12/ Ferrari A.; Biarrotte J.L. et al.: Shielding and activation studies for the design of the MYRRHA proton beamline, Proc. SATIF-11 Workshop, Tsukuba, Japan, 2012, (OECD/NEA Publications, Paris i.E. 2013.
- /FER 13/ Ferrari, A.; Di Maria, S. et al., Aspects of the core shielding assessment for the FASTER-MYRRHA design, Proc. FR13 Conference, Paris, 2013 (IAEA Publications).
- /FIS 13/ Fischer-Appelt, K.; Baltes, B.; Buhmann, D.; Larue, J.; Mönig, J.: Syntheserbericht für die VSG. Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben (GRS-290), Köln: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH 2013.
- /HOT 07/ Hoth, P. et al.: Endlagerung radioaktiver Abfälle in tiefen geologischen Formationen Deutschlands. Untersuchung und Bewertung von Tongesteinsformationen, Hannover: Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR) 2007.
- /IAEA 05/ IAEA Safety Standards for protecting people and environment – Safety of Research Reactors, Safety Requirements, Safety Standards Series No. NS-R-4, Vienna, 2005.
- /IAEA 07/ IAEA Safety Glossary – Terminology used in nuclear safety and radiation protection, Edition 2007.
- /IAEA 11/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Disposal of Radioactive Waste. IAEA Safety Standards Series (SSR-5), STI/PUB/1449, Wien 2011.
- /KEE 05/ Keesmann, S.; Noseck, U.; Buhmann, D.; Fein, E.; Schneider, A.: Modellrechnungen zur Langzeitsicherheit von Endlagern in Salz- und Granitformationen (GRS-206, Förderkennzeichen 02 E 9239), Köln: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH 2005.

- /KOC 12/ Kock, I.; Eickemeyer, R.; Frieling, G.; Heusermann, S.; Knauth, M.; Minkley, W.; Navarro, M.; Nipp, H.-K.; Vogel, P.: Integritätsanalyse der geologischen Barriere. Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben (GRS-286), Köln: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH 2012.
- /KON 02/ Planfeststellungsbeschluss Konrad 2002;  
[http://www.bfs.de/www/endlager/konrad\\_pfb.pdf](http://www.bfs.de/www/endlager/konrad_pfb.pdf)
- /LAR 13/ Larue, J.; Baltes, B.; Fischer, H.; Frieling, G.; Kock, I.; Navarro, M.; Seher, H.: Radiologische Konsequenzenanalyse. Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben (GRS-289), Köln: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH 2013.
- /LEN 08/ Lensa et al.: RED-IMPACT – Impact of Partitioning, Transmutation and Waste Reduction Technologies on the Final Nuclear Waste Disposal (Synthesis Report), Jülich: Forschungszentrum Jülich 2008.
- /MEL 12/ Meleshyn, A.; Noseck, U.: Radionuclide Inventory of Vitrified Waste after Spent Nuclear Fuel Reprocessing at La Hague. Basic Issues and Current State in Germany (GRS-294, Förderkennzeichen 02 E 10548), Köln: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH 2012.
- /MÖN 12/ Mönig, J.; Buhmann, D.; Rübel, A.; Wolf, J.; Baltes, B.; Fischer-Appelt, K.: Sicherheits- und Nachweiskonzept. Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben (GRS-277), Köln: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH 2012.
- /MRU 11/ Mrugalla, S.: Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben, Geowissenschaftliche Langzeitprognose, Bericht zum Arbeitspaket 2 (GRS-275), Köln: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH 2011.
- /MÜL 12/ Müller-Hoeppe, N.; Breustedt, M.; Czaikowski, O.; Wieczorek, K.; Wolf, J.: Integrität geotechnischer Barrieren. Teil 2: Vertiefte Nachweisführung. Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben (GRS-288), Köln: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) 2012.

- /NAG 02/ National Cooperative for the Disposal of Radioactive Waste (NAGRA): Project Opalinus Clay. Safety Report (Nagra Technical Report 02-05), Wettlingen, Schweiz 2002.
- /NEA 10/ National programmes in chemical partitioning: a status report. OECD-NEA 5425, Paris, 2010.
- /NEA 13/ The Nature and Purpose of the Post-closure Safety Cases for Geological Repositories. OECD-NEA 78121, Paris, 2013.
- /NSE 12/ International nuclear safety engineering (NSE): Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben. Memo. Rückholkonzept zur Variante C. Bohrlochlagerung, 2012.
- /PEI 11/ Peiffer, F.; McStocker, B.; Gründler, D.; Ewig, F.; Thomauske, B.; Havenith, A.; Kettler, J.: Abfallspezifikation und Mengengerüst, Basis Ausstieg aus der Kernenergienutzung, Bericht zum Arbeitspaket 3, Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben (GRS-278), Köln: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, September 2011.
- /PÖH 10/ Pöhler, M.; Amelung, P.; Bollingerfehr, W.; Engelhardt, H.J.; Filbert, W.; Tholen, M.: Referenzkonzept für ein Endlager für radioaktive Abfälle im Tongestein. ERATO, Abschlussbericht (TEC-28-2008-AB), Peine: DBE TECHNOLOGY 2010.
- /RIN 08/ Rineiski, A.: Decay heat production in a TRU burner, Progress in Nuclear Energy 50 (2008) p.377-381, 2008.
- /REN 14/ Renn, O. (Hrsg.): Partitionierung und Transmutation: Forschung – Entwicklung – Gesellschaftliche Implikationen. (acatech STUDIE), München: Herbert Utz Verlag 2014.
- /RIN 10/ Rineiski, A. et al.: Decay heat benchmark for uranium-free fuels with minor actinides, Proceedings of the 18th International Conference on Nuclear Engineering ICONE18, Xi'an, China, May 17-21, 2010.

- /RUS 90/ Russel, G.J.: Spallation Physics - An Overview; Proceedings of the 11th Meeting of the International Collaboration of Advanced Neutron Sources; ICANS-XI, KEK-report 90-25 (1991), Tsukuba, Japan, 1990.
- /RÜB 07/ Rübél, A.; Becker, D.; Fein, E.: Radionuclide Transport Modelling. Performance Assessment of Repositories in Clays (GRS-228, Förderkennzeichen 02 E 9813), Braunschweig: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH 2007.
- /SCH 04/ Schneider, E. et al.: „NFCSim Scenario Studies of German and European Reactor Fleet“. In: Los Alamos National Laboratory Report, LA-UR-04-4911, March 2004.
- /SCH 13/ Schwenk-Ferrero A.: „German Spent Nuclear Fuel Legacy: Characteristics and High-Level Waste Management Issues“. In: Hindawi Publishing Corporation, Science and Technology of Nuclear Installations, Nr. 2013 ID 293792, 2013. URL: <http://dx.doi.org/10.1155/2013/293792> [Stand: 23.09.2013].
- /STV 08/ Strahlenschutzverordnung vom 20. Juli 2001 (BGBl. I S. 1714; 2002 I S. 1459), zuletzt geändert durch Artikel 2 des Gesetzes vom 29. August 2008 (BGBl. I S. 1793).
- /WOL 08/ Wolf, J.; Rübél, A.; Noseck, U.; Becker, D.: Safety and Performance Indicators for Repositories in Salt and Clay Formations (GRS-240, Förderkennzeichen 02 E 9954), Braunschweig: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH 2008.

## Abbildungsverzeichnis

Abb. 2.1	Prozentualer Massenanteil des aus einem DWR entladene bestrahlten Brennstoffs /SCH 13/.....	13
Abb. 2.2	Radioaktivitätsinventar [Bq] des gesamten deutschen Brennstoffinventars /SCH 13/.....	14
Abb. 2.3	Radioaktivitätsinventar [Bq] des verglasten Abfalls aus der Wiederaufarbeitung /SCH 13/ .....	15
Abb. 2.4	Thermische Leistung des Gesamtabfallaufkommens (verglaster Abfall und ausgediente Brennelemente) mit Einzelbeiträgen; berechnet gemäß /PEI 11/.....	16
Abb. 3.1	Schematische Darstellung der zeitlichen Wirkung der verschiedenen Barrieren im Endlagersystem für den Nachweiszeitraum von 1 Million Jahre, in logarithmischer Darstellung (nicht maßstäblich) /MÖN 12/ .....	20
Abb. 3.2	Vereinfachter schematischer Vertikalschnitt durch den Salzstock Gorleben /BOR 91/ .....	26
Abb. 3.3	Endlagerauslegung für das Konzept der Streckenlagerung für ausgediente Brennelemente (von Leistungsreaktoren und von Versuchs- und Prototypkraftwerken sowie von Forschungsreaktoren), Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle aus der Wiederaufarbeitung sowie Brennelement-Strukturteile aus der Konditionierung /BOL 12/ .....	27
Abb. 3.4	Endlagerauslegung für das Konzept der Bohrlochlagerung für ausgediente Brennelemente (Leistungsreaktoren und Prototyp-, Versuchs- und Forschungsreaktoren), Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle aus der Wiederaufarbeitung sowie Brennelement- Strukturteile aus der Konditionierung /BOL 12/ .....	28
Abb. 3.5	Schematische Darstellung des gesamten Grubengebäudes für ein Endlager für Wiederaufarbeitungsabfälle und ausgediente Brennelemente in Tonstein /PÖH 10/.....	30

- Abb. 3.6    Potenzielle Strahlenexpositionen in einem Endlager im Opalinuston /NAG 02/. Oben: direkt endgelagerte Brennelemente; Mitte: verglaster hochaktiver Abfall (HAW); unten: mittelaktive Abfälle (ILW) ..... 33
- Abb. 3.7    Verhältnis der Transportzeit zur Halbwertszeit in einem Endlager im Opalinuston /NAG 02/. Je geringer der Wert, desto größer der potenzielle Einfluss in der Biosphäre ..... 34

## Tabellenverzeichnis

Tab. 2.1	Mengengerüst der ausgedienten Brennelemente (BE) aus Leistungsreaktoren bei Betrieb der Kernkraftwerke bis 2022 /BOL 12/ ..... 8
Tab. 2.2	Mengengerüst der hochradioaktiven und Wärme entwickelnden Wiederaufarbeitungsabfälle /BOL 12/ ..... 8
Tab. 2.3	Mengengerüst der ausgedienten Brennelemente (BE) und Brennstäbe (BS) aus Versuchs- und Prototyp-Kernkraftwerken sowie aus Forschungsreaktoren /BOL 12/ ..... 9
Tab. 2.4	Halbwertszeiten und ausgewählte Inventare ([Bq] und [kg]) von ausgedienten Brennelementen und Abfällen aus der Wiederaufarbeitung (CSD-V und CSD-C) zum Ende der Betriebsphase des Endlagers..... 12
Tab. 2.5	Zusammensetzung einer Tonne Schwermetall ( $t_{SM}$ ) ausgedienten Brennstoffs aus einem DWR bei einem Abbrand von 55 GWd /SCH 13/ ..... 13
Tab. 3.1	Anzahl der Endlagerbehälter für die Variante Streckenlagerung /BOL 12/ ..... 23
Tab. 3.2	Anzahl der Endlagerbehälter für die Variante Bohrlochlagerung /BOL 12/ ..... 24
Tab. 4.1	Vergleich der Szenarien auf der Grundlage ausgewählter Indikatoren..... 39
Tab. 5.1	Sekundärabfälle nach P&T ..... 46



## Abkürzungen

ADS	Accelerator Driven System
AkEnd	Arbeitskreis Auswahlverfahren Endlagerstandorte
BE	Brennelement
BGR	Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe
BMBF	Bundesministerium für Bildung und Forschung
BSK-R	Brennstabkille (rückholbar)
CSD	Colis Standard des Déchets
CASTOR®	(Kunsthname für einen Transportbehälter mit Wärme entwickelnden Abfällen)
DWR	Druckwasserreaktor
ewG	einschlusswirksamer Gebirgsbereich
FR	Fast Reactor
F&E	Forschung und Entwicklung
Gwd	Gigawatttage (Einheit für den Abbrand eines Brennstoffs)
HAW	Hochradioaktiver Abfall (high active waste)
IAEA	Internationale Atomenergiebehörde
INE	Institut für Nukleare Entsorgung
IRF	Instant Release Fraction
KIT	Karlsruher Institut für Technologie
KKW	Kernkraftwerk
LWR	Leichtwasserreaktor
MA	Minore Aktiniden
MOX	Mischoxid
NEA	Nuclear Energy Agency (der OECD)
OECD	Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung
P&T	Partitionierung und Transmutation
POLLUX®	(Kunsthname für einen Einlagerungsbehälter mit Wärme entwickelnden Abfällen)
RWTH	Rheinisch-Westfälische Technische Hochschule
SWR	Siedewasserreaktor
TRU	Transurane
VSG	Vorläufige Sicherheitsanalyse Gorleben (abgeschlossenes Projekt des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit)
WA	Wiederaufarbeitung
WWER	Wasser-Wasser-Energie-Reaktor (Name für einen russischen Reaktortyp)

**Gesellschaft für Anlagen-  
und Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH**

Schwertnergasse 1  
**50667 Köln**  
Telefon +49 221 2068-0  
Telefax +49 221 2068-888

Forschungszentrum  
**85748 Garching b. München**  
Telefon +49 89 32004-0  
Telefax +49 89 32004-300

Kurfürstendamm 200  
**10719 Berlin**  
Telefon +49 30 88589-0  
Telefax +49 30 88589-111

Theodor-Heuss-Straße 4  
**38122 Braunschweig**  
Telefon +49 531 8012-0  
Telefax +49 531 8012-200

[www.grs.de](http://www.grs.de)

**DBE TECHNOLOGY GmbH**  
Eschenstraße 55  
31224 Peine

**ISBN 978-3-939355-97-7**