



Bundesministerium
für Umwelt, Naturschutz
und Reaktorsicherheit

SCHRIFTENREIHE REAKTORSICHERHEIT UND STRAHLENSCHUTZ

UNTERSUCHUNGEN ZUR SICHERHEIT VON ENDLAGERN FÜR RADIOAKTIVE STOFFE NACH IHREM VERSCHLUSS

BMU - 2003-618



WIR STEuern UM AUF ERNEUERBARE ENERGIEN.

Kurzfassung

Das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) hat im Rahmen des Vertrages SR 2337 „Untersuchungen zur Sicherheit von Endlagern für radioaktive Abfälle nach ihrem Verschluss“ die GRS mit der Verfolgung und Bewertung der Vorgehensweise bei der Nachweisführung der Sicherheit von Endlagern für radioaktive Abfälle in der Nachbetriebsphase beauftragt. Neben der Bereitstellung von Gutachterkapazität wurde das BMU im Vorhaben SR 2337 nach dem Stand von Wissenschaft und Technik in seiner Aufsichtstätigkeit auf dem Gebiet der Langzeitsicherheit für Endlager radioaktiver Abfälle unterstützt und beraten. Es wurden Ad-hoc-Aufgaben für das BMU wahrgenommen. Das BMU wurde in den entsprechenden internationalen Gremien vertreten bzw. unterstützt. Der vorliegende Bericht fasst wesentliche Ergebnisse des Vorhabens zusammen.

Abstract

In the frame of the project SR 2337 “Evaluations concerning the safety of final repositories for radioactive wastes after closure”, the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Reactor Safety mandated GRS to watch and evaluate the methodology of postclosure safety cases of final repositories for radioactive wastes. Besides the provision of expertise, BMU was supported and advised in its supervising duties in the field of long-term safety of repositories for radioactive wastes according to the state of science and technique. Ad-hoc tasks for BMU have been solved. BMU was supported in the relevant international boards. The report presented here summarises the essential results of the project.

Inhaltsverzeichnis

Seite

1	Einleitung	1
2	Methodische Fragen des Langzeitsicherheitsnachweises	2
2.1	Die Auswertung ausländischer Sicherheitsberichte hinsichtlich der Führung des Langzeitsicherheitsnachweises	4
2.1.1	Der finnische Sicherheitsbericht TILA-99	5
2.1.2	Die Machbarkeitsstudie zur Endlagerung am Standort Yucca Mountain (Nevada, USA)	8
2.1.3	Der japanische Sicherheitsbericht H12	9
2.2	Die Auswertung von Sicherheitsberichten hinsichtlich spezieller Fragestellungen	11
2.2.1	Die Rolle der Vertrauensbildung in den Langzeitsicherheitsnachweis bei der Entscheidungsfindung	12
2.2.2	Die Rolle von Langzeitsicherheitsanalysen in Bezug auf Umweltverträglichkeitsprüfungen für Endlager radioaktiver Abfälle	15
2.2.3	Vollprobabilistische Vorgehensweisen („Total System Simulation“) zur Behandlung von Szenarienunsicherheiten.....	18
2.3	Arbeiten der GRS zu methodischen Fragen des Langzeitsicherheitsnachweises.....	22
2.3.1	GRS-Arbeiten im Rahmen des EU-Projekts SPA	24
2.3.2	Szenarien und ihre Konstruktion	28
2.3.3	Geostatistische Methoden im Langzeitsicherheitsnachweis	33
2.3.4	Annahmen zur Biosphäre.....	35
2.4	Ergebnisse bi- und multilateraler Zusammenarbeit.....	38
2.4.1	Das Nirex-Verfahren zur FEP-Analyse und Szenarientwicklung (FANFARE/MDD).....	38
2.4.2	Die FEP-Datenbank der NEA.....	39
2.4.3	Zusammenarbeit mit dem IPSN/IRSN zu methodischen Fragen des Langzeitsicherheitsnachweises.....	41
2.4.4	Die Integration Group for the Safety Case of Radioactive Waste Repositories (IGSC) der OECD/NEA	43

2.4.5	Die Auswertung von Sicherheitsanalysen im Projekt IPAG	44
2.4.6	Die Rolle geologischer Daten und Informationen im Sicherheitsnachweis: Die NEA-Projekte GEOTRAP und AMIGO	45
2.4.7	Das IAEA-Projekt BIOMASS	49
3	Sicherheitstechnische Einzelfragen in Zusammenhang mit verschiedenen Entsorgungsoptionen.....	50
3.1	Stabilität und Integrität eines Endlagers im Steinsalz	51
3.2	Gasbildung und ihre Auswirkungen in einem Endlager.....	53
3.3	Abtrennung und Transmutation (Partitioning and Transmutation, P&T) ...	55
3.4	Probleme der Wärmeentwicklung bei einer rückholbaren Endlagerung im Granit.....	56
3.5	Die Bedeutung von Tongestein und –materialien als Endlagermedium....	56
3.6	Optionen bei der Standortauswahl und der Endlagerauslegung: Das bilaterale Projekt REGIME	59
3.7	Rückhaltemechanismen	62
3.7.1	Der 5. GEOTRAP-Workshop zu Rückhaltemechanismen	63
3.7.2	Das NEA Sorption Project.....	64
3.8	Umlösevorgänge	66
3.9	Nuklidtransport bei variabler Salinität.....	68
4	Entwicklung und Qualifizierung von Modellen und Werkzeugen.....	69
4.1	Methoden zur Szenarienanalyse.....	70
4.2	Methoden und Werkzeuge zur numerischen Modellierung	72
4.2.1	Modelle zur Konsequenzenanalyse in der integrierten Sicherheitsanalyse	72
4.2.2	Modelle zur Behandlung sicherheitstechnischer Einzelfragen	83
5	Schlussfolgerungen und Ausblick	98
5.1	Bedeutung und Methodik des Langzeitsicherheitsnachweises	98
5.2	Sicherheitstechnische Einzelfragen	104
5.3	Der Entwicklungsstand zur Führung des Langzeitsicherheitsnachweises.....	108

6	Literaturverzeichnis	111
6.1	Im Rahmen des Vorhabens SR 2337 erstellte Berichte und Veröffentlichungen	111
6.2	Sonstige Literatur	117
	Abkürzungsverzeichnis	127
	Abbildungsverzeichnis	133
	Tabellenverzeichnis.....	134

1 Einleitung

Für die Endlagerung radioaktiver Abfälle wird in Deutschland die Konzeption der Einlagerung in tiefe geologische Schichten verfolgt. Diese international anerkannte Konzeption gewährleistet die Isolation der Abfälle von der Biosphäre über lange Zeiträume. Das Isolationsvermögen eines Endlagersystems in der Nachbetriebsphase wird im Langzeitsicherheitsnachweis aufgezeigt. Der Langzeitsicherheitsnachweis ist somit eine Voraussetzung für die Genehmigung eines Endlagers. Darüber hinaus sind der Langzeitsicherheitsnachweis bzw. seine Elemente wichtige Hilfsmittel im Entscheidungs- und Entwicklungsprozess, der schließlich zu einem genehmigungsfähigen Endlager führt, sowie für die Kommunikation zwischen Antragsteller und Genehmigungsbehörde wie auch mit anderen Interessengruppen. Der Langzeitsicherheitsnachweis stellt ein wesentliches Element im Prozess von Maßnahmen zur Vertrauensbildung in die Standortwahl und das Endlagerkonzept dar.

Das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) hat im Rahmen des Vertrages SR 2337 „Untersuchungen zur Sicherheit von Endlagern für radioaktive Abfälle nach ihrem Verschluss“ (April 1999 – Juni 2002) die GRS mit der Verfolgung und Bewertung der Vorgehensweise bei der Nachweisführung der Sicherheit von Endlagern für radioaktive Abfälle in der Nachbetriebsphase (Langzeitsicherheitsnachweis, Safety Case) beauftragt. Neben der Bereitstellung von Gutachterkapazität wurde das BMU im Vorhaben SR 2337 nach dem Stand von Wissenschaft und Technik im nationalen und internationalen Rahmen in seiner Aufsichtstätigkeit auf dem Gebiet der Langzeitsicherheit für Endlager radioaktiver Abfälle unterstützt und beraten. Es wurden ad-hoc-Aufgaben für das BMU wahrgenommen. Das BMU wurde in den entsprechenden internationalen Gremien vertreten bzw. unterstützt.

Die Arbeiten wurden in den Arbeitspaketen

- Fragestellungen der Langzeitsicherheit,
- Methoden zur Nachweisführung der Langzeitsicherheit,
- Studium von internationalen Vorgehensweisen,
- internationale Arbeitsgruppen,

- Bilaterale Zusammenarbeit,
- Auswertung von Untersuchungen sicherheitsrelevanter geochemischer Prozesse im Rahmen der Endlagerung im Salinar und
- Bedeutung geostatistischer Methoden bei der hydrogeologischen Charakterisierung von Endlagerstandorten

ausgeführt.

Der vorliegende Bericht fasst wesentliche Ergebnisse des Vorhabens zusammen. In der Darstellung wird zwischen Erkenntnissen zur Methodik des Langzeitsicherheitsnachweises (Kapitel 2), Aussagen zur Bedeutung von technischen Einzelfragen für die Sicherheit in der Nachbetriebsphase und Schlussfolgerungen hinsichtlich der Wahl von Entsorgungsoptionen (Kapitel 3) sowie der Weiterentwicklung von Gutachterkapazität hinsichtlich der Führung des Langzeitsicherheitsnachweises (Kapitel 4) unterschieden. Für eine ausführliche Darstellung der Arbeitsergebnisse und zur Klärung von Details wird auf die im Rahmen des Vorhabens SR 2337 erarbeiteten GRS-Arbeitsberichte und Veröffentlichungen (Abschnitt 6.1) verwiesen.

2 Methodische Fragen des Langzeitsicherheitsnachweises

Basis für eine Gewährleistung der Langzeitsicherheit eines Endlagers für radioaktive Abfälle ist die Auswahl eines geeigneten Standortes innerhalb einer adäquaten geologischen Gesamtsituation. Wesentliche Standorteigenschaften sind die Langzeitstabilität, das Isolationspotential, die Wirtsgesteinseigenschaften, die hydrogeologisch-hydrochemischen sowie die strukturgeologischen, seismischen und tektonischen Eigenschaften. Die Bewertung der Langzeitsicherheit erfolgt auf der Basis einer geologischen und geotechnischen Langzeitprognose mit dem Ziel, die zeitliche Entwicklung der Standorteigenschaften im Hinblick auf ihre Bedeutung für die Wirksamkeit des Barrierensystems abzuschätzen. Zur Beurteilung der Langzeitsicherheit müssen die sich gegebenenfalls ändernden Standorteigenschaften dahingehend bewertet werden, ob der sichere Einschluss der radioaktiven Abfälle über die geforderte Zeit erhalten bleibt. Die Bewertung erfolgt auf Basis der Ergebnisse einer eingehenden Standorterkundung und -charakterisierung.

Das zu betrachtende Endlagersystem umfasst das Endlagerbergwerk mit all seinen Komponenten (z.B. Abfall, Verpackung, Versatz, Dichtelemente), die Geosphäre (Wirtsgestein, Deckgebirge, Nebengestein) und die Biosphäre. Wesentliche Einflussgrößen für das Verhalten des Endlagersystems sind neben den Eigenschaften der geologischen und technischen Barrieren die Randbedingungen des Systems, z.B. die geomorphologischen Standorteigenschaften oder die klimatischen Bedingungen. Ziel des Langzeitsicherheitsnachweises („Safety Case“) ist es Sicherheit des beladenen und verschlossenen Endlagers in seiner Nachbetriebsphase unter realitätsnahen Bedingungen darzulegen und zu beurteilen.

„A safety case is a collection of arguments, at a given stage of repository development, in support of the longterm safety of the repository. A safety case comprises the findings of a safety assessment and a statement of confidence in these findings. It should acknowledge the existence of any unresolved issues and provide guidance for work to resolve these issues in future development stages.“ /NEA 99b/

Diese Definition setzt ein stufenweises Genehmigungsverfahren voraus. In Deutschland erfolgt die Genehmigung eines Endlagers mit einem Planfeststellungsbeschluss, ohne dass vorher Teilgenehmigungen erteilt werden. Der Langzeitsicherheitsnachweis als Bestandteil der Planfeststellungsunterlagen steht hier demzufolge am Ende der Entwicklung des Endlagers und muss deshalb auch zeigen, dass die bei einer Vorgehensweise nach dem Stand von Wissenschaft und Technik verbleibenden Unsicherheiten die Sicherheit des Endlagers nicht wesentlich beeinträchtigen.

Der Nachweis wird standortspezifisch auf der Basis der geologischen, hydrogeologischen, geochemischen und geotechnischen Situation des Endlagersystems sowie seiner Langzeitprognose geführt. Da in der Nachbetriebsphase das Endlager einer sicherheitstechnischen Beurteilung nicht unmittelbar zugänglich ist, werden zur Nachweisführung der Langzeitsicherheit Analysen („Safety Assessments“) herangezogen, die das Endlagersystem und seine potentiellen Entwicklungen auf der Basis von Modellen und numerischen Methoden beschreiben.

„Safety assessment is the evaluation of long-term performance, of compliance with acceptance guidelines and of confidence in the safety indicated by the assessment results.“ /NEA 99b/

Für die Durchführung von Langzeitsicherheitsanalysen bilden ausreichend gesicherte wissenschaftliche Erkenntnisse u.a. über das Verhalten des Endlagersystems, das Verhalten von Teilsystemen (z.B. das Verhalten des Endlagerbergwerks), den Ablauf spezieller Ereignisse und Prozesse (z.B. Verhalten des Abfalls bei Anwesenheit von Grundwasser oder Lauge) und die Auswirkung unterschiedlicher Standortentwicklungen (z.B. tektonische Bewegungen, Klimaveränderungen) die Grundlage für die Entwicklung von konzeptionellen Modellvorstellungen zur Beschreibung von Systemverhalten, Prozessabläufen usw.

Wesentliche Elemente der Langzeitsicherheitsanalyse sind die Szenarienanalyse, die Konsequenzenanalyse mit Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen sowie der Nachweis der Einhaltung vorgegebener Schutzziele. In der Szenarienanalyse werden potentielle Entwicklungen des Endlagersystems abgeleitet und für die Betrachtung in der Konsequenzenanalyse ausgewählt. Für die zu betrachtenden Szenarien erfolgt in der Konsequenzenanalyse eine (numerische) Modellierung des Szenarienablaufs im Hinblick auf mögliche Gefährdungen der Umwelt und des Menschen.

Zentrale Fragestellungen zur Methodik des Langzeitsicherheitsnachweises betreffen die Methoden der Szenarienkonstruktion und die Kriterien für die Auswahl von Szenarien, die Berücksichtigung von Unsicherheiten und dabei insbesondere die Rolle probabilistischer Methoden sowie die Bedeutung unterstützender Argumente und Indikatoren. Die Erarbeitung eigener Standpunkte zu diesen Fragen ist für die Erarbeitung regulatorischer Vorgaben und Kriterien, die Bewertung von Antragstellerarbeiten und die Durchführung eigener Analysen wesentlich.

Im Rahmen des Vorhabens SR 2337 wurden Sicherheitsberichte ausländischer Organisationen hinsichtlich der Führung des Langzeitsicherheitsnachweises (Abschnitt 2.1) bzw. mit Blick auf spezielle Fragestellungen (Abschnitt 2.2) ausgewertet. Methodische Aspekte waren auch Gegenstand eigener Arbeiten (Abschnitt 2.3) sowie bi- und multilateraler Zusammenarbeit (Abschnitt 2.4).

2.1 Die Auswertung ausländischer Sicherheitsberichte hinsichtlich der Führung des Langzeitsicherheitsnachweises

Im Vorhaben SR 2337 wurden der finnische Bericht TILA-99 zur Endlagerung von abgebrannten Brennstoffen in Hästholmen, Kivetty, Olkiluoto und Romuvarra, die Machbarkeitsstudie für die Endlagerung am Standort Yucca Mountain (Nevada, USA)

sowie die generische japanische Machbarkeitsstudie H12 ausgewertet. Es handelt sich also um drei Sicherheitsberichte, die Entscheidungsgrundlagen in sehr unterschiedlichen Phasen des jeweiligen nationalen Programms darstellen. Daher und wegen nationaler Besonderheiten unterscheiden sich die Berichte in Umfang, Struktur und Tiefgang deutlich. Soweit möglich, lagen der Auswertung folgende Fragestellungen zugrunde:

- Welche gesetzlichen Grundlagen wurden herangezogen? Was sagen diese aus? Welche Bewertungsmaßstäbe (Kriterien) für die Endlagersicherheit gab es demzufolge?
- Wie wurden die Vorgaben der Gesetzgeber in den Analysen behandelt? Welche Begründungen wurden für diesbezügliche Entscheidungen herangezogen? Erscheint die Umsetzung adäquat (Bewertung von Gesetzgebung und/oder Umsetzung)?
- Welche Methodik wurde zur Szenarienanalyse herangezogen? Inwieweit wurden internationale Ergebnisse oder Erkenntnisse anderer Länder berücksichtigt und zitiert (z.B. NEA-Datenbank)?
- Welche Zeitskalen wurden wie berücksichtigt?
- Welche Ansätze gab es für die Konstruktion der Modelle und Teilmodelle? Welche Teilmodelle wurden in der Betrachtung stärker, welche schwächer gewichtet? Welche Sachverhalte wurden qualitativ, welche quantitativ deterministisch, welche probabilistisch behandelt? Welcher Methoden bediente man sich und wie bewertete man die Ergebnisse?
- Wie wurde der Einfluss von Unsicherheiten behandelt? Gab es Formalismen zu ihrer qualitativen oder quantitativen Behandlung? Erscheint die diesbezügliche Vorgehensweise konsistent? Wie schlug sich die Behandlung von Unsicherheiten in der Darstellung der Ergebnisse nieder?
- Wie wurden die Ergebnisse dargestellt, bewertet und mit den gesetzten Kriterien verglichen? Wie ist die diesbezügliche Vorgehensweise zu bewerten?

2.1.1 Der finnische Sicherheitsbericht TILA-99

Die Studie TILA-99 /VIE 99/ stellte als Langzeitsicherheitsanalyse für die vier Standorte Hästholmen, Kivetty, Olkiluoto und Romuvarra (candidate sites) im rechtlichen Sinne

eine Grundlage zur Herbeiführung der inzwischen erfolgten prinzipiellen Entscheidung (Decision in Principle, DIP) durch die finnische Regierung dar /LAR 00/. TILA-99 integriert die Ergebnisse von vorläufigen Standortcharakterisierungen, der FEP-Suche und der Szenarienanalyse bzw. die Demonstration der normalen Standortentwicklung. Sie wurde vom Antragsteller POSIVA gleichzeitig mit dem Antrag auf eine DIP zur Endlagerung am Standort Olkiluoto im Jahre 1999 der Genehmigungsbehörde STUK übergeben. In der DIP, als politischer Entscheidung im Vorfeld weiterer finanziell bzw. zeitlich intensiver Untersuchungen, wird erklärt, ob ein Endlager sozialpolitisch gerechtfertigt bzw. eine geplante Anlage machbar ist. In Finnland nimmt die Regierung damit schon früh an einer Entscheidungsfindung teil, die dem Antragsteller eine langfristige Planung erlaubt. In diesem Kontext ist die zum Teil pragmatische Vorgehensweise bei der Erstellung der Sicherheitsanalyse, die mit fortschreitendem Verfahren aktualisiert wird, zu sehen. In der Vergabe von jeweiligen Teilgenehmigungen zum Bau und Betrieb eines Endlagers unterscheidet sich die finnische Genehmigungspraxis von der in Deutschland. Das finnische Entsorgungskonzept sieht vor, abgebrannte Brennelemente nach dem schwedischen KBS-3 Konzept in einem neu aufzufahrenden Bergwerk endzulagern.

Die Prozedur zur Standortsuche bzw. Erkundung wurde auf Basis von geologischen Standortkriterien der OECD durchgeführt. Neben diesen Kriterien wurden auch umweltrelevante, infrastrukturelle und wirtschaftliche Kriterien berücksichtigt. Weitere Standortkriterien waren die Besiedlungsdichte und die Besitzrechte. Die Auswahlprozedur wurde in die drei zeitlich aufeinander folgenden Phasen Standort(gebiet)identifizierung, vorläufige Standortuntersuchung, detaillierte Standortuntersuchung aufgeteilt. Das abgestufte Vorgehen der Standortsuche erfolgte systematisch, umfassend und nachvollziehbar. Das Verfahren wird nach detaillierten Vorortuntersuchungen - im Jahr 2000 umfasste die Konzeption vier Standorte (candidate sites) - zur Auswahl eines Endlagerstandortes führen. Auf der Basis einer positiven Sicherheitsbewertung durch die STUK und der am 18. Mai 2001 vom finnischen Parlament ratifizierten positiven prinzipiellen Entscheidung (DIP) durch die finnische Regierung beabsichtigt der Antragsteller die Planung und Konstruktion einer Untertagepilotanlage am Standort Olkiluoto. Im Sinne einer schrittweisen Vorgehensweise werden später weitere Genehmigungen für den Baubeginn sowie für die Aufnahme des Einlagerungsbetriebes (geplant für 2020) erforderlich sein.

Kern des Endlagerkonzepts sind, wie bei allen Endlagerkonzepten im Kristallin, die technischen Barrieren und die Integrität der Behälter. Für nicht oder schwach

sorbierende Radionuklide stellt aufgrund der kurzen Wasserlaufzeiten die Geosphäre keine Transportbarriere dar. Der Schwerpunkt der Qualitätssicherung liegt daher auf der Ausführung der technischen Barrieren und der Fertigung der Behälter. Hierzu wurden intensive Qualitätssicherungsprogramme durchgeführt. Dies spiegelt sich auch in der Konsequenzenanalyse wieder, in der die Auswirkung des Defektes eines einzelnen Behälters beschrieben und bewertet wurde. Bei Annahme einer normalen Entwicklung wird von einer Integrität der Behälter über 100.000 Jahre ausgegangen. Das Ergebnis der Sicherheitsbetrachtung 'keine Freisetzung' ist nur auf Basis der Integrität fast aller Behälter zu sehen.

In der Szenarien- und Konsequenzenanalyse wird die zukünftige Entwicklung des Endlagersystems ausführlich und umfassend diskutiert. Insbesondere die Wechselwirkungen von zukünftigen Prozessen auf das geochemische Milieu im Bereich des Endlagers sind von zentraler Bedeutung. Der vereinfachte Ansatz des integrierten Modells für die Konsequenzenanalyse bleibt jedoch hinter der ausführlichen Modellierung von Einzelprozessen im geochemischen Bereich deutlich zurück. Für die Szenarienanalyse wurde auf Grundlage der NEA-FEP-Datenbank (vgl. 2.4.2) die von der SKB entwickelte Bewertungsmatrix des "Rock Engineering System" (RES-Ansatz) benutzt, um FEPs für die Nahfeldanalyse zu generieren. Die Szenarienanalyse erfolgt stark vereinfachend. Die qualitative Bewertung der Szenarien basiert auf einem Referenzszenario eines einzelnen initial defekten Behälters und eines späteren Totalausfalls eines einzelnen Behälters. Insbesondere dieser Szenarienansatz lässt die Analyse eher als Variantenstudium erscheinen. Außerhalb der normalen Entwicklung des Standortes werden keine weitergehenden Szenarien definiert und bewertet. Die TILA-99-Review-Gruppe, eine von der STUK eingesetzte Expertengruppe aus prominenten Wissenschaftlern, sieht daher die Szenarienanalyse als diskussionswürdig an. In der Konsequenzenanalyse ist die Modellierung der Geosphäre vergleichbar mit den meisten Sicherheitsstudien im kristallinen Gebirge. Im konzeptionellen Modell des Transportes im geklüfteten Kristallin bilden nach dem 'flow wetted surface'-Ansatz das Verhältnis der benetzten Oberfläche mit dem Grundwasserdurchfluss (WL/Q), die Diffusion und der Kd-Wert die Hauptparameter der Migration. Die Ergebnisse zeigen, dass die Geosphäre eine effektive Barriere nur für stark sorbierende Radionuklide darstellt. Die Simulation des Radionuklidtransportes in Stromröhren entlang der Klüfte und die Berücksichtigung der Matrixdiffusion als dem einzigen retardationsrelevanten Phänomen sind Stand der Wissenschaft. Das konzeptionelle Modell ist einfach und basiert auf einer Advektion in den Klüften inklusive der Matrixdiffusion und Sorption an der Gesteinsmatrix. Die Charakteristik der

Fließwege wird durch die einfachen Parameter des 'flow wetted surface'-Ansatzes bestimmt, der international sehr kontrovers diskutiert und von einigen Institutionen sogar als unphysikalisch abgelehnt wird. In der nicht durchgeführten Bewertung der Gasentwicklung, so wird z.B. nicht von einer Behälterkorrosion mit gleichzeitigem Auftreten von Korrosionsgasen ausgegangen, liegt ein Schwachpunkt der Analyse.

2.1.2 Die Machbarkeitsstudie zur Endlagerung am Standort Yucca Mountain (Nevada, USA)

Als möglicher Standort eines Endlagers für abgebrannte Brennelemente (Spent Nuclear Fuel – SNF) und hochaktiven Abfall (High Level Waste – HLW) aus dem zivilen und militärischen Bereich der Kernenergienutzung wird seit Anfang 1980 die Region Yucca Mountain untersucht; der Standort befindet sich etwa 160 km nordwestlich von Las Vegas. Lithologisch besteht das Gebirge Yucca Mountain aus vulkanischen Gesteinen (Tuffen), die sich bei der Eruption von Aschen, Gasen und Magmen aus Vulkanen nördlich des heutigen Yucca Mountain bildeten. Als Wirtsgestein des geplanten Endlagers wird der Topopah Spring Tuff untersucht, die maximale Mächtigkeit der Formation beträgt etwa 350 m. Der geplante Einlagerungsbereich des Endlagers befindet sich etwa 300 m unterhalb der Oberfläche und etwa 300 m oberhalb des Grundwasserspiegels in der ungesättigten Zone. Die radioaktiven Abfälle, die in die untertägigen Strecken eingelagert werden sollen, sind von zylindrischen Behältern umschlossen, die aus einem inneren und äußeren Metallbehälter und verschweißten Metalldeckeln bestehen. Der Innenbehälter besteht aus einer korrosionsresistenten Nickellegierung; der weniger korrosionsresistente Außenbehälter aus Stahl gewährleistet die mechanische Festigkeit des gesamten Abfallgebindes.

Für das geplante Endlager am Standort Yucca Mountain hat das Department of Energy (DOE) 1998 eine Machbarkeitsstudie (Viability Assessment, /DOE 98a-f/) vorgelegt, die auch eine Sicherheitsanalyse des Endlagers (Total System Performance Assessment - TSPA) enthält. Die TSPA ist eine Analyse des Langzeitverhaltens des gesamten Endlagersystems (radioaktive Abfälle, geologische und technische Barrieren unter dem Einfluss vorhersehbarer Prozesse) und der dabei auftretenden Unsicherheiten. Die Einbeziehung von Wahrscheinlichkeitsbetrachtungen, Unsicherheiten und Sensitivitätsanalysen ist ein wesentliches Element der TSPA.

Im Rahmen der TSPA-Analysen wurde ein Basisfall abgeleitet, der den erwarteten und ungestörten Verlauf der Prozesse beschreibt, die zur Freisetzung von Radionukliden in die Umgebung führen können. Ausgangspunkt des Basisfalles ist das Eindringen von Sickerwässern in die Einlagerungsbereiche, der Abbau der Behälterbarrieren durch Korrosion, die Freisetzung und der Transport der Radionuklide in der ungesättigten und der gesättigten Zone und der Transport der Radionuklide in der Biosphäre. Das Basisszenario wird durch 8 Modellkomponenten beschrieben, die im Rahmen der TSPA entwickelt, miteinander verknüpft und angewandt wurden (Sickerwasserfluss im ungesättigten Bereich, thermische Hydrologie, Geochemie des Nahfeldes, Abbau des Abfallbehälters, Abfallformänderungen, Transport in der ungesättigten Zone, Grundwasserfluss und Transport im gesättigten Grundwasserbereich, Biosphäre). Die Verknüpfungen der Modellkomponenten erfolgt mit dem TSPA-Integrationsprogramm RIP.

Insgesamt sind Modellierung und Implementierung des Basisfalls sowie Unsicherheiten der einzelnen Modellansätze und Parameter detailliert behandelt. Der Basisfall enthält zum gegenwärtigen Zeitpunkt jedoch zahlreiche Vereinfachungen, so dass die Ergebnisse der TSPA für den Analysezeitraum von 1 Million Jahren lediglich Hinweise auf das zukünftige Verhalten des Endlagersystems am Standort Yucca Mountain geben können. Alternative Szenarien zum Basisfall werden nicht untersucht. Weitere Untersuchungen vor Ort und im Labor, zusätzliche komplexere Modellierungen und Berechnungen sind erforderlich und im Rahmen nachfolgender TSPA für Yucca Mountain auch vorgesehen.

Der in der TSPA gewählte probabilistische Ansatz, Performance Assessments mit Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen durchzuführen und das Verhalten des Endlagersystems zu bewerten, ist für das Endlager Yucca Mountain umfassend und nachvollziehbar ausgeführt worden. Probabilistische Verfahren sind erforderlich, um die unvermeidlichen Parameterunsicherheiten bei Langzeitsicherheitsanalysen quantifizieren und bewerten zu können /MIE 00/.

2.1.3 Der japanische Sicherheitsbericht H12

Der japanische Sicherheitsbericht H12 /JNC 00/ ist eine Machbarkeitsstudie, die zeigen soll, dass ein angemessener Standort für ein Endlager für radioaktive Abfälle in Japan gefunden werden kann. Der H12-Bericht orientiert sich weitgehend an den Vorgaben

der japanischen Atomenergie-Kommission (AEC, Atomic Energy Commission of Japan), die ihre Vorstellung von der Durchführung einer Sicherheitsanalyse in AEC-Guidelines (Appendix A in /JNC 00/) detailliert dokumentiert hat. Die OECD/NEA führte im Auftrag der japanischen Atomic Energy Agency (AEA) eine unabhängige internationale Prüfung (peer review) des vom japanischen Nuclear Cycle Development Institute (JNC) erstellten Berichtes H12 durch /NEA 99a/. Nachfolgend soll auf zwei wesentliche Aspekte der in /LAM 02a/ ausführlich dargestellten und bewerteten Studie eingegangen werden.

2.1.3.1 Regulatorische Vorgaben zum Zeitrahmen und zur Szenarienanalyse

In den AEC-Guidelines wird u.a. auf die Frage des Zeitrahmens für Sicherheitsanalysen eingegangen. Es erfolgt keine zeitliche Begrenzung für den zu betrachtenden Zeitraum. Jedoch wird gefordert, dass das Dosismaximum der Freisetzungskurve bei der Berechnung überschritten werden muss. Es werden aber auch Aussagen über die zeitlich begrenzte Möglichkeit der Prognose von sicherheitsrelevanten plötzlichen natürlichen Phänomenen (Erdbeben, rezente Bruchbildung und Vulkanismus) gemacht. In den Guidelines wird davon ausgegangen, dass Aussagen hierzu nur für die nächsten 100 000 Jahre möglich sind. Die AEC-Guidelines geben auch die Klassifizierung von Szenarien in der Sicherheitsanalyse vor. (Es sollen die Klassen „Grundwasserszenarien“ und „Szenarien bedingt durch Isolationsversagen“ gebildet werden.) Die Guidelines fordern die Verwendung der berechneten Dosis als primären Sicherheitsindikator für die H12-Studie, verweisen jedoch auf die Möglichkeit, für spätere Analysen auch einen Vergleich mit natürlichen Strahlenpegeln zu fordern, um so die Unsicherheiten bezüglich der Dosisberechnung zu umgehen.

Die Durchführung der Szenarienanalyse erfolgt in allgemein anerkannten Verfahrensschritten. Die Szenarienanalyse hält sich an die engen Vorgaben der AEC-Guidelines, die wenig Raum zur Gestaltung durch die Entwickler lassen. Es ist zu berücksichtigen, dass H12 eine generische Sicherheitsanalyse zur Unterstützung der Standortsuche ist, und damit ein relativ frühes Stadium des japanischen Endlagerprogramms dokumentiert.

Eine Diskussion von Zeitrahmen oder Bewertungszeiträumen findet in H12 nur in geringem Maße statt. In den AEC-Guidelines wird in diesem Zusammenhang auf drei

wesentliche Faktoren (Änderungen in der menschlichen Umgebung / Eiszeiten, in der Stabilität der Geosphäre und in den Abfalleigenschaften) verwiesen, ohne dass hieraus weitere Schlussfolgerungen gezogen werden. Der H12-Bericht führt die Konsequenzenberechnung bis in den Bereich von einer Million Jahren durch, ohne Qualitätsunterschiede bezüglich der Aussagekraft der berechneten Dosis und damit bezüglich der Sicherheitsaussage zu diskutieren. Wie oben erwähnt, nimmt die Belastbarkeit der durchgeführten Berechnungen jedoch für Zeiträume jenseits von 100 000 Jahren wegen der eingeschränkten Prognosemöglichkeiten hinsichtlich geologischer Ereignisse deutlich ab.

2.1.3.2 Sicherheitskonzept

Die in H12 dokumentierte Sicherheitsphilosophie basiert zum großen Teil auf den Isolationseigenschaften des technischen Barrierensystems (Engineered Barrier System – EBS). Entsprechend werden hohe Anforderungen an die Auslegung des EBS, z.B. lange Behälterstandzeiten, gestellt. Dies entspricht der Vorgehensweise, die insbesondere bei einer Endlagerung im Kristallin (z.B. in Skandinavien) gewählt wird. Eine Festlegung auf ein Wirtsgestein erfolgte allerdings nicht, vielmehr wurden hierfür verschiedene Optionen untersucht. Hohe Anforderungen an das EBS können in der Praxis u.U. zu hohen Kosten (wie im Fall der Behälter im skandinavischen Endlagerkonzept) führen. Auch beim Sicherheitsnachweis können Schwierigkeiten entstehen, da langzeitige Erfahrungen mit hoch qualifizierten Werk- und Baustoffen zur Zeit nur bei ca. 100 Jahren liegen.

Andererseits ergibt die im Rahmen der Analyse von Störungsszenarien in H12 zugrunde gelegte Annahme einer Behälterstandzeit von nur 100 Jahren eine nur unwesentliche Abweichung der berechneten Dosis im Vergleich zum Referenzfall (Behälterstandzeit von 1000 Jahren). Dies wirft die Frage auf, ob die in H12 formulierten hohen Anforderungen an das EBS tatsächlich in vollem Umfang notwendig sind.

2.2 Die Auswertung von Sicherheitsberichten hinsichtlich spezieller Fragestellungen

Im Vorhaben SR 2337 wurden Sicherheitsberichte im Hinblick auf spezielle Fragestellungen des Langzeitsicherheitsnachweises ausgewertet. Während sich die

Bewertung des kanadischen Sicherheitsberichts zu Fragen der Rolle der Vertrauensbildung bei Entscheidungsfindungen in einem Endlagerprogramm (Abschnitt 2.2.1) wie auch die Analyse der Bedeutung des Langzeitsicherheitsnachweises in Umweltverträglichkeitsprüfungen in Deutschland, den USA und Finnland (Abschnitt 2.2.2) mit der Stellung des Langzeitsicherheitsnachweises im Fortschritt der jeweiligen Endlagerprogramme befasste, handelte es sich bei der Zusammenstellung und Bewertung vollprobabilistischer Vorgehensweisen (Abschnitt 2.2.3) um einen Beitrag zur Entwicklung der Nachweismethodik selbst.

2.2.1 Die Rolle der Vertrauensbildung in den Langzeitsicherheitsnachweis bei der Entscheidungsfindung

In den vergangenen Jahren erfuhr eine Anzahl von Endlagerprojekten im In- und Ausland Rückschläge und Verzögerungen aus Gründen, die nicht oder nicht ausschließlich im wissenschaftlich-technischen Bereich lagen. Im Hinblick auf die Frage, inwieweit durch vertrauensbildende Maßnahmen die politische Umsetzung eines Endlager-Vorhabens bzw. die Bereitschaft der Öffentlichkeit, diese Umsetzung zu gewähren oder mit zu tragen, positiv beeinflusst werden kann, wurde das *Environmental Impact Statement on the Concept for Disposal of Canadian's Nuclear Fuel Waste /AECL 94a/* bewertet /BOE 01/. Die Wahl fiel auf das kanadische Projekt, weil dieses einerseits systematisch umfangreiche Maßnahmen zur Vertrauensbildung und Mitbeteiligung der Bevölkerung beinhaltet, es andererseits aber einen Rückschlag aus Gründen erlitt, die offensichtlich nicht im wissenschaftlich-technischen Bereich lagen:

Die kanadische Regierung ließ das kanadische Endlagerkonzept durch ein von der Regierung eingesetztes unabhängiges Gremium (panel) bewerten, das 1998 zu folgenden Schlussfolgerungen kam:

"From a technical perspective, safety of the AECL concept has been on balance adequately demonstrated for a conceptual stage of development, but from a social perspective, it has not.

As it stands, the AECL concept for deep geological disposal has not been demonstrated to have broad public support. The concept in its current form does not

have the required level of acceptability to be adopted as Canada's approach for managing nuclear fuel wastes." /BRO 00/

Der kanadischen Unterlage ist zu entnehmen, dass sie sich in erster Linie an ein Fachpublikum richtet. Das gewonnene „fachliche“ Vertrauen soll als Grundlage zur Entscheidungsfindung in einem schrittweisen Entwicklungsprozess dienen. Ein solches Vorgehen entspricht den im „Confidence paper“ der NEA /NEA 99b/ entwickelten Vorstellungen. Diese dem Fortschreiten des Vorhabens angepassten Entscheidungsabläufe können nur dann ohne Störung und im Konsens stattfinden, wenn ein gemeinsames Grundverständnis über die zu beurteilenden Fragestellungen vorliegt.

Ausgehend von der Erkenntnis, dass eine öffentliche Akzeptanz oder Ablehnung eines Endlagerprojekts auf einer Reihe von Faktoren beruht, die jenseits technischer Fragestellungen liegen (Sorge um die Umwelt, Mangel an Vertrauen in die Regierung und Industrie, Bedenken wegen eventueller nicht-umfassender Beteiligung der Öffentlichkeit an der Entscheidungsfindung, generelle Bedenken wegen der Nutzung von Kernenergie), wurden Fragen der Öffentlichkeitsarbeit in einem Fachband /AECL 94b/ der Studie erörtert. Demnach war die Bevölkerung in vielen Prozessabschnitten involviert, indem

- sie frühzeitig an der Konzeptentwicklung beteiligt wurde durch umfassende Informationsveranstaltungen,
- ethnische und ökonomische Gegebenheiten explizit eingearbeitet und berücksichtigt wurden,
- sie durch gezielte Befragung zur Teilnahme an der Entscheidungsfindung aufgerufen wurde,
- sehr darauf geachtet wurde, dass die Ergebnisse von Umfragen zumindest in Fachgremien diskutiert bzw. berücksichtigt wurden,
- sie aktiv an der Standortauswahl beteiligt wurde durch Informationsläufe und Aufklärungskampagnen, die die technologischen, ökonomischen und ökologischen Gesichtspunkte eines eventuellen Endlagers in direkter Nachbarschaft zur Diskussion stellten.

Folgende Fragestellungen wurden in öffentlichen Anhörungen kontrovers diskutiert und waren offenbar entscheidend für die Ablehnung:

1. Obwohl keine gravierenden Kritiken an technischen Einzelfragen der Sicherheitsanalyse geäußert wurden, gab es erhebliche Zweifel an der prinzipiellen Möglichkeit, mit Hilfe einer Sicherheitsanalyse die passive Sicherheit des Systems tatsächlich zu demonstrieren. Insofern wurde ein Konzept der rein passiven Sicherheit als nicht ausreichend eingestuft und stattdessen die Verwendung aktiver Elemente (Überwachung) gefordert.
2. Aus ethischen Erwägungen heraus wurde der im Konzept vorgesehene Verzicht auf Rückholbarkeit der endgelagerten Abfälle kritisiert und stattdessen zur Wahrung der Entscheidungsfreiheit künftiger Generationen eine Rückholbarkeit gefordert.
3. Die Option der Tiefenlagerung wurde in Frage gestellt und gefordert, gleichberechtigt weitere Optionen der Abfallentsorgung zu betrachten.

Es ist zu beachten, dass das Interesse der Medien und der breiten Öffentlichkeit an der Entwicklung des Endlagerkonzepts und die Beteiligung an den öffentlichen Anhörungen äußerst gering waren. Insofern stellen die oben erwähnten Einwände nicht unbedingt eine Mehrheitsmeinung dar, waren aber anscheinend trotzdem entscheidend für das Scheitern des Projekts.

Ein Vergleich mit dem NEA-Dokument zur Vertrauensbildung /NEA 99b/ zeigt, dass die kanadische Sicherheitsanalyse - obwohl zu einem früheren Zeitpunkt entstanden - den dort formulierten Anforderungen genügt und über sie hinausgeht. So wird der Begriff des Vertrauens (confidence) in /NEA 99b/ hauptsächlich mit einem Personenkreis assoziiert, der eng an den Prozess der Endlagerentwicklung und -genehmigung gebunden ist. Probleme im Zusammenhang mit Nicht-Spezialisten werden in diesem Zusammenhang zwar erwähnt, aber nicht umfassend diskutiert. Insofern geht die kanadische Arbeitsweise mit ihrer starken Orientierung an der Wahrnehmung des Projekts in der Öffentlichkeit über das NEA-Papier hinaus. Entscheidend für das Scheitern des Projekts war aber offensichtlich nicht die Wahrnehmung einzelner technischer Fragestellungen durch die Öffentlichkeit. Prinzipiellen Zweifeln an der Aussagekraft von Sicherheitsanalysen (wie den in Kanada geäußerten) begegnet das NEA-Papier jedoch nicht, da es die etablierte Methodik solcher Analysen als gegeben voraussetzt.

Für die Arbeit von Aufsichts- und Genehmigungsbehörden und ihrer technischen Sachverständigen ergibt sich die Notwendigkeit

- die Stellung und Bedeutung von Sicherheitsanalysen im Genehmigungsverfahren zu klären und nach außen zu vermitteln,
- die technischen Konsequenzen verschiedener Entsorgungsoptionen zu klären und nach außen darzustellen, um so Entscheidungen zum Entsorgungskonzept auch aufgrund ethischer Erwägungen zu ermöglichen.

Darüber hinaus stellt sich die Frage nach angemessenen Mechanismen bei der Entscheidungsfindung, um sowohl Mehrheiten- wie auch Minderheitenrechte angemessen zu berücksichtigen. Es lässt sich ableiten, dass trotz der Entwicklung, Umsetzung und Anwendung umfangreicher Maßnahmen zur Beteiligung der Öffentlichkeit bzw. zur Erhöhung der Akzeptanz in der Öffentlichkeit bei der Umsetzung politischer Entscheidungen keine planerische Sicherheit für den Erfolg des Vorhabens gegeben war.

2.2.2 Die Rolle von Langzeitsicherheitsanalysen in Bezug auf Umweltverträglichkeitsprüfungen für Endlager radioaktiver Abfälle

In Deutschland (Endlager Konrad, Vorgehen nach /UVP 97/), Finnland (Endlager SNF, /POY 99, VIE 99/) und den USA (Endlager Yucca Mountain, /DOE 98a-f/) sind Untersuchungen zu den Auswirkungen von Endlagern für radioaktive Abfälle auf die Umwelt ausgeführt worden (Umweltverträglichkeitsprüfung – UVP). Ein Gegenstand des Vorhabens SR 2337 war die Bewertung der Stellung des Langzeitsicherheitsnachweises in Bezug auf die UVP in den verschiedenen Ländern /MIE 01/. Die in den UVP behandelten Themen lassen sich in folgende Gruppen zusammenfassen:

- Auswirkungen auf Menschen (Strahlenexposition im bestimmungsgemäßen Betrieb und bei Störfällen, Luftverunreinigungen, Lärm, Abfall, Abwasser, Haufwerk)
- Auswirkungen auf die Natur (Luftverunreinigungen, Radioaktivität, Haufwerk, Abfall, Abwasser, Lärm, Geologie)
- Auswirkungen auf Klima und Luft (Radioaktivität, Luftverunreinigungen, Haufwerk, zusätzliche Wirkfaktoren)

- Auswirkungen auf Wasser (Abwasser, Abfall, Luftverunreinigungen, Radioaktivität)
- Auswirkungen auf Kultur- und Sachgüter
- Nachbetriebsphase (Strahlenexposition, chemotoxische Stoffe in der Biosphäre)
- Transport (Radiologische und nichtradiologische Belastungen)
- Alternativenprüfung (Standort-, Konzept-, Nichtrealisierungsalternative)
- wirtschaftliche Auswirkungen (Wirtschaftsentwicklung in der Endlagerregion, Entwicklung von Immobilienpreisen, Tourismus, sonstige wirtschaftliche Vor- und Nachteile in der Endlagerregion)
- soziale Auswirkungen (Akzeptanz, Bevölkerungsentwicklung in der Endlagerregion)
- ethische Aspekte (Minderheiten, Generationengerechtigkeit)

In der Vorgehensweise zeigen sich formale Unterschiede zwischen den drei Ländern; weitere Unterschiede sind auf den unterschiedlichen Stand der jeweiligen untersuchten Endlagerprojekte zurückzuführen. Übereinstimmend werden in Deutschland, Finnland und den USA die Umweltauswirkungen bei der Realisierung des Endlagers, beim Transport radioaktiver Abfälle (in Deutschland insbesondere für die Endlagerregion) und für Vorhabenalternativen untersucht. Betrachtet werden die Errichtung der Anlage, der Betrieb und die Stilllegung des Endlagers sowie die Nachbetriebsphase.

In Deutschland war im Rahmen des Planfeststellungsverfahrens für das geplante Endlager Konrad zu prüfen, ob die Umweltauswirkungen des Vorhabens das "Wohl der Allgemeinheit" beeinträchtigen. Maßstäbe für die Bewertung der Umweltauswirkungen sind die gesetzlichen Umweltauforderungen. Der Planfeststellungsbeschluss für das Endlager Konrad ist dem BfS übergeben worden.

Die qualitativen und quantitativen Ergebnisse der Umweltverträglichkeitsprüfung des Endlagers für abgebrannte Brennelemente (Spent Nuclear Fuel – SNF) an den vier untersuchten Endlagerstandorten in Finnland zeigen, dass die Umweltauswirkungen im Bereich der vier Standortalternativen als gering einzuschätzen sind. Die bisherigen Analysen zur radiologischen Langzeitsicherheit kommen zu dem Ergebnis, dass die

Endlagerung von SNF an allen vier untersuchten Endlagerstandorten unter Einhaltung der radiologischen Sicherheitsanforderungen erfolgen kann.

In den USA wird in der UVP die Feststellung getroffen, dass das geplante Endlager Yucca Mountain im allgemeinen nur geringe, kurzzeitige gesundheitliche Auswirkungen auf die Öffentlichkeit hat. Die Auswirkungen resultieren im wesentlichen aus den Transportvorgängen von SNF und HLW zum Standort Yucca Mountain. Dabei wird unterschieden zwischen nichtradiologischen (Transportunfälle) und radiologischen Auswirkungen (geringfügige Dosisbelastungen bei routinemäßig ablaufenden Transporten). Die Analysen des Langzeitverhaltens des Endlagers ergaben nur geringfügige Dosisbelastungen.

Hinsichtlich der Behandlung der Auswirkungen in der Nachbetriebsphase des Endlagers für radioaktive Abfälle in den UVP der betrachteten Länder USA, Finnland und Deutschland können folgende grundsätzliche Aussagen getroffen werden:

- In den UVP werden die radiologischen (USA, Finnland, Deutschland) und die chemotoxischen Auswirkungen in der Nachbetriebsphase (USA, Deutschland) behandelt.
- Die radiologischen Auswirkungen in der Nachbetriebsphase werden in Form von Individualdosen für die betroffene Bevölkerung dargestellt. Radiologische oder chemotoxische Auswirkungen auf die Umwelt (Flora und Fauna) werden nicht behandelt.
- Die UVP-Darstellungen zu den radiologischen Auswirkungen in der Nachbetriebsphase des Endlagers für radioaktive Abfälle basieren auf Langzeitsicherheitsanalysen für die entsprechenden Endlager (Yucca Mountain, SNF-Endlager, Endlager Konrad). Eigenständige Langzeitsicherheitsanalysen sind im Rahmen der betrachteten UVP nicht ausgeführt worden.
- Die Darstellung des Themas “Auswirkungen in der Nachbetriebsphase” erfolgt in den UVP in knapper Form. Im wesentlichen werden die Sicherheitskonzepte und die Ergebnisse zusammenfassend dargestellt. Ohne Kenntnis der jeweiligen amerikanischen bzw. finnischen Langzeitsicherheitsanalysen sind die UVP-Darstellungen zur Sicherheit in der Nachbetriebsphase nicht nachvollziehbar.

- Gemessen am Gesamtumfang der Darstellungen aller umweltrelevanten Themen in den UVP in den USA, Finnland und Deutschland ist das Sachthema “Auswirkungen in der Nachbetriebsphase” von eher untergeordneter Bedeutung. Die Ergebnisse werden aus bereits ausgeführten Langzeitsicherheitsanalysen übernommen und gewürdigt.
- Die Unterschiede in der Art der endzulagernden radioaktiven Abfälle und in den unterschiedlichen Endlager- und Sicherheitskonzepten in den betrachteten Ländern haben keinen erkennbaren Einfluss auf Art und Behandlung des Sachthemas “Auswirkungen in der Nachbetriebsphase” in den behandelten UVP.

Die Umweltverträglichkeitsprüfungen für Endlagerprojekte in Deutschland, Finnland und den USA kommen unbeschadet formaler, methodischer und inhaltlicher Unterschiede zu übereinstimmenden Feststellungen hinsichtlich der Auswirkungen von Endlagern für radioaktive Abfälle auf Mensch und Umwelt. Danach sind keine erheblichen Auswirkungen der Endlagervorhaben auf die Umwelt zu erwarten; die Umweltauswirkungen im Bereich der Endlagerstandorte sind als gering einzuschätzen. Dabei sind betriebliche Aspekte, Transportvorgänge und Langzeitauswirkungen eingeschlossen. Aus der Überprüfung der Umweltverträglichkeit eines Endlagers für radioaktive Abfälle ergeben sich derzeit keine Gesichtspunkte, die die Genehmigungsfähigkeit des Endlagers in Frage stellen können.

2.2.3 Vollprobabilistische Vorgehensweisen („Total System Simulation“) zur Behandlung von Szenarienunsicherheiten

In den Diskussionen zur Rolle von Szenarienanalysen im Sicherheitsnachweis und zur Verwendung probabilistischer Methoden nimmt die so genannte Total System Simulation (TSS, auch als Environmental System Simulation, System Simulation Approach oder Probabilistic System(s) Assessment bezeichnet) eine besondere Stellung ein /BAL 98/.

Es handelt sich hierbei um eine Methodik zur Einschätzung der Langzeitsicherheit von Endlagern, bei der versucht wird, die Vielzahl möglicher künftiger Entwicklungen (Szenarien) des Endlagersystems durch eine Serie von Monte-Carlo-Simulationen für ein Modellsystem abzudecken und durch die gewonnene Verteilungsfunktion für die aus diesen möglichen Entwicklungen jeweils resultierende Konsequenz zu einer

Einschätzung des Gesamtrisikos zu kommen. Diese Vorgehensweise unterscheidet sich von der z.B. in Deutschland geübten Praxis, verschiedene potentielle Entwicklungen ("Szenarien") bzw. Klassen oder Gruppen solcher Szenarien getrennt zu bewerten. Die TSS kann insbesondere in Ländern zum Einsatz kommen, deren Regelwerk von einem Risikokriterium ausgeht, was eine geschlossene Bewertung „aller“ Szenarien unter Berücksichtigung ihrer Eintrittswahrscheinlichkeit wünschenswert macht. Unkenntnis und Unsicherheiten hinsichtlich der zukünftigen Entwicklung des Systems (Szenarienunsicherheiten) werden immer als Parameter dargestellt und diese ebenso wie die unsicheren Modellparameter durch Verteilungen charakterisiert, die dann zur Ausspielung der Parameterwerte mittels des Monte-Carlo-Verfahrens herangezogen werden. In grundlegenden Veröffentlichungen /THO 89, 93/ wird folgendermaßen argumentiert:

1. Auf Szenarien basierende Methoden führten zu subjektiven und eher qualitativen und daher unvollständigen Spezifikationen für quantitative Analysen. Durch die Anwendung der Total System Simulation würden dagegen objektive nachvollziehbare und gut dokumentierbare quantifizierte Beschreibungen möglicher zukünftiger Entwicklungen bereitgestellt.
2. Verschiedene Szenarien würden getrennte Berechnungen mit evtl. unterschiedlichen Randbedingungen oder/und Modellen erfordern. Wird im jeweils relevanten Regelwerk jedoch die Betrachtung eines integralen Gesamtrisikos gefordert, würde dem durch die Zuordnung von Eintrittswahrscheinlichkeiten und eine integrale (vollprobabilistische) Betrachtungsweise eher entsprochen als mit einem Szenarienansatz, der nicht konsequent genug sei. Außerdem würde das Risiko bei konventionellen Szenarienzugängen wegen der entkoppelten Betrachtung stochastisch abhängiger Phänomene häufig unterschätzt.
3. Eine methodische Unterscheidung zwischen Unsicherheiten verschiedenen Typs und Ursprungs (etwa: stochastische vs. subjektive Unsicherheit) wäre nicht wünschenswert oder notwendig. Der Rahmen der BAYESSchen Theorie erlaube die gleichberechtigte Behandlung dieser Typen, die auch wünschenswert wäre. Die Total System Simulation erlaube als einzige Methodik eine konsistente Behandlung der sogenannten zeitlichen Unsicherheit (im Original "temporal uncertainty").

Da die britische Studie HMIP Dry Run 3 /SUM 92/ auf der in /THO 89/ dargelegten Methodik basiert und bis heute offenbar die Arbeit mit der konsequentesten Umsetzung

des Ansatzes ist, wurde sie in einer im Rahmen des Vorhabens SR 2337 durchgeführten Auswertung zur TSS /MAR 00a/ besonders berücksichtigt. Daneben wurden Arbeiten aus den USA /BAR 91, ATK 95, DOE 98d, CCA 98, REC 95/ (vgl. Abschnitt 2.1.2), Kanada /AECL 94a, c/ und Deutschland /MAR 00b/ (vgl. 2.3.1) betrachtet. Es ist jedoch zu beachten, dass bis auf Dry Run 3 keines der betrachteten Projekte das TSS-Konzept auch nur annähernd vollständig umsetzt.

In der Auseinandersetzung mit diesen Argumenten und der Bewertung der Total System Simulation ist zu beachten, dass die berücksichtigten Veröffentlichungen und Projekte einem Zeitraum von fast zwei Jahrzehnten entstammen, in dem sich vor allem die Einstellung zum Einsatz probabilistischer Methoden weiterentwickelt hat. Im Licht der Entwicklung über diesen Zeitraum verliert das ursprünglich auffälligste Merkmal der Total System Simulation, die Modellierung des Endlagersystems mit einem integrierten vollprobabilistischen Code, an Bedeutung. Inwieweit Bestandteile der bei der Analyse verwendeten Software rechenstechnisch zu integrieren sind, ist letztlich eine Frage der technischen Umsetzung und sollte Ergebnis praktischer Erwägungen sein.

Auch das Problem des Umgangs mit begrenzten (Computer-)Ressourcen ist keine exklusive Fragestellung der Total System Simulation. Jede probabilistische Analyse hat einen ausgewogenen Kompromiss zwischen dem Wunsch nach statistischer Signifikanz (also einem großen Stichprobenumfang) und dem nach adäquater Repräsentation der betrachteten physikochemischen Prozesse (also meist komplexen numerischen Modellen) zu finden. Die in /THO 93/ vorgeschlagene Hierarchie der unterschiedlich komplexen Modelle (dort: levels 1, 2 und 3) und ihrer Integration hat im Prinzip auch heute noch Gültigkeit.

Nachfolgend wird auf die oben angeführten Argumente eingegangen:

zu 1.:

Jede Modellierung eines Endlagersystems in der Nachbetriebsphase erfordert die Identifizierung von potentiellen Entwicklungen dieses Systems und Entscheidungen darüber, wie diese Entwicklungen in der Modellierung zu berücksichtigen sind. Offensichtlich besitzen derartige Entscheidungen stets eine subjektive Komponente /BAL 98, NEA 01/. Dies gilt auch für die Identifizierung relevanter Prozesse zu Beginn von Dry Run 3. Diese Identifizierung trägt alle Merkmale einer Szenarienanalyse, auch wenn dieser Begriff in der Dokumentation nicht verwendet wird. Insofern trägt die

Integration der Ergebnisse von Entscheidungen in einen "objektiven" Code und insbesondere die Form der Dokumentation dieses Sachverhalts eher zur Verschleierung des subjektiven Charakters dieser Entscheidungen bei.

Abhängig von den regulatorischen Vorgaben und dem Ziel von Langzeitsicherheitsanalysen ist die Quantifizierung von Eintrittswahrscheinlichkeiten für Szenarien und die Verwendung solcher Wahrscheinlichkeiten in probabilistischen Analysen üblich (WIPP, SPA). Es bleibt jedoch fraglich, ob eine solche Quantifizierung konsistent und vollständig für *alle* betrachteten Szenarien gelingen kann.

zu 2.:

Die Verwendung deterministischer oder probabilistischer bzw. kombinierter Methoden beim Nachweis der Langzeitsicherheit von Endlagern radioaktiver Abfälle wird durch das in den einzelnen Ländern anzuwendende Regelwerk bestimmt. Dem Einfluß der zahlreichen Unsicherheiten über die abgebildeten Prozessabläufe (Szenarien) und Eingangsgrößen (Parameter) wird im Falle „deterministischer“ Regelwerke dadurch Rechnung getragen, dass man versucht konservative Szenarien zu definieren und Parametersätze zu wählen und somit abdeckende Ergebnisse zu erhalten. Doch ist bei dieser Vorgehensweise angesichts der komplexen Vorgänge der Nachweis der Konservativität von Szenarien und Parameterwertkonfigurationen kaum zu erbringen. In den insbesondere hinsichtlich einer sinnvollen Interpretation der Ergebnisse notwendigen Analysen von Szenarien und Unsicherheiten spielt die Anwendung probabilistischer Modelle zur Vertrauensbildung eine wichtige Rolle.

Andere Regelwerke beziehen Aussagen zum Vertrauensgrad ein und fordern somit explizit eine probabilistische Analyse. In Kanada und in Großbritannien existieren Regeln und Bewertungsmethoden, die von der Bestimmung eines totalen (integralen) Risikos (summiert über alle potentiellen Entwicklungen) ausgehen. Der gedankliche Ausgangspunkt ist hier die Annahme, dass es stets gelingt, die o.g. Eintrittswahrscheinlichkeiten und Abläufe zu quantifizieren oder zumindest hinreichend genau abzuschätzen. Unter dieser Voraussetzung ist der Einsatz vollprobabilistischer Methoden im Genehmigungsverfahren denkbar.

Werden in einer integralen (vollprobabilistischen) Analyse Szenarien mit deutlich unterschiedlichen Eintrittswahrscheinlichkeiten betrachtet, sollte gewährleistet sein, dass in den betrachteten und gerechneten Realisierungen auch die Szenarien mit

extrem kleinen Eintrittswahrscheinlichkeiten hinreichend oft vertreten sind. Dies führt jedoch zwangsläufig zu einem extrem hohen und eventuell nicht mehr handhabbaren Stichprobenumfang.

zu 3.:

Es herrscht heute weitgehende Übereinstimmung darüber, dass probabilistische Methoden den geeignetsten mathematischen Formalismus zur Berücksichtigung von Unsicherheiten in Langzeitsicherheitsanalysen darstellen. Dies gilt auch für die sogenannte subjektive Unsicherheit ("subjective uncertainty", "Type B uncertainty", "uncertainty", "imprecise knowledge", "inexactness due to human judgement").

Eine Reihe von in den vergangenen Jahren durchgeführten Analysen bestätigt, dass dies auch im Hinblick auf Szenarienunsicherheiten praktikabel sein kann (vgl. 2.3.1). Es bleibt jedoch vom Zweck der Analyse abhängig, ob verschiedene Typen oder Aspekte von Unsicherheiten im Ergebnis integral oder getrennt präsentiert werden.

Es ist festzustellen, dass sich vollprobabilistische Ansätze wie die Total System Simulation bei Langzeitsicherheitsanalysen in den vergangenen Jahren nicht durchgesetzt haben. Die Entwicklung zeigt eine Tendenz zur Kombination von deterministischen und probabilistischen Methoden in Langzeitsicherheitsanalysen. Grundsätzlich setzt der Einsatz vollprobabilistischer Methoden den regulatorischen Rahmen eines integralen Risikokriteriums voraus.

2.3 Arbeiten der GRS zu methodischen Fragen des Langzeitsicherheitsnachweises

Betrachtungen zur Sicherheit („Safety“) eines Endlagers in der Nachbetriebsphase implizieren die Berücksichtigung von Unsicherheiten („Uncertainties“), weil die betrachteten Systeme und ablaufenden Prozesse eine hohe Komplexität aufweisen, Teile dieser Systeme nicht vollständig charakterisierbar sind und sich die Betrachtung über sehr lange Zeiträume erstreckt. Solche Unsicherheiten betreffen die betrachteten Szenarien, die verwendeten Modelle und die genutzten Eingangsdaten (Parameter). Es zeigt sich jedoch, dass die Abgrenzung zwischen Szenarien-, Modell- und Parameterunsicherheiten eine gewisse Willkür aufweist und stark vom betrachteten System, dem Ziel einer Analyse und von Zweckmäßigkeitsaspekten hinsichtlich der Modellierung abhängig ist.

Die von der GRS Köln im Rahmen des Projekts SR 2337 im Hinblick auf eine Weiterentwicklung der Methodik des Langzeitsicherheitsnachweises durchgeführten Arbeiten hatten insbesondere die Behandlung verschiedener beim Langzeitsicherheitsnachweis zu berücksichtigender Unsicherheiten zum Gegenstand.

Die folgenden Abschnitte befassen sich mit verschiedenen Aspekten der Szenarienunsicherheit: Im Rahmen des EU-Projekts SPA wurde die Anwendung probabilistischer Methoden auch auf Szenarienunsicherheiten erprobt (Abschnitt 2.3.1). Es ergeben sich Parallelen zur in Abschnitt 2.2.3 diskutierten vollprobabilistischen Vorgehensweise. Die Frage der Szenarienkonstruktion und -auswahl war Arbeitsgegenstand eines von der GRS initiierten und koordinierten Arbeitskreises (Abschnitt 2.3.2). In diesen Arbeitskreis flossen auch andere Arbeiten der GRS zu diesem Thema ein. Dies betrifft z.B. Fragestellungen der vollprobabilistischen Vorgehensweise, die Behandlung von Szenarienunsicherheiten im EU-Projekt SPA, das Nirex-Verfahren zur Szenarienanalyse sowie Informationen zur FEP-Datenbank der NEA.

Während eine Berücksichtigung von Parameter- und Datenunsicherheiten im Sicherheitsnachweis mittels probabilistischer Methoden inzwischen Stand der Technik ist, gestaltet sich die Betrachtung von Modellunsicherheiten deutlich schwieriger. Maßnahmen zu einer adäquaten Berücksichtigung dieser Unsicherheiten sind z.B.

- eine ordnungsgemäße Qualitätssicherung bei der Modellentwicklung und -anwendung,
- die Validierung bzw. Verifizierung verwendeter Modelle,
- die Verwendung von Modellalternativen (auch deren Parametrierung und Ausspielen im Rahmen probabilistischer Analysen),
- die Verwendung konservativer Annahmen und
- die Verwendung unterstützender Argumente und Indikatoren im Sicherheitsnachweis.

Durch die GRS wurde gezeigt, wie die Verwendung geostatistischer Methoden den im Bereich der Geosphärenmodellierung auftretenden Unsicherheiten im Rahmen einer probabilistischen Sicherheitsanalyse Rechnung tragen kann (Abschnitt 2.3.3).

Einige Aspekte und Komponenten des Sicherheitsnachweises beruhen auf Annahmen zu Sachverhalten, die relativ kurzfristigen, u.U. abrupten und nicht prognostizierbaren Änderungen unterliegen. Dies betrifft insbesondere Sachverhalte, die mit der Entwicklung der menschlichen Gesellschaft und menschlicher Verhaltensweisen in Zusammenhang stehen, also z.B. durch menschliche Aktivitäten ausgelöste Szenarien und die Entwicklung der Biosphäre. Für die Behandlung solcher Sachverhalte im Sicherheitsnachweis ist eine regulatorische Führung erforderlich. Durch menschliche Aktivitäten ausgelöste Szenarien waren ein Diskussionsgegenstand des Arbeitskreises „Szenarien“ (Abschnitt 2.3.2). Eine regulatorische Führung im Bereich der Biosphärenmodellierung kann durch die Festlegung von Referenzbiosphären erfolgen. Es werden Arbeiten der GRS Köln zur Begründung solcher Referenzbiosphären vorgestellt (Abschnitt 2.3.4).

2.3.1 GRS-Arbeiten im Rahmen des EU-Projekts SPA

Im Rahmen des EU-Projektes SPA (Spent fuel Performance Assessment) wurden Untersuchungen zum Langzeitverhalten von direkt endgelagertem radioaktiven Abfall in den verschiedenen geologischen Formationen durchgeführt. Die Langzeitsicherheitsanalysen der GRS Köln im Rahmen dieses Projektes /MAR 99, 00b/ umfassten eine Szenarien- und Konsequenzenanalyse für ein hypothetisches Endlager in einem Salzstock. Die Konsequenzenanalyse bestand aus deterministischen und probabilistischen Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen für das Nahfeld (Endlager und Salzstock bis zum Aquifer) und das Fernfeld (Geosphäre). Es wurde ein dreisöhliges Endlager betrachtet, in dem die abgebrannten Brennelemente in Pollux-Behältern in Einlagerungsstrecken endgelagert sind.

Da die Studie Demonstrationscharakter trug, existiert kein expliziter regulatorischer Kontext. Die Berechnungen wurden über eine Problemzeit von einer Million Jahren durchgeführt.

Die Szenarienanalyse wurde für die Einleitungsereignisse “Schachtversagen” und “Anhydritband” durchgeführt, um die FEPs, die einen Einfluss auf eine mögliche Freisetzung von Nukliden aus dem Endlager in die Biosphäre haben können, zu identifizieren. Es wurden für das Nah- und Fernfeld 128 FEPs ermittelt, die als unsichere Parameter behandelt wurden. Aus den beiden Szenarien wurde das

repräsentative Laugenzutrittsszenario gebildet, für das sowohl eine deterministische als auch eine probabilistische Konsequenzenanalyse durchgeführt wurde.

In der probabilistischen Unsicherheitsanalyse wird der quantifizierte Kenntnisstand zu allen 128 unsicheren Parametern durch subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilungen repräsentiert und die Auswirkungen auf die Prognosen für die Zeitverläufe der Nuklidströme zwischen den Modellkomponenten Nah- und Fernfeld, der nuklidbezogenen Dosen und der Gesamtdosis sowie für die Maxima dieser Verläufe und die Zeitpunkte der Maxima untersucht.

Die Ergebnisse der probabilistischen Unsicherheitsanalysen wurden als Kurvenscharen (für die Zeitverläufe) und als empirische Verteilungsfunktionen (für die betrachteten skalaren Größen) dargestellt. Es erfolgte eine Bewertung der Ergebnisse und ihrer statistischen Signifikanz mittels verteilungsunabhängiger Toleranzintervalle. Dies führte zu Aussagen der Form:

"Auf einem Konfidenzniveau von $y\%$ liegt mit mindestens $x\%$ subjektiver Wahrscheinlichkeit der betrachtete Indikator unterhalb eines Wertes von z ."

Der Schwerpunkt der Modellierung war das Endlagerbergwerk, das durch ein eindimensionales Netzwerk abgebildet wurde (Abbildung 2.1). Es erfolgte eine eindimensionale Modellierung der Geosphäre und eine Ermittlung der radiologischen Belastungen mittels Dosiskonversionsfaktoren.

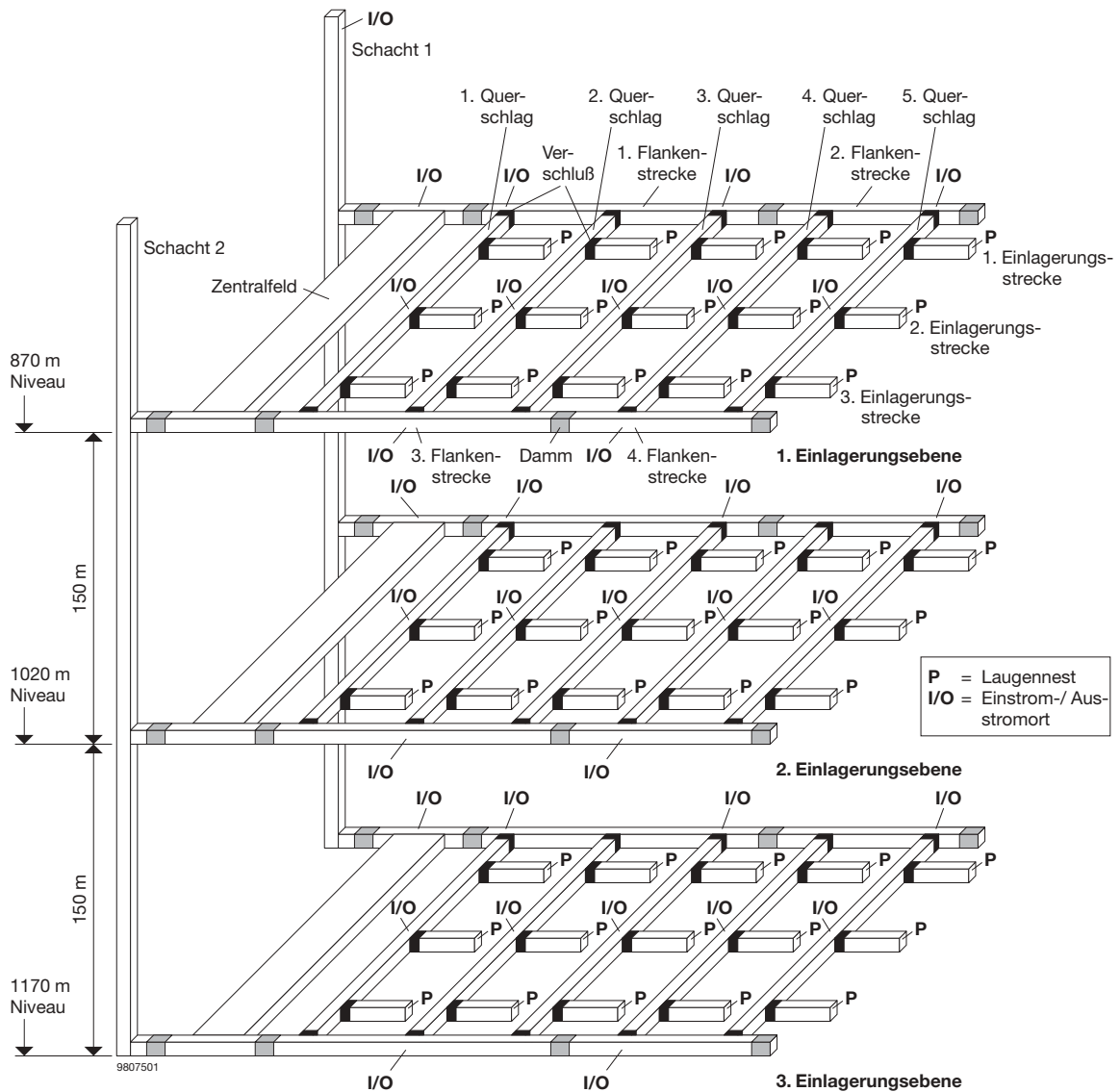


Abb. 2.1 Endlagermodell mit Kennzeichnung potentieller Laugenzutritte für die probabilistische Unsicherheitsanalyse

In methodischer Hinsicht ist insbesondere die probabilistische Analyse des Laugenzutrittsszenarios von Bedeutung. Dieses Szenario betrachtet sowohl einen möglichen Laugenzutritt ins Endlager durch Schachtversagen als auch über unentdeckte Anhydritbänder oder aus unentdeckten Laugennestern und kombiniert somit drei einzelne Szenarien.

Die (zeitliche) Szenarienunsicherheit wurde unter folgenden Annahmen als Parametersatz dargestellt:

- Das Eintreten von Laugeneinbruch-Ereignissen wird als sicheres Ereignis postuliert.

- Alle weiteren den Szenarienablauf bestimmenden Einflussgrößen werden als unsichere Größen behandelt.

Für das dreisöhlige Endlager wurden die folgenden mit Szenarienunsicherheiten in Zusammenhang stehenden Parameter berücksichtigt:

- Anzahl möglicher Laugeneinbrüche in den Schacht und das restliche Endlager innerhalb der ersten 500 Jahre
- Kombinationen möglicher Schacht- und Endlagereinstromorte bei mehr als einem Einstrom in das gesamte Endlager
- Kombinationen der möglichen Einlagerungsebenen-Einstromorte in das restliche Endlager bei mehr als einem Einstrom in das Endlager
- Ort des Einstromes in der betroffenen Einlagerungsebene
- Zeitpunkt des Laugeneinstromes
- Permeabilitätserhöhungsfaktor des Anhydrits durch den Laugeneinstrom
- Exponent in der Porositäts-Permeabilitätsbeziehung zur Bestimmung des Laugeneinstroms
- Anzahl möglicher Laugennester
- Anzahl der Laugennester in jeder Einlagerungsebene
- Orte der Laugennester in jeder Einlagerungsebene
- Volumen der Laugennester
- Zeitintervalle zwischen dem Ende der Einlagerung in dem betroffenen Bereich und der Freisetzung der Lauge aus den Laugennestern

Die genannten Größen wurden als unsichere Parameter betrachtet und mit (ggf. bedingten) Verteilungsfunktionen belegt.

Bei der Modellierung wurde also konzeptionell nicht mehr zwischen unsicheren zeitlichen Abläufen und unsicheren Modellparametern unterschieden. Beide Unsicherheiten flossen gleichrangig in die probabilistische Analyse ein. Mit dem in den Programmen SUSA und MARNIE implementierten Konzept zur Berücksichtigung der

Unsicherheiten können die aus Feld- und Laborversuchen resultierenden Ergebnisse und ihre Bandbreiten adäquat in den probabilistischen Analysen berücksichtigt werden.

2.3.2 Szenarien und ihre Konstruktion

Szenarienanalysen sind aus drei Gründen von zentraler Bedeutung für die Durchführung und Präsentation eines Langzeitsicherheitsnachweises /NEA 92/:

1. Szenarien liefern durch die Betrachtung potentieller zukünftiger Bedingungen den Kontext zur Durchführung der Sicherheitsanalysen.
2. Szenarien bestimmen die Vorgehensweise bei der Datenbeschaffung und Modellbildung.
3. Die Diskussion über Szenarien bildet eine wichtige Grundlage für die Kommunikation zwischen Antragstellern und Genehmigungsbehörde.

Im Rahmen des Vorhabens SR 2220 (1996-1999) war von der GRS Köln ein nationaler Arbeitskreis „Szenarienanalysen“ initiiert worden, in dem sich das BfS, die BGR, die DBE, das FZK/INE, die GRS Braunschweig und die GRS Köln um eine Verständigung zu Problemstellungen der Szenarienanalyse und eine Harmonisierung der Auffassungen und Vorgehensweisen im nationalen Rahmen bemühen /BAL 98, LAM 02c/. Im Berichtszeitraum fanden insgesamt vier Zusammenkünfte des Arbeitskreises statt.

Ziele der Besprechung vom 12.4.1999 waren die Vorstellung der neuesten Entwicklungen in einer Arbeitsgruppe des Deutsch-Französischen Direktoratskomitees DFD, die Vorbereitung eines NEA-Workshops zur Szenarienanalyse und einer Sitzung zur NEA-FEP-Datenbank (vg. 2.4.2) sowie die Planung von weiteren Aktivitäten der Arbeitsgruppe insbesondere im Hinblick auf das Nirex-Verfahren zur Szenarienanalyse (vgl. 2.4.1).

In der Arbeitsgruppe des DFD hat man sich der in der Arbeitsgruppe entwickelten Szenariendefinition angeschlossen. Unterschiede zwischen französischem und deutschem Verständnis bestehen in der Betrachtung von Fehlern in den technischen Barrieren, die nach französischer Vorstellung zu den von menschlichen Aktivitäten ausgelösten FEPs zu rechnen sind. Die Arbeitsgruppe des DFD klassifiziert Szenarien nach ihrer Eintrittswahrscheinlichkeit (wahrscheinlich, weniger wahrscheinlich,

unwahrscheinlich) und empfiehlt direktes menschliche Eindringen gesondert zu behandeln. Es besteht eine Rückkopplung zum Prozess der Standortauswahl: Sie hat so zu erfolgen, dass *disruptive events* unwahrscheinlich sind.

Die Ergebnisse der Arbeitsgruppe „Szenarien“ flossen in einen BMU-GRS-Vortrag zum OECD/NEA-Workshop zur Szenarienentwicklung im Mai 1999 ein /BAL 01/.

In der Sitzung vom 24.5.2000 wurden der der GRS Köln in einem Seminar vorgestellte Nirex-Ansatz zur Szenarienanalyse (/RÖH 00a/, vgl. Abschnitt 2.4.1) und erste Ansätze des von der BGR für den Standort Gorleben entwickelten Verfahrens zur Szenarienbewertung vorgestellt /LAM 02c/.

Das Regelwerk in Großbritannien fordert die Bewertung des über die Szenarien integrierten radiologischen Risikos, das ein repräsentatives Mitglied einer potentiell exponierten Gruppe erfährt /ENV 97/. Zur Abschätzung dieses Risikos entwickelt Nirex ein Verfahren bestehend aus

- "Stage 1: FEP Analysis – compilation and structuring of a FEP database;
- Stage 2: Scenario and Conceptual Model Development;
- Stage 3: Mathematical Model Development;
- Stage 4: Software Development;
- Stage 5: Confidence Building" /BAI 98/

Die im Seminar vorgestellten Methoden beziehen sich auf die ersten drei Schritte dieses Verfahrens.

Zunächst erfolgt eine strukturierte Analyse der vorher zusammengestellten FEPs (features, events and processes) in einem Master Directed Diagram (MDD). Es handelt sich hierbei um eine Baumstruktur, in der FEPs logisch miteinander verknüpft werden. Zu beachten ist hierbei die vergleichsweise breite Interpretation des FEP-Begriffs: Unter einem FEP kann –wie in anderen Analysen auch– eine physikalische Größe, ein Zustand oder ein Ereignis, aber auch ein Indikator, ein Konzept oder ein Wissensgebiet verstanden werden. An der Spitze des MDD steht der zu betrachtende Sicherheitsindikator (in Großbritannien also das integrierte Risiko), der über die Baumstruktur in Komponenten aufgelöst wird (Abbildung 2.2).

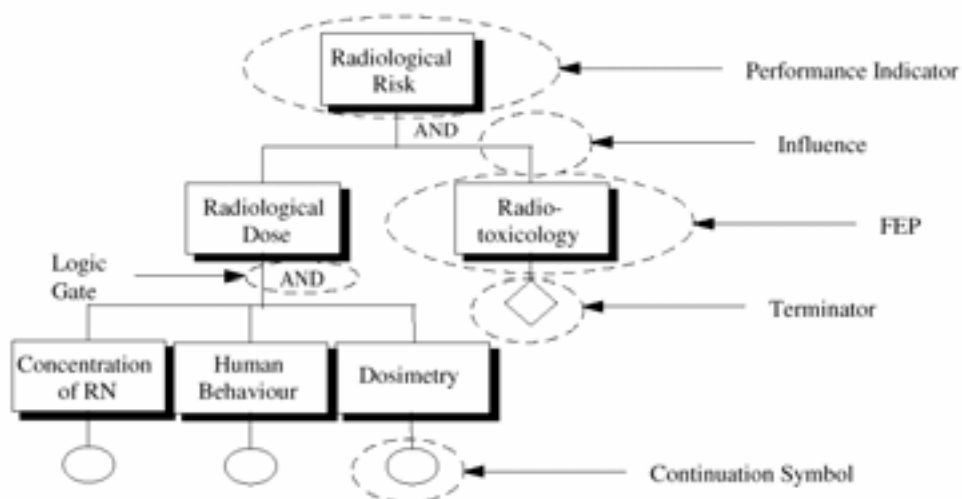


Abb. 2.2 Kopfbereich eines MDD (aus /BAI 98/)

Dem MDD liegt eine Datenbasis zugrunde, in der für jeden FEP seine Beschreibung, seine Rolle in der Analyse (z.B. Szenario-definierender FEP) sowie Aufzeichnungen zu Entscheidungen bezüglich der Einordnung und Verwendung der FEPs gespeichert sind. Eine als FANFARE bezeichnete Software erlaubt die Erstellung und Verwaltung dieser Datenbasis sowie ihre Darstellung im und die Navigation durch das MDD.

Wesentlich für die anschließende Szenarienkonstruktion sind die Identifizierung von FEPs als System-FEPs (führen zum Basisszenario) und Szenario-definierende FEPs (für Variantenszenarien) und deren Anordnung in so genannten Zeitlinien. FEPs und auch Szenarien können in andere „subsummiert“ werden, wenn sie eine niedrigere Konsequenz oder einen niedrigeren Beitrag zum Gesamtrisiko als diese bewirken.

Zur Modellerstellung werden im MDD solche FEPs identifiziert, die konzeptuelle Modelle für Einzelprozesse definieren. Die Beziehungen zwischen diesen Prozessen werden in Einflussmatrizen dargestellt, die den direkten Einfluss jedes Prozesses (Nirex-Terminologie: „Konzeptuellen Modells“) auf jeden anderen quantifizieren (Abbildung 2.3).

CM 207: Advection of Dissolved Species	10	0	0	0	0	0
0	CM 208: Dispersion of Dissolved Species	10	0	0	0	10
0	10	CM 209: Diffusion of Dissolved Species	10	0	0	10
0	0	0	CM 210: Rock Matrix Diffusion of Dissolved Species	0	0	10
10	10	0	10	CM 211: Groundwater Flow	2	0
0	10	0	10	10	CM 212: Hydrogeologica l Properties of Rock	0
10	10	10	10	10	0	CM 215: Properties of APL

Abb. 2.3 Teil einer Einflussmatrix (aus /LOC 98/): Das Diagramm ist im Uhrzeigersinn zu lesen; CM 211 hat wenig (2) Einfluss auf CM 212, umgekehrt ist der Einfluss hoch (10)

In der Sitzung vom 13.06.2001 wurde das BGR-Verfahren zur Szenarienbewertung in einem ausführlichen Vortrag präsentiert und diskutiert /KEL 97, 01, LAM 02c/. Außerdem wurden durch die GRS Köln die vom IPSN (Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire, jetzt Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire IRSN) zusammengestellten Informationen zu verschiedenen Methoden der Szenarienanalyse /BAD 97/ sowie die Initiative der OECD/NEA zum Thema „Zeitraumen in Sicherheitsnachweisen“ vorgestellt.

Es wurde angeregt, das BGR-Verfahren der Wichtung von Szenarien mit Hilfe von Einflussmatrizen mit einer Übung an einem konkreten Beispiel mit fachübergreifenden Experten zu vertiefen. Eine solche Arbeit würde allerdings einen erheblichen Koordinierungsaufwand erfordern.

Die ausgewerteten IPSN-Unterlagen zur Szenarienanalyse /BAD 97/ wurden von einer Arbeitsgruppe von IPSN/DPRE/SERGD und EdF erarbeitet, um Möglichkeiten für die Durchführung von Langzeitsicherheitsanalysen durch IPSN/DES/SESID/BESSEP aufzuzeigen. Es handelt sich um eine Evaluation von internationalen Vorgehensweisen, deren Schlussfolgerungen sich im wesentlichen mit den von der GRS im nationalen Arbeitskreis "Szenarien" vorgestellten Erkenntnissen decken. Größerer Wert als in den GRS-Arbeiten wurden auf aus der Reaktortechnik stammende Ansätze gelegt, wobei Ereignisbaum-Methoden als geeigneter als Fehlerbaum-Methoden eingeschätzt werden. Die Arbeit stellt keine Eigenentwicklung dar, sondern spricht lediglich Bewertungen und Empfehlungen aus.

In der Sitzung am 28.02.2002 wurde die von der BGR durchgeführte Szenarienanalyse zum Endlager Morsleben vorgestellt /LAM 02c/. Es wurde festgestellt, dass der Arbeitskreis in den letzten Jahren einen erheblichen Erkenntniszuwachs verzeichnen konnte, der die im Bericht /BAL 98/ dargestellten Standpunkte untermauert. Diese Standpunkte werden auch durch die Ergebnisse des NEA-Workshops zur Szenarienanalyse /NEA 01/ gestützt:

1. Es existieren formalisierte Verfahren und geeignete Werkzeuge zur systematischen Erfassung, Bewertung und Wichtung von FEPs.
2. Es existieren keine formalen Algorithmen oder Methoden zur eigentlichen Szenarienkonstruktion aus FEPs, sondern lediglich formalisierte Hilfsmittel.
3. Alle Stufen der Szenarientwicklung sind stark von subjektiven Expertenurteilen und Entscheidungen abhängig. Um so wichtiger ist eine adäquate Führung und Dokumentation dieses Prozesses. Formalisierte Methoden zur FEP-Erfassung und Hilfsmittel zur Szenarientwicklung können die Entwicklung strukturieren sowie die Dokumentation erleichtern. Die Präsentation von Ergebnissen sollte jedoch den subjektiven Charakter des Entscheidungsprozesses widerspiegeln.
4. Bei den durchgeführten Szenarientwicklungen für das Endlager Gorleben /KEL 97, KEL 01/ und für die Stilllegung des Endlagers Morsleben ist deutlich geworden, dass eine Zuordnung von FEPs zu Zeitschritten erforderlich ist. Diese Zuordnung sowie die Definition von Zeitschritten und deren Begründungen stehen noch am Anfang einer auch im internationalen Rahmen geführten Diskussion.
5. Die Konstruktion von Szenarien setzt eine Kenntnis der Prozesse und Abläufe voraus, die nur durch das Heranziehen von Modellrechnungen zu erreichen ist. In

den meisten Darstellungen von Szenarienanalyseverfahren wird dieser Aspekt nicht deutlich. Eine Ausnahme bildet die Darstellung des niederländischen PROSA-Verfahrens /GRU 01/, in der explizit eine Iteration von Szenarienkonstruktion und Modellierung verankert ist.

6. Aufgrund des spekulativen Charakters von Szenarien, denen zukünftige menschlichen Handlungen (Future Human Actions - FHA) zugrunde liegen, sollen im Sicherheitsnachweis lediglich durch regulatorische Anweisungen sinnvoll postulierte FHA in Betracht gezogen werden. Es sollten nur nicht beabsichtigte FHA berücksichtigt werden, wobei der heutige technologische Entwicklungsstand zugrunde zu legen ist. Es kann vorausgesetzt werden, dass die übliche Dokumentation über die Existenz eines Endlagers nicht beabsichtigte FHA für einige 100 Jahre ausschließt. Es ist zu klären, wie und durch wen FHA-Szenarien zu definieren sind und wie eine Akzeptanz für die gewählte Vorgehensweise erreicht werden kann.

2.3.3 Geostatistische Methoden im Langzeitsicherheitsnachweis

Zur Charakterisierung der Geosphäre im Langzeitsicherheitsnachweis ergeben sich einige für dieses Teilsystem spezifische Problemstellungen. Im Vergleich zu anthropogenen Systemen zeigt die Geosphäre eine wesentlich höhere räumliche Variabilität (Heterogenität) von Materialien und Materialeigenschaften. Die zur Modellierung etwa der hydrogeologischen Prozesse benötigten Kenntnisse stammen aus einer Vielzahl sehr verschiedenartiger Quellen (Expertise zur Standortgenese, Bohrungen, geophysikalische Messungen, hydrogeologische Tests, ...), werden jedoch auf Grund der räumlichen Variabilitäten die Realität immer nur näherungsweise wiedergeben.

Neben dem klassischen beschreibenden oder interpretierenden Zugang zu dieser Problematik, d.h. der manuellen oder durch elektronische Hilfsmittel unterstützten Erstellung eines geologischen Modells durch Experten, gibt es eine Reihe mathematischer Methoden zur Erstellung geologischer Modelle /KOL 96/.

In der GRS Köln wurden diese Methoden im Rahmen des Vorhabens SR 2220 bewertet /RÖH 99d/ und anschließend in den Vorhaben SR 2220 und SR 2337 mit der Entwicklung einer auf geostatistischen Algorithmen basierenden schrittweisen

Methodik zur hydrogeologischen Charakterisierung von Endlagerstandorten begonnen (vgl. 4.2.2.4).

Geostatistische Methoden (Methoden der räumlichen Statistik) betrachten die räumliche Variabilität von Parametern, die nur an bestimmten Stützstellen (z.B. Erkundungsbohrungen) bekannt sind. Ziel so genannter Kriging-Verfahren ist die Ermittlung einer Interpolation für die unbekanntes Funktionswerte zwischen den bekannten Daten, d. h. einer Darstellung der unbekanntes Funktionswerte als gewichtetes Mittel der benachbarten bekannten. Im Unterschied zu den Kriging-Verfahren erfolgt bei den Simulationsverfahren eine Monte-Carlo-Ausspielung der Funktionswerte an jedem zu betrachtenden Raumpunkt in Abhängigkeit von einer vorzugebenden Verteilungsfunktion und einem vorzugebenden Modell des räumlichen Zusammenhangs (Variogramm-Modell), das seinerseits durch statistische Methoden aus den vorhandenen Daten gewonnen werden kann.

Die Methodik zur hydrogeologischen Charakterisierung soll die Berücksichtigung von Unsicherheiten in der Standortcharakterisierung und der räumlichen Variabilität hydrogeologischer Eigenschaften im Rahmen probabilistischer Unsicherheitsanalysen für die Bewertung der Langzeitsicherheit von Endlagern radioaktiver Abfälle ermöglichen. Die Methodik wird mit Daten vom Standort Gorleben getestet und demonstriert.

Mit den entstandenen Modellen wurden probabilistische Unsicherheitsanalysen für Grundwasser- und Schadstoffmigrationsmodelle durchgeführt. Außerdem wurde eine Methode zur Durchführung probabilistischer Sensitivitätsanalysen für räumlich variable Parameter vorgestellt und demonstriert. Diese ermöglicht die Ermittlung von Teilgebieten des betrachteten Modells, in denen Parameter besonders sensitiv bezüglich der berechneten Ergebnisse sind.

Es konnte gezeigt werden, dass der dargestellte Zugang adäquat und bei einer Datenlage wie in Gorleben anwendbar ist. In methodischer Hinsicht ergeben sich folgende Schlussfolgerungen /RÖH 99a, 00b, c, 01b/:

1. Aus formal-mathematischen Gründen eignen sich unter den mathematischen Methoden zur Modellierung geologischer Sachverhalte am ehesten geostatistische Simulationsalgorithmen zur Einbindung in eine probabilistische Sicherheitsanalyse.

2. Die auf die Interpolation von Daten ausgerichteten Kriging-Methoden können unterstützend zur Bewertung der verwendeten Modelle herangezogen werden. Darüber hinaus sind jedoch kaum Vorteile im Vergleich zu anderen Interpolationsmethoden erkennbar.
3. Die zugrunde liegenden Modelle des räumlichen Zusammenhangs (Variogramm-Modelle) werden zunächst nur mit Hilfe statistischer Methoden gewonnen. Eine zentrale Herausforderung ist die Integration möglichst vieler weiterer (auch so genannter „weicher“ Informationen) in den Ansatz, um so eine möglichst große Nähe zur Realität zu erzielen. Klassische interpretative Methoden sind hier deutlich überlegen: Ein Geologe oder Hydrogeologe wird alle ihm zur Verfügung stehenden Informationen – etwa zur Standortgenese – in die Modellerstellung einbeziehen. Allerdings wird mit einem interpretativen Modell keine methodisch saubere Berücksichtigung verbleibender Unsicherheiten möglich sein.
Eine Integration möglichst vieler Informationen in einen geostatistischen Simulationsansatz kann nur durch die stufenweise Verwendung unterschiedlicher Techniken in einer Hybrid-Methodik gelingen. Eine solche Methodik ist jedoch speziell für das jeweils zu betrachtende Problem abzuleiten und wird nur sehr bedingt übertragbar sein.
4. Eine befriedigende statistische Ableitung von Modellen ist nur bei einer entsprechenden Datenlage möglich, wie sie z.B. für die hydrogeologische Modellierung des Standortes Gorleben gegeben ist (einige hundert weitgehend konsistent ausgewertete Erkundungsbohrungen im Betrachtungsgebiet).
5. Über den Einsatz in der probabilistischen Sicherheitsanalyse hinaus haben geostatistische Methoden das Potenzial, die Wahl von Modellen und Modellparametern auch bei der Modellierung von Einzelprozessen zu unterstützen.

2.3.4 Annahmen zur Biosphäre

Die Bewertung der Langzeitsicherheit anhand von berechneten Dosen oder Risiken erfordert die Einbeziehung eines Biosphärenmodells. Die Entwicklung der Biosphäre und hiervon beeinflusst die Lebens- und Verzehrsgewohnheiten des Menschen können jedoch in den betrachteten Zeiträumen nicht prognostiziert werden, da sie stark von klimatischen Faktoren und von Änderungen der menschlichen Gesellschaft abhängen, die sich einer Prognose auch über vergleichsweise kurze Zeiträume entziehen. Zur

Illustration der von einem Endlager ausgehenden Gefährdung können stattdessen so genannte Referenzbiosphären herangezogen werden.

Eine Referenzbiosphäre ist eine Sammlung von Annahmen und Hypothesen, die zur Erstellung einer konsistenten Basis für die Berechnung der Strahlenexposition notwendig ist. Die Referenzbiosphäre soll so zusammengesetzt sein, dass die Strahlenexposition nicht unterschätzt wird, und gleichzeitig soll sie so einfach wie möglich sein. Nachfolgend wird die Erstellung einer solchen Referenzbiosphäre illustriert /BEC 02/.

Jede Biosphäre lässt sich in folgende Bestandteile aufgliedern: Klima, Topographie, Boden, Gewässer, Pflanzen, Tiere und Menschen. Bei der Lage eines Endlagers zwischen dem 50. und dem 55. Breitengrad, im Binnenland, in geringer Meereshöhe und in einem ebenen bis flach hügeligen Gebiet sind einige dieser Charakteristika bereits festgelegt. Andere Eigenschaften sind Veränderungen unterworfen. Unter der Voraussetzung, dass der Mensch nachhaltig wirtschaftet und die Umwelt nicht selbst zerstört, ist das Klima der wichtigste Antriebsmotor für Veränderungen. Die Referenzbiosphäre muss daher die unterschiedlichen Klimabedingungen, die in der Nachbetriebsphase erwartet werden, abdecken. Dies sind die Klimasituationen, die auch in der letzten Million Jahre zeitweise aufgetreten sind und außerdem ein wärmeres Klima, das als Folge des Treibhauseffektes nicht gänzlich auszuschließen ist. Somit reichen die zu betrachtenden Klimabedingungen vom Polarklima bis zum Mittelmeerklima.

Die Referenzbiosphäre wird durch Vergleich mehrerer jeweils in sich konsistenter Biosphären identifiziert. In allen diesen Biosphären werden nur Nahrungsmittel vom Standort verzehrt, gleichwohl wird moderne Landwirtschaft angenommen.

Bei der Festlegung der einzelnen zu untersuchenden Klimabedingungen wird nach der Schnappschuss-Methode vorgegangen: alle ökologischen Bedingungen befinden sich jeweils im klimatypischen Gleichgewicht, eine Evolution der ökologischen Bedingungen wird vorerst nicht untersucht.

Auf der Grundlage der herrschenden Klimabedingungen werden folgende Biosphären entworfen: Tundra mit und ohne Permafrostboden (Beispiele: Island und Spitzbergen), boreales Waldklima mit Regen zu allen Jahreszeiten (Beispiel: Südnorwegen) und hochkontinental (Beispiel: Ostsibirien), gemäßigtes Klima mit Regen zu allen

Jahreszeiten (Beispiele: Edinburgh, Hannover, Paris und Prag) und Mittelmeerklima mit verschieden stark ausgeprägter sommerlicher Trockenheit (Beispiele: Mailand und Rom).

Es wird davon ausgegangen, dass Radionuklide die Biosphäre durch einen Brunnen erreichen. Brunnenwasser wird benutzt als Trink- und Tränkwasser, zur Beregnung von Weiden, Feldern und Treibhäusern und als Brauchwasser. Brauchwasser wird in einen Vorfluter eingeleitet, der Fische liefert und je nach den herrschenden Klimabedingungen zeitweise über die Ufer tritt. Im Überschwemmungsgebiet gedeihen dann wild wachsende Beeren und Pilze, außerdem weidet hier Vieh. Die Palette der landwirtschaftlich erzeugten Produkte ist klimaabhängig: Unter kühlen und kalten Bedingungen tragen tierische Produkte und Kartoffeln stärker bei als unter warmen und heißen Bedingungen, wo Obst, Gemüse und Getreide im Vordergrund stehen. Zusätzliche Pflanzenproduktion in Treibhäusern wird angenommen, wenn Ackerbau auf klimatisch bedingte Probleme stößt.

Werden Radionuklide nicht über einen Brunnen gefördert, sondern gelangen über Feuchtgebiete in die Biosphäre, tritt die Bedeutung aller Expositionspfade, in denen Pflanzen beregnet werden, zurück, da dann einerseits mit einer starken Verdünnung durch Oberflächenwasser gerechnet werden muss und andererseits kein hoher Beregnungsbedarf erwartet werden kann; wichtigster Expositionspfad kann dann Fischverzehr werden.

In /BEC 02/ wird als Referenzbiosphäre eine Biosphäre mit Mittelmeerklima vorgeschlagen, in der die Ernährung überwiegend auf pflanzlicher Basis beruht. Weitere Biosphären, in denen ungefähr die gleiche Strahlenexposition auftreten kann, sind möglich; sie sind jedoch komplexer aufgebaut und daher mit größeren Unsicherheiten behaftet, insbesondere enthalten sie Treibhäuser, für die keine allgemein anerkannten Berechnungsgrundlagen vorliegen. Eine Biosphäre, in der die Strahlenexposition durch jedes einzelne Radionuklid maximal ist, existiert nicht.

Die Reduzierung der Referenzbiosphäre auf Trinkwasserverzehr als einzigen Expositionspfad ist nicht sinnvoll, da der prozentuale Beitrag des Trinkwasserverzehrs zur gesamten Strahlenexposition zu unterschiedlich ist.

2.4 Ergebnisse bi- und multilateraler Zusammenarbeit

Zur Klärung ausgewählter Fragestellungen zur Methodik des Langzeitsicherheitsnachweises erfolgte eine bilaterale Zusammenarbeit mit Partnern im Ausland. Nachfolgend werden die Ergebnisse dieser Zusammenarbeit und von internationalen Arbeitsgruppen dargestellt.

2.4.1 Das Nirex-Verfahren zur FEP-Analyse und Szenarientwicklung (FANFARE/MDD)

Im Rahmen des nationalen Arbeitskreises "Szenarientwicklung" (vgl. 2.3.2) wurde das intensive Studium eines im Ausland verwendeten Verfahrens zur Szenarianalyse einschließlich seiner Anwendung in einer eigenen Fallstudie beschlossen. In Auswertung des NEA-Workshops zur Szenarianalyse /NEA 01/ wurde dafür die Nirex-Methode zur Szenarianalyse /BAI 98/ ausgewählt. Die Methode wurde in einem Seminar durch Vertreter von UK Nirex und AEA Technology (jetzt: Serco Assurance Ltd.) vorgestellt, mit Vertretern von GRS Köln und BGR diskutiert und in einer Fallstudie auf ein Beispiel angewendet /RÖH 00a/.

Im Seminar wurde demonstriert, dass die Nirex-Methodik eine systematische FEP-Analyse und deren Dokumentation ermöglicht. Wie in der Fallstudie gezeigt werden konnte, wirken sich die formalen Vorgaben durch die MDD-Struktur und den Aufbau der FANFARE-Software positiv auf die Vorgehensweise bei der FEP-Analyse aus, ohne dass der subjektive Charakter von Entscheidungen verschleiert wird. Probleme (nicht nur terminologischer, sondern auch methodischer Art) ergeben sich aus der ungewohnt breiten Verwendung des FEP-Begriffs durch Nirex. Die Methode ist in wesentlichen Bereichen nicht an den regulatorischen Kontext gebunden. Eine Ausnahme bildet das in Abschnitt 2.3.2 beschriebene Konzept des Subsummierens von FEPs und Szenarien, das nur bei Betrachtung eines integralen Risikos sinnvoll ist. Die verwendeten Einflussmatrizen stellen einen deutlichen Fortschritt gegenüber den deutlich unübersichtlicheren von der schwedischen SKI verwendeten Process Influence Diagrams (PID) /BAL 98/ dar. Es ist zu beachten, dass die Methode Formalismen zur FEP-Analyse und zur Modellerstellung, nicht aber zur Szenarienkonstruktion aus den FEPs liefert.

2.4.2 Die FEP-Datenbank der NEA

Eine wesentliche Voraussetzung für eine belastbare Szenarienanalyse ist das Vorhandensein einer hinreichend umfassenden FEP-Liste. Eine Garantie für die „Vollständigkeit“ einer solchen Liste kann es wegen der Vielzahl und Komplexität der zu betrachtenden Prozesse einerseits und der Grenzen des menschlichen Erkenntnisvermögens andererseits nicht geben. Die Möglichkeit, dass wesentliche FEPs übersehen wurden, kann jedoch durch die systematische Verwendung möglichst umfassender Informationsquellen minimiert werden.

Die unter Koordination der OECD/NEA erstellte FEP-Datenbank stellt einen wesentlichen Beitrag zur Erfassung solcher Informationsquellen dar. In der Datenbank (Version 1.2) sind gegenwärtig acht FEP-Datensammlungen vertreten:

1. Gemeinsames SKI/SKB-Projekt zur Szenarientwicklung, 1989
2. FEP-Sammlung der NEA-Arbeitsgruppe zur Szenarienanalyse, 1992
3. HMIP-Analyse Sellafield, 1993
4. AECL-Analyse zur direkten Endlagerung, 1994
5. NAGRA-Kristallin, 1994
6. SITE-94 (SKI), 1995
7. WIPP-Analyse, 1996
8. AECL-Analyse zur LLW-Lagerung, 1997

In einer generischen „Internationalen FEP-Liste“ erfolgte eine projektübergreifende Katalogisierung aller erfassten FEPs (Abbildung 2.4). In Abbildung 2.5 ist beispielhaft ein Eintrag für einen projektspezifischen FEP wiedergegeben.

Die GRS Köln ist über die „FEP Data Base Core Group“ an der Entwicklung der Datenbasis beteiligt. Gegenwärtig wird kein Bedarf für eine strukturelle Weiterentwicklung gesehen. Arbeitsschwerpunkt ist die Eingliederung weiterer projektspezifischer Datenbasen.

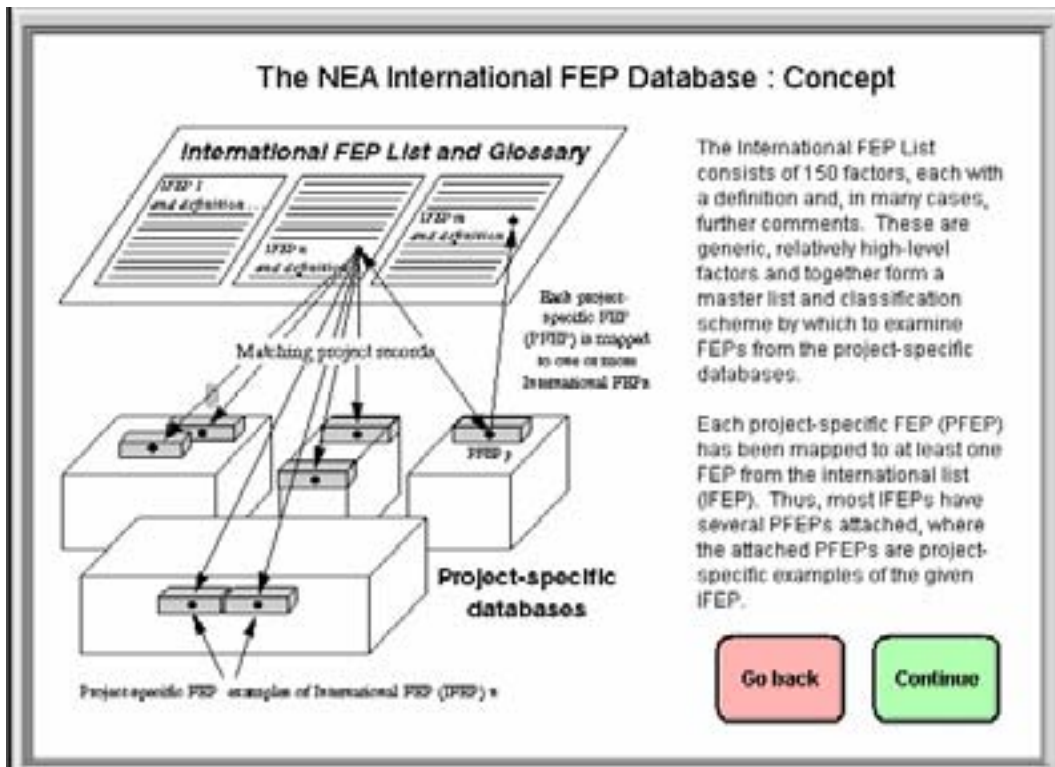


Abb. 2.4 Struktur der FEP-Datenbasis der NEA

Project Database : PFEP Description & References

FEP name *Unique no.*
Percolation in shafts **A 1.59**

FEP description
 Localized percolation driven by temperature gradients could lead to early failure of seals and grouts, and the formation of new significant flow pathways, within the vault and shafts leading to the vault.

The design of the vault includes a combination of bulkheads, seals and backfill within the vault drifts and shafts. The purpose of each of these elements is to control and limit groundwater movement, such that contaminant transport will be dominated by diffusion and not convection. The properties of these elements will remain relatively unchanged for long periods of time (see Backfill evolution, Buffer evolution, Long-term physical stability and Seal evolution). Thus the expected behaviour of these elements is such that localized percolation would not be important during the time required for quantitative evaluation. It is also expected that no significant flow pathways would occur even if some seals and grouts did not function as expected, because of the redundancy of barriers (Chan and Stanchell 1990, Johnson et al. 1994). For example, the vault design calls for a number of distinct seals along the shafts. The possible dysfunction of one seal would have very localized effects, and not

References:

Chan and Stanchell 1990

Johnson et al. 1994

Advice:
 Browse PFEPs using the arrow buttons. Use scroll bar if necessary. Click on buttons to see references. Click "Mapping" to see IFEPs which this PFEP maps to, and "Switch" to change display.

A 1.59

Abb. 2.5 Beispiel für einen FEP-Eintrag in der FEP-Datenbasis der NEA

Die Datenbasis hat sich bereits in einigen Endlagerprojekten (z.B. Yucca Mountain, H12, ERAM, Asse) als nützliches Werkzeug zur Erstellung projektspezifischer Listen bewährt. Es zeichnen sich zwei Zugänge ab: Teilweise wird die Datenbasis als „Checkliste“, teilweise aber auch als Ausgangspunkt für die Erstellung eigener FEP-Listen genutzt. Nach Auffassung der GRS Köln ist eine Nutzung als „Checkliste“ dem gegenwärtigen Entwicklungsstand angemessen, während eine Nutzung als Ausgangspunkt wegen der begrenzten Anzahl der bisher erfassten Projekte die Gefahr der Vernachlässigung relevanter systemspezifischer FEPs birgt. Die Einbindung weiterer projektspezifischer Datenbasen in die NEA-Sammlung würde zu deren deutlicher Aufwertung beitragen.

2.4.3 Zusammenarbeit mit dem IPSN/IRSN zu methodischen Fragen des Langzeitsicherheitsnachweises

Im Vorhaben SR 2337 wurde die Zusammenarbeit der GRS Köln mit dem französischen IRSN (Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire, früher IPSN) zu Fragen des Langzeitsicherheitsnachweises intensiviert. Ziele der Zusammenarbeit sind:

- eine gegenseitige Information über aktuelle Entwicklungen in den nationalen Programmen
- der Informationsaustausch zu aktuellen Arbeiten beider Seiten
- die Verständigung zu Fragen der Terminologie und der Methodik des Langzeitsicherheitsnachweises und seiner Rolle im Genehmigungsverfahren
- die Durchführung einer gemeinsamen Analyseübung (REGIME, vgl. 3.6)

Hinsichtlich der Fragestellungen zur Methodik des Langzeitsicherheitsnachweises standen Fragen der Kategorisierung von Szenarien, der Bewertung von Szenarien, die ein menschliches Eindringen in das Endlager unterstellen und von Zeitrahmen für Langzeitsicherheitsanalysen im Vordergrund.

Die Entwicklung eines gemeinsamen Verständnisses zur Methodik des Langzeitsicherheitsnachweises wird in einem gemeinsamen Positionspapier dokumentiert werden. Das Papier soll als „lebendes Dokument“ verstanden werden,

um dem unterschiedlichen Erkenntnisstand zu verschiedenen Fragestellungen Rechnung zu tragen. Basis sind

- hinsichtlich der Kategorisierung von Szenarien und ihrer regulatorischen Behandlung die Arbeiten der Arbeitsgruppe des Deutsch-Französischen Direktoratskomitees DFD sowie die vom ICRP entwickelten Vorstellungen,
- hinsichtlich der Methodik und Struktur des Langzeitsicherheitsnachweises die Arbeit /BES 01/,
- hinsichtlich der Vorgehensweise in der Sicherheitsanalyse ein Entwurf der GRS Köln,
- hinsichtlich von Zeitrahmen das im Rahmen des Vorhabens INT 9133 erstellte Papier /RÖH 02/ und
- hinsichtlich der Terminologie ein von der GRS zu erarbeitendes Glossarium.

Unter den durch menschliche Aktivitäten ausgelösten Szenarien (Future Human Actions – FHA) sind diejenigen von besonderer Bedeutung, die ein menschliches Eindringen in das Endlager voraussetzen (Human Intrusion – HI). Im Rahmen der Zusammenarbeit von IPSN/IRSN und GRS wurde eine Zusammenstellung zu in verschiedenen Sicherheitsanalysen verwendeten HI-Szenarien erarbeitet (EVEREST, PAGIS, NEA-Datenbasis, WIPP, SCK.CEN/BNFL, Konrad). Es wurde festgestellt, dass sich diese Szenarien bis auf wenige Ausnahmen mit Bohr- oder Schürfarbeiten befassen und je nach Annahme und betrachteter exponierter Gruppe (Arbeiter oder Bevölkerung) zu äußerst unterschiedlichen Analyseergebnissen führten.

IRSN und GRS Köln sind der Meinung, dass

- die Terminologie zu HI-Szenarien nach wie vor einer Konkretisierung bedarf,
- Dosisberechnungen zur Exposition des eindringenden Personals mit Skepsis zu betrachten sind,
- ein konzeptioneller Unterschied in der Behandlung von HI-Szenarien für Oberflächen- oder oberflächennahe Lagerung einerseits und Tiefenlagerung andererseits besteht, der in den bestehenden ICRP-Richtlinien nicht ausreichend berücksichtigt wurde,

- eine abdeckende Behandlung von HI-Szenarien nicht möglich ist und stattdessen in Abstimmung mit der Genehmigungsbehörde die Behandlung einzelner („stilisierter“ oder „konventioneller“) HI-Szenarien erfolgen sollte,
- künftige Arbeiten der Erstellung von Richtlinien für solche Szenarien dienen sollten,
- die Optimierung des Endlagers nicht im Hinblick auf HI-Szenarien erfolgen sollte, da das Konzept der Tiefenlagerung an sich sowie die Suche eines geeigneten Standorts bereits als weitgehende Gegenmaßnahme zu sehen ist.

2.4.4 Die Integration Group for the Safety Case of Radioactive Waste Repositories (IGSC) der OECD/NEA

Im Jahr 2000 wurden die Aktivitäten der Performance Assessment Advisory Group (PAAG) und der Co-ordinating Group on Site Evaluation and Design of Experiments for Radioactive Waste Disposal (SEDE) der OECD/NEA in die Verantwortung der neu gegründeten Integration Group for the Safety Case of Radioactive Waste Repositories (IGSC) überführt. Ziel der Gruppe ist der Austausch von Meinungen und Informationen und der Entwicklung eines gemeinsamen Verständnisses sowie von gemeinsamen Zugängen und Methoden zum Langzeitsicherheitsnachweis (Safety Case). Dazu wird eine Vielzahl gemeinsamer Aktivitäten initiiert und koordiniert. Neben ihrer Mitgliedschaft in der IGSC selbst war bzw. ist die GRS Köln insbesondere in der

- IPAG-Initiative (vgl. 2.4.5),

den technischen Aktivitäten

- zur Szenarienentwicklung /BAL 01/,
- zur Gasmigration /JAV 00c, MÜL 00/,
- GEOTRAP und AMIGO (vgl. 2.4.6),
- „Handling of Timescales in Assessing Post Closure Safety“ (im Rahmen des Vorhabens INT 9133)

und den Kooperationsprojekten

- FEP-Datenbasis (vgl. 2.4.2) und

- Sorption Forum (vgl. 3.7.2)

aktiv.

2.4.5 Die Auswertung von Sicherheitsanalysen im Projekt IPAG

Die OECD/NEA führte im Rahmen der "Integrated Performance Assessment Group" (IPAG) Auswertungen geschlossener Langzeitsicherheitsanalysen aus den Mitgliedsländern durch. Diese Auswertung erfolgt durch Fragebögen, die von den Teilnehmern ausgefüllt und vom NEA-Sekretariat zusammengestellt und ausgewertet werden.

Entsprechend der durch Dokumente wie /NEA 99b/ deutlich werdenden Orientierung der NEA auf über technische Probleme der Langzeitsicherheitsanalyse hinausgehende Fragestellungen ("confidence building", "communication", "involvement of stakeholders", "public acceptance") beschäftigte sich das im Jahr 2000 durchgeführte Projekt IPAG-3 /NEA 02b/ mit der Vertrauensbildung (IPAG-1: Analysen insgesamt /NEA 97/, IPAG-2: Reviewtätigkeit /NEA 00/).

Die GRS Köln beteiligte sich an IPAG-3 (wie auch an den beiden vorangegangenen Phasen) mit der im Rahmen des Planfeststellungsverfahrens für das Niedersächsische Umweltministerium NMU erstellten Langzeitsicherheitsanalyse für das Endlager Konrad.

Während der Sitzung zur Auswertung der Fragebögen wurde zunächst von einer Unterscheidung nach Zielgruppen für die Vertrauensbildung ausgegangen. Allerdings konzentrierte sich die anschließende Diskussion auf Zielgruppen außerhalb der für die Sicherheitsanalyse Zuständigen, also hauptsächlich auf Probleme der Kommunikation. Wie auch schon im Fragebogen selbst spielten "traditionelle" Fragestellungen der Vertrauensbildung insbesondere in verwendete Modelle (Verifizierung, Validierung) eine untergeordnete Rolle. Als wesentlich für die Vertrauensbildung einerseits in die Sicherheitsanalyse selbst und andererseits in die Sicherheit des Gesamtkonzepts wurden die Aspekte

- zusätzliche Indikatoren, unterstützende Argumente,
- "multiple lines of reasoning" und

- Robustheit des Multibarrierensystems

genannt.

IPAG-3 wie auch generell die Hinwendung zu den oben erwähnten über technische Aspekte hinausgehenden Fragestellungen stellt den Versuch dar, auf Probleme in einzelnen nationalen Endlagerprogrammen z.B. hinsichtlich der Genehmigung von Programmkomponenten wie etwa Untertagelabors (UK, Kanada, ...) zu reagieren. Offensichtlich sind diese Probleme hauptsächlich durch "nicht-technische" Ursachen (z.B. Fragen der Akzeptanz) bedingt (vgl. 2.2.1). Es stellt sich die Frage nach den Einflussmöglichkeiten technischer Experten in diesem Zusammenhang. Eine Klarstellung bezüglich des Vertrauens in das der Endlagerung zugrunde liegende passive Konzept und der wissenschaftlichen Basis von Sicherheitsanalysen ist nützlich und notwendig. Dies gilt ebenso für Vermittlung der Arbeitsergebnisse an Außenstehende mit adäquaten Mitteln. Beides bildet jedoch keine Lösung für die oben erwähnten Probleme in den nationalen Endlagerprogrammen. Zielführend sind dagegen gut strukturierte und klare politisch-gesellschaftliche Entscheidungsprozesse. Beispiele für solche Prozesse sind z.B. in Finnland zu finden (vgl. 2.1.1).

2.4.6 Die Rolle geologischer Daten und Informationen im Sicherheitsnachweis: Die NEA-Projekte GEOTRAP und AMIGO

Nachdem in den Jahren 1981 bis 1993 in den NEA-Projekten INTRACOIN, HYDROCOIN und INTRAVAL dem Bedarf nach einem Erfahrungsaustausch zu Grundwasserströmungs- und Nuklidmigrationsmodellen und der Durchführung von Verifizierungs- und Validierungsmaßnahmen Rechnung getragen worden war, entwickelte die OECD/NEA mit dem GEOTRAP-Projekt (OECD/NEA Project on Radionuclide Migration in Geologic, Heterogeneous Media, 1996-2001) ein Forum zum Informationsaustausch zwischen Antragstellern und Genehmigungsbehörden, zwischen Spezialisten für Standorterkundung und für Sicherheitsanalysen wie auch zwischen den in Endlagerprogrammen involvierten Personen und der wissenschaftlichen Gemeinschaft zu Fragen des Radionuklidtransports in heterogenen geologischen Medien und seiner Modellierung. Die fünf Workshops, von denen die letzten beiden im Rahmen des Vorhabens SR 2337 unterstützt wurden, befassten sich mit den Themen:

- Tracerexperimente (1996)
- räumliche Variabilität (1997)
- Wasser leitende geologische Strukturen (Water-conducting features, 1998)
- Vertrauensbildung (1999)
- Rückhaltemechanismen (2001)

Im vierten Workshop zur Vertrauensbildung (mit den GRS-Beiträgen /FIS 99/ und /RÖH 99a/) zeichneten sich folgende Hilfsmittel zur Unterstützung der Vertrauensbildung in Transportmodelle ab:

- Auswahl von Standorten mit robusten Eigenschaften
- Nutzung natürlicher und technischer Analoga
- Methoden der Paläohydrogeologie
- Grundwasserdatierungen
- Nutzung von Laborexperimenten
- chemische in situ-Messungen
- Vergleich von Modellvarianten
- formale Methoden einschließlich Qualitätssicherung

Basis für das Vertrauen in Modelle von Einzelprozessen ist die ausreichende wissenschaftliche Basis, die richtige Anwendung der Modelle, die Möglichkeit, sie zu testen, die Verwendung voneinander unabhängiger Nachweisketten zur Demonstration der Richtigkeit, die Verwendung begründbarer Modellannahmen, die Konsistenz mit Standortdaten, die Verwendung adäquater konzeptueller Modelle und die Robustheit des betrachteten Systems. Der Vertrauensgrad hängt vom betrachteten Problem, der Zielgruppe, dem Status der Endlagerentwicklung und den zur Verfügung stehenden Daten ab.

Eine besondere Rolle spielt die Nutzung unabhängiger Indikatoren zur Vertrauensbildung in Modelle. Ausgehend von der Definition

"An indicator is an information on the status or functioning of a natural system that has not been used for developing or calibrating a model of this system, and can therefore be used as an independent assessment of the quality of this model by comparing the model predictions or the model concepts with the indicator."

wurde zwischen Indikatoren bezüglich des gegenwärtigen Verhaltens eines Systems und solchen bezüglich seiner (Langzeit-)Geschichte unterschieden. Es wurden Beispiele für die Nutzung geochemischer, thermischer, geomechanischer und struktureller sowie biologischer Indikatoren angegeben. Es wird deutlich, dass der Begriff „Indikator“ hier ausschließlich für Größen verwendet wird, die zur Vertrauensbildung in Modelle beitragen.

Zur Frage der Zulässigkeit und Rechtfertigung von Modellvereinfachungen wurde eine kontroverse Diskussion geführt. Die Notwendigkeit von Modellvereinfachungen kann sich aus unzureichender Information, fehlenden Möglichkeiten zur vollständigen Charakterisierung, begrenzten Ressourcen oder zum Erreichen einer klaren Darstellung ergeben. Rechtfertigungen für Modellvereinfachungen sind konservative Ansätze oder der Nachweis, dass die Vereinfachungen nur unwesentliche Auswirkungen auf das Ergebnis haben. Eine Bewertung kann durch den Vergleich einfacher mit detaillierten Modellen oder mit unabhängigen Indikatoren erfolgen. Mögliche Modellvereinfachungen sind die Vernachlässigung von Prozessen, ihre vereinfachte Modellierung, die Vereinfachung von Strukturen oder Geometrien oder von Informationen aus Datensätzen. Je nach dem Ziel einer Analyse ist zu fordern, dass alle wichtigen und möglicherweise für eine Nichteinhaltung des Schutzzieles wesentlichen Aspekte berücksichtigt werden (beim Nachweis der Einhaltung von Schutzziele) bzw. dass alle wesentlichen Aspekte berücksichtigt werden (bei Rechnungen zur Endlageroptimierung). Modellvereinfachungen bewirken u. U. eine Verbesserung der Transparenz der Analyse, andererseits jedoch auch einen Vertrauensverlust, da Aspekte nicht berücksichtigt und unrealistische Annahmen getroffen werden.

Zum fünften Workshop zu Rückhalteprozessen vergleiche man Abschnitt 3.7.

Das GEOTRAP-Projekt gelangte zu den Schlussfolgerungen /NEA 02a/,

- dass eine enge Zusammenarbeit zwischen den Verantwortlichen für die Standortcharakterisierung und denen für die Sicherheitsanalyse in jeder Phase eines Endlagerprojekts essentiell ist,

- dass die Erarbeitung eines Verständnisses der am Standort wesentlichen Prozesse weit über die Bedürfnisse einer reinen Modellierung in der Sicherheitsanalyse hinausgeht,
- dass in der Frage der Integration verschiedener Datentypen ein wesentlicher Entwicklungsbedarf besteht,
- dass die Kommunikation mit anderen Wissensgebieten verbesserungswürdig ist,
- dass eine Verständigung zwischen Antragsteller und Genehmigungsbehörde in jeder Projektphase wesentlich ist.

Das GEOTRAP-Projekt leistete einen wesentlichen Beitrag zum Informationsaustausch, blieb in seinen Themen jedoch auf einen speziellen Aspekt des Sicherheitsnachweises – die Modellierung von Transportprozessen in der Geologie – beschränkt. Der Langzeitsicherheitsnachweis erfordert jedoch die umfassende Nutzung aller für einen Standort zur Verfügung stehenden geologischen Informationen nicht nur in der Radionuklidtransportmodellierung in der Sicherheitsanalyse, sondern für praktisch alle Aspekte des Sicherheitsnachweises (geologische und geotechnische Langzeitprognose, Szenarienanalyse, Analyse und Prognose geomechanischer, hydrogeologischer und geochemischer Sachverhalte, Darstellung und Begründung des Sicherheitskonzepts, Demonstration von Barrierenfunktionen, ...).

Auf Initiative der GRS Köln wurde deshalb in Zusammenarbeit mit HSK, NAGRA, der Universität Bern (alle Schweiz), SKB, JA Streamflow AB (beide Schweden), IPSN/IRSN (Frankreich), SNL (USA) und OPG (Kanada) ein Konzept für ein GEOTRAP-Nachfolgeprojekt („Approaches and Methods for Integrating Geologic Information in the Safety Case“ - AMIGO) erarbeitet, der IGSC vorgelegt und von dieser akzeptiert /NEA 02c/. Das Projekt verfolgt folgende Ziele:

- Charakterisierung des Entwicklungsstandes, Identifizierung von Möglichkeiten und Entwicklung von Methoden zur Verwendung geologischer Informationen im Sicherheitsnachweis
- Verbesserung der Kommunikation zwischen Spezialisten für Standorterkundung und für Sicherheitsanalysen
- Unterstützung des Informationsaustauschs zu diesen Themen

Gegenstände des Projektes werden sein:

- die Rolle der Geosphäre im Sicherheitskonzept und ihre Darstellung im Sicherheitsnachweis
- das Verhältnis der Möglichkeiten der Standorterkundung einerseits und der Bedürfnisse des Sicherheitsnachweises andererseits
- Methoden zur Integration verschiedener Arten geologischer Informationen in den Sicherheitsnachweis

Im Mittelpunkt wird jeweils ein von einer Mitgliedsorganisation durchgeführter Sicherheitsnachweis stehen (1. Workshop im Sommer 2003 zum Opalinus-Ton in der Schweiz).

2.4.7 Das IAEA-Projekt BIOMASS

Im Projekt BIOMASS (Programme on BIOSphere Modelling and ASSessment) wurde in der Zeit von Oktober 1996 bis Oktober 2001 unter dem Schirm der IAEA eine Methodologie für die Aufstellung einer Referenz-Biosphäre für die Beurteilung der Sicherheit eines Endlagers erarbeitet und an Hand von Einzelbeispielen erprobt. Der Abschlußbericht erscheint im Sommer 2002.

Danach sind folgende Schritte zur Erstellung einer Referenzbiosphäre notwendig:

1. Festlegung des Zwecks, zu dem die Biosphäre dienen soll
2. Identifikation, Rechtfertigung und Beschreibung der relevanten Biosphären unter besonderer Berücksichtigung der durch den Standort festgelegten Gegebenheiten und der wechselseitigen Abhängigkeit der Komponenten
3. Definition der Expositionsgruppen
4. Aufstellung der mathematischen Formeln
5. Auswahl der Parameterwerte

Die Erprobung der Methodologie erfolgte an Hand von Beispielen mit steigender Komplexität: Nach der einfachsten denkbaren Biosphäre, die nur Trinkwasser enthält, wurden konstant bleibende Biosphären modelliert, in denen der Eintritt der

Radioaktivität in die Biosphäre entweder über einen agrarisch genutzten Brunnen oder über ein Feuchtgebiet erfolgt. Langfristige Veränderungen der Biosphäre wurden anhand des sich hebenden skandinavischen Schildes und bei einer angenommenen Klimaverschlechterung betrachtet. Dabei wurde erkannt, dass der derzeitige Stand der Technik nur die Modellierung unterschiedlicher Momentaufnahmen unter Gleichgewichtsbedingungen erlaubt; infolgedessen wurde die Modellierung des eigentlichen Vorgangs der Veränderung einer Biosphäre zurückgestellt. Dieses Problem wird zur Zeit im Rahmen des EU-Projektes BIOCLIM bearbeitet.

Wichtige Erkenntnis aus dem Projekt BIOMASS war die enge Verflechtung der einzelnen Elemente einer Biosphäre (Klima, Geosphäre, Topographie, Gewässer, Böden und Sedimente, Pflanzen und Tiere, Menschen). Hiermit verbunden ist das Problem der Zuweisung der im Einzelfall zutreffenden Parameterwerte zu den einzelnen Vorgängen, die den Transport der Radioaktivität aus dem Grundwasser über die verschiedenen Expositionspfade bis hin zum Menschen charakterisieren.

In die Erarbeitung von Vorschlägen für eine Referenzbiosphäre durch die GRS Köln (2.3.4) flossen Erkenntnisse aus dem BIOMASS-Projekt ein.

3 Sicherheitstechnische Einzelfragen in Zusammenhang mit verschiedenen Entsorgungsoptionen

Im Auftrag des BMU wurden verschiedene sicherheitstechnische Einzelfragen untersucht. Im Mittelpunkt standen dabei:

- die Ableitung von Schlussfolgerungen hinsichtlich der Entsorgungsstrategie (z.B. die Implikationen des Einsatzes von Abtrennungs- und Transmutationsverfahren für die Sicherheit in der Nachbetriebsphase, Abschnitt 3.3, und sicherheitstechnische Auswirkungen einer rückholbaren Endlagerung, Abschnitt 3.4)
- die Bedeutung einzelner Effekte für die Auswahl eines Endlagerkonzepts und die Standortsuche (Abschnitte 3.2, 3.5, 3.6)
- die Rolle einzelner Effekte für die Sicherheit in der Nachbetriebsphase und ihre Bewertung (Abschnitte 3.1, 3.7, 3.8, 3.9)

3.1 Stabilität und Integrität eines Endlagers im Steinsalz

Im Rahmen von Sicherheitsanalysen eines Endlagers für radioaktive Abfälle in einem Salzstock müssen die geomechanische Stabilität des Grubengebäudes und die Integrität bzw. die Dichtheit der geologischen Barriere beurteilt werden. Eine generelle Richtlinie für die Sicherheitskriterien zur Bewertung der Stabilität und der Integrität bezüglich der Hohlraumbauten im Steinsalz gibt es bisher nicht. Bei den in der bisherigen Praxis verwendeten Kriterien wird die geomechanische Sicherheit hinsichtlich der Stabilität und Integrität behandelt:

- Stabilität: Sicherheit des Grubengebäudes gegenüber mechanischen Einwirkungen (Sicherheit gegenüber Bruch, Riß, Abschabung)
- Integrität: mechanische Unversehrtheit bzw. Dichtheit des Steinsalzes gegenüber Eindringen von Lösungen aus dem überlagernden Deckgebirge

Zur Ermittlung der Stabilität und der Integrität werden das Dilatanzkriterium, das die Grenze für eine Volumenzunahme charakterisiert, und das Fluiddruckkriterium, bei dem der Spannungszustand mit dem angenommenen Fluiddruck verglichen wird, herangezogen:

- Dilatanzkriterium: Die Stabilität und die Integrität sind gewährleistet, wenn der aktuelle Spannungszustand unterhalb der Dilatanzgrenze liegt.
- Fluiddruckkriterium: Die Integrität ist gewährleistet, wenn die kleinste Hauptdruckspannung oberhalb des Fluiddrucks bleibt. Der Fluiddruck wird anhand einer postulierten bis zur Geländeoberfläche reichenden Flüssigkeitssäule ermittelt.

Zur Einhaltung der Stabilität und der Integrität ist die Erfüllung des Dilatanzkriteriums in jedem Fall nachzuweisen. Hinsichtlich der Integrität ist bei rein formaler Anwendung das Fluiddruckkriterium wesentlich strenger als das Dilatanzkriterium und in vielen Fällen kaum zu erfüllen, weil zur Einhaltung des Dilatanzkriteriums alle Hauptspannungen lediglich Druckspannungen, zur Erfüllung des Fluiddruckkriteriums aber alle Hauptspannungen ausreichend große Druckspannungen sein müssen. Die Anwendung des Fluiddruckkriteriums ist nur dann sinnvoll, wenn am jeweiligen Ort die Salzlösung mit dem entsprechenden hydrostatischen Druck tatsächlich anstehen sollte.

Bei der Quantifizierung der instabilen und der nicht integren Bereiche, in denen die obigen Kriterien verletzt werden, sind die Stoffgesetze zur Beschreibung des

Kriechverhaltens des Steinsalzes und zur Beschreibung der Dehnung als Funktion der Spannung abhängig vom örtlichen Gesteinstyp von entscheidender Bedeutung. Die zur Zeit verfügbaren Stoffgesetze können für die Sicherheitsanalysen für die Betriebsphase des Endlagers als ausreichend angesehen werden, wenn man die noch vorhandenen Unwägbarkeiten durch geeignete Parametervariationen überbrücken kann. Jedoch sind diese Stoffgesetze wenig belastbar für die Langzeitsicherheitsanalysen, da sie für große Zeiträume kaum extrapoliert werden können. Hierzu sind theoretische und experimentelle Untersuchungen erforderlich.

In /JAV 01b/ wurden die geomechanische Stabilität und Integrität eines vereinfachten Grubengebäudes bei einem sukzessiven Auffahren der Kammern auf fünf Sohlen und bei einer anschließenden Verfüllung der Abbaue mit dem Finite-Elemente-Programmsystem ADINA (vgl. 4.2.2.1) untersucht. Aus diesen zwei- und dreidimensionalen Analysen mit vertretbaren Modellannahmen kann man folgern:

- Die Anwendung des Dilatanzkriteriums ergibt, dass instabile Bereiche mit lokalen Brüchen, Rissentstehungen bzw. -ausweitungen im Steinsalz bereits in den ersten 100 Jahren nach Auffahren der Kammern zu erwarten sind, falls die Kammern unversetzt bleiben. Die instabilen Bereiche treten hauptsächlich in den Schweben zwischen den Kammern und in den Stößen bzw. in einer Zone mit einer Tiefe von weniger als 20 m in allen drei Richtungen von den Rändern der Kammern auf und können durch Verfüllung der Kammern mit einem ausreichend steifen Versatzmaterial erheblich reduziert oder auch beseitigt werden.
- Die Ausdehnung der nicht integeren Bereiche, in denen das Fluidruckkriterium verletzt wird, kann bei unverfüllten Kammern bei einer zweidimensionalen Analyse im Vergleich zu einer dreidimensionalen Modellierung erheblich überschätzt werden. Die nicht integeren Bereiche können nur durch eine rechtzeitige Verfüllung der Abbaue mit einem sehr steifen Versatzmaterial nennenswert reduziert werden. Daher ist das Fluidruckkriterium bei einer zweidimensionalen Analyse eines wirklichen Endlagers mit großen Hohlräumen bei rein formaler Anwendung kaum einzuhalten. Eine dreidimensionale Analyse kann helfen, die Ausdehnung der nicht integeren Bereiche genauer abzuschätzen.

Insgesamt kann man folgendes festhalten: Die zweidimensionalen Analysen können die Verzerrungen und die Gesteinskonvergenz bzw. die Abnahme des Kammervolumens im Vergleich zu einer dreidimensionalen Modellierung deutlich überschätzen. Auch wenn die dreidimensionalen Analysen für ein wirkliches Endlager

sehr aufwendig sind, sollten sie zumindest beispielhaft durchgeführt werden, um die instabilen und die nicht integeren Bereiche genauer einzugrenzen.

3.2 Gasbildung und ihre Auswirkungen in einem Endlager

Abfälle können in einem Endlager durch Korrosion, Radiolyse oder mikrobielle Zersetzung organischer Bestandteile Gase entwickeln. Schwach- und mittelradioaktive Abfälle (Low and Intermediate Level Waste - LILW) setzen auch ohne äußere Einflüsse aufgrund des Wassergehaltes im Gebinde und der mikrobiellen Zersetzung Gas frei. Bei Kontakt mit externen Wässern oder Laugen wird die Gasentwicklung erhöht. Hochradioaktive Abfälle (High Level Waste – HLW) und abgebrannte Brennelemente (Spent Nuclear Fuel - SNF) hingegen produzieren Gase im Wesentlichen bei Kontakt mit externen Wässern und Laugen. Die gesamte Gasentwicklung von HLW/SNF liegt deutlich niedriger als die von LILW.

Die Gasbildungsrate wird u.a. durch die Temperatur, die Feuchte und das chemische Milieu bestimmt. Bei einer Langzeitbetrachtung wird die gesamte Gasbildung durch die Korrosion der metallischen Bestandteile (z.B. Eisen, Aluminium und Zink) bestimmt. Die Korrosion hängt stark von den Umgebungsbedingungen wie Sauerstoffanteil, Wasseranteil und Temperatur ab und führt hauptsächlich zur Wasserstoffbildung. Die Korrosionsrate wird häufig als Abtragsrate in $\mu\text{m}/\text{Jahr}$ angegeben. Abhängig von den metallischen Bestandteilen und von den Umgebungsbedingungen kann die Korrosionsrate zwischen 0,01 und 1000 $\mu\text{m}/\text{Jahr}$ liegen. Aus der Korrosionsrate kann man die Gasbildung ableiten. Die sicherheitstechnische Bedeutung der Gasbildung in der Nachbetriebsphase liegt im Druckaufbau am Einlagerungsort und damit in der Gefährdung der Integrität der Barrieren. Ferner kann der Druckaufbau den Nuklidtransport verstärken. Bei der Beurteilung der Gasbildung und ihrer Auswirkungen muss man zwischen permeablem und niedrig permeablem Wirtsgesteinen unterscheiden.

Wirtsgesteine mit ausreichend großer Permeabilität sind in der Lage, die entstehenden Gase in ihren Porenräumen oder Kluftsystemen aufzunehmen und den Druckaufbau zu begrenzen. Ein permeables Wirtsgestein verfügt aber per Definition über mögliche Flüssigkeitszutritts- und -abflusswege, d.h. es ist bei Einlagerung von Abfällen in solche Gesteine von einer zusätzlichen externen Gasentwicklung aufgrund von Korrosion und/oder Radiolyse auszugehen. Diese Gasmenge muss zusammen mit der

intern freigesetzten Gasmenge aus den Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung bei der Abschätzung des notwendigen Speichervolumens ebenso berücksichtigt werden wie der schnellere Druckaufbau durch den Wärmeeintrag der wärmeerzeugenden Abfälle. Eine Endlagerung in permeablem Wirtsgestein stellt dann für alle Arten von Abfällen eine günstige Situation zur Beherrschung der Gasproblematik dar, wenn die Permeabilität und die räumlichen Abmessungen des Wirtsgesteins so groß sind, dass die Integrität der geologischen Barriere nicht beeinträchtigt wird. Allerdings erleichtert die große Permeabilität zugleich den Radionuklidtransport mit dem Grundwasser.

Bei Wirtsgesteinen mit geringer Permeabilität kann es durch Gasbildung zu einem Druckaufbau kommen, der zur Schädigung des Gebirges und der technischen Barrieren führen kann. Ein niedrig permeables Wirtsgestein ist unter dem Gesichtspunkt der Gasentwicklung für LILW daher weniger günstig. Hingegen ist die Endlagerung von HLW/SNF in niedrig permeablen und insbesondere trockenen Wirtsgesteinen unter dem Aspekt der Gasproblematik unkritisch, da nur bei Wasserzutritt mit einer relevanten Gasproduktion zu rechnen ist. Der Gasproblematik bei LILW kann durch Konditionierungsmaßnahmen bzw. technische Gegenmaßnahmen im Endlager (z.B. Gassammelräume) entgegengewirkt werden.

Bei der Quantifizierung der Auswirkungen der Gasbildung sind die Gasbildungsrate, der Kapillardruck und die relativen Permeabilitäten für die Zweiphasenströmung als die Schlüsselparameter anzusehen, die standortspezifisch für alle zu betrachtenden hydrogeologischen Einheiten bestimmt werden sollten. Da aber diese Schlüsselparameter in den meisten Fällen nur ungenau abgeschätzt werden können, ist bei der Transportanalyse eine breite Variation dieser Parameter zwingend erforderlich. Die verschiedenen zweidimensionalen Analysen zur Quantifizierung der Auswirkungen der Gasbildung bei unterschiedlichen Endlagerbedingungen mit dem Rechenprogramm TOUGH2 in /JAV 00b, 00c, 00f, MÜL 00/ zeigen, dass abhängig von den Modellannahmen eine Beeinträchtigung der mechanischen Stabilität des Grubengebäudes oder der Versatzmaterialien nicht ausgeschlossen werden kann.

3.3 Abtrennung und Transmutation (Partitioning and Transmutation, P&T)

In /LAM 00/ wird untersucht, welche Anforderungen an Partitionierungs- und Transmutation-Techniken zu stellen sind, damit eine Reduktion von möglichen Freisetzungen aus einem Endlager für radioaktive Abfälle in der Nachbetriebsphase durch die Anwendung dieser Techniken erreicht wird.

Im Hinblick auf ein Szenario, das einen Laugenzutritt zum Endlager und einen anschließenden Radionuklidtransport mit der Lauge postuliert, wird die Löslichkeit von Radionukliden im Grundwasser berücksichtigt. Radionuklide, die in ihrer Löslichkeit nicht begrenzt sind, können bei einem Kontakt mit Lauge vollständig gelöst und transportiert werden. Zu diesen Nukliden zählt z.B. Cs135.

Die Menge der möglicherweise transportierten Radionuklide, die in ihrer Löslichkeit begrenzt sind, dazu zählen z.B. alle Radionuklide der Uran- und Transuranelemente, ergibt sich aus der Löslichkeitsgrenze und der zur Verfügung stehenden Laugenmenge. Es zeigt sich, dass z.B. im Fall der Bohrlochlagerung von hochradioaktivem Abfall im Salz die löslichen Mengen sehr klein sein können. Für begrenzt lösliche Nuklide hat P&T nur dann positive Auswirkungen, wenn der Abtrennungsgrad sehr hoch ist. Es lässt sich abschätzen, dass um die Löslichkeitsgrenze zu unterschreiten, der durch P&T-Maßnahmen zu erzielende Reduktionsfaktor größer als 10^6 sein müsste. Dieser Faktor wird selbst bei einem Gelingen aller zur Zeit vorgeschlagenen Forschungsvorhaben nicht erreicht.

Bei der Umsetzung von P&T-Maßnahmen ist zu beachten, dass es zu unerwünschten Nebeneffekten kommen kann, die mögliche Freisetzungsreduktionen bei einer Endlagerung im Salz zunichte machen können und sogar der Zielrichtung entgegenlaufen. Diese Effekte betreffen zum einen die höheren Transuranelemente (Am, Cm und höher), die bei einem mehrfachen Einsetzen von Brennstoff in Reaktoren zwangsläufig entstehen. Ein weiterer Effekt ist die Entstehung von Sekundärabfällen bei der Anwendung von Abtrennungsverfahren (Partitionierung) auf abgebrannte Brennelemente. Die Menge der Sekundärabfälle und deren Gefährdungspotential kann erheblich sein. Mögliche Erfolge von P&T-Maßnahmen tragen daher nicht notwendig auch zur Verbesserung der Langzeitsicherheit von Endlagern bei.

Die Langzeitsicherheit von Endlagern für radioaktive Abfälle im Salz könnte unbestritten verbessert werden, wenn es gelingen würde das Radionuklid Cs135 gezielt zu transmutieren. Es hat sich aber gezeigt, dass die Abtrennung (Isotopentrennung) speziell dieses Radionuklides (in ausreichendem Umfang) außerordentlich schwierig ist /VOL 99, EC 00/.

3.4 Probleme der Wärmeentwicklung bei einer rückholbaren Endlagerung im Granit

Im Zusammenhang mit der rückholbaren Endlagerung in offenen Grubengebäuden wurde die Frage aufgeworfen, ob es durch die Temperaturentwicklung des hochaktiven Abfalls zu einer Beeinträchtigung des Wirtsgesteins kommen kann. Für die Wirtsgesteinsformation Granit wurden hierzu in /LAM 02b/ beispielhaft Temperaturfeldrechnungen durchgeführt. Ausgangspunkt der Betrachtungen war das schwedische Endlagerkonzept (KBS-3), das eine Endlagerung des in Behälter verpackten hochaktiven Abfalls in einem vollständig versetzten Endlagerbergwerk im Granit vorsieht /SKB 99/.

Im Hinblick auf eine rückholbare Lagerung des Abfalls wurde in /LAM 02b/ die Lagerung von Behältern in offenen Strecken betrachtet. Die Materialdaten für den Abfall, die Abfallbehälter und das Gebirge wurden der schwedischen Studie /SKB 99/ entnommen. Als Ergebnis von ein- und zweidimensionalen Rechnungen unter Berücksichtigung von Wärmestrahlung und freier bzw. (durch Bewetterung) erzwungener Luftströmung wurde festgestellt, dass die als kritisch angesehene Temperatur der Streckenwand von 100 °C nicht erreicht wird.

3.5 Die Bedeutung von Tongestein und –materialien als Endlagermedium

International besteht darüber Konsens, dass eine sichere Einlagerung von hochradioaktiven Abfällen in tiefen geologischen Schichten möglich ist. Je nach entsorgungskonzeptionellen Vorstellungen und geologischen Gegebenheiten der einzelnen Länder werden unterschiedliche Gesteinsformationen auf ihre Eignung untersucht. Eine Reihe von Ländern konzentriert sich dabei auf Ton- bzw. tonreiche Formationen als mögliches Endlagermedium. Darüber hinaus werden international intensive Forschungen betrieben, inwieweit sich Ton und tonige Gesteine als Medium für geotechnische Endlagerbarrieren eignen.

Tone bzw. Tonformationen können in Abhängigkeit von ihrer Entwicklungsgeschichte (Verwitterungsmechanismen, Transport- und Ablagerungsbedingungen, mineralogische Zusammensetzung, Diagenese usw.) für ein Endlagermedium günstige Eigenschaften wie geringe hydraulische Leitfähigkeit, große chemische Puffer- und Kationenaustauschkapazität, hohes Sorptions-, Wasseraufnahme- und Quellvermögen und plastisches Materialverhalten aufweisen. Aus der Vielzahl der an der Entstehung beteiligten Prozesse, Mechanismen und Bedingungen wird deutlich, dass Ton bzw. Tongestein kein homogener Stoff ist und durchaus sehr unterschiedliche Eigenschaften aufweist. Die Standortauswahl für ein Endlager wird sich daher an einer günstigen Gesamtsituation der vorliegenden Gesteinsformation ausrichten.

In der Natur gibt es eine Reihe von natürlichen Analoga, die zur Charakterisierung von Ton bzw. Tongesteinen als Endlagerformation für radioaktive Abfälle herangezogen werden können. Allgemein tragen natürliche Analoga dazu bei, langfristige komplexe geologische Vorgänge anschaulich und nachvollziehbar darzustellen.

Neben der Untersuchung natürlicher Analoga stellen Labor- und in situ-Versuche, Vergleichs- und Benchmarkrechnungen sowie die Auswertung bzw. die Einbeziehung von Erfahrungen aus anderen Anwendungsbereichen (z.B. der Deponietechnik) weitere Quellen dar, die einen wesentlichen Beitrag zur Vertrauensbildung in Ton bzw. Tongesteine als geeignete Endlagerformation leisten können.

Die Ermittlung tonspezifischer Eigenschaften ist für die Bewertung bzw. Beurteilung der Eignung von Ton als Einlagerungsmedium essentiell. Ebenso wichtig sind Kenntnisse über physikalische und chemische Prozesse, die den Transport von Wasser, Gas und gelösten Stoffen in tonigen Medien bestimmen. In diesem Zusammenhang wurde bereits im Jahre 1990 von der Nuclear Energy Agency (NEA) eine Arbeitsgruppe, die den informellen Namen „Clay Club“ (Working Group on Measurement and Physical Understanding of Groundwater Flow through Argillaceous Media) trägt, gebildet, die sich mit der Messung und dem physikalischen Verständnis von Grundwasserströmungen in tonigen Medien auseinandersetzt.

Neben den Aktivitäten des „Clay Club“ gibt es in den einzelnen Ländern Standortevaluationsprogramme, in denen umfangreiche Arbeiten in Form von Studien, Labor- und in situ-Versuchen, Modellrechnungen, Messkampagnen usw. bezüglich der jeweiligen in Betracht gezogenen Tonformation durchgeführt werden. Jede Nation hat dabei in Abhängigkeit von der zu untersuchenden Formation unterschiedliche

Arbeitsschwerpunkte und Interessen. Nachfolgend sind exemplarisch einige Fragestellungen, die gegenwärtig Gegenstand der Forschungen sind, aufgeführt:

- Übertragbarkeit von abgeleiteten Parametern aus Labor- und Untertageversuchen auf regionale Verhältnisse
- Belastbarkeit und Zuverlässigkeit von hydrogeologischen Standardmodellen und -konzepten
- Auswirkung der Gasentwicklung auf die Endlagerintegrität und den Radionuklidtransport
- Einfluss der Temperatur auf die Stabilität von Tonen bzw. Tonmineralen
- Einfluss von Klüften und Störungen bzw. des Materialverhaltens auf Transport- und Strömungsprozesse
- Einfluss der weiteren umgebenden Gesteinsformation

Aufgrund der enormen Bandbreite an Eigenschaften muss der Eignungsnachweis für jede Tonformation individuell geführt werden.

Ton ist aufgrund seiner möglichen positiven Eigenschaften nicht nur als Endlagerformation sondern auch als Einsatzmaterial für geotechnische Barrieren von Interesse. Die geotechnischen Barrieren wie Dämme, Schacht- und Bohrlochverschlüsse sowie Versatz sind wesentliche Komponenten im Rahmen eines Mehrbarrierenkonzeptes, deren technische Umsetzbarkeit demonstriert und ihre Funktionsmechanismen insbesondere unter dem Langzeitsicherheitsaspekt nachgewiesen werden müssen.

Insgesamt ist festzuhalten, dass Tongesteine bzw. Tonmaterialien als potentielles Wirtsgestein für ein Endlager bzw. als Medium für geotechnische Barrieren in Frage kommen. Ton kann unter gegebenen Voraussetzungen günstige Eigenschaften für ein Endlagermedium wie hohes Isolationspotential, Plastizität, geringe Durchlässigkeit, hohes Sorptions-, Rückhalte- und Quellvermögen uwm. aufweisen. Die Eignung ist jedoch aufgrund der unterschiedlichen und z.T. starken Schwankungsbreiten in Bezug auf Zusammensetzung und Eigenschaften individuell nachzuweisen. Internationale Vorhaben tragen dazu bei, das Verständnis in Bezug auf das Materialverhalten und Eigenschaften von Ton und tonigen Medien unterschiedlicher Provenienz zu erhöhen und eine detaillierte Kenntnisbasis aufzubauen /BEU 01/.

3.6 Optionen bei der Standortauswahl und der Endlagerauslegung: Das bilaterale Projekt REGIME

Seit Ende 2000 werden im Rahmen der bilateralen Zusammenarbeit zwischen IPSN/IRSN und GRS hydrogeologische Fallstudien für die Standortauswahl und die Endlagerauslegung im bilateralen Projekt REGIME (Repositary Evaluation performed by GRS and IRSN through a Modelling Exercise) durchgeführt. Das REGIME-Projekt verfolgt im wesentlichen zwei Ziele:

- die Intensivierung der Zusammenarbeit zwischen IPSN/IRSN und GRS auf dem Gebiet der Langzeitsicherheitsanalyse in Form einer Teamwork-Übung
- der methodische Erfahrungsaustausch, insbesondere bei der sicherheitsanalytischen Bewertung der Bedeutung hydraulischer Phänomene für die Standortauswahl und die Endlagerauslegung, anhand konkreter Fallstudien

Die Grundlage der bisherigen Studien bildet ein zweidimensionales Modell zu einem 34,5 km langen geologischen Schnitt durch eine mesozoische Deckgebirgsformation Norddeutschlands (Abbildung 3.1), es ist jedoch im Hinblick auf die Parametrierung der hydraulischen Kenngrößen als generisch anzusehen. Das Modell umfasst 6 hydrogeologische Einheiten (Jura-Unterkreide) sowie 3 größere Störungen. Die Grundwasserströmung ergibt sich durch die entsprechend der Geländehöhe an der Modelloberkante vorgegebenen Grundwasserspiegelhöhen und verläuft hauptsächlich von Süden (links in der Abbildung) nach Norden (rechts). Alle weiteren Modellränder wurden als undurchlässig angenommen.

Die methodische Aufteilung bestand darin, dass regionale Grundwasserströmungs- und Transportanalysen im Gesamtmodell durch die GRS ausgeführt wurden, während die detailliertere Strömungs- und Transportsituation in der näheren Umgebung der Endlagerstandorte durch das IPSN/IRSN anhand von kleinräumigeren Modellausschnitten analysiert wurde. Die hierbei erforderlichen hydraulischen Randbedingungen wurden aus dem großräumigen Regionalmodell der GRS abgeleitet. Als Rechencodes wurden SPRING (GRS, vgl. Abschnitt 4.2.1.2.3) und MELODIE (IPSN/IRSN) eingesetzt.

Im Regionalmodell wurden 5 Endlagerstandorte innerhalb des tonig-mergeligen Münder Mergels (oberer Malm bis Unterkreide) in Teufenlagen zwischen 350 und

900 m Tiefe definiert. Als Kriterium wurde ein Mindest-Isolationszeitraum des Wirtsgesteines von 100.000 Jahren (ohne Berücksichtigung retardierender Prozesse) festgelegt.

Durch insgesamt 9 Rechenfälle unterschiedlicher hydraulischer Parametrierung wurde die Auswirkung folgender Einflussgrößen auf das Strömungsfeld und damit auf die Transportsituation in der Umgebung der Endlagerstandorte untersucht:

- die hydraulische Permeabilität des Wirtsgesteines und seiner Umgebung
- der Effekt von Störungen, die im Allgemeinen als Zonen erhöhter hydraulischer Leitfähigkeit angesehen wurden
- die regionalen Gradienten.

Die wichtigsten Ergebnisse bezüglich des Isolationspotentials der verschiedenen Standorte können wie folgt zusammengefasst werden:

Aufgrund der geringen Mächtigkeit des Wirtsgesteines, vor allem jedoch wegen der vergleichsweise großen hydraulischen Gradienten kann bei den beiden südlichen Endlagerstandorten (1 und 2) das Isolationskriterium von 100.000 Jahren nur dann erfüllt werden, wenn die hydraulische Leitfähigkeit des Wirtsgesteines deutlich niedriger ist als $1E-10$ m/s. Bei dem nördlichen der beiden Standorte kommt die Nähe zu einer Störung nachteilig hinzu.

Die beiden Endlagerstandorte im zentralen Modellteil (3 und 4) weisen die günstigsten Eigenschaften auf. Der Transport gelöster Stoffe vollzieht sich fast ausschließlich durch Diffusion. Die Gründe für diese, von hydraulischen Parameteränderungen weitgehend unabhängigen günstigen Eigenschaften liegt zum einen in den niedrigen lokalen hydraulischen Gradienten. Zum anderen wird der zentrale Modellteil von zwei Störungen begrenzt, wodurch der im allgemeinen höhere hydrodynamische Druck aus den Nachbargebieten im Norden und Süden durch die höherpermeablen Störungen an die Modelloberfläche „abgeleitet“ wird und sich somit nicht in den zentralen Modellteil durchpausen kann. Das Isolationspotential liegt in jedem Fall weit über 100.000 Jahren.

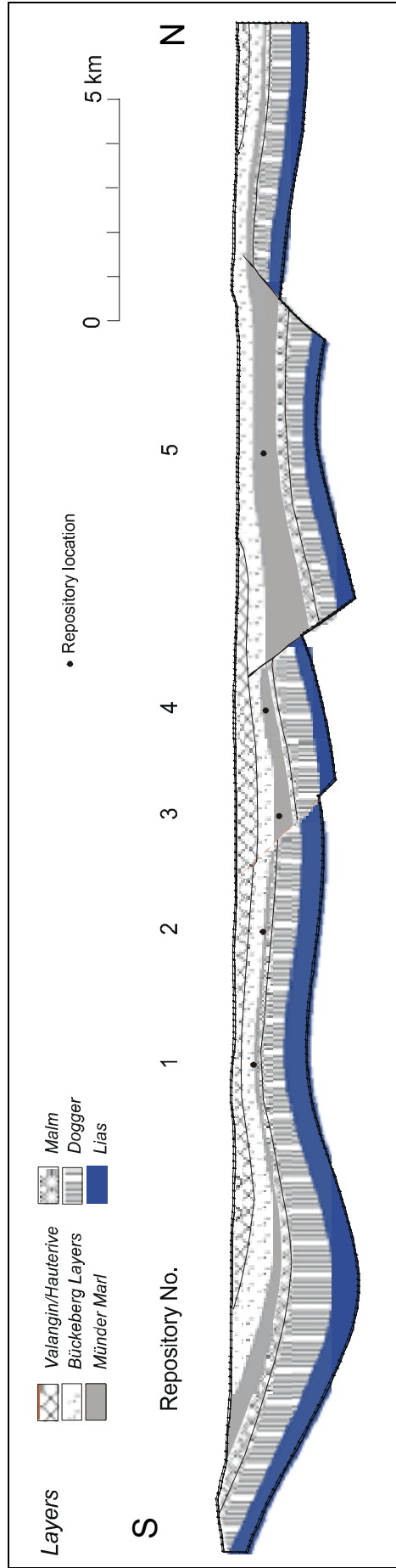


Abb. 3.1 Hydrogeologische Einheiten und Endlagerstandorte des REGIME-Regionalmodells

Obwohl das Wirtsgestein in der Umgebung des nördlichsten Standortes (5) die größte Mächtigkeit von mehr als 500 m erreicht, kann das Isolationskriterium wegen der relativ hohen hydraulischen Gradienten, die zu einer aufwärtsgerichteten Strömung hin zur Modelloberfläche führen, nicht bei allen Rechenfällen erfüllt werden.

Insgesamt ist festzustellen, dass sowohl der Erfahrungsaustausch als auch die methodische Zusammenarbeit zwischen GRS und IPSN/IRSN im Rahmen des REGIME-Projektes sehr erfolgreich verläuft. Beispielsweise funktioniert trotz der Verwendung unterschiedlicher Rechencodes der Austausch von Modelldaten reibungslos und es werden übereinstimmende Ergebnisse erzielt.

Auf der Grundlage der bisherigen Ergebnisse wurden 3 Endlagerstandorte ausgewählt, um im Rahmen der nächsten Arbeitsphase hydraulische Effekte verschiedener Auslegungen eines geometrisch vereinfachten Endlagerbergwerks (unterschiedliche Positionierung von Stollen, Schächte, Kammern etc.) unter den jeweiligen regionalhydrogeologischen Bedingungen zu untersuchen. Die Ergebnisse der Modellierungsübung wurden zur Illustration hydrogeologischer Sachverhalte im Zusammenhang mit der Standortsuche im Arbeitskreis Endlagerstandorte AKEnd insbesondere im Hinblick auf unentdeckte Wasser leitende geologische Strukturen (z.B. Störungen, Klüfte) verwendet.

3.7 Rückhaltemechanismen

In vielen Sicherheitsanalysen wird von den in den ingenieurtechnischen, geotechnischen und geologischen Barrieren wirkenden Rückhaltemechanismen in entscheidender Weise Kredit genommen. Ein Verständnis dieser Mechanismen und die Möglichkeit sie adäquat zu modellieren ist deshalb eine wesentliche Voraussetzung zur Erstellung des Sicherheitsnachweises. Die verschiedenen in geologischen Medien wirkenden Rückhaltemechanismen waren Gegenstand des fünften GEOTRAP-Workshops (vgl. auch 2.4.6), während ein internationaler Vergleich der Beschreibung von Sorptionsprozessen mit Hilfe von Oberflächenkomplexierungs-Modellen Gegenstand des Sorption Project der OECD/NEA ist.

3.7.1 Der 5. GEOTRAP-Workshop zu Rückhaltemechanismen

Wie in Abschnitt 2.4.6 beschrieben, waren die verschiedenen in heterogenen geologischen Medien wirkenden Rückhaltemechanismen (Sorption, Matrixdiffusion, Immobilisierung, kolloidgetragener Transport) Gegenstand des fünften GEOTRAP-Workshops (2001), an dessen Vorbereitung die GRS Köln im Programmkomitee beteiligt war. Es wurden folgende Schlussfolgerungen abgeleitet:

- Für das Verständnis und die Entwicklung konzeptueller und quantitativer Modelle ist ein iteratives Zusammengehen von Forschung und Sicherheitsanalyse erforderlich.
- Während das qualitative Verständnis von Sorption, Matrixdiffusion und Immobilisierung auf der Basis von Labor- und Feldexperimenten sowie Naturbeobachtungen gut entwickelt ist, bestehen noch Defizite beim Verständnis des kolloidgetragenen Transports.
- Das Verständnis vieler Rückhalteprozesse ist ausreichend für die Modellierung dieser Prozesse in idealen Medien, wie sie unter Laborbedingungen vorliegen. Für die Raum- und Zeitskalen und die natürlichen Bedingungen, die für Sicherheitsanalysen von Interesse sind, ist man dagegen häufig auf (teilweise unzulässig) vereinfachende Modellannahmen angewiesen.
- Für Modellierungen in Sicherheitsanalysen ist eine sorgfältige Abwägung der Einflüsse von Heterogenitäten in verschiedenen Maßstäben notwendig, da Mittelungen häufig nicht zu konservativen Ergebnissen führen.
- Die Nutzung semi-empirischer Funktionen zur Darstellung von Verteilungskoeffizienten (K_d -Werten) in Abhängigkeit von geochemischen Bedingungen ist in Sicherheitsanalysen ein häufig nützlicher Kompromiss zwischen der zu stark vereinfachenden Verwendung fester K_d -Werte einerseits und der zu komplizierten Anwendung von mechanistischen Sorptionsmodellen andererseits.
- Wenn von einer Rückhaltung durch Matrixdiffusion in Sicherheitsanalysen Kredit genommen wird, ist deren Wirksamkeit standortspezifisch nachzuweisen. Dabei ist eine Konzentration auf die Charakterisierung von an Klüfte angrenzenden Zonen hoher Porosität nützlich, da es relativ einfach sein kann, dort die Existenz von Poren, die für Diffusion zugänglich sind, nachzuweisen. Im Gegensatz dazu ist die Betrachtung des weiter von Klüften entfernten und weniger porösen Gesteins weniger viel versprechend.

- Eine standortspezifische detaillierte Modellierung der Kolloidentstehung und -ablagerung sowie der Aufnahme und des Transports von Radionukliden durch Kolloide ist gegenwärtig kaum möglich. In Sicherheitsanalysen erfolgte eine Berücksichtigung bisher nur stark vereinfachend oder gar nicht.
- Immobilisierungsprozesse spielten bisher in Sicherheitsanalysen kaum eine Rolle. Die Perspektiven für ein besseres Verständnis dieser Prozesse in naher Zukunft sind jedoch gut.
- Viele Rückhalteprozesse werden also nur unvollkommen oder gar nicht in Sicherheitsanalysen berücksichtigt. Generell wird der gegenwärtige Kenntnisstand als ausreichend für die gegenwärtig in Endlagerprogrammen zu treffenden Entscheidungen angesehen.

3.7.2 Das NEA Sorption Project

Die GRS nimmt an internationalen Vergleichsrechnungen innerhalb des NEA Sorption Project teil. Das übergeordnete Ziel des Vorhabens ist ein internationaler Vergleich der Beschreibung von Sorptionsprozessen mit Hilfe von Oberflächenkomplexierungs-Modellen. Insgesamt nehmen an dem Vorhaben 20 Arbeitsgruppen aus 14 Ländern teil.

Oberflächenkomplexe entstehen durch elektrostatisch-chemische Wechselwirkungen an der Grenzfläche zwischen wässrigen Lösungen und Feststoffoberflächen. Die pH-abhängigen, variablen Ladungen von Feststoffoberflächen reagieren mit Elektrolyten aus der Lösung unter Bildung von Komplexen. Hierdurch kann die Sorption eines Metallions an einer funktionellen Gruppe der Oberfläche unter Bildung eines Oberflächenkomplexes erfolgen. Zwischen den gelösten Metallen, den geladenen Oberflächengruppen und den Wassermolekülen bestehen Wechselwirkungen, die sich in einen chemischen und einen elektrostatischen Anteil gliedern lassen. Diese physiko-chemischen Reaktionen werden heutzutage durch verschiedene, aus der Grenzflächenchemie abgeleitete Oberflächenkomplexierungs-Modelle beschrieben.

Seitens der NEA-Koordinierungsgruppe wurden insgesamt 7 Testfälle der Sorption unterschiedlicher Radionuklide an verschiedenen Mineralphasen bzw. Gesteinen definiert. Von der GRS (Standorte Köln und Braunschweig) wurde der Fall 3 übernommen, bei dem es um die oberflächenkontrollierte Sorption von gelösten Uran-

Spezies an Quarz geht. Als Eingangsdaten liegen die experimentellen Ergebnisse (Batch-Versuche) von 9 Versuchsreihen mit unterschiedlichen Uran-Ausgangskonzentrationen, Karbonatgehalten und Versuchsatmosphären vor (Versuch A). Weitere experimentelle Daten dienen zur Parametrierung der Oberflächenkomplexierungs-Modelle (z.B. Ergebnisse von Oberflächentitrations zur Ableitung von Komplexbildungskonstanten für die Deprotonierungsreaktionen).

Die Aufgabenstellung besteht darin, ein geeignetes Oberflächenkomplexierungs-Modell auszuwählen und mit Hilfe eines Fit-Programmes, in dem die verschiedenen Oberflächenkomplexierungsmodelle implementiert sind, die Modellparameter so anzupassen, dass die daraus berechneten Kd-Werte mit den experimentell ermittelten möglichst gut übereinstimmen. Als Vorgabe sind zwei Modelle zu entwickeln: ein Modell, bei dem der elektrostatische Term vernachlässigt wird und ein zweites, bei dem die elektrostatischen Wechselwirkungen an der Grenzfläche Sorbent/Lösung über einen elektrostatischen Korrekturterm berücksichtigt werden. Die auf der Grundlage der oben erwähnten experimentellen Ergebnisse entwickelten Modelle sollen in einem zweiten Schritt auf die Ergebnisse eines anderen Versuchs (Versuch B) angewendet und die Gründe für eventuelle Abweichungen zwischen Modell und Experiment diskutiert werden.

Zunächst wurde das Modell ohne elektrostatischen Term entwickelt. Es zeigte sich, dass die anfängliche Verwendung lediglich einer Oberflächenspezies bei hohen Uran-Konzentrationen von 10^{-4} mol/l signifikant zu hohe sorbierte Uran-Anteile lieferte. Dieser Effekt deutete darauf hin, dass mehrere verschiedene Arten von Oberflächenkomplexen, deren Konzentration pH-abhängig variiert, existieren. Aus diesem Grund wurde eine zweite Anpassung mit verschiedenen monodentaten und bidentaten Oberflächenkomplexen durchgeführt, wodurch eine deutlich bessere Übereinstimmung der Modellergebnisse mit den Versuchsergebnissen erzielt werden konnte. Die Verwendung eines Modells mit Berücksichtigung des elektrostatischen Korrekturterms auf der Grundlage des Diffuse-Double-Layer-Ansatzes nach /DZO 90/ ergab nur geringe Verbesserungen bezüglich der Übereinstimmung von Labor- und Rechenergebnissen zu Versuch A.

Die Anwendung der durch die Anpassungsrechnung entwickelten Modelle mit bzw. ohne elektrostatischen Korrekturterm auf die Ergebnisse des zweiten Versuchs B zeigte eine insgesamt befriedigende Übereinstimmung der Ergebnisse der Modellrechnungen mit denen des Laborversuches. Bei einigen wenigen

Versuchsreihen wurde jedoch der Kd-Wert durch die Rechnungen z.T. massiv überschätzt. Die Berücksichtigung des elektrostatischen Korrekturterms führte nicht zu erkennbar besseren Resultaten, vielmehr lieferten beide Modelle relativ ähnliche Ergebnisse.

Die Ergebnisse aller am NEA Sorption Project teilnehmenden Institutionen werden im Herbst 2002 auf einer mehrtägigen Zusammenkunft diskutiert und die Erfahrungen innerhalb des Gesamtprojektes dokumentiert.

3.8 Umlösevorgänge

In /FIS 01b/ werden die Ergebnisse von Studien der GRS Braunschweig /HER 98, 99/ zu möglichen Hohlräumerverweiterungen durch Salzlösungsvorgänge in der Grube Bartensleben (ERAM) zusammengefasst. Die Fragestellungen dieser Untersuchungen waren,

- a) die Feststellung, ob Klüfte im Anhydrit bei der Migration von Lösungen durch Mineralausscheidungen geschlossen werden,
- b) in welcher Weise sich die Umlösungen der zwischen Salzspiegel und Grube anstehenden Salzgesteine (Carnallit, Hartsalz, Hauptanhydrit) auf die Wasserwegsamkeiten zwischen Deckgebirge und Grube auswirken und
- c) inwieweit Lösungsvorgänge durch verschiedene Versatzkonzepte vermindert werden können.

Die Intensität eines Lösungsangriffs auf die carnallitischen Kluffüllungen im Hauptanhydrit, der die Grube mit dem Salzspiegel verbindet, wird durch die hydrochemische Zusammensetzung der eindringenden Lösung bestimmt. Je näher die Zusammensetzung dieser Lösung aufgrund vorherigen Kontaktes mit einem salzspiegelnahen Carnallit-Flöz an der $MgCl_2$ -Sättigung (Q-Lauge) liegt, umso geringer fallen die Lösungserscheinungen im Kluffcarnallit des Hauptanhydrites aus. Die geringsten Auswirkungen der Umlösevorgänge ergeben sich, wenn die Salzspiegellösung vor Eintritt in den Hauptanhydrit in einem Carnallit-Flöz lange verweilt und sich ein geochemisches Gleichgewicht zwischen Lösung und Carnallit einstellt (IP19-Lösung). Hierdurch kann beim Eindringen der Lösung in den Hauptanhydrit praktisch nur noch Anhydrit-Auflösung stattfinden. Die effektive Hohlräumerverweiterung (Nettobilanz der gelösten und der ausgefallenen Salzminerale)

liegt hierbei nach /HER 98/ bei wenigen Prozent und ist damit praktisch vernachlässigbar. Die stärksten Lösungserscheinungen sind dann anzunehmen, wenn eine an Carnallit untersättigte Salzspiegellösung direkt in den Hauptanhydrit eindringt. Die effektive Hohlraumerweiterung aufgrund von Umlösevorgängen beträgt in diesem Fall ca. 43 % des ursprünglichen Hohlraums. Hinzu kommt, dass die Lösung nach Austritt aus dem Hauptanhydrit aufgrund ihrer Zusammensetzung in der Lage ist, in großem Umfang die Carnallit- und Hartsalzvorkommen im Bereich des Grubengebäudes anzugreifen.

Bei den Untersuchungen zum Einfluss des Versatzes auf die Umlösevorgänge in den Kalisalzvorkommen der Grube Bartensleben (Carnallit: 4,98 Mio. m³; Hartsalz: 2,5 Mio. m³) wurde der ungünstige Fall einer instantanen Flutung der Grube durch 4,4 Mio. m³ (unversetzte Szenarien 1a-c) bzw. 2,2 Mio. m³ (Versatz-Szenarien 2 u. 3) einer MgCl₂- und KCl-untersättigten NaCl-Hutgesteinslösung angenommen. Bei den Szenarien ohne Hohlraumversatz wurden zusätzlich die Auswirkungen des Lösungsangriffs in Abhängigkeit der Reihenfolge des Kontaktes mit den verschiedenen Kaligesteinen der Grube Bartensleben betrachtet. Die Auswirkungen der verschiedenen Versatzszenarien auf die Intensität lösungsbedingter Hohlraumerweiterungen sind in der nachfolgenden Tabelle zusammengefasst.

Tab. 3.1 Einfluss der verschiedenen Lösungs- und Versatzszenarien auf die Hohlraumerweiterungen in den Kalisalzlagern des ERAM nach /HER 99/

	Versatz-Szenario	aufgelöste Salzminerale	Anteil am gesamten Kalisalzvorrat
1a	Kein Versatz, zunächst Carnallit-, dann Hartsalz-Auflösung	2,09 Mio. m ³	28,0 Vol.-%
1b	Kein Versatz, gleichzeitige Lösung von Carnallit und Hartsalz	1,94 Mio. m ³	25,9 Vol.-%
1c	Kein Versatz, zunächst Hartsalz-, dann Carnallit-Auflösung	1,92 Mio. m ³	25,6 Vol.-%
2	50 Vol.-% trockener Steinsalzversatz, zunächst Carnallit-, dann Hartsalz–Auflösung	1,53 Mio. m ³	20,5 Vol.-%
3	50 Vol.-% Steinsalzversatz, angefeuchtet mit 10 Vol.-% IP21-Lösung, zunächst Carnallit -, dann Hartsalz–Auflösung	1,30 Mio. m ³	17,4 Vol.-%

Die oben erwähnten Modellrechnungen ergaben, dass sich Versatzmaßnahmen in jedem Fall positiv auswirken, da die hiermit verbundene Hohlraumreduktion das

Volumen der eindringenden Lösung begrenzt und aufgrund des geringeren Lösungs-/Feststoff-Verhältnisses die IP21-Zusammensetzung wesentlich eher erreicht ist. Eine zusätzliche Minimierung des Lösungsangriffes kann durch Anfeuchten des Steinsalzgruses mit IP21-Lösung erreicht werden, da die eindringende Lösung hierdurch noch schneller Carnallit-Sättigung erreicht (Szenario 3).

3.9 Nuklidtransport bei variabler Salinität

Im Rahmen von Analysen zur Langzeitsicherheit eines Endlagers für radioaktive Abfälle in einer Salzformation kann das Eindringen von Salzlösung in das Endlager als Auslöser eines zu betrachtenden Freisetzungsszenarios postuliert werden. Die radiologischen Substanzen können nach Lösung in der Salzlösung im Endlager transportiert, umverteilt und anschließend in die Geosphäre freigesetzt werden. Der Nuklidtransport kann u.a. durch die Salinität erheblich beeinflusst werden, weil die Dichte und die Zähigkeit eines Süßwasser-Salzwasser-Gemisches merklich von der Salzwasserkonzentration abhängen. Um den Einfluss der salinitätsabhängigen Flüssigkeitsdichte auf den Nuklidtransport zu klären, wurden zwei- und dreidimensionale Analysen zum Nuklidtransport in homogenen und heterogenen Medien für die Geosphäre eines vereinfachten Endlagersystems sowie für ein Modell der Gorlebener Rinne durchgeführt. Zusammenfassend kann man daraus folgern /JAV 99b, 00a, 00e, 01a, 02/:

- Bei Berücksichtigung des schweren Salzwassers bzw. der salinitätsabhängigen Flüssigkeitsdichte sind im Vergleich zu Grundwasserströmungen bei konstanter Dichte eine überwiegend horizontale Ausbreitung des kontaminierten Salzwassers und Zirkulationsströmungen zu erwarten, die den vertikalen Nuklidtransport nach oben erheblich erschweren bzw. verzögern können.
- Die nicht-lineare, salzanteilabhängige Adsorption kann die Nuklidverteilung stark beeinflussen und die Nuklidrückhaltung deutlich im Vergleich zum Fall ohne salzanteilabhängige Adsorption reduzieren.

4 Entwicklung und Qualifizierung von Modellen und Werkzeugen

Zur unabhängigen Beurteilung eines im Genehmigungsverfahren vom Antragsteller durchgeführten Langzeitsicherheitsnachweises ist die Kenntnis des Standes von Wissenschaft und Technik hinsichtlich methodischer und modelltechnischer Fragen seitens des Sachverständigen der Genehmigungsbehörde erforderlich. Darüber hinaus sollte der Sachverständige in der Lage sein eigene Analysen durchzuführen, da nur so ein umfassendes Verständnis und eine unabhängige Bewertung der Antragstellerarbeiten möglich ist /NEA 00/. Es besteht die Notwendigkeit der Bereitstellung eines nach dem Stand von Wissenschaft und Technik entwickelten Instrumentariums zur Unterstützung der Aufsichtstätigkeit des BMU und zur Klärung von Einzelfragen (vgl. Kap. 3). Die GRS Köln hat im Auftrag des BMU ihre Gutachterkapazität zur Führung des Langzeitsicherheitsnachweises nach dem Stand von Wissenschaft und Technik weiterentwickelt.

Nachfolgend wird der aktuelle Entwicklungsstand zur Führung einer Szenarienanalyse (Abschnitt 4.1) sowie zu Methoden und Ansätzen der numerischen Modellierung einschließlich des Standes der Entwicklung und Vertrauensbildung für zum Einsatz kommende Rechencodes (Abschnitt 4.2) unter besonderer Berücksichtigung der im Vorhaben SR 2337 erfolgten Weiterentwicklungen dargestellt.¹ Für die in Sicherheitsanalysen verwendeten Modellierungsmethoden und Rechencodes bestehen in Bezug auf ihre Rolle im Sicherheitsnachweis Unterschiede. So unterscheiden /THO 93/ und /SUM 92/ zwischen Modellen zur Erfassung und zum Verständnis einzelner Prozesse und Effekte („level 1“), zur detaillierten Modellierung von kombinierten Prozessen in Teilsystemen („level 2“) und den bei der Berechnung von Dosis oder Risiko in der vollprobabilistischen Analyse bzw. für einzelne Szenarien eingesetzten Modellen („level 3“). Nachfolgend wird lediglich zwischen Modellen, die in der integrierten Sicherheitsanalyse bei der Berechnung von Dosis oder Risiko zum Einsatz kommen können („level 3“, Abschnitt 4.2.1) und Modellen zur Betrachtung einzelner Effekte und Prozesse („levels 1, 2“, Abschnitt 4.2.2) unterschieden. Modelle zur Behandlung der in Kapitel 3 dargestellten Einzelfragen werden also in der Regel in Abschnitt 4.2.2 beschrieben. Die Zuordnung ist jedoch nicht immer eindeutig, da

¹ Die wegen ihrer methodischen Bedeutung in Abschnitt 2.3.1 dargestellte Parametrierung und Modellierung von Szenarienunsicherheiten in probabilistischen Analysen stellt ebenfalls einen Beitrag zur Weiterentwicklung der Modellierungskapazität dar.

beispielsweise für universell einsetzbare Rechenprogramme wie TOUGH2 (Abschnitt 4.2.2.3) oder für geostatistische Methoden (Abschnitt 4.2.2.4) auch ein Einsatz in der integrierten Analyse vorstellbar ist.

4.1 Methoden zur Szenarienanalyse

Wie in Abschnitt 2.3.2 dargestellt, bildet die Konstruktion und Beschreibung von potentiellen künftigen Entwicklungen des Endlagersystems, also von Szenarien, eine wesentliche Grundlage für die Sicherheitsanalyse und damit für den Sicherheitsnachweis. Demzufolge ist eine adäquate Methodik zur Szenarienanalyse eine Voraussetzung für einen belastbaren Sicherheitsnachweis. In der GRS Köln wurde im Rahmen des EU-Projektes EVEREST die Methodik TMM (*Transport Mechanism Methodology*) zur Szenarienanalyse entwickelt /EC 97a, BAL 98/ und eingesetzt /EC 97b/. Im Vorhaben SR 2337 wurden im Rahmen des nationalen Arbeitskreises „Szenarienanalysen“ (vgl. 2.3.2) sowie durch das Studium von Vorgehensweisen in anderen Ländern (vgl. 2.1, 2.2.3, 2.4.1, 2.4.3) und auf der Basis des NEA-Workshops zur Szenarienanalyse /NEA 01/ Anforderungen an eine Weiterentwicklung des Verfahrens formuliert /LAM 02c/:

1. Die Sammlung von FEPs (Features, Events, and Processes) und die Szenarienkonstruktion erfolgen mit Experten aus allen relevanten Wissensgebieten.
2. Die Erstellung einer FEP-Sammlung soll mit Hilfe einer Datenbank erfolgen. In dieser Datenbank sollen für jeden FEP mindestens
 - eine eindeutige Bezeichnung,
 - eine ausreichende Beschreibung,
 - relevante Literaturstellen,
 - eine Klassifizierung hinsichtlich der Bedeutung des FEPs bezüglich einzelner Szenarien (z.B. „das Szenario definierender FEP“),
 - eine vollständige Dokumentation von Expertenentscheidungen einschließlich der zugrunde gelegten Argumente (oder entsprechende Referenzen)

enthalten sein. Eine rechentechnische Kompatibilität mit der FEP-Datenbank der OECD/NEA ist wünschenswert.

3. Die Erstellung und Bearbeitung der Datenbank soll auf der Basis einer Software erfolgen, die Entscheidungen zu den einzelnen FEPs provoziert, strukturiert und dokumentiert und gleichzeitig den Zusammenhang zwischen den FEPs verdeutlicht. Das FANFARE/MDD-Modell von Nirex / AEAT besitzt solche Eigenschaften, es ist jedoch zu prüfen, wie die Probleme umgangen werden können, die aus der dort sehr breiten Interpretation des FEP-Begriffs erwachsen.
4. Für den Ausschluss („screening“) von FEPs sind basierend auf der Relevanz / Irrelevanz für das betrachtete System, dem regulatorischen Hintergrund, einer vernachlässigbaren Auswirkung, der Ähnlichkeit zu anderen FEPs und der Eintrittswahrscheinlichkeit /NEA 01/ Kriterien abzuleiten. Der Ausschluss ist zu begründen und in der Datenbank zu dokumentieren.
5. Die Interaktion von FEPs soll anhand von Einflussmatrizen, wie sie von Nirex / AEAT oder der BGR verwendet werden, dokumentiert werden.
6. Die Zusammenstellung der Szenarien soll sich wie in der TMM-Methodik an den Transportprozessen, die die Exposition beeinflussen können, orientieren. Die iterative Unterstützung der Szenarienkonstruktion durch Simulationsrechnungen soll vorgesehen werden.
7. Es sollen formale Vorgaben für die Dokumentation von Szenarienbeschreibungen gemacht werden. Anhand eines Formblattes sollen
 - eine eindeutige Bezeichnung,
 - eine ausreichende Beschreibung,
 - relevante Literaturstellen,
 - eine Klassifizierung hinsichtlich der Bedeutung des Szenarios für den Sicherheitsnachweis einschließlich einer Bewertung der Eintrittswahrscheinlichkeit und potentieller Konsequenzen,
 - eine vollständige Dokumentation von Expertenentscheidungen einschließlich der zugrunde gelegten Argumente (oder entsprechende Referenzen)dokumentiert werden.
8. Für den Ausschluss von Szenarien sollen die gleichen Vorgaben wie für den Ausschluss von FEPs gelten.

Unklarheiten bestehen noch darüber,

- in wie weit eine zu entwickelnde Methodik entsprechend den Anregungen des IPSN/IRSN (vgl. 2.3.2) auf Ereignisbaum-Methoden zurückgreifen könnte,
- wie eine zeitliche Abfolge von FEPs angemessen berücksichtigt werden kann,
- welche Rolle der Ableitung von Eintrittswahrscheinlichkeiten insbesondere bezüglich der Ableitung und Anwendung von Ausschlusskriterien für FEPs und Szenarien zukommen soll und
- ob die Konstruktion stilisierter Szenarien (z.B. Szenarien zum menschlichen Eindringen) eine eigene Methodik erfordert.

4.2 Methoden und Werkzeuge zur numerischen Modellierung

4.2.1 Modelle zur Konsequenzenanalyse in der integrierten Sicherheitsanalyse

4.2.1.1 Nahfeldmodellierung mit dem Code MARNIE

Das Transportprogramm MARNIE wurde von der GRS Köln zur Durchführung von Langzeitsicherheitsanalysen für Endlagerbergwerke insbesondere im Salzgestein entwickelt /MAR 02a, FIS 02b/. Es handelt sich um ein eindimensionales Netzwerkprogramm zur Modellierung von instationären Strömungs- und Transportprozessen unter Berücksichtigung des Einflusses von Gasen und von Prozessen (z.B. Konvergenz), wie sie insbesondere in einem Salzbergwerk von Bedeutung sind.

Im Vorhaben SR 2337 wurde MARNIE – auch im Hinblick auf die Modellierung von Vorgängen in nicht-salinaren Wirtsgesteinen – um die Sorptionsisothermen nach FREUNDLICH und LANGMUIR und um das Diffusions-Freisetzungsmodell DISFREI zur Modellierung der Freisetzung von Nukliden aus Polluxbehältern, ummantelt von Bentonit erweitert.

4.2.1.1.1 Freundlich- und Langmuir-Sorptionsisothermen

Nuklide können sich als Folge der Freisetzung aus den Gebinden sowohl als gelöste Komponenten im Fluid als auch, durch Sorptionsprozesse bewirkt, am Feststoff befinden. Unter dem allgemeinen Begriff der Sorption werden Adsorptions-, Absorptions- und Oberflächenfällungsreaktionen verstanden. Damit werden Prozesse beschrieben, bei denen ein gelöster Stoff (Sorbit) durch eine mit ihm in Berührung stehende Phase (Sorbent) aufgenommen wird und damit zumindest teilweise aus der Flüssigkeit entfernt wird. Sorptionsisothermen (z.B. nach HENRY, FREUNDLICH oder LANGMUIR) beschreiben einen durch Laborversuche ermittelten funktionalen Zusammenhang zwischen gelöster und sorbierter Substanz im Gleichgewichtszustand bei konstanten Temperaturbedingungen und definierten Gesteins-/Wassersystemen.

Während bei hohen Konzentrationen die FREUNDLICH- und LANGMUIR-Isothermen einen mit zunehmender Gleichgewichtskonzentration exponentiell abnehmenden sorbierten Anteil berücksichtigen, geht die HENRY-Isotherme von einem linearen Zusammenhang zwischen gelöster Stoffkonzentration und sorbierter Masse aus, so dass der sorbierte Stoffanteil über dem der FREUNDLICH- und LANGMUIR-Isothermen liegt. Bei niedrigen Konzentrationen reicht die HENRY-Isotherme zur Beschreibung aus.

Es ist darum sinnvoll, für hohe Konzentrationen die FREUNDLICH- bzw. LANGMUIR-Isotherme zu verwenden und nach Unterschreiten des Gültigkeitsbereiches der jeweiligen Isotherme auf die HENRY-Isotherme umzuschalten. In das Programm MARNIE wurde eine Erweiterung implementiert, die es dem Benutzer erlaubt, per Eingabe festzulegen, welche Isothermenkombination - FREUNDLICH/HENRY bzw. LANGMUIR/HENRY - verwendet wird und bei welcher schadstoffspezifischen Grenzkonzentration der Übergang auf die HENRY-Isotherme erfolgen soll /MAR 02a, FIS 01a/.

4.2.1.1.2 Das Freisetzungsmodell DISFREI

Zur Modellierung des Freisetzungsverhaltens von Radionukliden aus Pollux-Behältern bei einer Einlagerung in einem kristallinen Wirtsgestein und einer Bentonit-Verfüllung wurde das Diffusions-Freisetzungsmodell DISFREI in MARNIE implementiert. DISFREI modelliert die Mobilisierung der Nuklide in dem Pollux-Behälter und den anschließenden Transport durch den Bentonit in den Versatz der Einlagerungstrecken oder in die Auflockerungszone des Wirtsgesteins /MAR 02a/.

Die Modellierung entspricht den Modellen RIP der ENRESA und GRAPOS der GRS-Braunschweig, die in /SPA 99/ beschrieben werden. Es wird angenommen, dass die Pollux-Behälter einschließlich des Bentonits Rotationssymmetrie besitzen, und der freigesetzte Nuklidstrom über die gesamte Länge des Behälters konstant ist, der Nuklidstrom sich also nur in radialer Richtung ausbreitet. Diese Annahmen erlauben, die Freisetzung als einen eindimensionalen radialen Transport zu modellieren.

Die mit DISFREI ermittelten Nuklidströme stellen Quellterme für Fernfeldrechnungen dar, wie sie zur Modellierung von Vorgängen bei der Endlagerung im Kristallingestein (Transport durch ein Kluft-Matrix-System) mit dem Rechenprogramm SPRING (vgl. 4.2.1.2.3) durchgeführt wurden /MAR 02b/.

Zur Verifikation von DISFREI erfolgten Nachrechnungen der Vergleichsrechnungen, die im Rahmen des EU-Projektes SPA (Spent Fuel Disposal Performance Assessment) von ENRESA und GRS-Braunschweig mit RIP und GRAPOS durchgeführt wurden. Die Rechnungen zeigen eine gute Übereinstimmung der DISFREI- mit den GRAPOS- und RIP-Ergebnissen /MAR 02b/.

4.2.1.2 Modellierung von Grundwasserströmung und Nuklidtransport in der Geosphäre

4.2.1.2.1 Der Code NAMMU zur Modellierung der Grundwasserströmung und von Transportvorgängen in porösen Medien

NAMMU ist ein von AEA Technology (jetzt: Serco Assurance Ltd.) entwickeltes dreidimensionales Rechenprogramm, mit dem die Grundwasserströmung (stationär oder transient) im gesättigten oder ungesättigten Zustand in gespannten Aquiferen, darauf basierende Pfadlinien sowie Transportvorgänge für gelöstes Salz, Wärme und Nuklide berechnet werden können /AEAT 96, 98, 99, 01/. NAMMU nutzt eine räumliche Diskretisierung nach der Methode der finiten Elemente.

Die Berechnung der Grundwasserströmung basiert auf dem DARCY-Gesetz; bei den Transportrechnungen werden Advektion, Dispersion/Diffusion (FICK'sches Gesetz), Sorption (lineares Gleichgewicht) und radioaktiver Zerfall (Ketten mit bis zu 6 Nukliden) berücksichtigt. Es können Randbedingungen 1. und 2. Art sowie nutzerdefinierte Randbedingungen berücksichtigt werden. Mit NAMMU können auch über eine

temperatur- oder (Salz-) konzentrationsabhängige Dichte gekoppelte Grundwasser- und Transportprobleme behandelt werden.

Von der GRS Köln wurden in den Code NAMMU neben der vom Programmentwickler vorgesehenen Modellierung der linearen Gleichgewichtssorption nach HENRY zusätzlich nichtlineare Sorptionsisothermen nach FREUNDLICH und LANGMUIR, ein Nicht-Gleichgewichtsansatz zwischen gelöster und sorbierter Phase und die Berücksichtigung einer an Kolloide gebundenen Schadstoffphase (einschließlich der Sorption/Desorption der Kolloide am Feststoff) implementiert. Einige dieser Modelle wurden durch Vergleichsrechnungen mit anderen Codes überprüft /FIS 01a/.

NAMMU wurde innerhalb verschiedener internationaler Verifizierungs- und Validierungsprojekte eingesetzt. Das Programm wird im Bereich der Langzeitsicherheitsanalysen für Endlager radioaktiver Abfälle vielfach verwendet. Im Vorhaben SR 2337 wurde NAMMU (Versionen 6.3, 6.4, 7.0) im Rahmen von Vergleichsrechnungen mit dem damaligen IPSN (jetzt IRSN) für Nuklidtransportmodelle für einen hypothetischen Endlagerstandort im Granit /PÖL 00/, für Vergleichsrechnungen für die durch die GRS Köln implementierten nichtlinearen Sorptionsmodelle /FIS 01a/ und für die Unsicherheitsanalysen auf der Basis geostatistischer Modelle (vgl. 4.2.2.4) eingesetzt. Im Rahmen derartiger Rechnungen wurde eine Vielzahl eigener Routinen für NAMMU entwickelt. Da für die Versionen 7.0 und höher vom Programmentwickler keine Quelltexte mehr zur Verfügung gestellt werden, wird sich die Entwicklung neuer eigener Routinen für weitere Anwendungsgebiete zunehmend schwierig gestalten und es werden sich demzufolge nur noch eingeschränkte Einsatzmöglichkeiten für höhere Versionen des Codes ergeben.

4.2.1.2.2 Der Rechencode d^{3f} zur Berechnung dichteabhängiger Grundwasserströmungen

Zur Untersuchung der Grundwasserströmungen bei variabler Salzkonzentration in großen, komplexen, dreidimensionalen Gebieten wurde im Rahmen eines Vorhabens, das vom Bundesministerium für Wirtschaft und Technologie (BMWi) von Oktober 1994 bis August 1998 gefördert wurde, das Rechenprogramm d^{3f} von einer Arbeitsgemeinschaft aus einem schweizerischen und fünf deutschen Universitätsinstituten entwickelt /FEI 99/. Mit d^{3f} kann die Grundwasserströmung bei

variabler Salinität in großen, komplexen dreidimensionalen Modellgebieten analysiert werden, nicht aber der Transport von Schadstoffen und Radionukliden. Ein ergänzendes Programm zur Modellierung des Schadstofftransports wird gegenwärtig entwickelt.

Für die gutachterliche Tätigkeit stellt sich die Frage nach der Bewertung der Neuentwicklung d^{3f} im Hinblick auf mögliche Einsätze in Sicherheitsanalysen durch den Antragsteller wie auch auf eigene Anwendungen. Deshalb wurden durch die GRS Köln Testrechnungen mit dem Programm d^{3f} zur Bewertung der Handhabbarkeit und der Rechenergebnisse durchgeführt.

Zur Überprüfung von Rechencodes, die in Sicherheitsanalysen verwendet werden, können die Nachrechnung analytisch lösbarer Beispiele und von Problemstellungen aus Laborversuchen und Feldbeobachtungen sowie Vergleichsrechnungen mit anderen Codes beitragen. Einige derartige Rechnungen sind im Rahmen von BMWi-Projekten erfolgreich durchgeführt worden. Allerdings steht nur eine begrenzte Anzahl von Beispielen mit analytischer Lösung oder mit Ergebnissen aus Laborversuchen und Feldbeobachtungen zur Verfügung, die überdies in ihrer räumlichen und/oder zeitlichen Dimensionierung meist nicht den in Langzeitsicherheitsanalysen relevanten Problemstellungen entsprechen. Zur Überprüfung ist man daher weitgehend auf Vergleichsrechnungen mit anderen Codes angewiesen. Von der GRS Köln werden solche Vergleichsrechnungen mit den Programmen TOUGH2, NAMMU und SPRING durchgeführt (vgl. auch 4.2.1.2.3).

Eigene zweidimensionale Analysen zur Grundwasserströmung bei variabler Salinität in einem homogenen porösen Medium zeigen eine zufrieden stellende Übereinstimmung zwischen den Programmen d^{3f} und TOUGH2 /JAV 00d/. Die SPRING-Rechnung für das gleiche Problem zeigt eine stärkere Betonung des Dichteeffekts als die TOUGH2- und d^{3f}-Rechnungen. Die Transportvorgänge erfolgen daher langsamer (vgl. 4.2.1.2.3). Da keine analytische Lösung existiert und die Programme die Bestimmungsgleichungen mit unterschiedlichen numerischen Methoden lösen, kann nicht festgestellt werden, welches Programm die physikalisch genauere Lösung liefert. Zur Klärung der Abweichungen sollten in Zukunft, eventuell unter Einbeziehung von NAMMU, weitere Vergleichsrechnungen mit einer Variation der numerischen Parameter (z.B. Knotenanzahl, Zeitschrittweite, Genauigkeitsparameter) durchgeführt werden.

Bei weiteren zweidimensionalen Analysen zum Stofftransport bei konstanter Flüssigkeitsdichte (Salzwasser als Schadstoff) in einem heterogenen porösen Medium konnte auch eine zufrieden stellende Übereinstimmung zwischen den Programmen TOUGH2 und d^{3f} festgestellt werden. Vergleiche mit dreidimensionalen TOUGH2-Rechnungen zur Grundwasserströmung mit variabler Salinität /JAV 01a/ konnten mit d^{3f} noch nicht erfolgreich ausgewertet werden, weil die gegenwärtige Programmkonstellation eine ausreichende Überprüfung der Parameter noch nicht erlaubt.

Gegenwärtig befindet sich d^{3f} noch in der Erprobungsphase. Die zur Zeit verfügbare Dokumentation im Benutzer-Handbuch und zu den Verifikationsbeispielen ist derart unvollständig, dass eigene, unabhängige d^{3f}-Analysen ohne Unterstützung durch die Programmentwickler bzw. -betreuer kaum möglich sind. Ferner müssen die Programmteile zur Erstellung des Gitternetzes (Gittergenerator) und zur Überprüfung der Eingabeparameter (Pre-Processor) erheblich verbessert werden. Das d^{3f}-Handbuch wird überarbeitet; mit einer Fertigstellung ist Ende 2003 zu rechnen. Der Pre-Processor wird in einer verbesserten Form gegenwärtig getestet. Ein überarbeiteter Gittergenerator wird voraussichtlich Ende 2002 fertig gestellt werden. Die genannten Überarbeitungen werden erst die Voraussetzung für eine effektive Nutzung der Möglichkeiten von d^{3f} zu einer im Vergleich zu anderen Rechenprogrammen effizienteren Strömungsmodellierung für große komplexe Modellgebiete mit einer sehr feinen Diskretisierung (Anzahl der Freiheitsgrade: 10⁵ ... 10⁷) schaffen.

Um eine belastbare d^{3f}-Anwendung zu erzielen, ist ein geschlossenes Konzept zur Überprüfung der d^{3f}-Fähigkeiten erforderlich. Gegenwärtig wird das Programm von der GRS Braunschweig in einem Vorhaben des BMWi einer Erprobung unterzogen. Es ist erforderlich, dass die Programmpflege, die Unterstützung der Programmanwender und der dazu notwendige Kompetenz- und Wissenserhalt auch nach dieser Erprobungsphase gewährleistet wird. Vergleichsrechnungen auch für großräumige Anwendungen (evtl. im Rahmen eines internationalen Projekts) könnten maßgeblich zur Qualifizierung des Programms beitragen.

4.2.1.2.3 Der Reencode SPRING zur Berechnung von Strömungs- und Transportvorgängen in porösen und geklüfteten Medien

SPRING (bis 1998 unter der Bezeichnung SICK 100) ist ein seit vielen Jahren zur Berechnung von zwei- und dreidimensionalen Grundwasserströmungs- und Stofftransportproblemen eingesetztes Programmsystem /DEL 02/. Es beruht auf einer Entwicklung der Ruhr-Universität Bochum und wird seit 1990 durch die GWK GmbH (seit 2001 delta h GmbH) gepflegt und vertrieben. SPRING wird in enger Zusammenarbeit mit verschiedenen Hochschulen und Forschungseinrichtungen kontinuierlich weiterentwickelt.

SPRING ist ein modular aufgebautes Programmsystem und beruht auf der Methode der Finiten Elemente. Durch die Verwendung schneller iterativer Gleichungslöser und streamline-upwind-Techniken ist es möglich, große Strömungs- und Transportmodelle mit mehreren 100.000 Knoten innerhalb von akzeptablen Rechenzeiten zu berechnen. Die wichtigsten Leistungsmerkmale von SPRING sind:

- stationäre und instationäre Strömungs- und Stoff- sowie Wärmetransportrechnungen in porösen und in Kluft-Matrix-Systemen (auch mit stochastisch verteilten Klüften) unter Berücksichtigung von Zerfallsketten, Dispersion / Diffusion, Adsorption
- Stromlinien-, Bahnlinien- und Fließzeitberechnung
- Vorflutströmung (Leakage, mit Mengenbeschränkung)
- gesättigte / ungesättigte Strömung mit Berechnung der freien Oberfläche
- Berücksichtigung der Dichteabhängigkeit der Strömung
- programmgestützte Modelleichung und inverse Modellierung
- schneller iterativer Gleichungslöser
- Möglichkeit zur automatischen Interpolation von instationären Randbedingungen
- Verwendung von 2D- und 3D-Finite-Elementen, auch gemischt
- auslaufende Schichten bei 3D-Modellen
- interaktive Netzerstellung und automatische Netzgenerierung
- Steuerung des Programmablaufes sowohl interaktiv über grafische Oberflächen als auch über Batch-Dateien
- umfangreiche Möglichkeiten des Postprocessing

Um die in SPRING implementierte Berücksichtigung der Dichteabhängigkeit bei der Berechnung von Strömungs- und Transportprozessen zu überprüfen, wurden von der GWK verschiedene bekannte zweidimensionale Standardprobleme ohne Nuklidtransport (HENRY-, ELDER und Hydrocoin 1.5 Problem) und zusätzlich ein von der GRS aus dem „Hydrocoin 1.5 Problem“ abgeleitetes Beispiel mit Nuklidtransport nachgerechnet /GWK 01/; dieses Beispiel wurde bereits mit den Rechenprogrammen TOUGH2 und d^{3f} analysiert /JAV 00d/ (vgl. 4.2.1.2.2). Zusätzlich wurde das „Saltpool-Experiment“, zu dem Messwerte vorliegen, untersucht.

Der Vergleich der Standardprobleme mit den aus der Literatur bekannten Ergebnissen brachte eine zufrieden stellende Übereinstimmung. Beim „Saltpool-Problem“ wurden in /GWK 01/ zusätzlich zu den Messwerten die mit dem Programm d^{3f} errechneten Ergebnisse dargestellt. Die Abweichung der errechneten Ergebnisse von den Messwerten ist bei SPRING insgesamt geringer als bei d^{3f}.

Die Ergebnisse der Vergleichsrechnungen für das aus dem „Hydrocoin 1.5 Problem“ abgeleitete Beispiel sind im Hinblick auf die Strömungsmodellierung im vorangegangenen Abschnitt 4.2.1.2.2 dargestellt. Für den Nuklidtransport liefert SPRING plausible Ergebnisse, es sollten jedoch zur Absicherung weitere Analysen durch die GRS erfolgen.

SPRING wurde für die Simulation des Stofftransportes durch ein Kluft-Matrix-System im Rahmen von Freisetzungsberechnungen für Komponenten, die in von Bentonit ummantelten Polluxbehältern in einem Wirtsgestein eingelagert werden, eingesetzt /MAR 02b/. Die Berechnung der Mobilisierung der Nuklide in dem Polluxbehälter und der anschließende Transport durch den Bentonit erfolgte mit dem im Rechenprogramm MARNIE implementierten Modell DISFREI (s. 4.2.1.1.2). Die mit DISFREI ermittelten Nuklidströme wurden SPRING als Randbedingungen für den Transport durch das Wirtsgestein übergeben, dies erfolgte mit Hilfe eines eigenen Interfaceprogrammes. Anschließend wurde der Nuklidtransport durch eine Kluft im unverritzten Granitgestein unter Berücksichtigung von Matrixdiffusion und Sorption am Gestein berechnet. Die mit SPRING errechneten Ergebnisse waren insgesamt plausibel und sind im Bericht /MAR 02b/ dokumentiert.

Die Anwendung von SPRING für ein Kluft-Matrix-System wurde vorab an einem aus der Literatur bekannten einfachen eindimensionalen Kluftleitermodell, dokumentiert in /KOL 97, JAV 98/, getestet. Die Übereinstimmung der Rechenergebnisse mit der

analytischen Lösung war gut. Um die Anwendungsmöglichkeiten von SPRING auch auf komplexere Kluft-Matrixsysteme und hier insbesondere auch auf den Nuklidtransport zu überprüfen, sollten weitere Untersuchungen und Vergleichsrechnungen durchgeführt werden.

SPRING wird weiterhin im Rahmen des REGIME-Projektes für Grundwasser-, Strömungs- und Stofftransport-Rechnungen eingesetzt (s. 3.6). Die Handhabbarkeit des Programmes bei der Modellerstellung und den Rechnungen erwies sich als gut. Dies zeigte sich insbesondere bei der zur Erzielung konvergierender Lösungen notwendigen bereichsweisen Netzverfeinerung für die Transportrechnungen. Die Ergebnisse sind insgesamt plausibel, Oszillationen und numerische Dispersion konnten auf ein vernachlässigbares Maß reduziert werden.

4.2.1.3 Biosphärenmodellierung

Eine stark vereinfachte Biosphäre mit dem Ziel der Nachweisführung über die Einhaltung von Grenzwerten für die Strahlenexposition während einer 50jährigen Betriebsphase einer kerntechnischen Anlage oder Einrichtung ist in der „Allgemeinen Verwaltungsvorschrift – AVV“ /BMU 90, BfS 01/ festgelegt. Rechenprogramme zur Durchführung von Berechnungen nach der AVV enthalten dementsprechend nicht alle Optionen, die sich bei der Untersuchung der Konsequenzen aus den während der Nachbetriebsphase eines Endlagers möglichen Umweltbedingungen ergeben.

Da im Rahmen des Vorhabens SR 2337 im Hinblick auf die Erarbeitung einer Referenzbiosphäre (vgl. 2.3.4) einige Pfade zu untersuchen waren, die in der AVV nicht vorgesehen sind (Aufenthalt auf Feldern und Weiden sowie in Treibhäusern nach Beregnung mit radionuklidhaltigem Wasser, Inhalation von resuspendierten Bodenteilchen bei der Feldarbeit und von Wasserdampf im Treibhaus, Ingestion von Erde), wurden die numerischen Untersuchungen mit Hilfe von Microsoft® Excel durchgeführt. Die vorgeschlagene Referenzbiosphäre enthält nur Bestandteile, für die die Grundlagen bereits in der AVV enthalten sind, so dass zu ihrer Modellierung nur verhältnismäßig geringfügige Eingriffe in bestehende AVV-Programme notwendig sein werden.

Als besonders sensitiv für die Höhe der Strahlenexposition stellten sich die Höhe der notwendigen Beregnung der Feldfrüchte, das Langzeitverhalten der Radionuklide im Boden und die Inhalation im Treibhaus heraus.

Die theoretische Erschließung der klimatypischen Beregnungsmengen erfolgte auf der Basis von Zeitreihen über die monatlichen Mitteltemperaturen und Niederschläge unter Berücksichtigung der jahreszeitlich wechselnden Ansprüche der Pflanzen, wobei davon ausgegangen wird, dass vor allem leichte Böden beregnet werden, nicht jedoch hydromorphe Böden in Flußnähe. Die monatliche Beregnungsmenge (mm/Monat) wird aus den an analogen Wetterstationen gemessenen Einzelwerten für Monatsmitteltemperatur und Niederschlagssumme nach folgender Formel ermittelt:

$$\text{Beregnung} = \text{Konstante} * \text{Temperatur} - \text{Niederschlag},$$

wobei die Temperatur in Grad Celsius und der Niederschlag in mm/Monat angegeben wird. Die Konstante ist von den Bedürfnissen der Pflanzen und damit von der Jahreszeit abhängig. Die gefundenen Werte für die jährliche Beregnung konnten an Hand von Stichproben und Einzelwerten verifiziert werden, wobei für den Vergleich ausschließlich Bewässerungsland herangezogen wurde. Die jährliche Beregnungszeit dauert in den meisten Szenarien etwa vier Monate.

Die radionuklidspezifische Verweilkonstante der Radionuklide im Boden hängt vom Boden und damit auch vom Klima ab, denn für unterschiedliche Klimabedingungen sind auch unterschiedliche Böden charakteristisch. Da die bisherigen Beobachtungszeiten vergleichsweise kurz sind und außerdem eine Vielzahl von Parametern einen Einfluss ausüben, mussten die Verweilkonstanten theoretisch erschlossen werden, obwohl eine Vielzahl von Messwerten vorliegt. Diese wurden zur Validierung herangezogen.

Wichtige Vorgänge, die die Verweilzeit der Radionuklide im Boden beeinflussen, sind die vertikale Verlagerung im Boden bis ins Grundwasser, die Erosion mit Wind und Wasser und die Verdünnung durch Zufuhr von Boden aus Gebieten, die nicht vom Endlager beeinflusst werden.

Wichtige Einflussfaktoren auf die vertikale Verlagerung der Radionuklide sind: die Zusammensetzung des Bodens aus Sand, Schluff und Ton sowie organischer Substanz, die Stärke der durchwurzelbaren Bodenhorizonte, der pH-Wert der Bodenlösung, die Konzentration stabiler Elemente im Boden, die Bodenlebewesen, insbesondere Regenwürmer, Regen und Beregnung (jährliche Menge, Verteilung auf die Jahreszeiten und Intensität), die Lufttemperatur, die Bodenbearbeitung und die Bodenbedeckung durch Pflanzen.

Die Erosion mit dem Wasser wird vor allem durch die Hangneigung, die Niederschlagsintensität und den Pflanzenbewuchs beeinflusst, die Erosion mit dem Wind durch die Pflanzen und die Feuchtigkeit der oberen Bodenschichten. Der Eintrag von unbeeinflusstem Boden erfolgt durch Deposition (Ablagerung) von andernorts erodierten Bodenpartikeln, außerdem durch Verwitterung des Ausgangsgesteins.

Als Ergebnis ist festzuhalten, dass ebene Schwarzerdeböden die höchste Speicherkapazität für Radionuklide haben, gefolgt von ebenen mediterranen Roterden und Braunerden, während Podsolböden durch besonders geringe Speicherkapazitäten auffallen. Der höchste Berechnungsbedarf besteht aus klimatischen Gründen auf mediterranen Roterden. Pflanzen, die in Schwarzerdeböden oder Roterdenböden wurzeln, weisen daher die höchste Radionuklidkonzentration auf. Weil die Transferfaktoren für die Aufnahme von Radionukliden aus dem Boden in Pflanzen radionuklidspezifisch sind, kann keine allgemein gültige Aussage darüber getroffen werden, ob der Verzehr von Nahrungsmitteln von Schwarzerdeböden oder mediterranen Roterdeböden zu einer höheren Strahlenexposition führt.

Der Einfluss der Bodeneigenschaften auf die Höhe der Transferfaktoren wurde noch außer Acht gelassen, statt dessen unter allen Klimabedingungen mit den anerkannten Transferfaktoren der AVV /BfS 01/ und der Berechnungsgrundlagen Bergbau /BMU 99/ gearbeitet. Eine pauschale Abschätzung der Entwicklung von Transferfaktoren unter anderen Klimabedingungen ist auf Grund der radionuklidspezifischen Besonderheiten nicht möglich.

Als weiterer Expositionspfad wurde die Inhalation von Treibhausluft identifiziert. Die Berechnungsmethoden für diesen Pfad wurden tentativ zusammengestellt. Im Ergebnis zeigte sich, dass die Strahlenexposition in kühlen und kalten Klimagebieten unter Berücksichtigung der Inhalation in Treibhäusern die selbe Größenordnung erreichen kann wie in den Berechnungsszenarios in mediterranem Klima oder bei Vorliegen von Schwarzerdeböden. Dies zeigt die Robustheit der Höhe der Strahlenexposition gegenüber Umwelteinflüssen.

4.2.2 Modelle zur Behandlung sicherheitstechnischer Einzelfragen

4.2.2.1 Das System ADINA zur Untersuchung von strukturmechanischen Problemen

Das kommerziell vertriebene Finite-Elemente-Programm-System ADINA (Automatic Dynamic Incremental Nonlinear Analysis) ist ein weit verbreitetes Programmsystem zur Untersuchung von strukturmechanischen Problemen mit komplexen Geometrien. Für die theoretischen Grundlagen und für die ausführliche Benutzeranleitung mit vielen unterschiedlichen Verifikationsbeispielen wird auf das Lehrbuch /BAT 82/ und auf die Handbücher /ADI 90/ zum Programmsystem hingewiesen. Das umfangreiche ADINA-System besteht aus fünf Programmteilen:

- ADINA: Lösung der strukturmechanischen Gleichungen
- ADINA-T: Lösung der Energiegleichung zur Wärmeleitung und –strahlung
- ADINA-F: Lösung der fluiddynamischen Gleichungen für einphasige Strömung
- ADINA-IN: Erstellung und Überprüfung der Eingabedaten
- ADINA-PLOT: Auswertung und graphische Darstellung der Ergebnisse

Die bisherigen ADINA-Analysen der GRS und des Forschungszentrums Karlsruhe (FZK) zu geomechanischen Versuchen im Steinsalz haben gezeigt, dass das ADINA-System die Versuchsergebnisse zufriedenstellend wiedergibt und insgesamt zur Analyse der geomechanischen Probleme geeignet ist /JAV 01b/ (vgl. 3.1).

4.2.2.2 Das Programm HEATING zur Berechnung von Temperaturfeldern

Das Programm HEATING ist ein Finite-Differenzen-Programm zur Berechnung von Temperaturfeldern. U.a. können die Wärmeübertragungsmechanismen Leitung, Strahlung und natürliche sowie erzwungene Konvektion berücksichtigt werden.

HEATING steht für Heat Engineering and Transfer In Nine Geometries. Mittlerweile stehen zwölf Geometrien zur Verfügung (ein-, zwei- oder drei-dimensionale kartesische, zylindrische oder sphärische Koordinaten). HEATING kann sowohl stationäre (Gleichgewichts-) als auch transiente Probleme lösen. Neben Temperatur-,

Orts- und Zeitabhängigkeiten von Materialparametern können verschiedene Randbedingungen und Phasenübergänge modelliert werden.

Im Vorhaben SR 2337 wurde das Programm zur Berechnung von Wandtemperaturen im Falle einer rückholbaren Endlagerung für wärmeentwickelnde Abfälle verwendet /LAM 02b/ (siehe Abschnitt 3.4). Testrechnungen mit verschiedenen Diskretisierungen zeigen, dass die gleichmäßige Diskretisierung des Gebirges von entscheidender Bedeutung ist. Hingegen hat sich die (eher feine) Diskretisierung der Wärmetransportmechanismen für den Wärmetransport zwischen Behälter und Streckenwand als nicht bedeutsam herausgestellt. Die Berücksichtigung der Wärmetransportmechanismen Strahlung und Konvektion zwischen Behälter und Streckenwand führte zu einem deutlich höheren Rechenaufwand. Eine gröbere Modellierung des Bereichs Behälter und Zwischenraum (Behälter - Wand) ermöglichte längere Rechenschritte bei einem stabilen Rechenverlauf. Mögliche Fehler durch diese grobe Modellierung sind innerhalb des Gesamtproblems vernachlässigbar. Die längeren Zeitschritte erlaubten es das angrenzende Gebirge in größerem Umfang zu modellieren.

4.2.2.3 Das System TOUGH2 zur Simulation der Zweiphasenströmung und des Stoff- und Wärmetransports in porösen Medien

Das Programmsystem TOUGH2 (Transport of Unsaturated Groundwater and Heat) wurde von K. Pruess am Lawrence Berkeley Laboratory, USA zur Simulation der transienten Zweiphasenströmung sowie des Stoff-, Nuklid- und Wärmetransports in einer dreidimensionalen anisotropen porösen Konfiguration entwickelt. In der überwiegend verwendeten Version von TOUGH2 werden bis zu zwei Phasen und fünf Komponenten (Stoffe) betrachtet:

Die Flüssigkeitsphase bzw. das Flüssigkeitsgemisch besteht aus:

- Wasser (Komponente 1)
- Salzlösung oder Schadstoff bzw. Tracer (Komponente 2)
- Mutternuklid (Komponente 3)
- Tochternuklid (Komponente 4)
- einem im Wasser löslichen Gas (Komponente 5)

Die Gasphase bzw. das Gasgemisch besteht aus:

- Wasserdampf
- Luft, Wasserstoff oder Kohlendioxid

In TOUGH2 werden bis zu sechs Erhaltungsgleichungen unter Berücksichtigung der Advektion, Diffusion, Dispersion und der Nuklidadsorption für eine ein- bis dreidimensionale Konfiguration mit der integralen Finite-Differenzen-Methode gelöst, wobei das Modellgebiet mit Volumenelementen diskretisiert wird:

- Massenerhaltung für die Primärkomponente Wasser
- Massenerhaltung für die Sekundärkomponente in der Flüssigkeitsphase
- Massenerhaltung für das Mutternuklid in der Flüssigkeitsphase
- Massenerhaltung für das Tochternuklid in der Flüssigkeitsphase
- Massenerhaltung für die Gaskomponente
- eine gemeinsame Energieerhaltung mit dem thermischen Gleichgewicht zwischen allen Komponenten und Gestein

Die Konzentration jeder Komponente, auch der Primärkomponente, in jeder Phase wird als Massenanteil (Masse/Masse) dargestellt. Die Stoffeigenschaften, speziell die Dichte und die Viskosität der Flüssigkeits- und der Gasphase, werden abhängig von Druck, Temperatur und Massenanteil der Sekundärkomponente anhand einer vollständigen Wasserdampf-Tafel bestimmt. Zur Beschreibung der Strömung werden zwei Darcy-Gleichungen gelöst:

- Darcy-Gleichung für die Flüssigkeitsphase
- Darcy-Gleichung für die Gasphase
 - Kapillardruck $p_{\text{kap}} = (p_G - p_F) = f(\text{Phasenanteil})$
 - Permeabilität der Flüssigkeitsphase = $f(\text{Richtung, Phasenanteil})$
 - Permeabilität der Gasphase = $f(\text{Richtung, Phasenanteil})$

Die grundlegenden Bestimmungsgleichungen wurden bereits in früheren GRS-Berichten zu den Untersuchungen mit den verschiedenen Versionen von TOUGH2 erläutert und der Stand der Verifikation bzw. der Validation wurde dargelegt. In die

Dreikomponenten-Version TOUGH2/EOS7 (Wasser, Salzwasser bzw. Schadstoff und Gas) und in die Fünfkomponenten-Version TOUGH2/EOS7R zusätzlich mit zwei Radionukliden wurden eigene Modellerweiterungen eingeführt. Diese berücksichtigen die Gesteinskonvergenz bei Zweiphasenströmung, den radioaktiven Zerfall, zeitabhängige Randbedingungen erster und dritter Art sowie die richtungsabhängige Diffusion bzw. Dispersion und die nichtlineare salzanteilabhängige Nuklidadsorption sowie die heterogenen Eigenschaften der Geosphäre. Die bisherigen Untersuchungen zum Gas-, Stoff-, Nuklid- und Wärmetransport bei unterschiedlichen Bedingungen haben gezeigt, dass TOUGH2 mit den oben erwähnten Modellerweiterungen insgesamt zufriedenstellende Ergebnisse liefert und zur Analyse des Gas- und Nuklidtransports in einem beliebigen ein-, zwei- oder dreidimensionalen anisotropen heterogenen porösen Medium als geeignet angesehen werden kann (siehe z.B. /JAV 99a, 00e, 01a, 02/).

In Ergänzung zu den o.g. Arbeiten wurden in /JAV 01c/ die wesentlichen Aspekte der neueren Programmversion TOUGH2/EOS9NT beschrieben, mit der der Transport verschiedener Zerfallsreihen mit maximal 99 Nukliden bei einer ein-, zwei- oder dreidimensionalen ungesättigten Grundwasserströmung analysiert werden kann. Aus der ersten Anwendung bzw. Überprüfung dieser neuen Version zum Transport verschiedener Nuklidketten mit nichtlinearer Adsorption in einer zweidimensionalen gesättigten Grundwasserströmung kann man folgern /JAV 01c/:

- Bei gleichen Modellannahmen liefern die frühere Version TOUGH2/EOS7R und die neuere Version TOUGH2/EOS9NT gleiche Ergebnisse.
- Bei einer stationären Grundwasserströmung ist die Rechnung zum Nuklidtransport mit TOUGH2/EOS9NT deutlich schneller als die mit TOUGH2/EOS7R.

Die neuere Version TOUGH2/EOS9NT liefert plausible Ergebnisse zum Transport verschiedener Nuklidketten in einer zweidimensionalen Grundwasserströmung. Später sollen weitere Aspekte von TOUGH2/EOS9NT, z.B. Nuklidtransport in einer ungesättigten Strömung, getestet werden.

4.2.2.4 Geostatistische Algorithmen und Werkzeuge

Wie in Abschnitt 2.3.3 beschrieben, wird in der GRS Köln eine auf geostatistischen Algorithmen basierende schrittweisen Methodik zur hydrogeologischen

Charakterisierung von Endlagerstandorten entwickelt. Zielstellung ist die Behandlung von Unsicherheiten in der Standortcharakterisierung und der räumlichen Variabilität hydrogeologischer Eigenschaften im Rahmen probabilistischer Unsicherheitsanalysen. Die Methodik wird mit Daten vom Standort Gorleben getestet und demonstriert. Es hat sich gezeigt, dass eine solche Methodik speziell für das jeweils zu betrachtende Problem abzuleiten ist. In /RÖH 99d, e, b, c, 00 d, 01a/ kann die Entwicklung der Methodik verfolgt werden. Nachfolgend werden der gegenwärtige Kenntnis- und Entwicklungsstand sowie die zum Einsatz kommenden Modelle dargestellt (Abbildung 4.1).

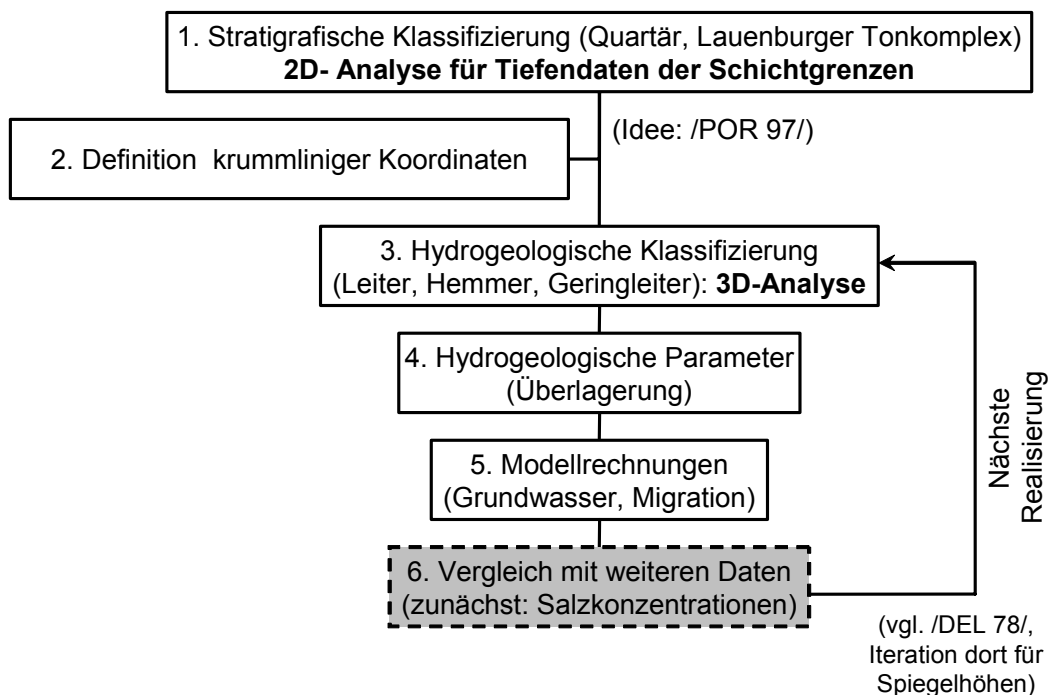


Abb. 4.1 Schematische Darstellung der entwickelten Methodik

1. Zunächst erfolgte eine Analyse von Daten zur stratigraphischen Klassifizierung. Da hier die Tiefen von Schichtgrenzen (Quartär, Lauenburger Tonkomplex) verwendet wurden, war eine zweidimensionale Analyse der Bohrlochdaten möglich. Auf der Basis der durchgeführten uni- und bivariaten Analysen und der Variographie erfolgte eine Interpolation (Kriging) dieser Daten zwischen den Bohrungen unter Verwendung instationärer Variogramm-Modelle, die über eine Koordinatentransformation die Form der Gorlebener Rinne als Zusatzinformation verwendeten /RÖH 99d, e, c/.

2. Die Ergebnisse wurden, einer in /POR 97/ angeregten Vorgehensweise folgend, zur Definition eines nunmehr dreidimensionalen krummlinigen Koordinatensystems verwendet (Abbildung 4.2), um so die Einbeziehung der stratigraphischen Informationen in die weiteren Rechnungen zu ermöglichen /RÖH 99d, e, c/.
3. In dem so definierten System erfolgten dreidimensionale uni- und bivariate Analysen, eine Variographie sowie eine instationäre sequentielle Indikatorsimulation der Daten zur hydrogeologischen Klassifizierung von zunächst zwei hydrogeologischen Einheiten /RÖH 99d, e, c/. Gegenwärtig werden die Analysen auf der Basis instationärer Simulationen für drei Einheiten (Grundwasserleiter, -hemmer, -geringleiter) durchgeführt (Abbildung 4.3).
4. Die so erhaltenen räumlichen Verteilungen werden gemäß /RÖH 00d, 01a/ mit einer durch sequentielle Indikatorsimulation erzeugten räumlich variierenden Verteilung für die hydrogeologischen Parameter überlagert (Abbildung 4.4.). Gegenwärtig werden hierfür im Unterschied zur in /RÖH 00d, 01a/ gewählten Vorgehensweise gemäß /GEL 93/ Variogramm-Modelle mit einer Reichweite von 10 % der Ausdehnung des Betrachtungsgebiets verwendet, wobei der räumliche Zusammenhang gemäß /JOU 88/ mit der Permeabilität variieren kann. Außerdem werden die Ergebnisse der sequentiellen Indikatorsimulation zur Generierung von Parameterverteilungen einer Transformation (Anamorphismus) zur Korrektur der Verteilungsfunktionen unterzogen.
5. Für die so erhaltenen hydrogeologischen Modelle werden Grundwasser- und Migrationsrechnungen durchgeführt. Gegenwärtig erfolgen diese Rechnungen in Form einer Unsicherheitsanalyse für ein Süßwassermodell und die Migration eines idealen Tracers gemäß /RÖH 00d, 01a/.
6. Eine realistische Modellierung der Verhältnisse am Standort Gorleben sollte die Berechnung einer dichteabhängigen Strömung berücksichtigen. Die diesbezüglichen Möglichkeiten mit den Programmen d³f, NAMMU, SPRING und TOUGH2 werden gegenwärtig getestet. Eine adäquate Modellierung ist beispielsweise mit TOUGH2 möglich /JAV 02/, die Rechenzeiten sind jedoch für eine systematische Unsicherheitsanalyse noch zu hoch. Die Berechnung dichteabhängiger Strömungen in akzeptablen Rechenzeiten würde einen Vergleich der erzielten Ergebnisse mit den am Standort gemessenen Salzkonzentrationsprofilen ermöglichen. Dies würde sowohl eine vergleichende Bewertung der verwendeten Variogramm-Modelle als auch eine iterative Unsicherheitsanalyse, bei der „schlechte“ Realisierungen verworfen werden,

ermöglichen. Eine entsprechende Vorgehensweise ist in /DEL 78/ für Standrohrspiegelhöhen vorgeschlagen worden.

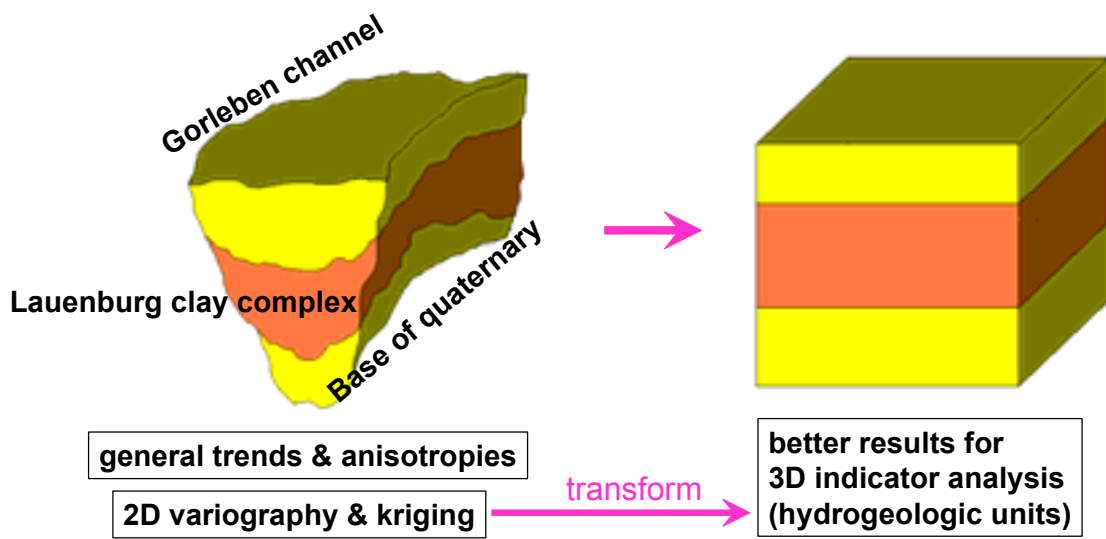


Abb. 4.2 Definition der krummlinigen Koordinaten zur instationären Modellierung

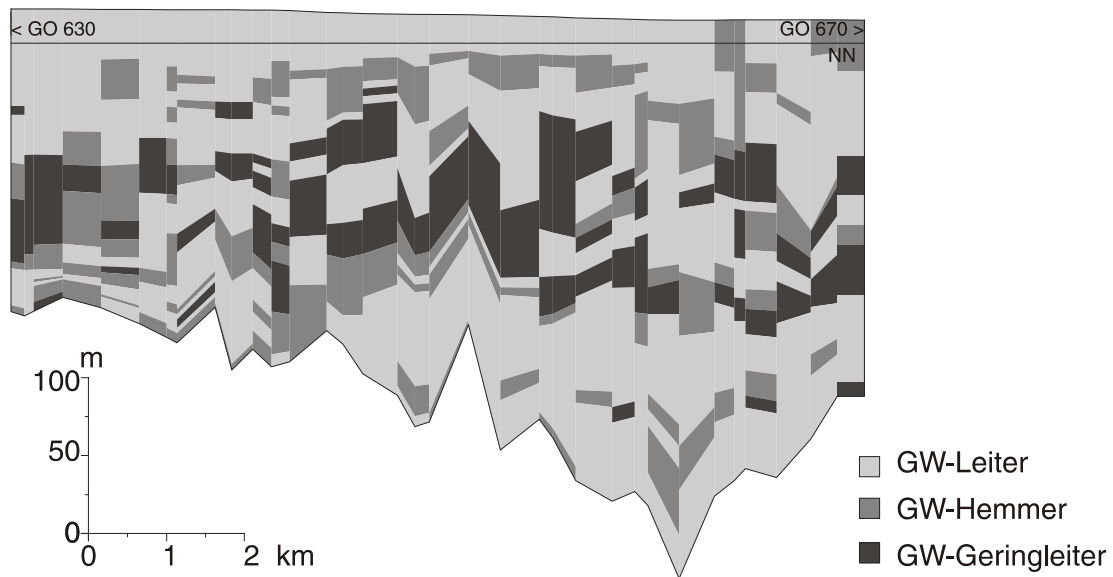


Abb. 4.3 Ergebnis einer instationären geostatistischen Simulation für drei hydrogeologische Einheiten (Vertikalschnitt durch die Gorlebener Rinne)

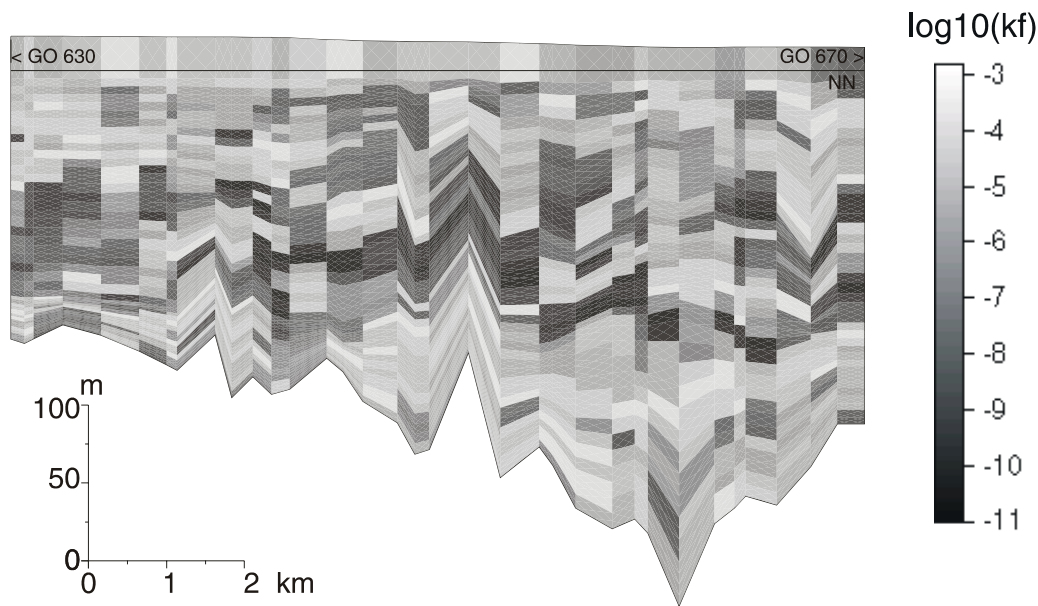


Abb. 4.4 Überlagerung der in Abbildung 4.3 dargestellten Verteilung mit einer räumlich variierenden Permeabilitätsverteilung

In den Analysen kamen folgende Werkzeuge zum Einsatz:

4.2.2.4.1 GSLIB

GSLIB („Geostatistical Software Library“, /DEU 92/) ist eine vom Department of Applied Earth Sciences der Stanford University erarbeitete Zusammenstellung von FORTRAN-Quelltexten zu verschiedenen geostatistischen Problemstellungen.

GSLIB wird von vielen Anwendern entweder direkt oder in eigene Software eingebunden genutzt. In der vergleichenden Analyse /CLA 94/ von Public Domain-Software zur Geostatistik wird eingeschätzt, dass GSLIB die „most current developments“ zum Gegenstand enthält, wobei insbesondere die einzigartige Programmsammlung zur stochastischen Simulation zu beachten sei. GSLIB ist eines der wenigen betrachteten Programme mit Fähigkeiten zur dreidimensionalen Analyse. Die Programmsammlung wird in /CLA 94/ als „validated“ eingestuft. Während der in den Vorhaben SR 2220 und SR 2337 durchgeführten Arbeiten konnten allerdings durch die GRS Köln einige Programmierfehler erkannt und behoben werden.

Im Rahmen der hier beschriebenen Arbeiten kamen GSLIB-Programme zur uni- und bivariaten Datenanalyse, zur Variographie, zum Kriging, zur sequentiellen Indikatorsimulation in kartesischen Koordinaten (kategorische und stetige Variable) und

zur Durchführung von Anamorphismen (Transformationen zur Erzielung vorgegebener Verteilungsfunktionen) zum Einsatz.

4.2.2.4.2 VARIOWIN

Das Programmpaket VARIOWIN /PAN 96/ ermöglicht interaktive (zweidimensionale) Variogrammanalysen. Es handelt sich um eine Zusammenstellung von WINDOWS-Programmen, die gemeinsam mit dem zugehörigen Handbuch vertrieben werden. Die Eingabe erfolgt interaktiv, wobei die Daten im vereinfachten Geo-EAS-Format vorliegen müssen. Die grafische Ausgabe erfolgt direkt auf das Ausgabegerät, als Bitmap oder als Metafile. Die Daten der erstellten Variogrammodelle werden in einer mit GSLIB kompatiblen Form ausgegeben. Zusätzlich besteht die Möglichkeit der Ausgabe zweidimensionaler auf äquidistanten Gittern vorliegender Daten in einer mit dem Grafikprogramm SURFER kompatiblen Form.

Im Rahmen der hier beschriebenen Arbeiten kamen VARIOWIN-Programme zur Erstellung von Pair Comparison Files und zur experimentellen und interaktiven Variographie zum Einsatz.

4.2.2.4.3 Eigene Programmentwicklungen und Schnittstellen

In der GRS wurden eigene Programme und Schnittstellen zur Auswertung und Konvertierung der vorliegenden Bohrlochdaten, zur Ermöglichung der Verarbeitung dreidimensionaler Daten durch VARIOWIN, zur Durchführung und Visualisierung der beschriebenen Koordinatentransformationen und zur Verarbeitung der erzeugten Modelle durch Grundwasser- und Transportcodes entwickelt und eingesetzt. Außerdem erfolgte die Modifikation von GSLIB-Programmen, um so eine bessere Datenanalyse sowie das Kriging für krummlinige Koordinaten im Originalraum zu ermöglichen. Die Indikatorsimulationen für krummlinige Koordinatensysteme wurde mit den unverändert belassenen GSLIB-Routinen im Bildraum durchgeführt und die Ergebnisse anschließend mit selbst entwickelten Schnittstellen in den Originalraum zurück transformiert.

4.2.2.5 Modellierung von Rückhaltemechanismen

4.2.2.5.1 Implementierung nichtlinearer Sorptionsisothermen in Transportmodelle und Durchführung von Testrechnungen

Die alleinige Verwendung der linearen HENRY-Isotherme zur Beschreibung von Sorptionsprozessen im Nahfeld wird heutzutage wegen der Vernachlässigung von Konkurrenzeffekten bei der Sorptionsplatzbelegung im Falle höherer Radionuklidkonzentrationen, die beispielsweise in unmittelbarer Einlagerungsnähe auftreten können, kritisch betrachtet. Um die relative Abnahme der sorbierten Masse bei steigender Konzentration in der Lösung berücksichtigen zu können, wurden die in der GRS verwendeten Transport-Rechencodes MARNIE, NAMMU 6.3 und TOUGH2 um die nichtlinearen Sorptionsmodelle nach FREUNDLICH und LANGMUIR erweitert. Die Implementierungen wurden anhand ein- und zweidimensionaler Testrechnungen überprüft /FIS 01a/.

Die eindimensionalen Testrechnungen zeigen bei gleichen Modellannahmen und einer ausreichend feinen Diskretisierung plausible Ergebnisse, eine zufrieden stellende Übereinstimmung für die verschiedenen Rechenprogramme untereinander sowie ggf. mit der analytischen Lösung. Somit kann gefolgert werden, dass bei allen drei Programmen die implementierten nichtlinearen Isothermenansätze zumindest bei eindimensionalen Problemstellungen mit befriedigender Genauigkeit arbeiten, solange die Gitterauflösung ausreichend fein ist. Ein Beispiel des Ergebnisses eines Rechenfalles, bei dem die LANGMUIR-Isotherme verwendet wurde, ist in Abbildung 4.5 als Konzentrationsverteilung nach 10 Jahren dargestellt. Neben der guten Übereinstimmung der Rechenergebnisse zeigt sich, dass bei Anwendung der linearen HENRY-Isotherme (durchgezogene Linie) die Transportgeschwindigkeit unterschätzt wird.

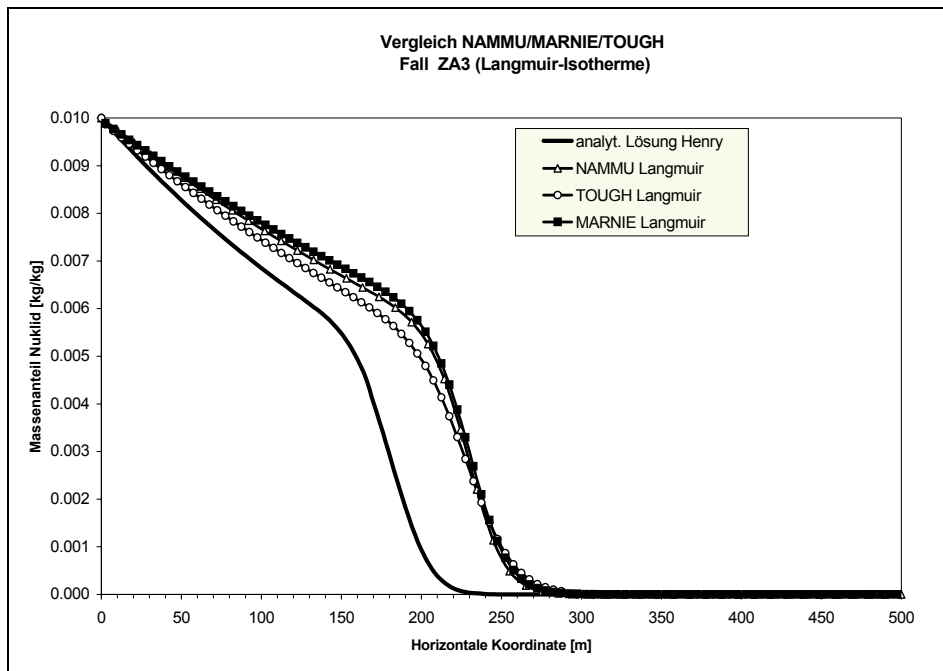


Abb. 4.5 Ergebnisse der 1D-Benchmarkrechnungen bei Verwendung der nichtlinearen LANGMUIR-Isotherme /FIS 01a/

Weiterhin wurden mit den Codes NAMMU und TOUGH2 an einem zweidimensionalen Modell /JAV 00e/ Benchmarkrechnungen unter Verwendung nichtlinearer Isothermenmodelle durchgeführt. Das Programm MARNIE konnte hierbei nicht in die Vergleichsrechnungen einbezogen werden, da seine Anwendung auf 1D-Problemstellungen beschränkt ist. Beispielfür die Ergebnisse der 2D-Rechnungen ist in Abbildung 4.6 der über den Ausstromrand des Gesamtmodells integrierte Nuklidmassenstrom dargestellt. Auch die Ergebnisse der 2D-Vergleichsrechnungen zeigen, dass die beiden Rechenprogramme NAMMU und TOUGH2 bei gleichen Modellannahmen und bei konstanter Dichte der wässrigen Lösung praktisch die gleichen Ergebnisse liefern.

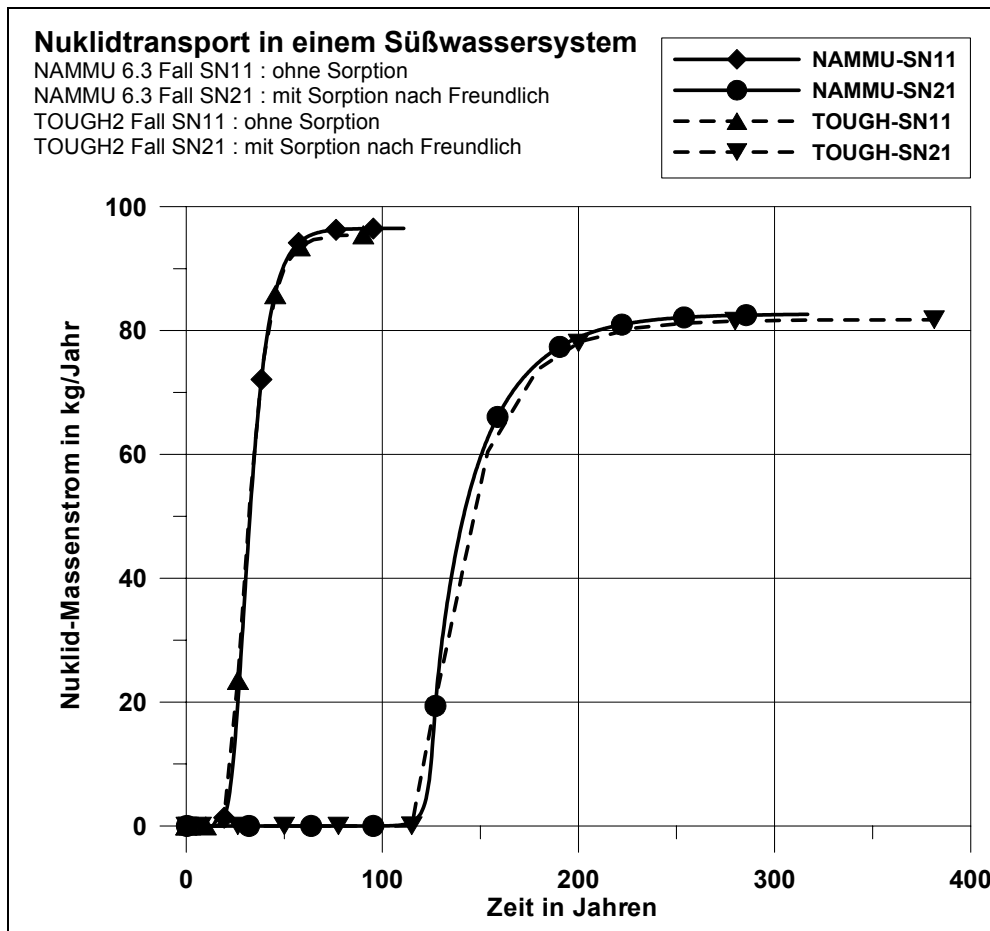


Abb. 4.6 Ergebnisse der 2D-Vergleichsrechnungen zwischen NAMMU 6.3 und TOUGH2, dargestellt am Beispiel des Nuklid-Massenstroms über den Ausstromrand /FIS 01a/

Die Implementierung der nichtlinearen Isothermenmodelle in MARNIE, NAMMU 6.3 und TOUGH2 kann insgesamt als erfolgreich angesehen werden. Es bleibt jedoch die generelle Problematik der Anwendung von empirischen Isothermen-Ansätzen, gleichgültig ob linear oder nichtlinear, auf die Realität bestehen. Da Isothermenmodelle lediglich die Auswirkung einer Vielzahl unterschiedlicher sorptionsrelevanter geochemischer Prozesse (Oberflächenkomplexierung, Kationenaustausch, Fällung, Gitterinkorporation) pauschal beschreiben, die Intensität der genannten Prozesse jedoch in stark unterschiedlicher Weise von den hydrochemischen Milieubedingungen abhängt, gelten Isothermenfunktionen nur für die Bedingungen (Temperatur, pH-Wert, E_H -Wert etc.) die den Versuchsbedingungen entsprechen. Extrapolationen auf Konzentrationsbereiche außerhalb des durch die Laborversuche abgedeckten oder gar auf andere geochemische Milieubedingungen sind daher unzulässig. Dies ist nur unter Verwendung mechanistischer Modelle, die die verschiedenen geochemischen

Einzeleffekte beschreiben, z.B. mit Hilfe von geochemischen Rechencodes möglich. Der hierbei erforderliche Datenermittlungs- und Rechenaufwand ist allerdings zu hoch, als dass die mechanistische Nachbildung sämtlicher transportrelevanter geochemischer Prozesse in einem komplexen Transportmodell derzeit realisierbar wäre.

4.2.2.5.2 Stand der Technik bei der Modellierung physikalisch-geochemischer Prozesse mittels reaktiver Transportcodes

Reaktive Transportmodelle erlauben die gleichzeitige Simulation geochemischer Reaktionen und physikalischer Stofftransportvorgänge. Sie werden bei der Untersuchung und Bewertung hydrogeologisch-geochemischer Systeme verwendet, bei denen Transport und Reaktion stark aufeinander rückkoppeln, insbesondere dann, wenn sich die Veränderung der chemischen Komposition einer Lösung im Vergleich zur Transportgeschwindigkeit langsam vollzieht oder hydraulische Eigenschaften durch chemische Prozesse verändert werden (Verkleinerung des Porenraumes durch Fällungsprozesse, Kolloidtransport etc). Die Kopplung der mathematisch sehr unterschiedlichen Gleichungssysteme zur Beschreibung von Gleichgewichtsreaktionen einerseits und des advektiv-diffusiv/dispersiven Transportes andererseits führt zu hoher Nicht-Linearität und damit zu einem hohen Rechenaufwand, was jedoch aufgrund der rasanten Hardware-Entwicklung zunehmend an Bedeutung verliert.

Der überwiegende Teil reaktiver Transportmodelle wird häufig zur Beschreibung von geochemischen Einzeleffekten in einfachen Systemen (z.B. Säulenexperimente zu Ionenaustauschvorgängen in Zeolithen, zur Strontiumsorption an Bentonit oder zur kolloidgetragenen Americium-Migration) oder zur Nachrechnung von kleinräumigen in situ-Experimenten (Bohrlochinjektionsversuche, Untersuchungen im Kontaktbereich Zement-Wirtsgestein etc.) eingesetzt. Ziel ist es, die durch die Versuche identifizierten Reaktionsmechanismen modellhaft zu beschreiben, um auf diese Weise die Auswirkung von Veränderung von Einflussparametern auf das betrachtete geochemische System abschätzen zu können. Ihr Anwendungsbereich ist überwiegend auf eindimensionale Betrachtungen beschränkt, die typischen Skalengrößen liegen im Dezimeter- bis Meter-Bereich. Bei den Programmen handelt es sich in aller Regel um Eigenentwicklungen. Art und Umfang der zugrunde liegenden thermodynamischen Daten sind häufig nur auf die entsprechenden

Versuchsbedingungen zugeschnitten. Die Programme sind in der Regel daher nicht universell verwendbar und untereinander kaum vergleichbar.

Dagegen sind multi-purpose-Codes zur universellen Simulation des mehrdimensionalen reaktiven Transportes in heterogenen, großräumigeren Modellgebieten selten. Kaum ein als fertiges Paket erhältliches reaktives Transportprogramm ist in der Lage die jeweils standortspezifischen Anforderungen in Gänze zu erfüllen. Die „Schwachstellen“ liegen meist im Fehlen des bei Rechnungen für hochsalinare Lösungen unverzichtbaren Pitzer-Ansatzes oder unvollständigen bzw. nicht konsistenten thermodynamischen Daten. Ein weiteres Problem ist der meist niedrige Verifizierungs- und Validierungsstand. Daher werden häufig eigene Kopplungen bevorzugt, d.h. es werden bestehende Transportprogramme und Geochemiecodes über eine selbstentwickelte Datenaustausch- und Iterationsroutine gekoppelt. Insgesamt sind Anwendungsbeispiele zu reaktiven Transportrechnungen im 100er m bis Kilometermaßstab selten. Die Betrachtungen hierbei beschränken sich auf Teile eines Endlagers oder auf großräumige Einzelstrukturen von geochemischer Relevanz (z.B die geklüftete Redox-Zone im schwedischen Felslaboratorium Äspö). Dies liegt vor allem daran, dass

- a) immer noch das Problem vollständiger qualitätsgesicherter konsistenter und allgemein anerkannter thermodynamischer Datenbanken existiert,
- b) der Aufwand der Standortuntersuchung zur Ermittlung entsprechender Daten für mechanistische Modellansätze extrem hoch ist,
- c) die in den Codes implementierten geochemischen Modelle z.T. noch nicht in der Lage sind, die Vorgänge bei realen, heterogenen Systemen mit ausreichender Genauigkeit zu beschreiben, insbesondere weil Untersuchungsergebnisse zu geochemischen Einzelphänomenen zu selten belastbare Aussagen dahingehend enthalten, ob und in welcher Weise sich die gewonnenen Ergebnisse auf großräumige heterogene Systeme übertragen lassen (upscaling-Problem).

Gerade von den Forschungsfortschritten zum letzten Aspekt hängt ab, ob und wann reaktive Transportrechnungen zur Charakterisierung des heterogenen Systems Nahfeld-Fernfeld-Biosphäre als wesentliches Werkzeug zur Analyse der Langzeitsicherheit eines Endlagers eingesetzt werden können /FIS 02a/. Potentielle Einsatzbereiche liegen vor allem in der Berechnung dynamischer Effekte im Nahfeld,

etwa bei der Änderung einer Lösungszusammensetzung infolge sich verändernder geochemischer Milieubedingungen (z.B. pH-Änderung nach Kontakt Wasser/Zement/Wirtsgestein/Abfall) oder dem Ablauf von Salzlösungsvorgängen in einem geometrisch komplexeren Grubengebäude .

4.2.2.6 Entwicklungsbedarf hinsichtlich der Endlagerung im Tongestein

Die in der Vergangenheit international durchgeführten Forschungs- und Entwicklungsarbeiten hinsichtlich des Mediums Ton bilden ein breites Spektrum an Untersuchungen und haben in vielen Bereichen zu einer signifikanten Wissens- und Verständnissteigerung bezüglich der Beantwortung endlagerrelevanter Fragestellungen geführt. Einige Aspekte wie beispielsweise das Auflockerungsverhalten von Tonformationen und der Einfluss von Gas auf das Stabilitätsverhalten sowie auf mögliche Strömungsprozesse im Zusammenhang eines Mehrphasenflusssystems (Gas/Wasser/gelöster Stoff) in porösen tonigen Medien sind jedoch bisher nur wenig bzw. noch nicht ausreichend erforscht und bedürfen in der Zukunft einer eingehenden Untersuchung.

Insbesondere die in Deutschland bisher schwerpunktmäßig auf das Medium Salz ausgerichteten Modellierungsarbeiten von Stoff- und Grundwassertransportprozessen sind hinsichtlich der Übertragbarkeit auf Ton und Tonformationen kritisch zu hinterfragen. So sind z.B. die dominierenden Mechanismen für den Radionuklid- bzw. Grundwassertransport in Ton und Tonformationen zu identifizieren, mögliche Abweichungen zu den vorliegenden Modellansätzen für Salz aufzudecken sowie Besonderheiten und Gültigkeitsbereiche durch Vergleich von salz- und tonspezifischen Erfordernissen herauszuarbeiten.

Weiterhin besteht Forschungs- und Entwicklungsbedarf in der Identifizierung und Untersuchung natürlicher Analoga, um Aussagen zum Langzeitverhalten der Radionuklidmigration in geologischen Formationen zu verifizieren sowie sicherheitsanalytische Modellrechnungen zur Radionuklidfreisetzung und zum -transport im Deckgebirge eines Endlagers für radioaktive Abfälle zu stützen. Darüber hinaus ist zu prüfen, inwieweit die gewonnenen Ergebnisse und Erkenntnisse aus der Untersuchung natürlicher Analoga auf deutsche Endlagerstandorte übertragbar sind und in Langzeitsicherheitsanalysen berücksichtigt werden können.

5 Schlussfolgerungen und Ausblick

Das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit hat im Rahmen des Vertrages SR 2337 „Untersuchungen zur Sicherheit von Endlagern für radioaktive Abfälle nach ihrem Verschluss“ (April 1999 - Juni 2002) die GRS Köln mit der Verfolgung und Bewertung der Vorgehensweise bei der Nachweisführung der Sicherheit von Endlagern für radioaktive Abfälle in der Nachbetriebsphase (Langzeitsicherheitsnachweis, Safety Case) beauftragt. Neben der Bereitstellung von Gutachterkapazität im nationalen und internationalen Rahmen wurde das BMU im Vorhaben SR 2337 nach dem Stand von Wissenschaft und Technik in seiner Aufsichtstätigkeit auf dem Gebiet der Langzeitsicherheit für Endlager radioaktiver Abfälle unterstützt und beraten. Es wurden ad-hoc-Aufgaben für das BMU wahrgenommen. Das BMU wurde in den entsprechenden internationalen Gremien vertreten bzw. unterstützt. Nachfolgend werden wesentliche Schlussfolgerungen aus diesen Arbeiten zusammengefasst.

5.1 Bedeutung und Methodik des Langzeitsicherheitsnachweises

Ziel des Langzeitsicherheitsnachweises („Safety Case“) ist die umfassende Darstellung und Beurteilung der Sicherheit des beladenen und verschlossenen Endlagers in seiner Nachbetriebsphase unter realitätsnahen Bedingungen. Der Nachweis erfolgt zur Unterstützung von Entscheidungen in verschiedenen Phasen eines Endlagerprogramms. Solche Entscheidungen können das allgemeine Endlagerkonzept, die Auswahl eines oder mehrerer Standorte zur weiteren Untersuchung oder die Genehmigung des Endlagers sein. Dementsprechend können Langzeitsicherheitsnachweise Bestandteile generischer oder standortspezifischer Machbarkeitsstudien oder von Antragsunterlagen für eine Genehmigung sein. Dieses stufenweise Vorgehen („stage-wise approach“) wird von der OECD/NEA empfohlen und in vielen ihrer Mitgliedsstaaten mit unterschiedlicher Konsequenz umgesetzt. In Deutschland erfolgt die Genehmigung eines Endlagers mit einem Planfeststellungsbeschluss, ohne dass vorher Teilgenehmigungen erteilt werden. Der Langzeitsicherheitsnachweis als Bestandteil der Planfeststellungsunterlagen steht hier demzufolge am Ende der Entwicklung des Endlagers.

Die in ausländischen Sicherheitsberichten dargestellten Langzeitsicherheitsnachweise unterscheiden sich – abhängig von der Art der im jeweiligen Endlagerprogramm zu

treffenden konzeptionellen Entscheidung – deutlich in Vorgehensweise und Tiefgang. Von besonderer Bedeutung für das Vorgehen beim Langzeitsicherheitsnachweis ist die Frage, inwieweit sich das jeweilige Sicherheitskonzept auf ingenieurtechnische, geotechnische oder natürliche Barrieren stützt. Eine diesbezügliche Entscheidung wird in den meisten Endlagerprogrammen frühzeitig getroffen.

Ein schrittweises, strukturiertes, nachvollziehbares Vorgehen im Endlagerprogramm und im Entscheidungsprozess ist sowohl der Planungssicherheit dienlich als auch der Akzeptanz förderlich. Akzeptanzprobleme können bei interessierten Gruppen jedoch auch bei einer gut strukturierten und transparenten Vorgehensweise und der Anwendung wissenschaftlich fundierter und anerkannter Nachweismethoden auftreten, wenn das Vertrauen in das auf passiver Sicherheit beruhende Konzept der geologischen Endlagerung oder in die prinzipielle Möglichkeit, mit Hilfe von Sicherheitsanalysen diese passive Sicherheit zu demonstrieren, fehlt. Derartige Zweifel führen u.U. zur Forderung nach aktiven Überwachungsmaßnahmen, nach einer rückholbaren Einlagerung oder sogar nach einer Betrachtung anderer Entsorgungsoptionen. Es besteht deshalb die Notwendigkeit, die z.B. in der „Collective Opinion“ /NEA 95/ der OECD/NEA dargelegten ethischen und wissenschaftlichen Prinzipien und Auffassungen zur geologischen Endlagerung und zur Bedeutung des Sicherheitsnachweises wie auch die technischen Konsequenzen verschiedener Entsorgungsoptionen auch außerhalb von Fachkreisen besser zu vermitteln.

Ein entscheidender Faktor für die Vorgehensweise beim Langzeitsicherheitsnachweis ist die regulatorische Führung. Typische Fragen, die regulatorisch zu klären bzw. zu beeinflussen sind, sind

- der Zeitrahmen für den Nachweis,
- die zu verwendenden Sicherheitsindikatoren,
- der Grad der Aggregation / Disaggregation² in der Behandlung und Darstellung verschiedener Szenarien sowie von Eintrittswahrscheinlichkeit, Unsicherheit und potentieller Konsequenz und der Umgang mit Unsicherheiten,

² Die Bewertung eines über alle betrachteten Szenarien integrierten Gesamtrisikos stellt die höchste Stufe der Aggregation dar. Möglichkeiten der Disaggregation sind die getrennte Betrachtung von Dosis und Eintrittswahrscheinlichkeit, von verschiedenen Arten der Unsicherheit sowie von Szenarien je nach ihrem Charakter und ihrer Eintrittswahrscheinlichkeit.

- die Auswahl und Klassifizierung von Szenarien und die Art der Bewertung verschiedener Szenarien in der Sicherheitsanalyse,
- die Behandlung von Sachverhalten, die relativ kurzfristigen, u.U. abrupten und nicht prognostizierbaren Änderungen unterliegen, insbesondere von Fragen in Zusammenhang mit der Entwicklung der menschlichen Gesellschaft und menschlicher Verhaltensweisen, z.B. durch menschliche Aktivitäten ausgelöste Szenarien und die Entwicklung der Biosphäre.

In verschiedenen Ländern erfolgen Festlegungen zum Nachweiszeitraum meist mit Blick auf die Prognostizierbarkeit des betrachteten geologischen Systems. Argumente zur Radiotoxizität oder zur potentiellen Gefährdung durch den Abfall, die die Wahl des Nachweiszeitraums stützen sollen, sind oft weder konsistent noch schlüssig. Der Sachverhalt, dass der langlebige radioaktive Abfall i.d.R. auch jenseits des vernünftigerweise prognostizierbaren Zeitraums noch eine Gefährdung darstellt, wird dadurch verschleiert. Ebenso wird häufig die unterschiedliche Aussagekraft und Bedeutung unterschiedlicher Sicherheitsindikatoren zu verschiedenen Zeitpunkten des Nachweises nicht geklärt.³

Zur Frage der Aggregation / Disaggregation in der Behandlung und Darstellung verschiedener Szenarien sowie von Eintrittswahrscheinlichkeit, Unsicherheit und potentieller Konsequenz zeichnen sich keine einheitlichen Entwicklungsrichtungen ab. Probabilistische Methoden sind ein allgemein anerkanntes Hilfsmittel zur formalen Behandlung von Parameterunsicherheiten und bestimmter Aspekte der Szenarienunsicherheiten (z.B. Eintrittswahrscheinlichkeiten bestimmter auslösender Ereignisse). In einigen Ländern ist auch die Quantifizierung von Eintrittswahrscheinlichkeiten für ganze Szenarien und die Verwendung solcher Wahrscheinlichkeiten in probabilistischen Analysen üblich. Es bleibt jedoch fraglich, ob eine solche Quantifizierung konsistent und vollständig für *alle* betrachteten Szenarien gelingen kann. Entsprechend schwierig gestaltet sich die vollständige Aggregation von Eintrittswahrscheinlichkeit, Unsicherheit und potentieller Konsequenz durch die Ermittlung eines integralen Risikos (über „alle“ Szenarien), zumal die Vollständigkeit der betrachteten Szenarienmenge nicht gezeigt werden kann. Vollprobabilistische

³ So sollte z.B. eine Forderung, die radiologische Dosis auch jenseits des festgelegten Nachweiszeitraums bis zum Erreichen des Maximums zu berechnen, durch Argumente bezüglich der Aussagekraft einer solchen Rechnung gestützt werden.

Vorgehensweisen haben sich aufgrund dieser Schwierigkeiten in den vergangenen Jahren nicht durchgesetzt.

In jedem Fall ist die Anwendung probabilistischer Methoden in der Sicherheitsanalyse nur ein Aspekt im Umgang mit den auftretenden Unsicherheiten. So gestaltet sich die Betrachtung von Modellunsicherheiten deutlich schwieriger als die von Szenarien- oder Parameterunsicherheiten. Zur Frage der Zulässigkeit und Rechtfertigung von Modellvereinfachungen wird gegenwärtig eine kontroverse Diskussion geführt. Maßnahmen der Qualitätssicherung sowie zur Validierung bzw. Verifizierung verwendeter Modelle, die Verwendung von Modellalternativen und die Verwendung konservativer Annahmen sowie die Verwendung unterstützender Argumente und Indikatoren (z.B. die Nutzung natürlicher und technischer Analoga, von Methoden der Paläohydrogeologie, Grundwasserdatierungen, die Nutzung von Laborexperimenten und chemischen in situ-Messungen) im Sicherheitsnachweis tragen zu einer adäquaten Berücksichtigung von Modellunsicherheiten bei. Im Vorhaben SR 2337 wurde gezeigt, wie die Verwendung geostatistischer Methoden den im Bereich der Geosphärenmodellierung auftretenden Unsicherheiten im Rahmen einer probabilistischen Sicherheitsanalyse Rechnung tragen kann.

Wesentliche Elemente im Umgang mit Unsicherheiten im Langzeitsicherheitsnachweis sind die Auswahl von Standorten mit robusten Eigenschaften, die Verwendung zusätzlicher Indikatoren und unterstützender Argumente („multiple lines of reasoning“) unter Ausnutzung der günstigen Eigenschaften und der Robustheit des betrachteten Multibarrierensystems. Bei der Erstellung des Nachweises ist eine enge Zusammenarbeit zwischen den Verantwortlichen für die Standortcharakterisierung und denen für die Sicherheitsanalyse in jeder Phase eines Endlagerprojekts essentiell. Die Erarbeitung eines Verständnisses der am Standort wesentlichen Prozesse geht weit über die Bedürfnisse einer reinen Modellierung in der Sicherheitsanalyse hinaus. Eine Verständigung zwischen Antragsteller und Genehmigungsbehörde ist in jeder Projektphase wesentlich. In diesem Zusammenhang soll das auf Initiative der GRS Köln zusammen mit anderen Organisationen initiierte AMIGO-Projekt („Approaches and Methods for Integrating Geologic Information in the Safety Case“) der OECD/NEA der Identifizierung von Möglichkeiten und der Entwicklung von Methoden zur Verwendung geologischer Informationen im Sicherheitsnachweis dienen.

Es ist festzulegen, wie Szenarien zu kategorisieren sowie nach welchen Kriterien verschiedene Kategorien von Szenarien zu bewerten sind. Dabei kann auf die

Festlegung einer Methode zur Szenarienkonstruktion verzichtet werden, es sollten jedoch Anforderungen hinsichtlich der Merkmale einer solchen Methode gestellt werden.

Beim Vergleich von Methoden, die in verschiedenen nationalen Programmen zum Einsatz kommen, ergeben sich grundlegende Gemeinsamkeiten hinsichtlich der Zusammenstellung und Auswahl einleitender bzw. auslösender Phänomene (meist "FEPs" – features, events and processes), ihrer Kombination zu Szenarien und deren Gruppierung und Einordnung. Bei der Auswahl der FEPs und der Konstruktion und Einordnung der Szenarien ist eine Anzahl subjektiver Entscheidungen zu treffen, die an die Expertise der Analysten gebunden sind. Diese Subjektivität bei der Entscheidungsfindung erfordert zur Sicherstellung der Nachvollziehbarkeit einer Sicherheitsanalyse die ordnungsgemäße Dokumentation der Entscheidungsprozesse. Stärker formalisierte Verfahren zur FEP- und Szenarienanalyse können eine Dokumentation im Sinne einer Qualitätssicherung besser gewährleisten. Darüber hinaus tragen solche Verfahren zu einer strukturierten Bearbeitung von FEPs bei und verhindern, dass an sich bekannte FEPs oder Zusammenhänge „übersehen“ werden. Es besteht jedoch die Gefahr, den subjektiven Charakter von Entscheidungen in der Darstellung zu verschleiern.

Formalisierte Hilfsmittel zur Ableitung von Szenarien erleichtern und strukturieren diese, eine *formale Methode* für die Konstruktion von Szenarien aus FEPs ist jedoch nicht vorstellbar. Die Konstruktion von Szenarien setzt ein Kenntnis der Prozesse und Abläufe voraus, die nur durch das Heranziehen von Modellrechnungen zu erreichen ist. In den meisten Darstellungen von Szenarienanalyseverfahren wird dieser Aspekt nicht deutlich.

Es wird nicht möglich sein eine „Vollständigkeit“ von FEPs oder Szenarien zu gewährleisten. Zur Erlangung einer möglichst umfassenden FEP-Liste ist es hilfreich die Erstellung dieser FEP-Liste auf eine möglichst breite Basis zu stellen. Existierende formalisierte Verfahren und geeignete Werkzeuge zur systematischen Sammlung, Bewertung und Wichtung von FEPs sowie die FEP-Datenbasis der NEA sind hierfür wesentliche Hilfsmittel. Die FEP-Datenbank ermöglicht den Vergleich mit bereits durchgeführten Analysen, kann jedoch eine systemspezifische FEP-Analyse nicht ersetzen.

Eine Kategorisierung von Szenarien hinsichtlich ihrer weiteren Behandlung in der Sicherheitsanalyse und der Bewertung potentieller Konsequenzen sollte aufgrund der Eintrittswahrscheinlichkeit der Szenarien (erwartete oder Normalentwicklung / wahrscheinliche Szenarien, weniger oder unwahrscheinliche Szenarien) bzw. hinsichtlich des spekulativen Charakters zugrunde liegender Annahmen (Szenarien des menschlichen Eindringens, vgl. die nachfolgenden Ausführungen) erfolgen.

Aufgrund des spekulativen Charakters von Szenarien, die zukünftige menschliche Handlungen zugrunde legen (Future Human Actions - FHA), ist eine abdeckende Behandlung nicht möglich. Stattdessen sollten im Sicherheitsnachweis in Abstimmung mit der Genehmigungsbehörde lediglich die Behandlung einzelner sinnvoll postulierter („stilisierter“ oder „konventioneller“) Szenarien erfolgen. Es sollten nur nicht beabsichtigte FHA berücksichtigt werden, wobei der heutige technologische Entwicklungsstand zugrunde zu legen ist. Es kann vorausgesetzt werden, dass die Dokumentation über die Existenz eines Endlagers nicht beabsichtigte FHA für einige 100 Jahre ausschließt. Es ist zu klären, wie und durch wen FHA-Szenarien zu definieren sind und wie eine Akzeptanz in die gewählte Vorgehensweise erreicht werden kann. Die Optimierung des Endlagers sollte nicht im Hinblick auf Szenarien des menschlichen Eindringens (Human Intrusion - HI) erfolgen, da das Konzept der Tiefenlagerung an sich sowie die Suche eines geeigneten Standorts bereits als weitgehende Gegenmaßnahme zu sehen sind.

Bewertungsgrößen im Langzeitsicherheitsnachweis sind Dosen oder Risiken, was die Einbeziehung eines Biosphärenmodells in den Nachweis erfordert. Die Entwicklung der Biosphäre (einschließlich der Verzehrsgewohnheiten des Menschen) kann jedoch in den betrachteten Zeiträumen nicht prognostiziert werden, da sie stark von klimatischen und von Änderungen der menschlichen Gesellschaft abhängen, die sich einer Prognose auch über vergleichsweise kurze Zeiträume entziehen. Zur Illustration der von einem Endlager ausgehenden Gefährdung können stattdessen so genannte Referenzbiosphären herangezogen werden. Im Vorhaben SR 2337 wurde auf der Basis von Ergebnissen des Projekts BIOMASS (Programme on BIOSphere Modelling and ASSESSment) die Erstellung einer solchen Referenzbiosphäre illustriert. Es wird eine Biosphäre mit Mittelmeerklima vorgeschlagen, in der die Ernährung überwiegend auf pflanzlicher Basis beruht. Die Reduzierung der Referenzbiosphäre auf Trinkwasserverzehr als einzigen Expositionspfad ist nicht sinnvoll, da je nach Radionuklid der prozentuale Beitrag des Trinkwasserverzehrs zur gesamten

Strahlenexposition zu unterschiedlich ist. Das Problem der Modellierung der Veränderung einer Biosphäre wird zur Zeit im Rahmen des EU-Projektes BIOCLIM bearbeitet.

5.2 Sicherheitstechnische Einzelfragen

Nachfolgend werden sicherheitstechnische Einzelfragen, die die GRS Köln im Auftrag des BMU im Vorhaben SR 2337 untersucht hat, dargestellt und Schlussfolgerungen hinsichtlich der Wahl von Entsorgungsoptionen und der Führung des Langzeitsicherheitsnachweises gezogen.

Bewertung der Stabilität und Integrität von Endlagern im Salinar. Die zur Zeit verfügbaren Stoffgesetze können für die Sicherheitsanalysen für die Betriebsphase des Endlagers als ausreichend angesehen werden. Jedoch sind diese Stoffgesetze wenig belastbar für die Langzeitsicherheitsanalysen, da sie für große Zeiträume kaum extrapoliert werden können. Hierzu sind theoretische und experimentelle Untersuchungen zur Belastbarkeit dieser Gesetze über längere Zeiträume erforderlich. Bei einer Endlagerung im Steinsalz sind instabile Bereiche mit lokalen Brüchen, Rissentstehungen bzw. -ausweitungen zu erwarten, falls die Kammern –etwa bei einer rückholbaren Lagerung- unversetzt bleiben. Die instabilen Bereiche können durch Verfüllung der Kammern mit einem ausreichend steifen Versatzmaterial erheblich reduziert oder auch beseitigt werden.

Gasentwicklung. Eine Endlagerung in permeablem Wirtsgestein stellt dann für alle Arten von Abfällen eine günstige Situation zur Beherrschung der Gasproblematik dar, wenn die Permeabilität und die räumlichen Abmessungen des Wirtsgesteins so groß sind, dass die Druckentwicklung begrenzt und die Integrität der geologischen Barriere nicht beeinträchtigt wird. Allerdings erleichtert die große Permeabilität zugleich den Radionuklidtransport mit dem Grundwasser.

Bei Wirtsgesteinen mit geringer Permeabilität kann es durch Gasbildung zu einem Druckaufbau kommen, der zur Schädigung des Gebirges führen kann. Ein niedrig permeables Wirtsgestein ist unter dem Gesichtspunkt der Gasentwicklung für die Lagerung von niedrig- und mittelaktivem Abfall (LILW) daher weniger günstig. Hingegen ist die Endlagerung von hochaktivem Abfall und abgebrannten Brennelementen (HLW/SNF) in niedrig permeablen und insbesondere trockenen Wirtsgesteinen unter dem Aspekt der Gasproblematik günstig, da nur bei Wasserzutritt

mit einer relevanten Gasproduktion zu rechnen ist. Der Gasproblematik bei LILW kann durch Konditionierungsmaßnahmen bzw. technische Gegenmaßnahmen im Endlager (z.B. Gassammelräume) entgegengewirkt werden.

Bedeutung von Abtrennungs- und Transmutationsverfahren für die Sicherheit in der Nachbetriebsphase. Bei der Umsetzung von P&T-Maßnahmen ist zu beachten, dass es zu unerwünschten Nebeneffekten kommen kann, so dass mögliche Nuklidfreisetzungen nicht reduziert und u.U. sogar erhöht werden. So entstehen bei einem mehrfachen Einsetzen von Brennstoff in Reaktoren zwangsläufig höhere Transuranelemente. Außerdem entstehen bei der Abtrennung (Partitionierung) von abgebrannten Brennelementen Sekundärabfälle, deren Gefährdungspotential erheblich sein kann. Mögliche Erfolge von P&T-Maßnahmen tragen daher nicht notwendig auch zur Verbesserung der Langzeitsicherheit von Endlagern bei.

Wärmeentwicklung bei einer rückholbaren Endlagerung. Bei einer Untersuchung der sicherheitstechnischen Auswirkung einer Offenhaltung von Strecken zur Gewährleistung der Rückholbarkeit der Abfälle wurde festgestellt, dass die als kritisch angesehene Temperatur der Streckenwand von 100 °C in den Einlagerungsstrecken nicht erreicht wird. Es ist zu beachten, dass die erzielten Ergebnisse konzeptspezifisch sind.

Ton und Tongestein als Endlagermedium. Tone bzw. Tonformationen können in Abhängigkeit von ihrer Entwicklungsgeschichte (Verwitterungsmechanismen, Transport- und Ablagerungsbedingungen, mineralogischer Zusammensetzung, Diagenese usw.) für ein Endlagermedium günstige Eigenschaften wie geringe hydraulische Leitfähigkeit, große chemische Puffer- und Kationenaustauschkapazität, hohes Sorptions-, Wasseraufnahme- und Quellvermögen und plastisches Materialverhalten aufweisen. Ton bzw. Tongestein ist jedoch kein mineralogisch homogener Stoff und weist durchaus sehr unterschiedliche Eigenschaften auf. Die Eignung ist daher aufgrund der unterschiedlichen und z.T. starken Schwankungsbreiten in Bezug auf Zusammensetzung und Eigenschaften standortspezifisch nachzuweisen.

Es besteht ein Entwicklungsbedarf zur Ableitung belastbarer Kenntnisse über physikalische und chemische Prozesse, die den Transport von Wasser, Gas und gelösten Stoffen in tonigen Medien bestimmen. Dies betrifft die Belastbarkeit und Zuverlässigkeit von hydrogeologischen Standardmodellen und -konzepten, die

Auswirkung der Gasentwicklung auf die Endlagerintegrität und den Radionuklidtransport, den Einfluss der Temperatur auf die Stabilität von Tonen bzw. Tonmineralen, den Einfluss von Klüften, Störungen und Rissen bzw. des Materialverhaltens auf Transport- und Strömungsprozesse und den Einfluss der weiteren umgebenden Gesteinsformation.

Die Anwendung hydrogeologischer Fallstudien bei der Standortauswahl und Endlagerauslegung. In der gemeinsam mit dem IPSN/IRSN durchgeführten Modellierungsübung REGIME wurde gezeigt, wie Fallstudien anhand hydrogeologischer Modelle die Standortsuche unterstützen können. Die Ergebnisse wurden auch zur Illustration hydrogeologischer Sachverhalte im Zusammenhang mit der Standortsuche im Arbeitskreis Endlagerstandorte AKEnd insbesondere im Hinblick auf unentdeckte Wasser leitende geologische Strukturen (z.B. Störungen, Klüfte) verwendet. Gegenwärtig wird die Übung im Hinblick auf das Studium von Alternativen bei der Endlagerauslegung fortgesetzt.

Die Bedeutung von Rückhaltemechanismen für die Sicherheit in der Nachbetriebsphase. Während das qualitative Verständnis von Sorption, Kolloidtransport, Matrixdiffusion und Immobilisierung in isolierten Systemen im Labormaßstab gut entwickelt ist, bestehen noch Defizite bei der Übertragbarkeit auf großräumige Systeme. In Sicherheitsanalysen erfolgte daher eine Berücksichtigung bisher nur stark vereinfachend oder gar nicht. International wird der gegenwärtige Kenntnisstand zur Bedeutung von Rückhaltemechanismen als ausreichend für die gegenwärtig in Endlagerprogrammen zu treffenden Entscheidungen angesehen (Schlussfolgerung des GEOTRAP-Projekts der NEA).

Nuklidtransport bei variabler Salinität. Bei der Betrachtung des Nuklidtransports in Wässern mit hohen Salinitätsgradienten, wie sie in vielen Gebieten Deutschlands vorkommen, sind im Vergleich zu Grundwasserströmungen bei konstanter Dichte eine überwiegend horizontale Ausbreitung des kontaminierten Salzwassers und Zirkulationsströmungen zu erwarten, die den vertikalen Nuklidtransport nach oben erheblich erschweren bzw. verzögern können. Andererseits kann die nichtlineare, salzanteilabhängige Adsorption die Nuklidrückhaltung deutlich im Vergleich zum Fall ohne salzanteilabhängige Adsorption reduzieren.

Ausblick. Es wird angestrebt, die hier dargestellten und andere Problemstellungen, Ergebnisse und Schlussfolgerungen dem BMU in einer konsistenten Wissensbasis

zugänglich zu machen. Künftige Arbeiten sollen die Bedeutung konzeptioneller Entscheidungen zur Entsorgungsstrategie bzw. Endlagerstrategie für die Sicherheit in der Nachbetriebsphase, Aspekte des Regelwerks und der regulatorischen Vorgehensweise, die Philosophie und das methodische Vorgehen zur Gewährleistung und zum Nachweis der Langzeitsicherheit und die Bedeutung einzelner Effekte und Prozesse zum Gegenstand haben. Potentielle Arbeitsgebiete sind:

- die Rolle der geologischen Endlagerung als adäquater Entsorgungsweg
- die Vor- und Nachteile einer rückholbaren Endlagerung, technische Maßnahmen zu ihrer Realisierung und deren sicherheitstechnische Implikationen
- die potentiellen Konsequenzen von Abtrennungs- und Transmutationsverfahren für die Sicherheit von Endlagern in der Nachbetriebsphase
- der Vergleich von geologischen Gesamtsituationen hinsichtlich ihres Potentials zur Gewährleistung der Langzeitsicherheit und spezifische Anforderungen an solche Gesamtsituationen
- Fragen der Kritikalität insbesondere bei der direkten Endlagerung
- die Rolle von künftig möglicherweise zu betrachtenden Abfallströmen (z.B. abgereichertes Uran, NORM-Abfälle - Naturally Occurring Radioactive Materials) hinsichtlich der Sicherheit in der Nachbetriebsphase
- die regulatorischen Vorgaben zum Zeitrahmen eines Langzeitsicherheitsnachweises
- die Auswirkungen sich möglicherweise ändernder Vorgehensweisen im Strahlenschutz (z.B. die Berücksichtigung des Schutzes nichthumaner Biota) auf den Langzeitsicherheitsnachweis sowie die Berücksichtigung chemotoxischer Bestandteile des Abfalls
- die Struktur des Langzeitsicherheitsnachweises („Safety case“) und die Vorgehensweise bei seiner Erstellung
- die Berücksichtigung potentieller menschlicher Einwirkungen in der Nachbetriebsphase
- die Bedeutung des Mehrbarrierenkonzepts und die Stellung unterschiedlicher Barrieren im Sicherheitsnachweis

- die Methodik der Berücksichtigung von Unsicherheiten und der räumlichen Variabilität im Langzeitsicherheitsnachweis und die Rolle probabilistischer und geostatistischer Methoden
- die Verwendung verschiedener Bewertungsgrößen und Indikatoren zum Langzeitsicherheitsnachweis
- die Bedeutung der Gasbildung und –migration für die Sicherheit eines Endlagers und die sich daraus ergebenden konzeptionellen Schlussfolgerungen
- die Bedeutung von geochemischen Prozessen für die Sicherheit in der Nachbetriebsphase
- die Identifizierung transportrelevanter Phänomene in tonigen Sedimenten
- die Behandlung dichteabhängiger Strömungen bei der Nachweisführung für die Sicherheit in der Nachbetriebsphase

5.3 Der Entwicklungsstand zur Führung des Langzeitsicherheitsnachweises

Szenarienanalyse. Zukünftig sollte eine Weiterentwicklung der der GRS Köln zur Verfügung stehenden Methodik zur Szenarienanalyse mit den in Abschnitt 4.1 beschriebenen Merkmalen erfolgen.

Numerische Modellierung in der Sicherheitsanalyse. Die GRS Köln verfügt über Modellierungskapazitäten zur Untersuchung der geomechanischen Stabilität des Grubengebäudes und der Integrität bzw. Dichtheit der geologischen Barriere bei einer Endlagerung im Steinsalz. Künftig soll eine Verfolgung der Entwicklung zu geomechanischen Fragestellungen in Tongesteinen stattfinden. Die Hilfsmittel zu einer Berechnung der Temperaturentwicklung in der Umgebung eines Endlagers stehen für die Endlagerung im Salinar und im Kristallingestein zur Verfügung. Es besteht die Notwendigkeit, die vorhandenen Werkzeuge zur Temperaturfeldrechnung hinsichtlich ihrer Verwendbarkeit unter den Bedingungen einer Endlagerung in klastischen Gesteinen zu testen und gegebenenfalls aufzurüsten.

Der GRS Köln stehen Nahfeldmodelle für die Analyse der relevanten Strömungs- und Transportprozesse für Endlager im Salz und im Kristallingestein in ausreichender Qualität zur Verfügung. Die aus einer Gasbildung im Endlager resultierenden

Mehrphasenströmungen können adäquat modelliert werden. Dagegen bestehen (auch international) Defizite bei der Modellierung von Strömungs- und Transportvorgängen in klastischen Formationen (Tone, Tonsteine). Dies betrifft sowohl das konzeptuelle Verständnis der dort wirkenden Prozesse und Mechanismen als auch deren numerische Umsetzung. Es ist notwendig das international verfügbare Wissen zu den physikalischen Grundlagen dieser Vorgänge und die in ausländischen Endlagerprojekten verwendeten Modellannahmen zu erfassen und soweit möglich in eigene Modellansätze umzusetzen.

Die Modellierung von Süßwasserströmungen und der resultierenden Transportvorgänge in der Geosphäre ist für poröse und klüftige Medien mit hohem Vertrauensgrad möglich. Dagegen stößt die Modellierung von dichtegetriebenen Strömungen bei variabler Salinität in akzeptablen Rechenzeiten noch auf Probleme. In den meisten in Deutschland für die Endlagerung radioaktiver Abfälle infrage kommenden Gesteinsformationen ist aber eine deutliche Zunahme der Salinität und damit der Dichte des Grundwassers mit der Teufe zu beobachten. Zur Abschätzung der Einschlusswirksamkeit und des Rückhaltevermögens besteht demzufolge die Notwendigkeit einer großräumigen Modellierung dichteabhängiger Grundwasserströmungen über lange Zeiträume unter Berücksichtigung der räumlichen Variabilität / Heterogenität der hydrogeologischen Eigenschaften / Parameter. Trotz großer Anstrengungen im vergangenen Jahrzehnt ist eine solche Modellierung nach wie vor nicht Stand der Technik. Es besteht deshalb weiterhin die Notwendigkeit, die zur Verfügung stehenden Rechenmodelle hinsichtlich ihrer diesbezüglichen Möglichkeiten zu untersuchen und zu bewerten und zur Vertrauensbildung in diese Modelle beizutragen.

Für die Modellierung von Strömungs- und Transportphänomenen im Fernfeld bei einer Endlagerung im Ton und in Tongesteinen besteht ein ähnlicher Entwicklungsbedarf wie im Bereich der Nahfeldmodellierung. Die bisher schwerpunktmäßig auf das Medium Salz ausgerichteten Modellierungsarbeiten von Stoff- und Grundwassertransportprozessen sind hinsichtlich der Übertragbarkeit auf Ton und Tonformationen kritisch zu hinterfragen.

Es wurde demonstriert, wie eine auf geostatistischen Simulationsverfahren basierenden stufenweise Methodik zur Einbeziehung der aus der räumlichen Variabilität und unvollständiger Kenntnis des Standortes erwachsenden Unsicherheit hinsichtlich der hydrogeologischen Modellierung und ihrer Berücksichtigung in einer

probabilistischen Sicherheitsanalyse angewendet werden kann und dass die hierfür notwendigen modelltechnischen Hilfsmittel zur Verfügung stehen. Die Wahl der einzelnen Arbeitsschritte zur Integration möglichst vieler (auch so genannter „weicher“ Informationen) ist stark vom betrachteten Standort abhängig. Die Anwendung geostatistischer Methoden erfordert eine günstige Datenlage, wie sie etwa am betrachteten Standort Gorleben mit mehreren hundert Erkundungsbohrungen vorliegt.

Im Bereich der Modellierung von Rückhalteprozessen in Nahfeld und Geosphäre besteht in der GRS Köln die Möglichkeit der Modellierung linearer und nichtlinearer Sorptionsisothermen (Gleichgewicht und transientes Regime).

Codes zur universellen Simulation des mehrdimensionalen reaktiven Transportes in heterogenen, großräumigeren Modellgebieten stehen kaum zur Verfügung. Ein weiteres Problem ist der meist niedrige Verifizierungs- und Validierungsstand. Der Aufwand der Standortuntersuchung zur Ermittlung entsprechender Daten für mechanistische Modellansätze ist extrem hoch. Die in vorhandenen Codes implementierten geochemischen Modelle sind z.T. noch nicht in der Lage, die Vorgänge bei realen, heterogenen Systemen mit ausreichender Genauigkeit zu beschreiben, insbesondere weil zu selten belastbare Aussagen zur Übertragbarkeit von Ergebnissen auf großräumige heterogene Systeme gemacht werden.

Es ist notwendig, die Arbeiten der GRS Köln hinsichtlich der Erarbeitung vereinfachter repräsentativer Modelle (Referenzbiosphären) fortzuführen und zu überprüfen, in wie weit die Bandbreite möglicher Entwicklungen mit solchen Referenzbiosphären abgedeckt werden kann. Das EU-Projekt BIOCLIM verfolgt diese Fragestellung besonders hinsichtlich der Ergebnisse möglicher klimatischer Veränderungen.

6 Literaturverzeichnis

6.1 Im Rahmen des Vorhabens SR 2337 erstellte Berichte und Veröffentlichungen

Die mit * gekennzeichneten Literaturstellen sind im Auftrag des BMU erstellte GRS-A-Berichte bzw. Statusberichte. Der Auftraggeber behält sich alle Rechte vor. Insbesondere dürfen solche Berichte nur mit seiner Zustimmung zitiert, ganz oder teilweise vervielfältigt werden bzw. Dritten zugänglich gemacht werden.

- /BAL 01/ Baltés, B.; Röhlig, K.-J.; Nies, A.: Development of Scenarios for Radioactive Waste Repositories from a Regulatory Point of View: Status of Discussion in Germany. Scenario Development. Methods and Practise. An Evaluation Based on the NEA Workshop on Scenario Development. Madrid, May 1999. OECD/NEA, Paris, 2001.
- /BEC 02/* Becker, A.: Beitrag zur Erstellung einer Referenzbiosphäre zur Berechnung der in der Nachbetriebsphase eines Endlagers hervorgerufenen potentiellen Strahlenexposition unter besonderer Berücksichtigung des Klimas. GRS-A-Bericht in Vorbereitung.
- /BEU 01/ Beuth, T.: Die Bedeutung von Tongestein und Tonmineralien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle. GRS-A-2946, Dezember 2001. BMU-Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz (in Druck).
- /BOE 01/* Boetsch, W.: Zu Fragen der Vertrauensbildung bei der Planung und Errichtung von Endlagern. GRS-Statusbericht, Juli 2001.
- /EC 00/ Boussier, H.; Delpech, M.; Grouillier, J. P. ; Renard, A. ; Volckaert, G. (eds.): Evaluation of Possible Partitioning and Transmutation Strategies and of Means for Implementing Them. EC, EUR 19128 EN, Luxembourg, 2000.
- /FIS 99/ Fischer-Appelt, K.; Larue, J; Henze, G.; Pinka, J.: Analyses Concerning the Estimation of the Release Behaviour of Heaps of the Former Mining Activities and Uranium Ore Mining. 4th GEOTRAP Workshop. Carlsbad (NM, USA) 1999.

- /FIS 01a/ Fischer-Appelt, K.; Fischer, Heidemarie; Javeri, Vijen; Martens, Karl-Heinz; Röhlig, Klaus-Jürgen; Schrödl, Eugen: Implementierung von nichtlinearen Sorptionsansätzen in die Transportrechenprogramme MARNIE, NAMMU und TOUGH2 und deren Überprüfung durch Vergleichsrechnungen. GRS-A-2897, Mai 2001. BMU-Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-2001-583.
- /FIS 01b/ Fischer-Appelt, K.; Larue, J.: Lösungs- und Fällungsprozesse bei der Migration von Salzlösung im Grubengebäude des ERAM. GRS-A-2945, August 2001. BMU-Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-2002-595.
- /FIS 02a/ Fischer-Appelt, K.: Simulation geochemischer und physikalischer Prozesse mit Hilfe gekoppelter reaktiver Transportmodelle. GRS-A-Bericht in Vorbereitung.
- /FIS 02b/ Fischer, H.; Martens, K.-H.: Eingabebeschriftung des Rechenprogrammes MARNIE. GRS-A-3030, in Vorbereitung.
- /GKW 01/* Validierungsrechnungen für dichteabhängige Strömungen. GWK Bochum, September 2001.
- /JAV 99a/ Javeri, V.: Analysen zur thermohalinen Konvektion in einem heterogenen porösen Medium mit dem Rechenprogramm TOUGH2. GRS-A-2697, Mai 1999. BMU-Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-2001-578.
- /JAV 99b/* Javeri, V.: Analysen zum Nuklidtransport bei variablem Salzwasseranteil und nichtlinearer Adsorption in einem porösen Medium mit dem Rechenprogramm TOUGH2. GRS-A-2742, Oktober 1999.
- /JAV 00a/ Javeri, V.: Analysen zum Nuklidtransport bei salzanteilabhängiger Adsorption in einem heterogenen porösen Medium mit dem Rechenprogramm TOUGH2; GRS-A-2757, Januar 2000; BMU-Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-2000-556.

- /JAV 00b/* Javeri, V.: Analysen zum Gas- und Nuklidtransport bei variabler Laugendichte in einem zweidimensionalen Grubengebäude eines Endlagers im Salinar; GRS-A-2792, April 2000.
- /JAV 00c/ Javeri, V.; Baltes, B.: Licensing Orientated Scoping Analyses of Gas and Nuclide Transport in Underground repositories; OECD/NEA Workshop Gas Generation, Accumulation and Migration in Underground Repository Systems for Radioactive Waste; June 26-28, Reims, France.
- /JAV 00d/* Javeri, V., Pörtl, B.: Vergleichende Analysen zur Grundwasserströmung bei variabler Salinität mit den Rechenprogrammen d³f und TOUGH2; GRS-A-2857; Dezember 2000.
- /JAV 00e/ Javeri, V.: Analysis of nuclide transport including non-linear adsorption depending on brine fraction in a two dimensional heterogeneous porous Medium; DisTec 2000 – International Conference on Radioactive Waste Disposal; Berlin, September 4-6, 2000.
- /JAV 00f/ Javeri, V.: Scoping Analysis of Combined Gas and Nuclide Transport Including Variable Brine Fraction and Rock Convergence in a Two Dimensional Repository; DisTec 2000 – International Conference on Radioactive Waste Disposal; Berlin, September 4-6, 2000.
- /JAV 01a/ Javeri, V.: Dreidimensionale Analysen zum Nuklidtransport bei salzanteilabhängiger Adsorption in einem porösen Medium mit dem Rechenprogramm TOUGH2. GRS-A-2864; März 2001. BMU-Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-2001-584.
- /JAV 01b/* Javeri, V.: Dreidimensionale Analysen zur mechanischen Stabilität und Integrität eines Endlagers im Salinar. GRS-A-2890, April 2001.
- /JAV 01c/ Javeri, V.: Analysen zum Transport verschiedener Nuklidketten bei nichtlinearer Adsorption in einem porösen Medium mit dem Rechenprogramm TOUGH2. GRS-A-2923, August 2001. BMU-Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-2002-596.

- /JAV 02/* Javeri, V.: Orientierende Analysen zum Nuklidtransport bei variabler Salinität und nichtlinearer Adsorption in der Geosphäre der Gorlebener Rinne. GRS-A-3008, Februar 2002.
- /LAM 00/ Lambers, L.: Bedeutung von P&T-Verfahren für die Langzeitsicherheit von Endlagern für radioaktive Abfälle - Endlager im Salinar; GRS-A-2771, Januar 2000; BMU-Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-2000-555.
- /LAM 02a/ Lambers, L.: Auswertung der japanischen Sicherheitsstudie H12 zur Endlagerung abgebrannter Kernbrennstoffe. GRS-A-2952, Januar 2002. BMU-Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz (in Druck).
- /LAM 02b/* Lambers, L.: Bestimmung von Gebirgstemperaturen bei der langfristigen Lagerung wärmeentwickelnden Abfalls in unversetzten Gruben. GRS-A-Bericht in Vorbereitung.
- /LAM 02c/* Lambers, L.: Szenarienanalysen im Rahmen des Nachweises der Langzeitsicherheit von Endlagern für radioaktive Abfälle. Fortschreibung. GRS-A-Bericht in Vorbereitung.
- /LAR 00/ Larue, J.: Auswertung der finnischen Sicherheitsstudie TILA-99 zur Endlagerung abgebrannter Kernbrennstoffe; GRS-A-2805, April 2000. BMU-Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-2001-581.
- /MAR 99/ Martens, K.-H.; Fischer, H.; Hofer, E.; Krzykacz-Hausmann, B.: Stochastic and deterministic analyses for a generic repository in rock salt in the EU-Project SPA "Spent Fuel Performance Assessment". GRS-A-2716, Juli 1999. BMU-Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-2000-550.
- /MAR 00a/ Marić, D., Röhlig, K.-J.: Studium von internationalen Vorgehensweisen zur Langzeitmodellierung von Endlagern: *Total System Simulation*; GRS-A-2879, Dezember 2000. BMU-Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-2001-579.

- /MAR 00b/ Martens, K.-H. et al: Deterministic and stochastic methods in long term safety assessments for a final repository in a salt formation; DisTec 2000 – International Conference on Radioactive Waste Disposal; Berlin, September 4-6, 2000.
- /MAR 02a/*Martens, K.-H., Fischer, H.: Beschreibung des Rechenprogramms MARNIE. GRS-A-3027, in Vorbereitung.
- /MAR 02b/ Martens, K.-H., Fischer, H.: Freisetzungsrechnungen aus von Bentonit ummantelten Pollux-Behältern und Kopplung des Freisetzungsmodells mit einem Kluft-Matrix-Modell. GRS-A-3028, in Vorbereitung.
- /MIE 00/ Mielke, H.-G.: Auswertung der amerikanischen Studie "Viability Assessment of a Repository at Yucca Mountain" - Internationaler Vergleich der Vorgehensweisen bei der Erstellung von Sicherheitsstudien zur Endlagerung radioaktiver Abfälle (SR 2337); GRS-A-2855, Dezember 2000. BMU-Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-2001-582.
- /MIE 01/ Mielke, H.-G.: Vergleich der Umweltverträglichkeitsprüfungen von Endlagern in Deutschland, Finnland und den USA. GRS-A-2928, Dezember 2001. BMU-Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz (in Druck).
- /MÜL 00/ Müller-Lyda, I., Javeri, V., Müller, W.: GRS/ISTec Strategy for the Treatment of Gas-Related Issues for Repositories Located in Salt; OECD/NEA Workshop Gas Generation, Accumulation and Migration in Underground Repository Systems for Radioactive Waste; June 26-28, Reims, France.
- /NEA 02c/ AMIGO: OECD/NEA International Project on Approaches and Methods for Integrating Geologic Information in the Safety Case. Provisional Foundation Document: Mode of Operation and Programme of Work. OECD/NEA 2002.
- /PÖL 00/* Pörtl, B., Röhlig, K.-J.: Nuklidtransportrechnungen für einen Endlagerstandort im Granit; Status der Vergleichsrechnungen mit IPSN; GRS-Statusbericht, 2000.

- /RÖH 99a/ Röhlig, K.-J.; Pörtl, B.: Evaluation of Transport Model Uncertainties using Geostatistical Methods: A Case Study Based on Borehole Data from the Gorleben Site. 4th GEOTRAP workshop. Carlsbad (NM, USA) 1999.
- /RÖH 99b/ Röhlig, K.-J.; Pörtl, B.: Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen für Grundwasser- und Transportmodelle auf der Basis geostatistischer Untersuchungen. GRS-A-2724, Juli 1999. BMU-Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-200-551.
- /RÖH 99c/ Röhlig, K.-J.; Pörtl, B.: Untersuchungen zu Parameter- und Modellunsicherheiten für Grundwasser- und Stofftransportmodelle auf der Basis konditionierter Indikatorsimulationen. Eine Fallstudie mit Daten vom Standort Gorleben. StatGIS 99 – Geostatistik und GIS. St. Georgen, Österreich, 20./21.9. 1999.
- /RÖH 00a/ Röhlig, K.-J.: The UK Nirex Approach to Scenario Analysis. Summary and Conclusions of a Workshop held in Köln on November 22-26, 1999; GRS-A-2772, Januar 2000; BMU-Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-2000-557.
- /RÖH 00b/ Röhlig, K.-J.: Building confidence in long-term safety assessment models: Treatment of spatial variability using geostatistical methods; DisTec 2000 – International Conference on Radioactive Waste Disposal; Berlin, September 4-6, 2000.
- /RÖH 00c/ Röhlig, K.-J.: Application of Geostatistical Methods to Long-Term Safety Analyses for Radioactive Waste Repositories; Eurosafe – Forum for Nuclear Safety; Köln, November 2000.
- /RÖH 00d/ Röhlig, K.-J., Pörtl, B.: Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen für Grundwasser- und Schadstofftransportmodelle mit räumlich variierenden Parametern; GRS-A-2876, Dezember 2000. BMU-Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-2001-589.

- /RÖH 01a/ Röhlig, K.-J., Pörtl, B.: Uncertainty and Sensitivity Analyses for Contaminant Transport Models Based on Conditional Indicator Simulations; geoENV 2000 "3rd European Conference on Geostatistics for Environmental Applications"; Avignon, November 2000. Kluwer Academic Publishers, Dordrecht, Boston, London, 2001.
- /RÖH 01b/ Röhlig, K.-J.: Use of Geostatistical Methods for Post-Closure Safety Assessments. 9th International High-Level Radioactive Waste Management Conference (IHLRWM). April 29-May 3, 2001, Las Vegas, Nevada. ANS 2001, ISBN 0-89448-654-3.
- /VOL 99/ Volckaert, G.; Mallants, D.; Bush, R.; Lambers, L.: Long-term environmental impact of underground disposal of P&T waste. Proceedings of the 5th International Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation. Mol, Belgium, November 25-27, 1998. EUR 18898 EN. OECD/NEA und CEC, Paris und Luxembourg, 1999.

6.2 Sonstige Literatur

Die mit * gekennzeichneten Literaturstellen sind GRS-A-Berichte bzw. Statusberichte. Der Auftraggeber behält sich alle Rechte vor. Insbesondere dürfen solche Berichte nur mit seiner Zustimmung zitiert, ganz oder teilweise vervielfältigt werden bzw. Dritten zugänglich gemacht werden.

- /ADI 90/ ADINA: ADINA R&D Inc., USA.
Reports ARD 90-7 (Sept. 1990), ARD 90-9 (Sept. 1990), ARD 90-10 (Sept. 1990), ARD 87-8 (Dec. 1987), ARD 87-2 (Dec. 1987).
- /AEAT 96/ AEA Technology: NAMMU (Release 6.3) Reference Manual. Harwell, 1996.
- /AEAT 98/ AEA Technology: NAMMU (Release 6.4) Reference Manual. Harwell, 1998.
- /AEAT 99/ AEA Technology: NAMMU (Release 7.0.10) Reference Manual. Harwell, 1999.
- /AEAT 01/ AEA Technology: NAMMU (Release 7.1.0) Reference Manual. Harwell, 2001.

- /AECL 94a/Atomic Energy of Canada Limited (AECL):
 Environmental Impact Statement on the Concept for Disposal of Canada's Nuclear Fuel Waste.
 AECL-10711, COG-93-1, 1994.
- /AECL 94b/M.A. Greber, E.R. Frech and J.A. Hillier: The disposal of Canada's Nuclear Fuel Waste: Public Involvement and Social Aspects. Whiteshell Laboratories, Pinawa, Manitoba ROE 1LO, 1994 (AECL-10712; COG-93-2).
- /AECL 94c/Atomic Energy of Canada Limited (AECL):
 The Disposal of Canada's Nuclear Fuel Waste: Postclosure Assessment of a Reference System.
 AECL-10717, COG-93-7, 1994.
- /ATK 95/ J. E. Atkins, J. H. Lee, S. Lingineni, S. Mishra, J. A. McNeish, D. C. Sassani, S. D. Sevougian:
 Total System Performance Assessment - 1995: An Evaluation of the Potential Yucca Mountain Repository
 Civilian Radioactive Waste Management System Management and Operating Contractor
 B00000000-01717-2200-00136, Rev. 01, November 1995, Las Vegas NV.
- /BAD 97/ Badie, O. M., Santucci, P., Peres, J. M., Horowitz, E., Bruyere, F., Giaume, P.: Élaboration systématique de scénarios pour l'Évaluation de la Sûreté des Stockages de Déchets Radioactifs B et C en Formation Géologique Profonde; IPSN-SERGD 97/22.
- /BAI 98/ Bailey, L.E.F.; Billington, D.E.: Overview of the FEP Analysis Approach to Model Development. Nirex Science Report S/98/009. UK Nirex Ltd., Harwell, 1998.
- /BAL 98/* B. Baltés, K.-J. Röhlig:
 Szenarienanalysen im Rahmen des Nachweises der Langzeitsicherheit von Endlagern für radioaktive Abfälle
 Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH
 GRS-A-2633, November 1998.

- /BAR 91/ Barnard, R. W. et al.:
TSPA 1991:
An Initial Total-System Performance Assessment for Yucca Mountain.
SAN91-2795, SANDIA, Albuquerque, Livermore 1991.
- /BAT 82/ Bathe, K.-J.: Finite Element Procedures in Engineering Analysis. Prentice-Hall, USA, 1982.
- /BES 01/ Besnus, F.: A framework for elaborating a geological disposal safety case: main issues to be addressed. IAEA Specialists' Meeting to Resolve Issues Related to the Preparation of Safety Requirements on the Geological Disposal of Radioactive Waste. Vienna, 18-22 June 2001.
- /BfS 01/ Novellierung der AVV zu § 47 StrlSchV (neu)
Fassung 1: Effektive Dosis und Organdosen
Entwurf von BfS, SH 3.3, Stand 10. 01.2001.
- /BMU 90/ Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit
Allgemeine Verwaltungsvorschrift zu § 45 Strahlenschutzverordnung:
Ermittlung der Strahlenexposition durch die Ableitung radioaktiver Stoffe aus kerntechnischen Anlagen oder Einrichtungen vom 21. Februar 1990
Bundesanzeiger Nummer 64a, 31. März 1990.
- /BMU 99/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit.
Umweltpolitik. Berechnungsgrundlagen zur Ermittlung der Strahlenexposition infolge bergbaubedingter Umweltradioaktivität (Berechnungsgrundlagen – Bergbau). 30. 7. 1999.
- /BRO 00/ Brown, P. A.: The Canadian Experience with Public Interveners on the Long-term Management of Nuclear Fuel. Stakeholder Confidence and Radioactive Waste Disposal. Workshop Proceedings. Paris, France, 28-31 August 2000. OECD/NEA, Paris, 2000.
- /CCA 98/ WIPP Compliance Certification Application.
USDOE.
http://reserve.wipp.carlsbad.nm.us/cgi-bin/foliocgi.exe/chaps1_9.nfo

- /CLA 94/ Clayton, M. C.: Public Domain Geostatistics Programs: STATPACK, GeOEAS, GEOPACK, Geostatistical Toolbox, and GSLIB. In Yarus, J. M.; Chambers, R. (ed.): Stochastic modelling and geostatistics, principles, methods, and case studies (AAPG Computer applications in geology, Vol. 3), Tulsa, Oklahoma 1994, pp. 349-367.
- /DEL 78/ Delhomme, J. P., "Kriging in the hydrosciences", Adv. Water Res., 1, pp. 251-266 (1978).
- /DEL 02/ SPRING®. Benutzerhandbuch Version 2.00. delta h Ingenieurgesellschaft mbH. Bochum, 2002.
- /DEU 92/ Deutsch, C. V.; Journel, A. G.: GSLIB. Geostatistical Software Library and User's Guide. Oxford University Press. New York, Oxford 1992.
- /DOE 98a/ U.S. Department of Energy:
Viability Assessment of a Repository at Yucca Mountain - Overview.
DOE/RW-0508, December 1998.
- /DOE 98b/ U.S. Department of Energy:
Viability Assessment of a Repository at Yucca Mountain - Volume 1 –
Introduction and Site Characteristics.
DOE/RW-0508/V1, December 1998.
- /DOE 98c/ U.S. Department of Energy:
Viability Assessment of a Repository at Yucca Mountain - Volume 2 –
Preliminary Design Concept for the Repository and Waste Package.
DOE/RW-0508/V2, December 1998.
- /DOE 98d/ U.S. Department of Energy:
Viability Assessment of a Repository at Yucca Mountain - Volume 3 - Total
System Performance Assessment.
DOE/RW-0508/V3, December 1998.

- /DOE 98e/ U.S. Department of Energy:
 Viability Assessment of a Repository at Yucca Mountain - Volume 4 –
 License Application Plan and Cost.
 DOE/RW-0508/V4, December 1998.
- /DOE 98f/ U.S. Department of Energy:
 Viability Assessment of a Repository at Yucca Mountain - Volume 5 –
 Costs to Construct and Operate the Repository.
 DOE/RW-0508/V5, December 1998.
- /DZO 90/ Dzombak, D.A. & Morel, F.M.M.: Surface complexation modeling - Hydrous
 ferric oxide.-393 S.; New York, 1990.
- /EC 97a/ Gomit, J. M.; Marivoet, J.; Raimbault, P.; Recreo, F.: **E**valuation of
Elements **R**esponsible for the effective **E**ngaged dose rates associated with
 the final **S**Torage of radioactive waste: EVEREST project. Volume 1:
 Common aspects of the study. Final report. EC, EUR 17449/1 EN,
 Luxembourg, 1997.
- /EC 97b/ Becker, A.; H. Fischer; E. Hofer; M. Kloos; B. Krzykacz; K.-H. Martens; K.-
 J. Röhlig: **E**valuation of **E**lements **R**esponsible for the effective **E**ngaged
 dose rates associated with the final **S**Torage of radioactive waste:
 EVEREST project, Volume 3a: Salt Formation, site in Germany. EC,
 EUR 17449/3a EN, Luxembourg, 1997.
- /ENV 97/ Environment Agency, Scottish Environmental Protection Agency and
 Department of the Environment for Northern Ireland, Disposal Facilities on
 Land for Low and Intermediate Level Radioactive Wastes: Guidance on
 Requirements for Authorisation (Radioactive Substances Act 1993),
 HMSO, London, 1997.
- /FEI 99/ Fein, E.; Schneider, A. (eds.): d³f – Ein Programmpaket zur Modellierung
 von Dichteströmungen. Abschlussbericht. GRS-139, Braunschweig, 1999.
- /GEL 93/ Gelhar, L. W.: Stochastic Subsurface Hydrology. Prentice Hall. Englewood
 Cliffs, New Jersey 1993.

- /GRU 01/ Grupa, J. B.: The PROSA Methodology for Scenario Development. Scenario Development. Methods and Practise. An Evaluation Based on the NEA Workshop on Scenario Development. Madrid, May 1999. OECD/NEA, Paris, 2001.
- /HER 98/* Herbert, H.-J. & Sander, W.: Untersuchungen an Lösungszusammensetzungen bei der Migration durch das Grubengebäude Bartensleben. Bericht zum Lösungsszenario „Lösungszutritt über den Hauptanhydrit“, GRS-Bericht zum Projekt Morsleben PSP-Element 9M 212 313 20, Mai 1998.
- /HER 99/* Herbert, H.-J. & Sander, W.: Untersuchungen an Lösungszusammensetzungen bei der Migration durch das Grubengebäude Bartensleben. Ergebnisbericht zu den Lösevorgängen bei der instantanen Flutung, GRS-Bericht zum Projekt Morsleben PSP-Element 9M 212 313.
- /JAV 98/* Javeri, V.: Analysen zum Nuklidtransport in einem heterogenen porösen Medium mit dem Rechenprogramm TOUGH2. GRS-A-2524, Köln 1998.
- /JNC 00/ JNC Japan Nuclear Cycle Development Institute, Second Progress Report on Research and Development for the Geological Disposal of HLW in Japan, H12: Project to Establish the Scientific and Technical Basis for HLW Disposal in Japan, Project Overview Report, April 2000, JNC TN1410 2000-001.
- /JOU 88/ Journel, A. G.; Alabert, F. G.: Focusing on Spatial Connectivity of Extreme-Valued Attributes: Stochastic Indicator Models of Reservoir Heterogeneities. 63rd Annual Technical Conference and Exhibition, Soc. of Pet. Eng., Richardson, Texas, 1988. SPE paper 18324.
- /KEL 97/ Keller, S.: Projekt Gorleben. Szenarienermittlung und –analyse für den Standort Gorleben. 1. Zwischenbericht. BGR Hannover, 1997.
- /KEL 01/ Keller, S.: Projekt Gorleben. Ermittlung und Analyse von Szenarien für den Standort Gorleben. Auswahl (screening) von ZEP. BGR Hannover, 2001.

- /KOL 96/ Koltermann, C. E.; Gorelick, S. M.: Heterogeneity in sedimentary deposits: A review of structure-imitating, process-imitating, and descriptive approaches. *Water Resources Research*, vol. 32, No. 9, pp. 2617-2658, September 1996.
- /KOL 97/ Kolditz, O.: *Strömung, Stoff- und Wärmetransport im Kluffgestein*, Gebr. Borntraeger, Berlin (1997).
- /LOC 98/ Locke, J.; Bailey, L.E.F: *Modelling Requirements for Future Assessments Based on FEP Analysis*. Nirex Science Report S/98/012. UK Nirex Ltd., Harwell, 1998.
- /NEA 92/ *Systematic Approaches to Scenario Development*. A report of the NEA Working Group on the Identification and Selection of Scenarios for Performance Assessment of Radioactive Waste Disposal. OECD/NEA, Paris 1992.
- /NEA 95/ *The Environmental and Ethical Basis of Geological Disposal*. A Collective Opinion of the NEA Radioactive Waste Management Committee. OECD/NEA, Paris, 1995.
- /NEA 97/ Working group on Integrated Performance Assessments of Deep Repositories. *Lessons Learnt from Ten Performance Assessment Studies*. OECD/NEA, Paris, 1997.
- /NEA 99a/ Nuclear Energy Agency,
Radioactive Waste Management Committee,
International Peer Review,
OECD/NEA International Peer Review of the Main Report of JNC's H12 Project to Establish the Technical Basis for HLW Disposal in Japan
NEA/RWM/PEER(99)2, October 1999.
- /NEA 99b/ OECD/NEA. *Confidence in the Long-term Safety of Deep Geological Repositories - Its Development and Communication*. OECD/NEA, Paris, 1999.

- /NEA 00/ Regulatory Reviews of Assessments of Deep Geologic Repositories: Lessons Learnt. OECD/NEA, Paris, 2000.
- /NEA 01/ Scenario Development. Methods and Practise. An Evaluation Based on the NEA Workshop on Scenario Development. Madrid, May 1999. OECD/NEA, Paris, 2001.
- /NEA 02a/ GEOTRAP: Radionuclide Migration in Geologic, Heterogeneous Media. Summary of Accomplishments. OECD/NEA, Paris, 2002.
- /NEA 02b/ Establishing and Communicating Confidence in the Safety of Deep Geologic Disposal. Approaches and Arguments. OECD/NEA, Paris, 2002.
- /PAN 96/ Pannatier, Y.: VARIOWIN. Software for Spatial Data Analysis in 2D. Springer. New York, Berlin, Heidelberg 1996.
- /POR 97/ Porter, J. D. & Hartley, L. J., The Treatment of Uncertainty in Groundwater flow and Solute Transport Modelling, Part 1: Application of Indicator Kriging to Stratigraphic and Petrographic Data from the Gorleben Site, European Commission, EUR 17829 EN, Luxembourg (1997).
- /POY 99/ Posiva Oy: The final disposal facility for spent nuclear fuel – Environmental impact assessment report. Helsinki, May 1999.
- /REC 95/ Rechard, R. P.:
An Introduction to the Mechanics of Performance Assessment Using Examples of Calculations Done for the Waste Isolation Pilot Plant between 1990 and 1992.
Sandia National Laboratories, Sand 93-1378, UC-721, October 1995.
- /RÖH 99d/ Röhlig, K.-J.: Zur räumlichen Variabilität an Standorten für Endlager radioaktiver Abfälle. BMU-Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz 1999, BMU-1999-529.
- /RÖH 99e/ Röhlig, K.-J.: Geostatistical Analysis of the Gorleben Channel. GeoENV98. Second European Conference on Geostatistics for Environmental Applications. November 18-20, 1998, Valencia. Kluwer Academic Publishers, Dordrecht, Boston, London, 1999.

- /RÖH 02/ Röhlig, K.-J.; Gay, D.: Handling of Time Scales in safety Assessments of Geological Disposal: An IRSN-GRS Standpoint on the Possible Role of Regulatory Guidance. Handling of Time Scales Assessing Post-Closure Safety. An OECD/NEA Workshop. Paris, France, 16-18 April 2002.
- /SKB 99/ Ageskog, L.; Jansson, P.: Heat propagation in and around the deep repository. Thermal calculations applied to three sites: Aberg, Bberg, Cberg. Svensk Kärnbränslehantering AB, TR 99-02, 1999.
- /SPA 99/ Spent Fuel Disposal Performance Assessment (SPA project)
Topical report 2: Near-field data and models,
Near-field performance assessment.
- /STO 01/* Storck, R., Birthler, H., Hagemann, S., Hirsekorn, R.P., Kröhn, K.-P., Kühle, T.: Endlager Morsleben: Untersuchungen zur Entwicklung und Bewertung von Stilllegungsmassnahmen nach dem Abdichtungskonzept. GRS-A-2899, April 2001.
- /SUM 92/ T. J. Sumerling (ed.):
Dry Run 3: A Trial Assessment of Underground Disposal of Radioactive Wastes Based on Probabilistic Risk Analysis, Overview
Department of Environment: Her Majesty's Inspectorate of Pollution-
Commissioned Research
DoE/HMIP/RR/92.039, June 1992, UK.
- /THO 89/ Thompson, B.G.J.:
The Time Dimension in Risk Analysis: Examples from Recent Work in the United Kingdom.
In: Saltelli et al. (eds.): Risk Analysis Nuclear Waste Management, pp. 231-262.
- /THO 93/ B. G. J. Thompson, B. Sagar:
The development and application of integrated procedures for post-closure assessment, based upon Monte-Carlo simulation: the probabilistic system assessment (PSA) approach
Reliability Engineering and System Safety 42, 125-160, 1993.

/UVP 97/ Gesetz über die Umweltverträglichkeitsprüfung (UVPG) vom
12. Februar 1990. BGBl. I S. 205, in der Fassung von 1997.

/VIE 99/ Vieno, T.; Nordman, H.: Safety Assessment of Spent Fuel Disposal in
Hästholmen, Kivetty, Olkiluoto and Romuvaara – TILA-99. VTT Energy,
March 1999. POSIVA 99-07.

Abkürzungsverzeichnis

ADINA.....	Automatic Dynamic Incremental Nonlinear Analysis (Rechencode)
AEAT	Atomic Energy Authority Technology (Großbritannien)
AEC	Atomic Energy Commission of Japan
AECL	Atomic Energy of Canada Ltd.
AKEND	Arbeitskreis Auswahlverfahren Endlager (Deutschland)
AMIGO.....	Approaches and Methods for Integrating Geologic Information in the Safety Case (NEA-Projekt)
AVV.....	Allgemeinen Verwaltungsvorschrift zu § 45 Strahlenschutzverordnung: Ermittlung der Strahlenexposition durch die Ableitung radioaktiver Stoffe aus kerntechnischen Anlagen oder Einrichtungen
BfS	Bundesamt für Strahlenschutz
BGR.....	Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe
BIOCLIM.....	Modelling Sequential Biosphere Systems under Climate Change for Radioactive Waste Disposal (EU-Projekt)
BIOMASS	International Programm on Biosphere Modelling and Assessment Methods (IAEA-Projekt)
BMU.....	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit
BNFL.....	British Nuclear Fuels
CM	Conceptual Model

d ³ f	distributed density driven flow (Rechencode)
DBE	Deutsche Gesellschaft zum Bau und Betrieb von Endlagern für Abfallwirtschaft mbH
DFD	Deutsch-Französisches Direktoratskomitee
DIP	Decision in Principle
DISFREI.....	Diffusions-Freisetzungsmodell (Komponente des Rechencodes MARNIE)
DOE	Department of Energy (USA)
EBS.....	Engineered Barrier System
EdF	Electricité de France
ENRESA.....	Empresa Nacional de Residuos Radiactivos - National Radioactive Waste Agency (Spanien)
ERAM	Endlager für radioaktive Abfälle Morsleben
EVEREST.....	Evaluation of Elements Responsible for the effective Engaged dose rates associated with the final Storage of radioactive waste (EU-Projekt)
FANFARE.....	FEP Analysis for Application to Risk Evaluation (Datenbank-Software)
FEPs.....	Features, Events and Processes
FHA.....	Future Human Actions
FZK/INE.....	Forschungszentrum Karlsruhe/Institut für Nukleare Entsorgung
GEOTRAP	OECD/NEA Project on Radionuclide Migration in Geologic, Heterogeneous Media

GKW Gotthardt, König & Wilms GmbH (jetzt delta h GmbH)

GSLIB Geostatistical Software Library

HEATING Heat Engineering and Transfer In Nine Geometries
(Rechencode)

HI Human Intrusion

HLW High Level Waste

HMIP Her Majesty's Inspectorate of Pollution (Großbritannien)

HSK Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (Schweiz)

HYDROCOIN Hydrologic Code Intercomparison Study

IAEA International Atomic Energy Agency

ICRP International Commission on Radiological Protection

IGSC Integration Group for the Safety Case of Radioactive Waste
Repositories (OECD/NEA)

INTRACOIN International Nuclide Transport Code Intercomparison Study

INTRAVAL International Transport code Validation

IPAG Integrated Performance Assessment Group (OECD/NEA)

IPSN Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (Frankreich, jetzt
IRSN)

IRSN Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (Frankreich)

JNC Japan Nuclear Cycle Development Institute

KBS-3 KärnBränsleSäkerhet Methode 3 (Schweden)

LILW	Low and Intermediate Level Waste
LLW	Low Level Waste
MARNIE.....	Modell zur Ausbreitung von Radionukliden im Endlagerbergwerk (Rechencode)
MDD.....	Master Directed Diagram (Hilfsmittel zur FEP-Analyse)
MELODIE.....	Modèle d'Evaluation à Long terme des Déchets Irradiants Enterrés (Rechencode)
NAGRA.....	Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle (Schweiz)
NAMMU	Numerical Assessment Method for Migration Underground (Rechencode)
NEA	Nuclear Energy Agency (OECD)
Nirex	United Kingdom Nirex Limited
NMU.....	Niedersächsisches Umweltministerium
NORM.....	Naturally Occurring Radioactive Materials
OECD	Organisation for Economic Co-operation and Development
OPG.....	Ontario Power Generation (Kanada)
PAAG.....	Performance Assessment Advisory Group (OECD/NEA)
PAGIS.....	Performance Assessment of Geological Isolation Systems for Radioactive Waste (EU-Projekt)
PID.....	Process Influence Diagram
POSIVA	Finish Radwaste Management Company

PROSA..... Probabilistic Safety Assessment (Niederländische Studie)

P&T..... Partitioning and Transmutation

REGIME..... Repository Evaluation performed by GRS and IRSN through a
Modelling Exercise

RES Rock Engineering System (SKB-Methodik)

SCK.CEN..... Studiecentrum voor Kernenergie . Centre d'étude de l'Energie
Nucléaire (Belgien)

SEDE..... Co-ordinating Group on Site Evaluation and Design of
Experiments for Radioactive Waste Disposal (OECD/NEA)

SICK Sickerwasserberechnung (Rechencode, jetzt: SPRING)

SKB..... Svensk Kärnbränslehantering AB - Swedish Nuclear Fuel &
Waste Management Co.

SKI..... Statens kärnkraftinspektion - Swedish Nuclear Power
Inspectorate

SNF..... Spent Nuclear Fuel

SNL..... Sandia National Laboratories (New Mexico)

SPA..... Spent Fuel Performance Assessment (EU-Projekt)

SPRING Simulation of Processes in Groundwater (Rechencode)

STUK Radiation and Nuclear Safety Authority (Finnland)

SUSA..... Stochastic Uncertainty and Sensitivity Analysis (Rechencode)

TMM Transport Mechanism Methodology

TOUGH..... Transport of Unsaturated Groundwater and Heat (Rechencode)

TSPA Total System Performance Assessment

TSS..... Total System Simulation

UVP Umweltverträglichkeitsprüfung

VARIOWIN..... MS-WINDOWS Programs for Exploratory Variography and
Variogram Modeling in 2D

WIPP..... Waste Isolation Pilot Plan (Carlsbad, New Mexico)

Abbildungsverzeichnis

Abb. 2.1	Endlagermodell mit Kennzeichnung potentieller Laugenzutritte für die probabilistische Unsicherheitsanalyse	26
Abb. 2.2	Kopfbereich eines MDD (aus /BAI 98/)	30
Abb. 2.3	Teil einer Einflussmatrix (aus /LOC 98/): Das Diagramm ist im Uhrzeigersinn zu lesen; CM 211 hat wenig (2) Einfluss auf CM 212, umgekehrt ist der Einfluss hoch (10).....	31
Abb. 2.4	Struktur der FEP-Datenbasis der NEA.....	40
Abb. 2.5	Beispiel für einen FEP-Eintrag in der FEP-Datenbasis der NEA	40
Abb. 3.1	Hydrogeologische Einheiten und Endlagerstandorte des REGIME-Regionalmodells.....	61
Abb. 4.1	Schematische Darstellung der entwickelten Methodik.....	87
Abb. 4.2	Definition der krummlinigen Koordinaten zur instationären Modellierung.....	89
Abb. 4.3	Ergebnis einer instationären geostatistischen Simulation für drei hydrogeologische Einheiten (Vertikalschnitt durch die Gorlebener Rinne).....	89
Abb. 4.4	Überlagerung der in Abbildung 4.3 dargestellten Verteilung mit einer räumlich variierenden Permeabilitätsverteilung.....	90
Abb. 4.5	Ergebnisse der 1D-Benchmarkrechnungen bei Verwendung der nichtlinearen LANGMUIR-Isotherme /FIS 01a/	93
Abb. 4.6	Ergebnisse der 2D-Vergleichsrechnungen zwischen NAMMU 6.3 und TOUGH2, dargestellt am Beispiel des Nuklid-Massenstroms über den Ausstromrand /FIS 01a/	94

Tabellenverzeichnis

Tab. 3.1	Einfluss der verschiedenen Lösungs- und Versatzszenarien auf die Hohlraumerweiterungen in den Kalisalzlagern des ERAM nach /HER 99/.....	67
-----------------	--	----